ESCOLA POLITÉCNICA DA UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA MECÂNICA

PROJETO MECÂNICO

10 (Dez) com louvor

ANÁLISE DOS PROCESSOS EM CENTRAIS ÁTOMO-ELÉTRICAS

Estudo do Programa Nuclear Brasileiro

Autores : ELIANA LEILA ALVIM MARTINS 9166305

José Roberto Rezende Rebello da Silva...9142859

Orientador : HILDO PERA

- 1983 -

" IN MEMORIAN "

Dedico este Trabalho de Formatura, enfeixando cinco anos de estudos superiores, à minha querida mãe Iracema, que foi a grande incentivadora durante toda minha vida estudantil e que partiu, este ano, sem poder assistir, como era seu imenso prazer e desejo, a conclusão do meu curso de Engenharia.

A lembrança de tua perseverança, dedicação, fé e amor e, a imensa saudade que sinto de ti, hão de continuar me incentivando e iluminando pelo resto de minha existência.

José Roberto Rezende Rebello da Silva

AGRADECIMENTOS

Desejamos externar nossos sinceros agradecimentos aos engenheiros Adélia Sahyuen (IPEN) e Zevi Kann (CESP), além do Professor Dr. José Maria Saiz Jabardo, que muito nos ajudaram na elaboração do roteiro deste trabalho e na obtenção da bibliografia e estudos relacionados com este tema; à "Assessoria de Comunicação Social", da Nuclebrás, pelo farto material enviado; ao Sr. Luiz Antonio Rezende Rebello da Silva, pelos serviços de datilografia e coordenação e a todas as pessoas que, direta ou indiretamente, colaboraram para que fosse possível a realização deste Trabalho de Formatura.

SUMÁRIO

Este Trabalho de Formatura visa analisar os processos que ocorrem em Centrais Átomo-Elétricas. Para tanto, foram necessários doze capítulos que tratam do assunto com gradual complexidade e especificidade. Nestes capítulos analisamos basicamente :

- o consumo de energia e a necessidade de fontes alternativas, entre elas a energia nuclear;
- o Programa Nuclear Brasileiro;
- conceitos fundamentais de Física Nuclear;
- aspectos gerais dos sistemas de potência nuclear;
- ciclo do combustível nuclear;
- os diversos tipos de reatores utilizados atualmente.

Nestas análises procuramos sempre dar uma ênfase maior aos temas relacionados com o caso brasileiro.

No fim deste trabalho anexamos diversos materiais adicionais, que tratam de certos assuntos com um maior enfoque técnico. São assuntos específicos, mas que julgamos serem importantes para um maior aprofundamento dos conhecimentos do leitor.

PREFÁCIO

Atualmente, muito se tem falado sobre fontes alternativas de energia e, dentro deste contexto, muitas críticas têm sido feitas ao Programa Nuclear Brasileiro e, também, à Energia Nuclear como uma solução opcional. Muitas destas críticas partem de eminentes especialistas do setor nuclear, mas muitas delas são provenientes de pessoas leigas no assunto e que, por isso mesmo, ao invés de elucidar pontos obscuros, acabam por mistificar a utilização dessa fonte energética, chegando mesmo a atemorizar a opinião pública.

A escolha do tema deste trabalho decorreu de / vários motivos, dentre os quais o mais importante foi o interesse que sempre despertou em nós. Como leigos, nos propusemos a / pesquisar e resumir os principais tópicos referentes ao assunto, tópicos estes muito gerais, tendo em vista a extensão e a grande complexidade dessa tecnologia. Na utilização da Energia Nuclear, muitas Ciências são utilizadas no seu mais alto grau de sofisticação ! Por tudo isto, seria uma enorme pretenção de nossa parte querer tratar minuciosamente ou, mesmo, projetar al-/ gum sistema de potência baseado na energia atômica num trabalho final de graduação, além do mais, as noções básicas do referido tema são vistas apenas em cursos de pós-graduação em entidades específicas.

O objetivo básico deste nosso estudo é o de nos familiarizarmos com o assunto em questão e tentar tratá-lo com coerência.

O texto não é próprio para os especialistas, / mas julgamos ser oportuno para os leigos, tanto para aqueles / que começam a despertar o seu interesse pela Energia Nuclear, / como é o nosso caso, quanto para os que criticam por mero exercício da crítica. Pretendemos dar uma noção, a mais ampla e abrangente possível, a fim de nortear os leitores em suas futuras críticas ou sugestões acerca do assunto, visto que nenhum trabalho sobre Centrais Átomo-Elétricas foi elaborado até a pre

sente data num curso de graduação.

Visando alcançar tais objetivos, elaboramos o trabalho basicamente em cinco partes. Na primeira parte, formada pelo capítulo I, tratamos da escalada do consumo energético e da necessidade de fontes alternativas, incluindo aí o papel da Energia Nuclear. Abordamos também a evolução do seu uso e as suas aplicações atuais em outros campos além do da geração de eletricidade. Esta parte se reveste de vasta gama de assuntos abordados e da superficialidade das análises.

A segunda parte do trabalho enfatiza o Programa Nuclear Brasileiro. Aí, discutimos primeiramente em que bases se deu a sua elaboração, apoiando-nos na versão oficial do Governo Brasileiro. A seguir tratamos dos órgãos competentes ligados à Energia Nuclear no Brasil, dando ênfase especial à Nu-/clebrás e às suas subsidiárias. Por último, fazemos uma intensa análise desse programa, a qual abrange vários aspectos e se baseia em publicações da SBPC e de diversos especialistas de renome.

A terceira parte, composta pelos capítulos V, VI, VII e VIII, já aborda aspectos técnicos. Estes capítulos visam dar ao leitor o embasamento necessário para o posterior a-/companhamento das análises detalhadas que fazemos a respeito dos tipos mais importantes de reatores, inclusive com comparações entre as vantagens e desvantagens de cada um. Dentro deste escopo, achamos necessária a colocação de um capítulo que tratasse dos tópicos fundamentais da Física Nuclear. Necessários também são os capítulos que o seguem, nos quais damos enfoque aos principais componentes de um reator nuclear, independentemente do tipo, à classificação, aos principais equipamentos dos Sistemas de Potência Nuclear e ao Ciclo do Combustível.

A quarta parte poderia ser classificada como / sendo a aplicação de todos os assuntos tratados anteriormente, porque nela fazemos a análise mais detalhada dos principais tipos de reatores utilizados atualmente: PWR, BWR, HTGR, HWR.

Estudamos assim os ciclos básicos que ocorrem em cada um deles e como são os núcleos desses reatores. Além dis

to, fazemos uma digressão acerca dos vasos de pressão, geradores de vapor, instalações nucleares auxiliares, sistemas de arrefecimento e de segurança, componentes operativos e de outros sistemas particulares a cada tipo. Foi enfatizado o caso dos reatores a água pressurizada, pois foi o tipo adotado pelo Brasil em seu Programa Nuclear.

Por fim, a quinta parte compreende os artigos anexados, os quais complementam assuntos específicos que julgamos serem importantes.

Esperamos que com este Trabalho de Formatura possamos atingir nossos objetivos expostos anteriormente, tanto no que se refere aos aspectos intrínsecos ao Programa Nuclear Brasileiro, quanto aos processos que ocorrem nas Centrais Átomo-Elétricas. A aquisição da Energia Nuclear como fonte alternativa é imprescindível, pois negar esta tecnologia significa dar as costas ao progresso. O importante é orientar o processo de aquisição e desenvolvê-lo de maneira correta e compatível com ou-/ tras formas de energia e com os verdadeiros anseios de nossa Nação.

Os Autores.

Novembro de 1983.

ÍNDICE

AGRADECIMENTOS II
SUMÁRIO IV
PREFÁCIO V

CAPÍTULO I . A NECESSIDADE DA ENERGIA NUCLEAR: ASPECTOS BÁSICOS

1 - Finalidade e resumo 1
2 - O consumo de energia e a necessidade de fontes alternativas
2.1 Comentários 2
2.2 Necessidade básica energética 2
2.3 Consumo de energia 3
2.4 Consumo de energia numa sociedade tecnológica. 4
2.5 O uso racional de energia 5
2.6 Fontes alternativas de energia 5
2.6.1 Usinas maré-elétricas 6
2.6.2 Usinas térmicas marinhas 6
2.6.3 Usinas hidrelétricas de baixa queda 7
2.6.4 Energia geotérmica 7
2.6.5 Energia eólica 8
2.6.6 Combústíveis sintéticos 8
2.6.7 Energia de fusão 9
2.6.8 Energia solar 10
3 - Energia nuclear: uma fonte alternativa de energia. e um modelo para o desenvolvimento de novas tecnologias
3.1 A aquisição do controle da energia nuclear pelo homem no processo de sua evolução 11
3.2 Histórico do desenvolvimento da energia nuclear 14
3.3 O problema do planejamento a longo prazo para a utilização de novas tecnologias 18
4 - Conceitos básicos
4.1 Reações nucleares : fundamentos 21

4.2 Reações e combustíveis nucleares: aplicação em reatores 23

5 - Aplicações da energia nuclear

5.1 Aspectos gerais 29

5.2 Raioisótopos em agricultura 31

5.3 Radiações em medicina 32

5.4 A utilização na indústria 35

6 - Geração de eletricidade por meio de energia nuclear: sua situação no mundo atual e a questão da segurança

6.1 Situação atual da energia nuclear 38

6.2 Segurança e confiabilidade 42

CAPÍTULO II . O PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO - VERSÃO OFICIAL

1 - Introdução 46

2 - O problema energético do Brasil: a necessidade da opção nuclear 47

3 - A escolha do parceiro e a assinatura do acordo nuclear 51

4 - A aplicação de salvaguardas internacionais 53

5 - O Brasil e a não proliferação das armas nucleares 54

6 - Brasil-República Federal da Alemanha : acordo sobre cooperação no campo dos usos pacíficos da energia nuclear 58

7 - A desaceleração do programa nuclear 64

CAPÍTULO III . ÓRGÃOS COMPETENTES LIGADOS À ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL

1 - Introdução 66

2 - Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPQ) 68

3 - Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR) 70

4 - Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN)

4.1 Histórico 71

4.2 Atribuições do CNEN 72

5 - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

(IPEN) 75
6 - Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) . 77
7 - Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) 78
8 - Empresas Nucleares Brasileiras S.A (NUCLEBRAS)
8.1 Estrutura da empresa 79
8.2 Atribuições, planejamento das atividades e investimentos 81
8.3 Uma breve evolução da atuação da empresa 83
8.4 As subsidiárias da NUCLEBRAS
8.4.1 Introdução 84
8.4.2 NUCLEBRAS Engenharia S.A (NUCLEN) ... 85
8.4.3 NUCLEBRÁS Equipamentos Pesados S.A (NUCLEP) 89
8.4.4 NUCLEBRÁS Auxiliar de Mineração S.A (NUCLAM) 91
8.4.5 NUCLEBRÁS de Monazita e Associados Ltda (NUCLEMON) 96
8.4.6 NUCLEBRÁS Construtora de Centrais Nucleares (NUCON) 98
8.4.7 NUCLEBRÁS Steag-Tep (NUSTEP) 98
8.4.8 NUCLEBRÁS Enriquecimento Isotópico S.A (NUCLEI) 98
8.5 Complexo Industrial (Mínero) do Planalto de Poços de Caldas 98
8.6 Complexo Industrial de Resende (CIR) 101
8.7 Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) ..
8.7.1 Estrutura 107
8.7.2 Atribuições do CDTN 107
8.7.3 Principais projetos em curso 110

CAPÍTULO IV . ANÁLISE E SUGESTÕES AO PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO
1 - Introdução 115
2 - O programa nuclear brasileiro de acordo com as políticas de mercado industrial e de ciência e tecnologia

2.1 Política de mercado 116
2.2 Política industrial 117
2.3 Política de ciência e tecnologia 119
2.4 Os principais tipos de programas nucleares
2.4.1 Programas tipo I : motivações estratégicas 121
2.4.2 Programas tipo II : motivações de desenvolvimento tecnológico 121
2.4.3 Programas tipo III : motivações energético-econômicas 123
2 - O caso do Programa Nuclear Brasileiro 125
2.5.1 A evolução da política nuclear brasileira . 126
2.5.2 A estrutura organizacional 128
2.5.3 Implicações comerciais e administrativas .. 132
2.5.4 Implicações industriais e tecnológicas 134
3 - Panorama energético brasileiro : o papel da nucleoeletricidade 137
3.1 Projeções para o consumo de energia no ano 2000 138
3.2 Oferta de energia primária para a geração de energia elétrica 149
3.3 A questão do custo da nucleoeletricidade comparativamente ao custo da hidroeletricidade . 155
4 - Aspectos estratégicos
4.1 A utilização eficiente de nossas reservas físseis : reatores superconversores 158
4.2 Implicações militares 164
4.3 Aproveitamento das reservas estratégicas brasileiras
4.3.1 Alternativas para o aproveitamento estratégico das reservas energéticas brasileiras 166
4.3.2 Programa de construção de reatores 171

CAPÍTULO V . TÓPICOS DE FÍSICA NUCLEAR

1 - A constituição do átomo 174
2 - Isótopos 176

3 - Estabilidade nuclear 177
4 - Radioatividade 177
4.1 Lei da desintegração radioativa 180
4.2 Lei da sobrevivência 180
5 - Reações nucleares 184
6 - Reações com neutrons 185
7 - Seção de choque 186
8 - Atenuação de um feixe de neutrons 189
9 - Energia de ligação 191
10 - Fusão e fissão 192
11 - Breeding (criação de isótopos físseis)..... 194
12 - Neutrons rápidos e térmicos 195
12.1 Neutrons térmicos 196
13 - Seção de choque de fissão 198
14 - Relação captura-fissão 199
15 - Neutrons de fissão 200
16 - Reação em cadeia 201

CAPÍTULO VI . PRINCIPAIS COMPONENTES DOS REATORES NUCLEARES. 204
1 - Elemento combustível 205
2 - Moderadores 207
3 - Refletores 207
4 - Refrigerante 208
5 - Controle e segurança 209
5.1 Sistemas de controle da radiatividade 210
5.2 Mecanismos de emergência 213
6 - Estrutura e blindagem 215

CAPÍTULO VII . SISTEMAS DE POTÊNCIA NUCLEAR 216
1 - Classificação dos sistemas de potência nuclear
1.1 Classificação básica : número de circuitos ... 217
1.2 Tipos de reatores 220
2 - Principais equipamentos 225

CAPÍTULO VIII . CICLO COMBUSTÍVEL
1 - Mineração 231
2 - Tratamento físico do minério 232
3 - Produção de concentrado de urânio 232

4 - Conversão 233
5 - Enriquecimento
5.1 Difusão gasosa 234
5.2 Ultra-centrifugação 235
5.3 Jato centrífugo 236
6 - Fabricação dos elementos combustíveis
6.1 Óxido de urâneo ou "CERMET " 237
6.2 Urânio metálico (puro ou em liga) 238
6.3 Sais solúveis e combustível fundido 239
7 - Utilização no reator 239
8 - Reprocessamento 240
9 - Tratamento dos rejeitos 241

CAPÍTULO IX . REATORES A ÁGUA PRESSURIZADA - PWR 242
1 - Núcleo do reator 244
2 - Unidade combustível 245
3 - Vaso de pressão 249
4 - Sistema de arrefecimento 250
5 - Gerador de vapor 252
6 - Bombas do circuito primário 252
7 - Pressurizador 253
8 - Instalações nucleares auxiliares 255
9 - Sistema de arrefecimento residual do núcleo 256
10 - Sistemas de segurança 259
10.1 Barreiras de proteção 259
10.2 Equipamentos e dispositivos de segurança 261
10.3 Tratamento e controle de substâncias radioativas 262
10.4 Instrumentação 263
11 - Controle e comportamento operativo 263

CAPÍTULO X . REATORES DE ÁGUA EM EBULIÇÃO - BWR 269
1 - Ciclo de geração de vapor 271
2 - Núcleo do reator 273
2.1 Unidade combustível 273
3 - Vaso de pressão 277
4 - Sistema de arrefecimento 277

4.1 Separador e secador de vapor 278
4.2 Sistema de recirculação 281
5 - Instalações nucleares auxiliares 282
6 - Sistemas de segurança 283

CAPÍTULO XI . REATORES A GÁS DE ALTA TEMPERATURA - HTGR :.... 286
1 - Ciclo gás-vapor 286
2 - Núcleo do reator 288
3 - Vaso do reator 290
4 - Sistema primário e secundário 291

CAPÍTULO XII . REATORES A ÁGUA PESADA - HWR 292
1 - Sistema básico 293
2 - Sistemas auxiliares e de segurança 296
3 - Considerações finais 297

BIBLIOGRAFIA 300
ANEXOS .....

CAPÍTUIO I :

A NECESSIDADE DA ENERGIA NUCLEAR : ASPECTOS BÁSICOS

1. FINALIDADE E RESUMO

Como o tema que ora abordamos nesse trabalho é por demais extenso, tornou-se fundamental a elaboração de um capítulo que tratasse do tema de uma maneira superficial, porém que não deixasse de se preocupar com vários tópicos que serão analisados posteriormente com mais detalhe.

Assim sendo, achamos por bem resumir uma vasta variedade de temas relacionados com a energia nuclear e expor , num capítulo introdutório, as principais análises provenientes de um extenso trabalho de pesquisa.

A utilização do primeiro capítulo visa justamente dar condições ao leitor de poder situar a energia nuclear num contexto mais amplo, que é o da necessidade de outras fontes de energia. Procura dár condições também, de se avaliar o progresso dessa tecnologia com relação a outras tecnologias alternativas e relacioná-la com os meios decisórios de uma sociedade.

Partindo do panorama global, dedicamos o ítem 3 desse capítulo ao progresso da energia nuclear, melhor dizendo, acompanhamos o processo de aquisição do controle dessa forma de energia pelo homem. A seguir, demos os fundamentos teóricos para o entendimento das análises que faremos até o capítulo V.

Embora o tema do presente estudo seja relativo à aplicação da Energia Nuclear na geração de eletricidade, achamos importantíssima a referência que fizemos as suas outras aplicações, constantes do ítem 5.

Por fim, começamos no ítem 6 a tratar das Centrais Nucleoelétricas propriamente ditas, avaliando a sua situação atual no mundo e os reatores mais empregados, discutindo , ainda, os seus desempenhos. Tratamos também, de um assunto polê

mico: a segurança das centrais nucleares e esperamos mesmo com essa rápida abordagem, esclarecer o leitor com respeito a isso.

2. O CONSUMO DE ENERGIA E A NECESSIDADE DE FONTES ALTERNATIVAS.

2.1- COMENTÁRIOS

De acordo com o AEC Regulatóry Guide, nos EUA, o pretendente para a construção de uma usina nuclear precisa justificar a sua construção. O argumento usual é o de que a demanda de energia elétrica tem crescido exponencialmente, dobrando aproximadamente a cada 10 anos. Mas obviamente esse crescimento exponencial não pode continuar, haverá um limite, e nossa incumbência é ver o que pode ser feito para restringir a taxa de consumo de energia e utilizar novas fontes.

Para isso, nós devemos primeiro discutir nossas necessidades mínimas de energia, examinar o consumo de energia em sociedades típicas, tentar reduzir o consumo e examinar o acesso a novas fontes de energia.

2.2- NECESSIDADE BÁSICA ENERGÉTICA (BEN)

Nós devemos definí-la como sendo a energia necessária para manter um indivíduo vivo. Os dietistas nos diriam que a energia alimentar que nós necessitamos é de aproximadamente 3.000 "calorias grandes" por dia por pessoa. Uma caloria grande corresponde a 1 kcal, então a quantidade é de 3 Mcal/dia/pessoa. Iremos introduzie a unidade ben (basic energy needs) como sendo básica e equivalendo a : 1 ben = 3 Mcal/dia/pessoa
Se nós convertêssemos isso em watts, teríamos:

$$\frac{(3X10^6) \times 4,2}{24 \times 3600} = 145 \text{ W/pessoa}$$

O consumo de 1 ben seria típico de uma sociedade humana, possivelmente um ou dois milhões de anos atrás. Então, não havia consumo pelas indústrias têxteis no processo de

fabricação de roupas, fábricas encarregadas de fazer objetos de aço como talheres etc. O homem alimenta-se meramente para manter-se vivo. Obviamente o homem que caçava não tinha luxo, também a densidade populacional era baixa.

2.3- CONSUMO DE ENERGIA

A sociedade agrícola primitiva é o exemplo típico de uma sociedade com um consumo mais alto de energia, tendo certos luxos. O consumo nesse tipo de sociedade é reportado como, sendo de cerca de 4 bens, portanto os indivíduos apreciam alguns confortos e luxos. A densidade populacional é de cerca de 64 por milha quadrada em comparação com 1 por milha quadrada para o homem primitivo. Esses luxos limitados e uma densidade populacional maior tornaram-se possíveis devido à alta taxa de energia alimentar colhida em relação à energia consumida. A razão é da ordem de 16:1. Assim, excessos de alimentos podiam ser produzidos sobrando uma parte que era dada aos animais.

Devemos notar que esta sociedade é completamente dependente da energia solar. O preço para isso é que levam cerca de 10 anos de crescimento da vegetação para fertilizar o solo; a um certo tempo, cerca de 10% das terras aráveis está sob cultivação enquanto as remanescentes 90% são deixadas para a vegetação crescer. Mesmo quando a terra deve ser limpa, os arbustos são protegidos.

Essa razão de 16:1 para esse tipo de sociedade é muito alta mesmo em comparação com os padrões de uma sociedade tecnologicamente bem mais desenvolvida, como é o caso dos EUA. Essa razão entre a energia colhida e a consumida para uma "indústria agrícola" norte-americana é 1:20. A razão dessa baixa relação é que elevadas quantidades de combustível fóssil são necessárias para colher os produtos da energia solar. Não há dúvida que a produtividade per capita dessa fazenda é excedentemente alta, mas isso é realizado por um preço muito alto: elevado consumo de energia de origem fóssil. As presentes práticas de agricultura serão somente possíveis até o dia em que fontes

de energia barata estiverem disponíveis. Após a exaustão dos suprimentos mundiais de combustíveis fósseis, a moderna fazenda atual se tornará ineficiente.

2.4- CONSUMO DE ENERGIA NUMA SOCIEDADE TECNOLÓGICA

Estudos destacam que numa sociedade agrícola avançada e em uma sociedade industrial, as taxas de consumo de energia estão por volta de 9 e 26 bens respectivamente, mas em uma sociedade tecnológica, na qual os Estados Unidos é um exemplo de consumo energético substancialmente elevado, alcaçam o índice de 77 bens.

Dos 77 bens, o transporte consome cerca de 21 bens, a indústria e a agricultura outros 30, 22 bens a mais para residências e comércio, e 3 bens para alimentação. A quantidade de 21 bens é consumida por carros caminhões e ônibos. Dos 30 bens para a indústria e agricultura mais da metade são usados para ingeção de ar de combustão em fornalhas, fundição, refinamento de óleo e mineração. O alumínio é um exemplo de um encargo energético pessado à sociedade. Cerca de 28×10^6 Btus,ou o equivalente a 15 ton. de carvão, são necessários para produzir somente um (1) ton. do metal a partir de 2 ton. de alumina.

Um outro processo de desperdício é o uso da energia elétrica para aquecimento, cozimento, e aquecedores de água quando proveniente de centrais termoelétricas. A eficiência da conversão de energia fóssil, como carvão, óleo, e gás, em elétrica é muito baixa: cerca de 32%. Um uso muito mais eficiente seria utilizar diretamente esses combustíveis para processos de aquecimento.

Finalmente mais energia pode ser economizada / pela redução do consumo de carne per capita. Note que a energia proveniente da alimentação nos EUA é de 3 bens. A razão para isso é que cerca de 2 bens são usados para alimentar animais, os quais são efetivamente de baixa eficiência proteica. De 10 Mcal dia (3,3 bens) da produção total de alimentos, cerca de 15% é desperdiçada na manipulação e processamento. Dos remanescentes/

8,5 Mcal, 2,2 Mcal são consumidos diretamente como alimento humano, mas 6,3 Mcal vão alimentar animais que produzem 0,9 Mcal/ de carne. Desde que os animais não produzem proteínas, eles meramente concentram as proteínas das plantas, eles podem ser pensados como concentradores de proteínas de 14% de eficiência. Além do mais comendo carne nós estamos aumentando custo energético do transporte.

2.5- O USO RACIONAL DE ENERGIA

Conforme vimos no ítem anterior, o consumo de energia de uma sociedade atual é brutal comparado com o consumo necessário para sobrevivência. Os principais fatores desse alto consumo são: conforto e luxo atuais e o desperdício. Por isso , torna-se fundamental o uso mais coerente da energia não a considerando mais como sendo supérfula e abundante. Todo um processo de conscientização deve ser feito a fim de se mudar os hábitos/ de uso excessivo de energia.

Como o uso racional da energia representa uma/ possibilidade para adiar o surgimento de sintomas de carência , todas as possibilidades de usar racionalmente a energia deverão ser exploradas. Toda via, isto não nos isenta da obrigação de considerar futuras soluções e de explorar quaisquer possibilidades oferecidas.

De acordo com a estimativa de especialistas americanos, as necessidades só podem ser reduzidas em até 20% do atual consumo global de energia primária; metade disto, naturalmente, será suprido novamente por um maior consumo para a proteção do meio ambiente.

A despeito das altas perdas de conversão, as / possibilidades de aproveitamento industrial da energia elétrica, uma forma de energia de alta qualidade, podem contribuir para / consideráveis reduções no consumo de energia primária.

2.6- FONTES ALTERNATIVAS DE ENERGIA

" As necessidades de energia terão que ser contrastadas com os custos sociais e ambientais;uma decisão para estabelecer certos padrões de poluição ou para banir os motores de combustão interna ou para financiar o desenvolvimento de usinas nucleares tem os maiores efeitos econômicos e políticos .As sociedades democráticas não são notadas pela suahabilidade em tomar decisões a longo prazo. Já um crescimento indefinido no consumo de energia e na população humana, não é mais simplesmente possível"

De E. Cook, em Scientific American.

O que transcrevemos acima frisa a necessidade/ soluções energéticas de acordo com as necessidades e possibilidades locais. Assim, a inércia social (na tomada de decisões)será menor. De todo modo, soluções alternativas devem ser buscadas. A seguir citamos algumas possíveis fontes alternativas de/ energia que vêm sendo desenvolvidas ou pesquisadas em outros / países e que podem não ser as melhores soluções para o Brasil , conforme discutiremos no capítulo IV desse trabalho.

2.6.1- USINAS MARÉ-ELÈTRICAS

Essas usinas para que possam operar economicamente exigem marés e condições de terreno que só se encontram / em pouquíssimos locais do mundo. Além disso o dispêndio de capital envolvido e o impacto sobre o meio ambiente representam problemas similares aos das usinas hidroelétricas.

A única usina maré elétrica importante que se conhece (240 Mw) está situada no estuário do RANCE, no norte da França, mas ainda não atingiu o estágio de operação econômica. As turbinas de bulbo suspensas na corrente apresentam as maiores dificuldades.

2.6.2- USINAS TÉRMICAS MARINHAS

Utilizam a diferença de temperatura entre as várias profundidades da mar. Até agora só existem estudos sobre

elas. Os custos previsíveis de produção de energia elétrica saem dez vezes mais altos que os normalmente obtidos em reatores nucleares a água leve.

2.6.3- USINAS HIDRELÉTRICAS DE BAIXA QUEDA

Na maioria dos rios de planície, o aproveitamento sempre visou apenas a irrigação de áreas para cultivo e construções para navegação. Torna-se evidente a necessidade de aproveitamento dos cursos médio e baixo dos rios no sentido de utilizar sua total capacidade energética.

As turbinas tubulares, próprias para baixas quedas de água, possibilitam o aproveitamento energético do rio em regiões planas, em quedas de 1 a 20 ou 25 metros com eficiência mais alta que a apresentada pelas turbinas kaplan, e exigindo um curso de construção civil 10 a 15% menor.

Além de representar apenas parte da capacidade de produção de energia do rio, a construção de grandes usinas para altas quedas de água, envolve a utilização de turbinas de grandes dimensões e uma localização afastada dos centros consumidores, aumentando as perdas na transmissão. Por outro lado a utilização de baixas quedas elimina esses problemas.

Entretanto, a utilização de baixas quedas de água apresentam dois problemas básicos: problemas calsados ao comportamento das máquinas, provocados por mudanças no escoamento da água, devido a flutuações, às vezes elevadas, na altura de queda; e alto custo específico da máquina, devido à alta vazão necessária para produzir cada quilowatt.

Os últimos projetos porém, têm demonstrado que a estabilidade dos conjuntos que utilizam turbinas tubulares têm melhorado bastante. Além disso, essas turbinas possibilitam o aproveitamento, com alta eficiência, de quedas que não poderiam ser exploradas tão eficientemente com turbinas Kaplan. Portanto, a utilização das baixas quedas tende a ser cada vez maior

2.6.4- ENERGIA GEOTÉRMICA

Para todos os fins, é incapaz de ser aproveitada em diversos países. Além do fato de que a tecnologia ainda não foi desenvolvida, uma carga considerável de substâncias nocivas contidas no vapor que sai da terra é lançada ao ambiente, tais como compostos de bório, amônio e enxofre. Uma excessão é a usina situada nos campos de vapor de Lardarello, sul de Florença (400 MW), onde se pode aproveitar vapor limpo e seco.

2.6.5- ENERGIA EÓLICA

O vento sem dúvida oferece um apreciável potencial energético que poderia ser bem aproveitado em processos intermitentes. Para aplicação em processos contínuos, devido às grandes flutuações com o tempo e localidade, seu uso requer enormes dispêndios em sistemas de acumuladores e rede de interligação para estabilizá-los. O custo de investimentos para instalar os equipamentos terá de ser reduzido pela metade ou quarta parte, antes que as eóleo-elétricas possam se tornar competitivas.

2.6.6- COMBUSTÍVEIS SINTÉTICOS

Inúmeros esforços têm sido desenvolvidos no que se refere a estudos para facilitar a produção de combustíveis derivados de carvão, xisto, alcatrão e mesmo biomassa ou outros materiais residuais. Entre as tecnologias a serem consideradas para consolidação estão a liquefação e gaseificação do carvão, extração do óleo do xisto e alcatrão, aproveitamento melhor dos lixos municipais, extração não convencional de gás e turfa.

Quanto ao lixo como combustível de uma usina termoelétrica possui todas as desvantagens da atuais usinas de combustão no que diz respeito aos danos sobre o meio-ambiente, sendo, além disso, apenas de disponibilidade limitada como fonte de energia. Seu valor calorífico é de aproximadamente 1/4 a 1/2 do de carvão mineral; 73% de seu valor térmico são forneci-

das por papel, que não deveria ser queimado se houvesse racionalização de energia.

2.6.7 - ENERGIA DE FUSÃO

O uso da fusão nuclear para à produção de energia elétrica ainda está no campo da especulação.

Após mais de 20 anos de pesquisa, com um custo elevadíssimo, ninguém ainda obteve sucesso, mesmo em escala de laboratório, nas tentativas de explorar a fusão controlada.

O processo consiste na procura da obtenção de energia a partir de fusão de elementos leves, como os isótopos de hidrogênio: deutério e trítio ou hélio.

Os meios para se controlar as reações de fusão nuclear são anciosamente esperados pelos físicos, pois representam a possibilidade de usar o hidrogênio como matéria-prima. Em cada 7.000 átomos de hidrogênio existe um de deutério e os átomos desse isótopo existente em um litro de água comum contém uma energia equivalente a 300 litros de gasolina azul. Se considerarmos o volume de água existente nos oceanos é possível imaginar que se trata de uma quantidade quase infinita de energia à nossa disposição. A frustração dos cientistas é grande porque as reações de fissão controladas já são comuns nos reatores nucleares, mas o controle das reações de fusão que permitiria o uso desses recursos se tem revelado muito mais complexo do que se poderia prever.

São duas principais condições para se conseguir liberar energia nos processos de fusão: elevar um isótopa do hidrogênio, o deutério (um gás) a uma temperatura de 100 milhões de graus centígrados (a essa temperatura os núcleos se movem com tal rapidez que podem se fundir); conter a pressão exercida pelo gás quente o plasma, durante vários segundos. A primeira condição é conseguida com algumas facilidades de vários modos: ou fazendo passar uma corrente de vários milhares de ampéres através do plasma que assim se aquece; ou excitando-o com campos de alta frequência; ou ingetando átomos neutros de alta

energia no plasma, onde são ionizados e freados, transmitindo - -lhe sua energia.

O grande desafio ainda não superado pelos cientistas é a descoberta de um recipiente que não se evapore com as elevadas temperaturas envolvidas. É evidente que nenhum material pode resistir a essas temperaturas durante muito tempo sem se evaporizar.

O projeto "Jet", um estágio ainda preliminar a caminho da fusão nuclear controlada, está alcançando um progresso ainda muito lento. Portanto, o emprego da fusão para produzir energia elétrica é inconcebível ainda nesse século.

2.6.8- ENERGIA SOLAR

Dos 5.100×10^{18} Btu/ano de radiação solar que atinge a atmosfera terrestre, cerca de 27% é absorvida pela evaporação da água, aproximadamente 0,12% pela produção fotossintética de biomassa, e somente 0,00036% é convertida em alimento humano. Exprssada de uma maneira diferente por volta de 0,31% da energia de biomassa é usada como alimentação humana. Há várias razões para que a eficiência efetiva da fotossíntese seja baixa. Uma delas é que somente 25% da radiação solar que atinge a superfície da Terra é utilizável para fotossíntese. Há também perdas devido à respiração das plantas e outras.

Os cientistas estão pesquisando novos métodos para coletar mais eficientemente a energia solar. Uma das idéias propostas é a da construção de fazendas de algas ou chlorellas, estimadas como sendo, no mínimo, 100 vezes mais eficientes no uso da energia solar. O problema está em diminuir a diferença entre a energia solar utilizável e a energia líquida em biomassa e no custo dessas fazendas, aproximadamente 100 vezes mais caro que o carvão.

Outra idéia é a utilização de fazendas solares cujos principais méritos reside no fato de serem 30 vezes mais eficientes que uma fazenda convencional e poderem se estabelecer em desertos, impróprios para as fazendas normais. O siste -

ma, em princípio, é como um reator nuclear, com um trocador de/ calor intermediário, onde o calor do líquido refrigerante Nak é transferido para o vapor movimentar a turbina. A diferença é que a energia solar é a fonte de calor.

O problema,entretanto, é que a energia solar / necessita ser "colhida" por uma área muito grande. Um outro problema seria o da temperatura de entrada do metal - líquido refrigerante no trocador: 560º C. O problema é agravado pela grande extensão das tubulações o que dificultaria ainda mais a isolação térmica das mesmas.

Uma imaginativa proposta é a colocação de um / satélite na órbita síncrona equatorial da terra. Esse satélite, seria constituído de painéis cobertos por células solares. A / corrente contínua criada seria transmitida para a terra em forma de microondas, onde seria reconvertida em corrente contínua. Isso eliminaria o problema da noite e das condições atmosféricas.

Além dessas sugestões, existem 2 mais convencionais ou conhecidos: utilizar o calor do sol diretamente para aquecimento e a outra, converter uma parcela da energia solar / em elétrica.

Os aquecedores solar de água são simples, relativamente baratos e são fabricados comercialmente na Austrália, Israel, Japão, URSS e EUA. Quanto à última sugestão, baseia-se/ no efeito fotovoltaico e ainda não é competitiva do ponto de vista econômico. Além do mais, o rendimento de conversão destas células é de aproximadamente de 10%, e mesmo o rendimento máximo/ teórico é de apenas 22%, aproximadamente.

Quanto à fissão nuclear, trataremos extensamente esse assunto nas páginas que se seguem desse trabalho.

3. ENERGIA NUCLEAR: UMA FONTE ALTERNATIVA DE ENERGIA E UM MODELO PARA O DESENVOLVIMENTO DE NOVAS TECNOLOGIAS

3.1-A AQUISIÇÃO DO CONTROLE DA ENERGIA NUCLEAR PELO HOMEM NO PROCESSO DE SUA EVOLUÇÃO

Durante a evolução biológica ocorreram um cem-número de fatos importantes e que foram os principais responsáveis pela formação da enorme diversidade de seres vivos. Alguns desses fatos se destacaram pela enorme importância de seus efeitos. Assim, o desenvolvimento do sexo trouxe como consequência uma diversificação tão grande que é licito afirmar que nas espécies de organismos que se reproduzem sexuadamente e por fecundação cruzada cada indivíduo é um tipo único, e que não existiu não existe e nem existirá outro geneticamente igual a ele, com a única exeessão dos gêmeos idênticos. As espécies com essa variabilidade de tipos puderam evoluir sob a ação da seleção natural adapitando-se cada vez mais aos vários ambientes onde vivem, explorando e invadindo novos habitats e perpetuando a vida na superfície da terra.

Os seres vivos são produtos de cadeias de reações químicas muito intensas e que sem solução de continuidade se vêm desenrolando há cerca de 2 bilhões de ano. Esse sistema de reações, para se realizar, necessita de grande quantidade de energia. Um sistema de captação, aproveitamento e armazenamento de energia solar apareceu muito cedo na história da vida. Os vegetais desenvolveram um sistema de pigmentos, a clorofila sendo o principal, e de enzimas, que é capaz de captar e transformar energia luminosa e térmica recebida do sol e armazená-la sob a forma de energia química nos alimentos. Esse sistema é ainsa a principal fonte da energia utilizada pelos seres vivos.

Outro acontecimento importante na evolução biológica foi o aparecimento do homem, a única espécie que conse - guiu passar de simples peça passiva do processo da evolução biológica para um de seus dirigentes. O homem atingiu um desenvolvimento que lhe permite orientar a evolução biológica de grande número de espécies na superfície da terra. Na história de homem ocorreram inúmeras aquisições de ordem tecnológicas, algumas das quais sobressaíram pela importância de seus efeitos. Assim, para lembrar algumas podemos citar o controle do fogo, a descoberta da roda, a invenção da impressão e os aperfeiçoamentos dos meios de documentação e divulgação, a produção e controle da e-

letricidade, e a invenção do motor de explosão, etc. Apesar de todo progresso tecnológico, até hoje grande parte da energia consumida pelo homem tanto no seu corpo como nas suas atividades diárias, provém direta ou indiretamente do sol. A energia armazenada nos alimentos, a energia obtida dos combustíveis convencionais, petróleo, carvão, derivam de transformações da matéria orgânica originalmente produzida pela função clorofiliana das plantas que utilizam a energia solar. A energia hidroelétrica é consequência direta da ação solar, produzindo a evaporação da água de lugares baixos e a precipitação em lugares mais elevados. O homem também conseguiu produzir e obter energia por transformações químicas. Assim, a produção da pólvora e a do TNT podem ser citadas como acontecimentos importantes na história da tecnologia, mas não têm maiores significados como fontes de energia.

O progresso humano é de tal ordem e o consumo de energia tão intensificado que em futuro próximo os combustíveis convencionais, por não serem produzidos na taxa com que são consumidos, tenderão a ser extinguir ou a tornarem-se insuficientes para as necessidades humanas. A produção de energia através de usinas hidroelétricas não será suficiente, em futuro próximo, para suprir as necessidades decorrentes do progresso industrial.

O homem na presente geração conseguiu uma nova aquisição técnica de importância fundamental que sem dúvida marcará época na sua história - conseguiu o controle da energia nuclear.

Essa extraordinária fonte de energia, que já o libertou do pesadelo da possível falta de energia pelo esgotamento das reservas de petróleo e de carvão, abriu-lhe novos horizontes de possibilidades infinitas. Mas não nos devemos esquecer que a energia nuclear é de emprego muito perigoso. É de todo conveniente que os conhecimentos para seu emprego racional e seguro sejam bem divulgados antes do homem entrar na fase de plenitude de sua utilização.

3.2 - HISTÓRICO DO DESENVOLVIMENTO DA ENERGIA NUCLEAR

O uso da energia nuclear, completamente desconhecido nas primeiras décadas do século XX, já está tão difundido que não causa mais espanto. Os isótopos radioativos são aplicados nos hospitais e nas indústrias; constroem-se usinas nucleares para produção de energia elétrica; e as armas que se fabricam são cada vez mais poderosas.

O primeiro fenômeno devido à energia nuclear a ser estudado foi o da radioatividade natural, descoberta em 1.896 por H. Becquerel. Ele notou que os compostos do urânio estão continuamente emitindo radiação ou partículas eletrizadas invisíveis, capazes de sensibilizar placas fotográficas. Mais tarde, Maria Curie e seu marido Pierre Curie descobriram um elemento muito mais fortemente radioativo (o rádio), e estudaram as radiações emitidas. Posteriormente, Rutherford e Soddy mostraram que elas deviam provir do próprio núcleo atômico. À medida que a substância ia emitindo essas radiações, sua atividade diminuía. Isso significava que, nesse processo, a substância sofria uma transformação. Cada núcleo que emitia uma partícula transforma-se em outro diferente, que por sua vez poderia ser radioativo ou não. Conhecendo-se o elemento inicial e a radiação emitida, era possível prever o elemento que seria formado.

Durante muito tempo, apesar de aumentarem os conhecimentos a respeito da extrutura do átomo, as únicas reações nucleares conhecidas eram as que ocorriam espontaneamente. Somente a partir de 1.919, Rutherford começou a realizar experiência em que bombardeava com partícolas alfa (núcleos de hélio 4) uma série de núcleos estáveis, procurando criar transmutações nucleares artificiais. Utilizando nitrogênio 14 gasoso como alvo, conseguiu obter átomos de oxigênio, havendo emissão de um próton no processo. Ele supôs que inicialmente a partícula alfa era absorvida, formando-se um núcleo de flúor 18 instável. Este então se desintegraria em um núcleo de oxigênio 17 emitindo um próton. Bombardeando outras substâncias com partículas al

fa, também é possível produzir reações nucleares, e transformar um elemento químico em outro.

Após, a descoberta experimental do nêutron por Bothe e Becker, em 1.930, também este começou a ser utilizado como projétil nuclear. O nêutron, por não ter carga elétrica, pode aproximar-se facilmente dos núcleos, e provocar reações. Por isso, são mais interessante como projéteis do que as partículas alfa, que sofrem grande repulsão elétrica, e dificilmente atingem o núcleo.

Bombardeando-se núcleos atômicos com nêutrons, pode ocorrer sua absorção, formando-se um núcleo excitado, altamente energético. Ele podia, a seguir, emitir radiações ou partículas eletrizadas, formando-se, neste último caso, novos elementos.

Em 1.934, E. Fermi bombardeou com nêutrons uma amostra de urânio, e obteve vários elementos radioativos artificiais que não conseguiu identificar. Apenas em 1.939 os químicos alemães O. Hahn e F. Strassmann descobriram que um dos elementos formados era o bário, cuja massa é aproximadamente igual à metade da do urânio. Logo depois, L. Meitner e O. Frisch explicaram o fenômeno. Descobriram que o núcleo de urânio, após absorver o nêutron, rompia-se em dois outros mais leve, com aproximadamente a mesma massa, e emitiam algumas partículas. Nesta reação, conhecida pelo nome de FISSÃO NUCLEAR, desprende-se uma enorme quantidade de energia.

As reações nucleares até emtão conhecidas eram de interesse puramente científico; não se podia pensar em utilizá-las para gerar energia, pois, para provocar a modificação de cada núcleo, era necessário dispor de uma partícula muito veloz e de difícil consecução (nêutron, próton ou partícula alfa). Mas a fissão nuclear prometia abrir novos campos, pois cada núcleo que se parte produz novos nêutrons, que podem provocar novas fissões, e assim por diante. Não é preciso manter a amostra sob bombardeio externo pois ele mesmo produz os projéteis, através de reações em cadeia: um nêutron provoca a quebra de um núcleo,

surgindo dois ou mais nêutrons que, por sua vez, podem fender / novos núcleos, surgindo a cada um deles mais dois ou três nêu - trons, e assim por diante. Se os nêutrons não escaparem do material, o número de reações aumentará muito rapidamente, podendo/ resultar um desprendimento quase instantâneo de enorme energia.

Em 1.939, o professor Niels Bohr, de Copenha - gue, declarou que, bombardeando-se uma pequena quantidade de isótopo 235 do urânio por nêutrons lentos, podia-se obter uma reação em cadeia ou explosão nuclear de uma força tal que faria / saltar os laboratórios e todos os edifícios que se encontrassem em um raio de várias milhas ao redor. Pouco depois, todas as informações sobre a fissão nuclear passaram a ser consideradas segredos militares, e nada mais apareceu na imprensa. Seis anos / mais tarde, no estado do Novo México, nos Estados Unidos, explodia a primeira bomba nuclear, confirmando as previsões de Bohr. Começava a era nuclear.

Não há diferença fundamental entre reatores e bombas nucleares. Excetuando-se as bombas de hidrgênio, que são de um tipo especial, a libertação de energia é sempre proveniente da fissão de elementos pesados, por meio de reações em cadeia.

O primeiro reator nuclear, construído por Fermi e seus colaboradores para fins de pesquisa, começou a funcionar em 1.942. Uma das finalidades mais importantes desse primeiro reator era a determinação de uma constante denominada massa/ crítica. Seu conhecimento é necessário na construção de bombas/ nucleares, pois dá a quantidade mínima de urânio 235 puro que provocaria uma reação em cadeia explosiva, se fosse colocado , sob a forma de uma esfera compacta.

Esse limite existe porque nem todos os nêutrons emitidos nas fissões nucleares vão produzir outras fissões: numerosas partículas escapam do bloco de urânio sem produzir reação alguma. Portanto, somente utilizando um bloco de dimensões/ tais que o número de nêutrons produzidos seja superior ao dos que escapam haverá uma reação em cadeia do tipo explosivo. Com blocos muito pequenos, haverá um equilíbrio entre o número de nêutrons produzidos e os que escapam, e a reação terá uma velo-

cidade bem definida, podendo processar-se lentamente. Também alterando a forma e a distribuição do material é possível controlar a reação em cadeia. Esta propriedade é utilizada nos grandes reatores destinados ao fornecimento de energia elétrica.

Não há diferenças qualitativas entre reatores e bombas nucleares; o que varia é apenas a velocidade com que se processa a reação, em cada caso. Uma bomba nuclear é um reator que consome todo seu combustível em tempo muito curto. Existem muitos reatores que poderiam explodir, retirando-se totalmente de seu interior as barras de controle, mas existem dispositivos especiais para impedir isso.

Apesar das enormes fontes de energia que a fissão nuclear lhes tinha proporcionado, os cientistas não ficaram satisfeitos: menos de um milésimo da massa dos núcleos utilizados era transformado em energia; todo o restante continuava sob a forma de matéria. E logo conseguiram descobrir reações nucleares em que uma fração maior da massa total era aproveitada.

As reações que permitem obter essas energias ainda maiores do que as libertadas na fissão nuclear são denominadas reações de fusão nuclear ou reações termonucleares. Elas são utilizadas nas bombas de hidrogênio, e ocorrem naturalmente em todas as estrelas; a energia solar, por exemplo, provém de reações termonucleares.

Na fissão nuclear, um núcleo se parte em dois outros, libertando eventualmente algumas partículas. Quando a soma das massas dos produtos é inferior à soma das massas dos reagentes, há desprendimento de energia. É o que sucede na fissão do urânio. Outros elementos, no entanto, só podem sofrer fissão se lhes for dada uma grande quantidade de energia, pois a soma das massas, dos produtos é superior à soma das massas dos reagentes. É o que sucede no caso dos elementos leves. Isso quer dizer que a reação inversa pode ocorrer, com disprendimento de energia. Esta reação inversa da fissão - a união de dois ou mais núcleos para formar um outro mais pesado - é a FUSÃO NUCLEAR.

As reações de fusão nuclear em que ocorre maior

desprendimento de energia são aquelas nas quais núcleos de hélio derivam de outros mais leves. Para produzir essas reações, no entanto, surgem enormes dificuldades,conforme vimos no ítem 3.6.7 . Para solucioná-las estão sendo estudados alguns processos da física dos plasmas. Se isto for conseguido, haverá à disposição do homem fontes de energia praticamente inesgotáveis será possível utilizar até o hidrogênio existente na água comum e não é possivel imaginar combustível mais barato.

Por outro lado,é possível obter,em princípio, desprendimentos de energia ainda maiores do que os ocorridos , na fusão nuclear. Em todas as reações nucleares estudadas na prática ou na teoria, a energia despredida representa no máximo um centésimo da massa total dos reagentes.

No entanto, há processos- ainda incontrolá - veis pelo homem- em que a aniquilação da matéria é total,e toda a massa existente adquire a forma de energia livre. Os conhecidos são reações entre partículas elementares (e não processos ∠ nucleares). Quando um elétron negativo e um positivo (pósitron) se encontram, dá-se um processo de aniquilação;os dois desaparecem,surgindo em seu lugar dois fótons de altíssima energia . A massa de repouso dos produtos é nula; há transformação total de massa em energia. Uma bomba em que se realizasse a reação entre elétrons e pósitrons,portanto, seria cem vezes mais potente do que uma bomba de hidrogênio de igual massa.

Essa possibilidade de transformação total de matéria em energia,no entanto, talvez permaneça por muito tempo inalcançável. Embora a quantidade de elétrons existentes na matéria seja enorme, não existem pósitrons naturais, pelo menos ∠ nas regiões do Universo atualmente conhecidas. Como a fabricação artificial de pósitrons exige o uso de energia iguais ou maiores do que as que seriam obtidas, não há, atualmente, perspectiva de se conseguir a utilização prática de reações entre ∠ partículas elementares.

3.3- O PROBLEMA DO PLANEJAMENTO A LONGO PRAZO PARA A UTILIZAÇÃO DE NOVAS TECNOLOGIAS;

Vale a pena transcrever aqui o que o Sr. Glenn T. Seaborg disse ao jornal Newsweek,a 4 de janeiro de 1971 no artigo:" The Controversial Abmic Energy Commission " :

"Em nossa sociedade altamente tecnológica, onde nos deparamos com muitos problemas como resultado do pobre , planejamento dos usos da ciência e tecnologia, é compreensível/ que a energia nuclear esteja sob ataque como parte da desiluzão pública com a ciência e tecnologia. Essas concequências - incluindo o efeito da energia nuclear no ambiente - devem ser vigorosamente debatidas. No caso da energia nuclear,eu acredito que / quando todas as partes forem ouvidas e todos os fatos apresentados, o público irá concordar que as suas vantagens vão exceder/ em muito os seus problemas. De fato, o desenvolvimento da energia nuclear deve provar ser um ponto de mudança de direção na maneira pela qual nós planejamos e desenvolvemos muitas de nossas futuras tecnologias ".

Nos últimos anos muitos estudos e pesquisas , têm sido feitos no que se refere ao futuro da humanidade.Nesses estudos são abordados problemas que,de uma forma ou de outra,estão relacionados,tais como: aceleração do processo de industrialização, rápido crescimento populacional, má nutrição, exaustão das fontes não renováveis de energia, e deterioração do meio ambiente, entre outros. Suas previsões não são das mais otimistas e chegam mesmo a profetizar uma era negra com um fim catastrófico.

De acordo com tais previsões, enquanto a população mundial e a necessidade de alimentos continuarão a crescer, as fontes não renováveis de energia irão diminuir numa taxa acelerada, o que trará um efeito catastrófico sobre nossos suprimentos de comida e também sobre a população, visto que o transporte, geração de energia, e outros sistemas dos quais nós dependemos em nossa moderna sociedade industrial serão abalados / de maneira insuportável.

As principais causas disso, enfatizam tais estudos, estão no fato de que nossos modernos sistemas tecnológicos são irremediavelmente sobrecarregados, pobremente planeja -

dos e mal dirigidos, e que a população segue pensando que o desenvolvimento de uma tecnologia se dá instantaneamente. Essa passividade impensada é muito nociva porque aumenta a inércia na tomada de decisões.

Muitos entendidos do setor energético não concordam com tais previsões, mas esse não é o ponto. Mais cedo ou mais tarde, nós começaremos a exaurir nossas fontes não renováveis, mas devido às inflexibilidades em nossos sistemas social, econômico, político e legal, nossa organização industrial e população continuarão a crescer por um tempo para então, subitamente entrar em colapso.

A atual crise energética nos dá um mini exemplo das consequências catastróficas de um crescimento sócio-econômico sem um planejamento a longo prazo. Os entendidos perceberam que a crise energética estava chegando mas não puderam afastá-la, porque já era muito tarde; para evitá-la, o planejamento deveria ter começado a uns 20 ou 30 anos atrás.

Em contraste com a história do desenvolvimento pouco planejado de muitas de nossas tecnologias, a tecnologia nuclear é marcada com um número grande de decisões visando o futuro. Poderíamos citar diversos exemplos que comprovariam o que acabamos de dizer, mas que o mais importante, é que hajam amplas discussões a respeito desse planejamento.

Primeiramente esses diálogos serviriam para se conhecer as necessidades e disponibilidades regionais no tocante à energia, porque as diferentes regiões têm diferentes viabilidades econômicas de fontes de energia para a geração de eletricidade. O que pode ser bom para uma região pode não ser viável para outra. Seriam assim evitadas as soluções globais e uniformes.

Além disso, a população seria alertada para o fato de que as tecnologias energéticas, como a fusão nuclear, energia solar, e outras, não podem ser desenvolvidas instantaneamente, mas que existe um período de tempo para os seus desenvolvimentos. Deve ser criada uma filosofia básica de educação conscientizando a população para esse problema.

A vantagem do Brasil é que o seu consumo energético per capita é ainda baixo. Os problemas a serem enfrentados aqui serão semelhantes aos de outros países e por isso devemos começar agora esse planejamento a longo prazo, levando em conta as necessidades regionais e suas possibilidades.

Poderíamos formular uma política energética nacional englobando as políticas energéticas regionais, que teriam um planejamento a longo prazo para o desenvolvimento de alternativas locais. A Política nuclear deveria portanto, ser encarada sob esse mesmo aspecto e teria a vantagem de que o desenvolvimento de sua tecnologia sempre foi marcada por decisões visando o futuro.

4. - CONCEITOS BÁSICOS

4.1 - REAÇÕES NUCLEARES : FUNDAMENTOS

Para que os não iniciados em física de nêutrons e engenharia de reatores possam acompanhar as considerações que faremos até o capítulo IV, faremos, a seguir, uma pequena digressão de caráter puramente qualitativo, deixando de lado qualquer formalismo matemático, sobre alguns fenômenos básicos que regem o emprego da energia nuclear.

O núcleo do átomo é constituído por prótons e nêutrons. O prótons são partículas com carga elétrica positiva/ e tendem a repelir-se mutuamente. Quanto mais próximos estão um do outro, maior é a força de repulsão elétrica. Contudo, são / mantidos a pequenas distâncias, no núcleo, graças às forças nucleares, cuja ação atrativa supera as forças elétricas repulsivas dos prótons.

As forças nucleares só agem quando duas partículas estão muito próximas uma da outra. Mesmo dentro de um núcleo, dois prótons que não sejam adjacentes praticamente não se atraem por forças nucleares, apesar de a distância ser muito pequena. Se algum próton puder se afastar um pouco dos outros que existem no núcleo, as forças nucleares deixarão de agir, e ele/

será repelido, sendo ejetado com grande velocidade. Isto realmente acontece em alguns casos. Em determinadas condições, tanto, os prótons quanto os nêutrons (ou grupos maiores formados por prótons e nêutrons) podem escapar com grande energia do átomo. Estes processos ocorrem espontaneamente nos núcleos de alguns elementos, dando origem à radioatividade natural.

Existem outros processos nucleares em que também pode ocorrer desprendimento de energia, por exemplo: se um núcleo é bombadeado com nêutrons, ele pode absorvê-los, atraindo-os devido às forças nucleares; o novo núcleo formado ganha muita energia, devido à chegada do nêutron, e talvez não consiga se conservar coeso; então ele pode se partir em dois ou mais pedaços, que se afastam com grande velocidade, ou emitem partículas e radiações. É a radioatividade artificial.

As forças nucleares, portanto, têm grande importância em todos os casos. É por meio delas que se dá a transferência de energia que se liberta quando a coesão entre as partículas do núcleo se rompe.

A energia que é desprendida ou absorvida em cada reação nuclear pode ser calculada utilizando-se as equações da Teoria da Relatividade, de Einstein. De acordo com esta teoria, a massa m de todo corpo ou sistema físico está associada a uma energia E através da equação $E=mc^2$, onde c é a velocidade da luz.

Em algumas reações nucleares, uma parte da massa dos núcleos atômicos é libertada sob a forma de energia. Embora isso ocorra apenas com uma pequena fração da massa total,, obtêm-se energias muito maiores do que em reações químicas. Há também reações nucleares que só se processam com grande fornecimento de energia. Sempre que a massa dos elementos iniciais de uma reação é diferente da massa dos produtos, a diferença entre suas massas corresponde a certa energia, que é emitida sob a forma de radiação, ou aparece como energia cinética de alguns dos produtos. Quanto maior é a variação de massa, maior é a energia envolvida.

Apesar de cada núcleo atômico ser formado ape-

nas por prótons e nêutrons (também chamados de núcleons), sua massa real é sempre menor do que a soma das massas dos núcleons que o constituem. Isso significa que, na formação do núcleo, houve uma perda de massa e, consequentemente, uma emissão de energia. Para decompor esse núcleo, isto é, para separar todos seus núcleos, será preciso fornecer uma energia que compense essa diferença de massa. A energia que se deve fornecer a cada partícula de um núcleo para desintegrá-lo totalmente é denominada energia de ligação por núcleon.

A energia de ligação depende do elemento considerado. Em alguns núcleos ela é maior do que em outros, o que significa que estes estão mais fortemente ligados.

Os elementos com número atômico entre 20 e 40 possuem a maior energia de ligação por núcleon. Os que têm número atômico superior não estão fortemente ligados, e todos os mais pesados que o chumbo são radioativos, isto é, rompem-se espontaneamente. Quando, por alguma reação nuclear, um núcleo muito pesado é quebrado em dois mais leves, ou vai se desintegrando comemissão de partículas, os produtos terão menor massa que os reagentes. A diferença de massa será libertada sob a forma de energia. No entanto, se um núcleo com número atômico entre 20 e 40, com grande energia de ligação, fôr submetido a uma reação do mesmo tipo, os produtos terão maior massa; será necessário fornecer energia para que essas reações se produzam.

4.2 - REAÇÕES E COMBUSTÍVEIS NUCLEARES : APLICAÇÃO EM REATORES

Numa reação de fissão, cada nêutron absorvido por um núcleo físsil, ao quebrá-lo, provoca, também, a emissão de 2,5 nêutrons em média; dos quais apenas um é necessário para provocar outra fissão, dando origem a uma reação em cadeia. Sobram, portanto, em média, 1,5 nêutrons, que podem ser absorvidos por material fértil (urânio - 238 ou tório - 232), convenientemente colocado, provocando reações nucleares de captura radioativa, que dão origem, respectivamente, aos materiais físseis plutônio - 329 (no caso do urânio - 238), ou urânio - 233 (no ca

so do tório - 232).

Graças a isso, é possível projetar reatores nos quais a quantidade de material físsel criado - mediante a captura de nêutrons por material fértil - seja maior que a quantidade de material físsil consumido. Tais reatores chamam-se regeneradores, superconversores ou breeders.

Evidentemente, uma condição indispensável para a operação de qualquer reator é a disponibilidade de material físsel. Ocorre que, praticamente, o único material físsel existente na natureza é o urânio - 235, cuja a abundância relativa, no urânio natural é de aproximadamente 1 átomo para 140 átomos de urânio - 238, que é fértil, mas não físsel. Os outros materiais físseis que podem ser considerados para a operação de reatores são os citados plutônio - 239 e urânio - 233, que não existem na natureza.

A reduzida abundância relativa do urânio - 235 impossibilita, em condições normais, a sustentação de uma reação em cadeia num simples pedaço de urânio natural. Isso ocorre porque, conforme já dissemos, só existe um átomo de urânio -235 para 140 átomos de urânio - 238. Assim, a maior parte dos nêutrons de alta energia (nêutrons rápidos) é capturada pelos núcleos de urânio - 238, que não fissionam, de modo que não sobram nêutrons suficientes para provocar novas fissões de núcleos de urnio - 235, e manter a reação em cadeia.

Entretanto, para nêutrons de baixa energia (também chamados nêutrons lentos ou térmicos), a situação é diferente. No caso destes, aumenta muito a probabilidade de serem absorvidos pelos núcleos de urânio - 235, provocando novas fissões; esta probabilidade passa a ser cerca de 200 vezes maior , que a probabilidade de captura pelos núcleos de urânio - 238, fato que compensa a menor abundância relativa do urânio - 235. Por conseguinte, se os nêutrons de alta energia (rápidos) forem desacelerados (ou moderados), reduzindo seus níveis de energia para níveis comparáveis aos de átomos e moléculas em movimento térmico; então é possível manter a reação em cadeia no urânio natural.

Para moderar os nêutrons faz-se com que eles / colidam com núcleos de determinados materiais, os moderadores / de tal maneira que transfiram parte de sua energia para esses / núcleos, até que todos fiquem com velocidades aproximadamente equivalentes.

O moderador deverá se constituir de átomos com núcleos leves, que possam absorver o máximo de energia, no mínimo de choques elásticos com os nêutrons. É necessário, também , que a probabilidade de captura dos nêutrons pelos núcleos do moderador seja a menor possível. Finalmente, o moderador deve ser denso (muitos núcleos por centímetro cúbico), para não ocupar / um espaço muito grande; condição esta que, praticamente, elimina os gases.

Estas três condicionantes tornam muito limitada a escolha de um moderador. Basta examinar a lista dos elementos naturais mais leves para concluir que a escolha não é fácil. O hidrogênio é o mais leve de todos; porém, além de ser um gás, sua probabilidade de captura de nêutrons é elevada. Entretanto, a combinação de hidrogênio com oxigênio sob a forma de água natural (ou "leve"), sendo um líguido, pode em princípio, ser utilizada como moderador, pois o oxigênio, embora mais pesado que o hidrogênio, ainda é suficientemente leve e, ademais, apresenta uma probabilidade de captura de nêutrons muito baixa. Resta um único inconveniente, que é a elevada probabilidade de captura de nêutrons pelos núcleos de hidrogênio. Isto pode ser contornado aumentando-se a porcentagem de núcleos físseis no combustível. Em outras palavras, o urânio é enriquecido, de modo que o teor de urânio - 235, que é cerca de 0,7% no urânio natural, seja elevado para, aproximadamente, 3%. Graças a esse enriquecimento, compensa-se o maior número de nêutrons capturados pelos núcleos de hidrogênio da água leve, de modo que a reação em cadeia pode se sustentar.

O elemento seguinte, na lista dos possíveis moderadores, é o deutério - que nada mais é do que hidrogênio com um nêutron, além do próton, no núcleo - , o que lhe dá um peso atômico duas vezes maior que o do hidrogênio. Por isso, o deuté

rio é também chamado de "hidrogênio ,pesado". Ainda assim, ele é muito leve e, sob esse aspecto, poderia ser usado como modera - dor, tanto mais porque sua probabilidade de captura de nêutrons é muito reduzida. Entretanto, o deutério também é um gás, de mo do que temos que usá-lo combinado com o oxigênio, na forma de óxido de deutério ou "água pesada". Do ponto de vista da economia de nêutrons, a água pesada é um moderador muito melhor que a água leve, pois as probabilidades de captura de nêutrons do / deutério e do oxigênio são, respectivamente, 600 vezes e 1.650/ vezes menores que a do hidrogênio.

Dos elementos seguintes, apenas o berílio, o carbono e o já citado oxigênio preenchem as condições para se - rem empregados como moderadores. O berílio foi usado em reato - res experimentais a sais fundidos e, no momento, apresenta pouco interêsse. Sobra o carbono, que é sólido, e tem uma probabilidade de captura 200 vezes menor que a do hidrogênio.

NO processo de moderação entretanto, os nêutrons de velocidades intermediárias - que se encontram na chamada faixa de ressonância - podem ser capturados pelo urânio - 238 com uma probabilidade maior que pelo urânio - 235, o que deve ser evitado, a fim de que a reação em cadeia possa continuar. Para / isso, procura-se separar, ou confinar, o processo de moderação/ numa zona em que não existam átomos de urânio - 238 (e nem de urânio - 235, pois ambos ficam misturados no combustível nuclear).

Na prática, as reações de fissão em cadeia são mantidas em reatores, que nada mais são do que montagens de materiais físseis, materiais estruturais e moderadores, dispostos segundo uma configuração geométrica conveniente, de modo que nesse meio, uma reação em cadeia possa se auto-sustentar.

Na maioria dos casos, os reatores encerram uma estrutura interna, onde se localiza o combustível nuclear, chamada "coração" ou "caroço" do reator, e uma região circundante, chamada refletor. Nos reatores superconversores ou regenerado - res há, também, uma região contendo material fértil, chamada / "cobertura", geralmente situada entre o coração e o refletor .

Como vimos no início desta digressão sobre os

princípios físicos do emprego da energia nuclear, cada núcleo / fissionado por um nêutron térmico emeite, em média, 2,5 nêutrons dos quais apenas um é necessário para dar sequência à reação em cadeia. Vamos explicar melhor este ponto. A quantidade de nêu - trons emitidos na fissão de um núcleo depende do nível de energia do nêutron que provocou a fissão, e da natureza do núcleo / fissionado. Evidentemente, se o número de nêutrons emitidos, subtraimos um, que se destina a prosseguir a reação em cadeia, os que sobram dão a medida do "potencial de conversão". Assim te - mos diferentes "potenciais de conversão", em função do material físsil utilizado e do nível de energia dos nêutrons, como está indicado na tabela I.1 abaixo.

TABELA I.1 - POTENCIAL DE CONVERSÃO

NÚCLEO FÍSSIL	NÊUTRONS TÉRMICOS	NÊUTRONS INTERMEDIÁRIOS	NÊUTRONS RÁPIDOS
PLUTÔNIO:239	1,09	0,75 a 0,90	1,60 a 1,90
URÂNIO - 235	1,07	0,75 a 0,80	1,20 a 1,30
URÂNIO - 233	1,20	1,25 a 1,30	1,40 a 1,50

Vê-se que na faixa dos nêutrons térmicos e rápidos, todos os três materiais físseis utilizáveis apresentam / potenciais de conversão superiores à unidade. Ocorre que é im - possível evitar capturas de nêutrons em materiais estruturais / ou em núcleos de produtos de fissão que vão se formando, de modo que, na prática, as taxas de conversão são sempre inferiores aos potenciais de conversão.

Na faixa de nêutrons térmicos, por exemplo, os potenciais de conversão do urânio - 235 e do plutônio - 239 não chegam a 1,10. Se, no processo de termalização ou moderação dos nêutrons, o moderador empregado for a água leve, a única maneira de manter a reação em cadeia é, como já explicamos, enriquecer levemente o combustível em material físsil (cerca de 3%) ; mas, como a água leve captura muitos nêutrons, sobram poucos para a conversão do urânio - 238 em plutônio. Por isso, os reatores a água leve apresentam taxas de conversão muito reduzidas /

(da ordem de 0,5), o que os caracteriza como "desperciçadores" de nêutrons. Note-se que isso significa também que, nesses reatores, grandes quantidades de trabalho de separação isotópica (enriquecimento) são dissipadas com pequeno ganho de plutônio, que seria necessário para o futuro desenvolvimento dos ciclos regenerativos de combustível. Assim, com suas reduzidas taxas de conversão, os reatores a água leve permitem o aproveitamento de apenas uma pequena porcentagem da energia "contida" no urânio.

Ainda na faixa dos nêutrons térmicos, a situação fica um pouco melhor com o emprego da água pesada, que absorve poucos nêutrons no processo de termalização ou moderação. Neste caso, não é necessário enriquecer o combustível e aproveita-se melhor o potencial de conversão do material físsil, podendo-se, com um projeto adequado, atingir taxas de conversão em torno de 0,85, no ciclo urânio / plutônio; com o que esses reatores permitem a utilização de cerca de 3% da energia contida no urânio.

Voltando à tabela I.1, vemos que, quando se trata de nêutrons de alta energia, ou rápidos, o potencial de conversão aumenta muito, podendo chegar a 1,90 para o plutônio-239. Por outro lado, nessa faixa de energia, é possível compensar a probabilidade de captura de nêutrons pelos núcleos de urânio - 238, competindo com o urânio - 235, mediante o enriquecimento do combustível até 15 a 20%, de modo que se pode dispensar o moderador, que é o grande responsável pelo "desperdícios" de nêutrons, e manter a reação de fissão em cadeia apenas com os nêutrons rápidos.

É claro que nunca será possível eliminar completamente as capturas de nêutrons em materiais estruturais e em produtos de fissão que vão se acumulando. Mesmo assim, os reatores a nêutrons rápidos aproveitam muito bem o potencial de conversão, podendo atingir taxas de conversões superiores a unidade, o que caracteriza os superconversores. Em outras palavras, os superconversores produzem mais materiais físsil, a partir de material fértil convenientemente colocado, do que o material físsil consumido no combustível. A tabela I.1 mostra que os su-

perconversores mais eficientes são os que trabalham com o ciclo urânio - plutônio.

Esta tabela ainda nos mostra que, em todas as faixas de energia dos nêutrons, o urânio - 233 apresenta um potencial de conversão razoavelmente uniforme, variando entre 1,20 e 1,50. Esta característica é particularmente interessante na região térmica, na qual o potencial de conversão do urânio- 233 é igual a 1,20, superior, portanto, aos potenciais do plutônio--239 e do urânio - 235, que não chegam a 1,10. Graças a isso parece ser possível projetar um superconversor térmico utilizando o ciclo urânio - 233/tório, moderado a água pesada, que apresente uma taxa de conversão bem maior que a do ciclo urânio/plutônio e um pouco superior a unidade. Teríamos, então, um superconversor a nêutrons lentos. Evidentemente, também se pode projetar um super conversor rápido no ciclo urânio/tório, porém, nessa faixa, os superconversores no ciclo urânio/plutônio serão mais eficientes.

Cremos que com que essa breve introdução aos princípios físicos do emprego da energia nuclear, o leitor já tenha consiguido absorver as características teóricas mais importantes dos diversos tipos de reatores e tenha condições de acompanhar as comparações e sujestões feitas a respeito da utilização desses reatores, as quais estão elaboradas no ítemIV4.1- A Utilização Eficiente de Nossas Reservas Físseis: Reatores Superconversores - do presente trabalho. Para um maior aprofundamento, aconselhamos a leitura do capítulo V.

5. APLICAÇÕES DA ENERGIA NUCLEAR

5.1- ASPECTOS GERAIS

O nome energia nuclear refere-se à energia que é desprendida devido a transformações de núcleos atômicos. Ela aparece sob a forma de radiações (lux, raios X, raios gama) ou como energia cinética de partículas surgidas nas reações dos núcleos atômicos (elétrons, prótons,neutrons e núcleos mais sim -

ples). Estas radiações e partículas podem ser utilizadas diretamente, tanto para fins ligados à pesquisa (em física, química, biologia) quanto para fins práticos (agricultura, medicina, metalurgia, geração de energia elétrica, etc).

Na física, utilizam-se partículas provenientes de reações nucleares para estudar a estrutura atômica. Isto permitiu a Rutherford, por exemplo, determinar as dimensões de núcleo atômico. Na química, a utilização de isótopos radioativos permite estudar a troca de átomos em reações químicas, facilitando a compreensão da estrutura molecular. Na biologia, isótopos radioativos permitem o estudo do metabolismo orgânico e celular, e indicam o caminho e as transformações de cada substância no organismo vivo. Permite também estudar as modificações genéticas, alterando os cromossomos por meio de radiações.

As aplicações práticas das radiações e partículas emitidas em reações nucleares são muitas : influir sobre o crescimento de plantas, esterilizar instrumentos cirúrgicos, realizar radiografias de peças metálicas, provocar transformações estruturais de plásticos, etc. Há até projetos de utilização destas partículas na propulsão de foguetes interestrelares.

Embora todas estas sejam aplicação da energia nuclear, este nome é mais comumente associado a bombas e reatores atômicos, onde são desprendidas enormes quantidades de energia por meio de reações nucleares. Os reatores são praticamente bombas nucleares controladas, que explodem lentamente; a energia térmica liberada é diretamente aproveitada, ou transformada em alguma outra forma (elétrica ou mecânica). Atualmente, os reatores nucleares são utilizados para fornecer energia elétrica a muitas cidades, e também em navios e submarinos - onde são muito vantajosos por não exigir o transporte de grandes quantidades de combustível, como ocorre com os navios movidos à carvão ou óleo diesel.

De modo geral, tanto a aplicação de partículas e radiações quanto à obtenção de grandes quantidades de energia a partir de reações de núcleos atômicos podem ser consideradas utilizações da energia nuclear; o que a caracteriza é a sua ori

gem.

5.2-RADIOISÓTOPOS EM AGRICULTURA

Os isótopos radioativos ou radioisótopos oferecem um meio estremamente útil para acompanhar a absorção e o transporte de materiais em plantas ou animais,servindo para elucidar o seu metabolismo. Prestam-se,por outro lado,para estudar o comportamento de fertilizantes no solo,suas transformações,movimentos,utilização pelas culturas,etc. Os radioisótopos tornaram-se os instrumentos de pesquisa mais importantes descobertos pelo homem desde a invenção do microscópio.

As radiações podem ser usadas para produzir mutações em plantas,devido à alteração ou mudança nas estruturas, portadoras de informação genética. É necessário esclarecer que a radiação não produz novas mutações,apenas aumenta a frequência do seu aparecimento .Alguns exemplos que demonstram o êxito alcançado pelo uso da radiação no melhoramento das plantas :

-produção de caracteres desejáveis na trigo;

-indução da restência à ferrugem em cereais;

-produção de variedades de feijoeiro arbustivo,facilitando a colheita mecânica;

-produção de amendoim mais produtivo,mais adaptado à colheita mecânica e mais resistente a doenças da folha;

-produção de formas bizarras em plantas ornamentais- cravos,crisântemos multicoloridos.

No que se refere à parte animal,há muitos exemplos interessantes do uso da energia nuclear. O mais espetacular talvez seja o uso da irradiação da varejeira,praga de gado vacum,que aparece em várias regiões do globo. Com a ajuda de uma bomba de Co^{60}- o mesmo material empregado para induzir mutações -,foram irradiados os machos e tornados estéreis,sendo a seguir soltos por meio de aviões em lugares infestados pela varejeira. Os machos copularam então com as fêmeas encontradas então na região ,daí resultando ovos inférteis.

A despeito da soma de pesquisa efetuadas tanto

nos EUA como na Europa,parece que dificilmente a conservação , dos alimentos por irradiação terá muita aceitação. Há alguns poucos casos,porém,em que o método teve êxito: conservação de morangos,preservação de carne que não se destina ao consumo humano,preservação ou atraso no brotamento da batata,destruição de insetos que atacam os grãos armazenados.

As radiações podem também ser utilizadas para medições da densidade e da água nos solos,sem alterar a estrutura do solo,o que é importante para estudos de evapotranspiração. A desvantagem é que o instrumental é ainda dispendioso .

Quanto aos radioisótopos,em primeiro lugar é necessário esclarecer que eles são apenas elementos químicos , que graças á energia dos aceleradores de partículas ou dos reatores,se tornaram radioativos. Por causa disso emitem partícula e radiações. O seu uso em agricultura é possível porque se comportam nas plantas,nos animais e no solo do mesmo modo que seus isótopos não-radioativos. As vantagens apresentadas pelo seu uso como traçadores são:

-sensibilidade maior que a das análises químicas. Os métodos químicos em geral podem determinar apenas 10^{-6} g de um elemento ; quando se tem um radioisótopo é possível detectar 10^{-10} a 10^{-16} g ;

-pode-se seguir a marcha de dado elemento num processo metabólico,o que é possível por métodos químicos usuais;

-como impressionam os raios X,os radioisótopos podem tirar sua própria foto,o que permite ou facilita o estudo do movimento de elementos ou compostos marcados em plantas,animais e solos;

-podendo ser distinguidos dos átomos do elemento não radioativo embora comportando-se do mesmo modo,quimicamente,é possível empregar radioisótopos no estudo de reações dinâmicas em condições de equilíbrio.

5.3-RADIAÇÕES EM MEDICINA

Desde a descoberta dos raios X,por Roentgen,em 1895,a importância das radiações ionizantes em medicina nunca , cessou de aumentar,sendo esta importância decorrente da sua uti

lização em três amplos domínios da ciência médica:diagnóstico , terapêutica e pesquisa.

No primeiro dos citados domínios os raios Xtem até hoje,a primazia. O conjunto de suas propriedades e a versatilidade da aparelhagem produzida fazem deste tipo de radiação, o instrumento talvez mais eficaz que o médico tenha a seu alcance não só para detectar as mais diversas afecções,mas também para determinar a extensão das lesões produzidas. Ainda no campo/ do diagnóstico,o desenvolvimento da física nuclear permitiu o advento de novas técnicas,empregando isótopos radioativos, cuja utilização cada dia mais se amplia.

No domínio da terapêutica as radiações ionizantes encontram a sua principal aplicação na luta anti-cancerosos embora muitas outras doenças não malignas possam também ser tratadas pelas radiações. A construção de fontes de energia radiante,cada vez mais poderosas,tais como as bombas de cobalto e os aceleradores lineares,é um dos fatores que justificam o sucesso da radioterapia nos dias atuais,pela qual se pode,efetivamente, curar certas doenças malignas, a doença de Hodgkin,tumores da próstata,da retina,câncer do colo do útero,etc.

No campo da pesquisa os progressos não tem sido menores. Os mecanismos de ação biológica das radiações começam a ser melhor entendidos,o que permite aplicar as radiações, com muito maior eficiência,ao mesmo tempo em que se minimizam / os inconvenientes destas aplicações.

O emprego de radiações em diagnóstico tem-se , velado um dos mais férteis campos da medicina. Neste domínio , aos raios X ainda cabe a primazia,como concequência das propriedades físicas destas radiações.

De 1896 até nossos dias este ramo da medicina tem progredido extraordinariamente,não só no domínio da tecnologia como pelos estudos sitemáticos correlacionando imagens radiológicas e aspectos clínicos das mais diversas doenças.

Dada a amplitude dos tècnicos usuais,não podemos relacioná-las em artigo dessa natureza;ressaltemos,entretanto,que elas vão de simples fluoroscopia até a cinematografia ra

diológica projetada em sistema de televisão,passando por toda uma vasta gama de processos.

O advento dos isótopos radioativos tornou possível o desenvolvimento de outro campo para aplicações em diagnósticos. Assim,o estudo de vários órgãos tem sido realizado , com o emprego desta técnica,que, esquematicamente,consiste em administrar ao paciente certa dose de um isótopo;após a introdução,esta substância é metabolizada,sendo as características do metabolismo estudadas e utilizadas para caracterizar normalidade ou não de um órgão. Entre as diversas funções orgânicas que têm sido investigadas com o auxílio de isótopos radioativos,destacamos:função renal,função cardíaca,circulação cerebral, estudos em hematologia,absorção de elementos,etc.

Quanto à terapêutica,o campo de maior emprego das radiações é a cancerologia. Este emprego se fundamenta na maior radiossensibilidade das células cancerosas em relação às células normais. Assim,doses adequadas de radiação (e,evidentemente,muito maiores que as empregadas em diagnóstico)podem destruir as células de certos tumores sem provocar grandes lesões nos tecidos sadios que os circundam.

As radiações X e gama são as mais empregadas , em terapêutica. As primeiras podem ser produzidas por instalações convencionais,onde as diferenças de potencial aplicadas aos tubos não ultrapassm 600.000 volts,ou em aparelhos maiores, e mais modernos,como os aceleradores lineares e os bétatrons , que produzem radiações cuja energia chega a 400 Mev. As radiações gama são,em geral, provenientes das chamadas "bombas de cobalto",que consistem,simplificadamente,em uma fonte de Co^{60} (um isótopo do cobalto que emite radiações gama extremamente poderosas) envolvida em chumbo;o paciente,deitado em uma cama móvel,é submetido aos raios durante um tempo calculado pelo médico, levando em conta a atividade da fonte,a distância entre esta e o local a ser irradiado,o tipo de tumor,etc.

Os médicos que utilizam as radiações devem ter em mente,para o bem das populações que se valem dos seus cuidados,que irradiações indiscriminadas ou mal orientadas podem con

tribuir para o aumento da taxa de mutações somáticas ou hereditárias que na imensa maioria dos casos são indesejáveis. Assim sendo,têm estes especialistas grande responsabilidade,pois, se de um lado os agentes que usam são altamente importantes e benifícios para a solução de muitas doenças,por outro não deixam de causar incovenientes a longos prazos. O critério de se irradiar ou não um paciente (diagnóstico ou terapêutica) seria ditado antes de tudo pelo bom senso do médico especialista em radiações, cujo lema poderia ser resumido na seguinte frase:um mínimo de radiação com um máximo de proteção e eficiência.

5.4-A UTILIZAÇÃO NA INDÚSTRIA

De acordo com Sir Charles Snow,a "Revolução Científica" começou a cerca de 30 anos atrás,quando as partículas atômicas foram usadas pela primeira vez na indústria. Os radioisótopos têm servido a indústria desde 15 anos atrás. A sua utilização hoje não é a de abanar bandeiras de uma "revolução"- embora eles contribuíram inquestionavelmente para o nosso progresso científico - mas sim de ajudar os fabricantes a melhorar a qualidade de seus produtos a um baixo custo.

Os fabricantes têm se utilizado de instrumentos cada vez mais sensíveis para as calibrações de seus produtos. Esses cuidados são tomados a fim de que seus produtos saiam uniformes. A uniformidade é necessária em qualquer produção em massa. É vital para uma manufaturação precisa assegurar a performance de seus equipamentos,como por exemplo os mísseis de exploração espacial,nos quais mais de 300.000 partes,fabricadas , em centenas de lugares diferentes,devem ser incorporadas.

Uma das grandes aplicações dos radioisótopos na indústria é a de calibração,sendo uma forma de ensaio não destrutivo do produto. Um tipo de calibrador radioisótopo é o calibrador de espessura que consiste usualmente de uma caixa contendo um radioisótopo,um detector de radiação,e um indicador. O material a ser medido passa numa folha entre a fonte radioisótopa

e o detector .A quantidade de radiação que alcança o " detector de espessura " é proporcional à espessura e densidade da lâmina de material que a separa da fonte de radiação. As medidas são registradas por um medidor numa carta. Instrumentos,agora em uso comercial,detectam e registram variações na espessura do material impelido a centenas de pés por minuto.

Como um refinamento desse instrumento,um sinal eletrônico do detector deve ser realimentado por um servomecanismo para controlar a espessura da lâmina remotamente pela mudança do conjunto laminador. Assim,a utilização do radioisótopo permite não somente medir e monitorar a espessura do material continualmente,mas também controlá-la.

Além desse tipo de calibrador existem outros , utilizados para medir a espessura de latas,espessura de objetos onde o acesso é possível somente em um lado,controlar taxas de processamentos,etc.

Os calibradores com radioisótopos possuem as mesmas desvantagens que qualquer outra aplicação de isótopos , talvez um pouco mais. O custo do isótopo é uma parte insignificante do preço total de uma instalação. Os medidores,equipamentos de controle,e componentes mecânicos devem ser complicados , delicados e caros. Apesar destes fatores,esses calibradores estão sendo utilizados cada vez mais a cada ano. Tais aparelhos , requerem pequena potência e manutenção e são econômicos. Apesar do seu custo de investimento,eles diminuem os desperdícios e melhoram o processamento,amortizando esse investimento em pouco tempo. Essas reduções no custo de processamento são passadas para os consumidores ou diretamente por preços mais baixos ou indiretamente,pelo fornecimento de produtos de melhor qualidade .

Além dos calibradores,a radiografia é um excelente exemplo da aplicação da energia nuclear na indústria. A maior parte das radiografias são feitas com raios-X e raios Gama,os quais podem passar através de corpos sólidos,e suas energias são uma importante consideração na sua comparação.

A quantidade de radiação que passa através de um corpo depende do poder de penetração da radiação e da rela -

ção densidade/espessura do corpo. Em outras palavras,os materiais não são igualmente transparentes à radiação.

Nos últimos 20 anos,as fontes de raios gama pa radiografia têm sido largamente utilizadas,especialmente no teste de juntas soldadas. O seu uso gradualmente tem suplantado muitos métodos tradicionais para testes de materiais,desde que entre todos os métodos conhecidos,nenhum tem versatilidade global da radiografia de raios gama.

Como os raios-X,os raios gama têm uma faixa de energia,dependendo da fonte radioisotópica. Uma máquina de raio X pode ser ajustada pela mudança de objetivos e voltagem. Com radioisótopos,os ajustes são feitos pela mudança dos isótopos , e a faixa de energias é portanto bem maior que a das máquinas de raios -X. Isso possibilita a manutenção de um estoque de radioisótopos e a escolha do mais adequado para cada problema. É também possível usar raios-Beta para radiografar,mas esta técnica é limitada ao exame de filmes finos e de materiais de baixa densidade.

As principais vantagens dos radioisótopos, então,são:larga faixa de energias;viabilidade de fontes puntuais, permitindo a inserção dentro de cavidades;utilização para autoradiografias (ver aplicação em agricultura) ;uso não dispendioso e o fato de serem portáteis.

O uso de radioisótopos como traçadores (acompanhamento de sua trajetória) tem muitas aplicações,entre elas está a pesquisa para extender a vida dos automóveis,através do estudo dos anéis dos pistões;acompanhamento do movimento do catalizador para aumentar a eficiência do processo de craqueamento do petròleo;determinação,por parte da indústria farmacêutica,da quantidade de vitaminas encontradas nos alimentos,etc. Muitas indústrias usam radioisótopos em poucas operações, e poucas indústrias os utilizam em muitas operações. A indústria petrolífera é um exemplo desse último caso: os isótopos são achados em qualquer lugar, desde o poço até o,tanque de armazenamento de gasolina.

Deve ser dito que, de longe, a maior quantida-

de de radioisótopos usados na indústria estão na preparação de fontes radioativas para processos de radiação. A radiação dessas fontes é utilizada para vários propósitos, tais como as reações químicas catalizadoras, esterilização de instrumentos médicos , preservação de alimentos, etc.

Os isótopos são substâncias tão versáteis que todas as suas aplicações industriais não podem ser cobertas nesse trabalho. À medida que a economia se expande - estimulada pela automação, tecnologia avançada e exploração espacial - os usos dos isótopos devem mutiplicar. O seu futuro parece brilhante. A extensão do seu uso no amanhã irá refletir o sucesso do desenvolvimento de hoje.

6. - GERAÇÃO DE ELETRICIDADE POR MEIO DE ENERGIA NUCLEAR : SUA SITUAÇÃO NO MUNDO ATUAL E A QUESTÃO DA SEGURANÇA

6.1- SITUAÇÃO ATUAL DA ENERGIA NUCLEAR

A situação atual da energia nuclear no mundo nos últimos anos tem estado razoavelmente boa, embora cresçam cada vez mais as manifestações populares contra a sua utilização. Tais manifestações se baseiam em possíveis contaminações , do ambiente, explosões de reatores, falta de segurança nas centrais, etc. Esse assunto é tratado no ítem referente à segurança. Aqui faremos um esboço de quadro atual da utilização da energia nuclear para fins de geração de eletricidade, dando um enfoque maior para o tipo de reator escolhido pelo Brasil.

A Usina Nuclear Embalse, construída em Córdoba Argentina, e inaugurada no dia 03 de Maio desse ano, é uma das 58 que começarão a operar em vários países ainda em 1.983. Elas se somarão às 277 centrais nucleares que estão em plena operação no mundo todo, produzindo eletricidade.

É esta a relação, por países, das 58 novas usinas : Estados Unidos, 16; França, 10 ; Inglaterra, 6; União Soviética, 5; Espanha, 4; Canadá, 3; África do Sul, Coréia do Sul e Tchecoslováquia, 2 cada; Suécia, Bélgica, Hungria, Alemanha O

cidental, Alemanha Oriental, Índia, Formosa e Argentina, uma cada.

Estão em fase de construção 245 Usinas. Das 278 em operação, 125 usinas têm reatores do tipo PWR. Das 245 em construçaõ, 163 terão reatores da linha PWR, a mais usada no mundo.

Vinte e duas usinas começaram a ser construídas em 1.982, nos seguintes países: Japão (7), França (6), Tchecoslováquia (4), Alemanha Ocidental (2), Coréia do Sul (2) e Romênia (1). Há informações, ainda não oficiais, de que a China iniciou também a construção de quatro usinas, o que eleva o total para 26.

Vinte e uma usinas foram encomendadas no ano passado; a construção já começou ou começará em breve. São nove no Japão, cinco na França, três na Romênia, duas no Egito, uma na República Federal da Alemanha e uma no Paquistão. A China teria encomendado em 1.982 as quatro já mencionadas, o que eleva para 25 o total de encomendas do ano passado. Das 22 usinas cuja construção começou em 1.982, 20 terão reatores do tipo PWR . Das 21 encomendadas, 18 serão PWR. As quatro chinesas também serão desse tipo.

Oito novas usinas nucleares começaram a operar em 1.982: duas no Japão, duas na União Soviética, uma nos Estados Unidos, uma na República Federal da Alemanha, uma na Bélgica e uma na Bulgária. Cinco delas são PWR. A potência total das 277 usinas nucleares já em plena operação ultrapassam os 160mil megawatts.A potência somada das 245 em construção é de cerca de 223 mil megawtts.

A produção de energia nuclear em relação ao total de energia elétrica está assim distribuída nos países seguintes: a Finlândia é o país com maior produção - suas usinas nucleares representam 40,3% da geração nacional de eletricidade. Seguem-na a França, com 37,7%; a Suécia, com 35,3%; Suiça, 38,1 % Bélgica, 25,3% ; Bulgária, 24,7% ; Japão, 17,3% ; RFA, 14,6% ; Inglaterra, 12,7% e EUA, 11,9%. Tais informações são provenientes da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA).

O Dr. Nigel Lucas, conferencista em engenharia mecânica do Imperial College e conselheiro energético da Casa dos Lordes, considerou que padrão de conduta do reator a água pressurizada é muito mais forte que seu rival, o reator a água fervente.

Numa revisão da análise que ele publicou no último verão, que examunou mais de 1000 anos/operação dos dois tipos de reatores inventados nos EUA, o Dr. Lucas achou evidências de que a tecnologia da água pressurizada foi transferida com mais eficiência dos Estados Unidos para outros países que a tecnologia da água fervente.

Os reatores refrigerados a gás, construídos na Inglaterra, e de água pesada, de construção canadense, não foram incluídos nesta análise porque existem pouquísimos dados disponíveis sobre a operação de grandes reatores desse tipo, o que impede que sua sofisticadíssima atração seja revelada em análise de computador.

Um exame do desempenho de 63 reatores a água pressurizada, com saída elétrica superior a 150 MW, revelou uma tendência significante para o seu "fator de capacidade" (Relação entre os Kilowatts produzidos no ano e os Kilowatts que seriam produzidos se a usina operasse em potência máxima no mesmo período) de cair com o aumento de tamanho, na faixa de 3 a 4 por cento por 100 MW.

O estudo revelou ainda que os reatores de construção mais recente possuem desempenho melhor no primeiro ano de operação, com queda de cerca de 3 por cento ao ano.

Existem diferenças significantes no desempenho das usinas por diferentes países. Os reatores a água pressurizada construídos na Alemanha demonstram "ótima resistência", possuindo um fator médio de capacidade em torno de 13 por cento melhor do que os construídos nos EUA. Demonstram se aperfeiçoar rapidamente com uma idade acima dos primeiros quatro ou cinco anos e, eventualmente, encontram um nível de 20 por cento acima da média do seu primeiro ano.

A performance dos 45 reatores a água fervente

examinados demonstrou padrões mais fracos, mas os dados ainda / indicaram que o fator de capacidade cai, com o aumento de tamanho, em cerca de 3 por cento por 100 MW. Reatores de água fervente construídos mais recentemente mostraram uma pequena tendência a desempenho melhor no seu primeiro ano de funcionamento. Eles ainda mostram menos tendência de melhorar com a idade e eventualmente podem chegar ao nível de mais ou menos 15 por cento acima da média do primeiro ano.

Voltando às diferenças de desempenho por países, a revista especializada "Nucleonics Week" publicou em janeiro / último uma avaliação do desempenho das centrais nucleares do mundo ocidental em 1.982, classificando-as pelos fabricantes. O fator de capacidade médio de todos os tipos de reatores foi 61 %; os reatores PWR dos diversos fabricantes situaram-se em torno / dessa média, com excessão dos KWU, cujos reatores tiveram um fator de capacidade médio de 84,5%. Isto significa uma vantagem / de 23,5% sobre os demais.

Os diversos reatores PWR da KWU atingiram valores semelhantes entre si, aproximando-se muito do valor máximo/ teórico, que não é de 100 %, mas de 90 %, porque uma central nuclear tem uma parada anual programada de 4 a 6 semanas para troca de combustível, manutenção e revisão.

O bom desempenho dos reatores da KWU marcou não apenas 1.982, mas todo o passado desde sua entrada em operação. Na relação das centrais nucleares no mundo, publicada em abril último pela revista inglesa especializada "Nuclear Engineering/ International", todos os reatores PWR da KWU figuram acima da / média, e quatro dos nove reatores PWR alemães situavam-se entre os dez melhores reatores do seu tipo no mundo.

As usinas da KWU também lideram na faixa das / maiores unidades geradoras de energia elétrica. A KWU é até hoje a única empresa com centrais com potência acima de 1.200 MW em operação. Três de suas usinas são as que mais produziram energia nuclear, durante o ano passado, em todo o mundo: Biblis/ B (1.300 MW), com 9,8 bilhões de KW/h; Unterweser (1.300 MW) , com 9,7 bilhões; e Biblis B (1.204 MW), com 9,5 bilhões. Seguem

-nas uma usina japonesa, Oi - 2 (1.175 MW), com 9 bilhões, e a Peach Bottom-2 dos EUA, (1.098 MW), com 8,9 bilhões.

6.2- SEGURANÇA E CONFIABILIDADE

A segurança de uma usina nuclear deve ser considerada sob três aspectos: 1 - de segurança física; 2 - de segurança industrial; e 3 - de segurança nuclear.

A segurança física desdobra-se em duas fases : durante a construção e após a chegada do combustível à usina . Os planos para a segurança física nuclear obedecem a critérios rígidos estabelecidos e fiscalizados pela Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN.

A segurança industrial é aquela que visa a proteção dos empregados envolvidos na construção e na operação da usina, de acordo com a legislação vigente.

Já a segurança nuclear é constituída por um conjunto de medidas, durante a construção e na operação, com o objetivo de proporcionar a máxima segurança da usina e faz parte do projeto, obedecendo às normas da CNEN. De uma maneira geral, todos os sistemas de proteção são projetados de forma redundante, isto é, na falha de qualquer um deles haverá pelo menos um outro sistema paralelo, com fonte independente, que atuará imediatamente. Casos há em que existem até quatro sistemas paralelos de proteção.

O projeto deve ser verificado permanentemente, durante a sua execução, por uma equipe diferente da que o elaborou. A construção deve ser fiscalizada e auditada por equipes que não têm qualquer ligação com os que constróem a usina. Essa fiscalização visa a garantir a qualidade necessária ao empreendimento.

Existe ainda rigoroso programa de garantia de qualidade, de maneira a assegurar que estruturas, sistemas e componentes relacionados com a segurança nuclear mantenham os padrões de qualidade especificados no projeto. Um programa global de verificações, inspeções e auditorias independentes das ativi

dades que possam afetar a qualidade de tais estruturas,sistemas e componentes deve ser executado continuamente. O programa deve englobar as fases de projeto,fabricação,construção e testes e,além disso,deve se prolongar durante toda a operação da usina.

Deve-se ter em mente ainda que,nos aproximadamente 1.500 reatores-ano de trabalho de centrais nucleares comerciais em operação no mundo ocidental,nenhuma pessoa foi morta ou sofreu lesões por radioatividade proveniente de reatores. Por razões físicas,uma central nuclear não pode explodir como uma bomba atômica. Tão logo a liberação de energia nos reatores, exceda o nível especificado e a água (moderador) seja aquecida exageradamente,a reação em cadeia desacelera-se e,uma vez evaporada a água,cessa totalmente.

A emissão descontrolada de substâncias radioativas do reator é impedida por diversas barreiras:

O urânio enriquecido é prensado em pastilhas e estas são inseridas em tubos de revestimentos à prova de gás , por soldagem. As varetas combustíveis são envolvidas pelo vaso de pressão do reator á prova de arrebatamento,o qual,por seu turno,é circundado por paredes de concreto de grande espessura, que atuam como blindagens contra a radiação neutrônica do reator. Ainda um invólucro esférico de aço (vaso de contenção) e uma carcaça externa de concreto armado,medindo quase dois metros de espessura,formam barreiras de segurança complementares.

O acidente máximo concebível na realidade não é absolutamente um acidente,mas simplesmente um incidente previsto no projeto;que deve ser,e é,controlada pelas salvaguardas especiais do projeto,isto é, o ambiente e o pessoal da central, permanecem ilesos. A probabilidade de ocorrer um acidente é de uma vez em 10.000 a 100.000 anos por cada reator,mesmo nas hipó mais pessimistas.

O "Rasmussen Study",uma pesquisa exaustiva realizada nos EUA sobre a probabilidade e o efeito de acidentes com reatores,demonstrou que a fusão do núcleo não leva necessaria -

mente a uma catástrofe nuclear. A consequência mais provável / são danos materiais no montante de várias centenas de milhares, de dólares (sem contar os danos à própria central). A probabilidade de um acidente com mais de 10 fatalidades situa-se na região de uma vez em 3 milhões de anos para cada central.

Vale ressaltar que os resultados do "Rasmussen Study" não se aplicam diretamente aos reatores construídos com "Know-how" alemão, visto que o esfriamento de emergência, de acordo com as exigências de licenciamento, é umas 50 a 100 vezes mais confiável.

A alta disponibilidade, isto é, confiabilidade operacional, responde pela qualidade do planejamento, projeto, construção e operação de uma central e, consequentemente, também por sua segurança.

Quanto ao calor de rejeito, todas as centrais / térmicas, por razões físicas, devolvem a maior parte de seu insumo de energia como calor, sem convertê-lo em energia elétrica. A transferência desse calor de rejeito para rios, lagos, mar e atmosfera é avaliada, monitorada e restuta a um nível inofensivo no tocante aos seus efeitos sobre a fauna, flora e clima, pelas autoridades responsáveis. Se, por exemplo, a temperatura de um rio subir demais no verão, passa-se a central para operação / com torre de resfriamento, ou ela é totalmente desligada.

Não é a temperatura que é nociva às formas de vida em nossas águas, mas a falta de oxigênio, porque um aumento de temperatura reduz a solubilidade do oxigênio e, acelera / os processos de decomposição biológica de substâncias orgânicas na lama que ocorrem com o consumo de oxigênio. Devido à necessária limpeza mecânica da água removida para fins de resfriamento na central e à adição de oxigênio no ponto de descarga, por exemplo, através de turbinas de descarga ou estruturas de vertedouro, as centrais melhoram a qualidade das águas de modo considerável. A fim de limitar o aquecimento das águas interiores, usam-se torres para arrefecer em circuito fechado o veículo de resfriamento. Com isto a demanda sobre os rios restringe-se à / remoção de água para compensar as perdas de evaporação. Não o-

correm danos ao clima pelo vapor das torres de resfriamento, conforme têm demonstrado minunciosos exames de especialistas. A emissão de bactérias no vapor das torres de resfriamento, resultante da contaminação orgânica da água de resfriamento, também não ocorre. Medições têm demonstrado que não se verifica aumento na incidência de germes, seja no escape das torres de resfriamento, seja na água descarregada de torres de resfriamento à circuito aberto.

CAPÍTULO II - O PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO - VERSÃO OFICIAL

1. INTRODUÇÃO

Nesse capítulo daremos ênfase ao caso específico do programa nuclear brasileiro. A nossa abordagem se limitará ao ponto de vista oficial exibido pelos setores governamentais encarregados do assunto ou a ele correlacionados de alguma maneira.

Sob esse prisma analisaremos o problema energético brasileiro e o porquê da escolha da energia nuclear como opção alternativa preferencial, citando as justificativas dos órgãos vinculados à energia na esfera do governo, passando depois à escolha do parceiro e à assinatura do Acordo Nuclear.

Discutiremos a seguir dois pontos que geram muitas discussões e controvérsias : a aplicação de salvaguardas internacionais e a não proliferação das armas nucleares. Em seguida expômos a íntegra do Acordo Nuclear firmado entre os Governos do Brasil e da Alemanha.

Por último abordamos um fato bem recente que foi o da desaceleração do Programa Nuclear. São expostas algumas razões, as consequências e é esboçado vagamente um novo cronograma. Não foram muitas as informações conseguidas para esse ítem, visto que se trata,como dissemos, de um fato recente e que desagrada as altoridades ligadas ao setor.

Voltamos a frisar que tal capítulo mostra apenas a versão oficial para os assuntos acima enumerados. Ele não pretende analisar o que foi conseguido até agora pelo programa, os órgãos encarregados de executá-lo e muito menos fazer críticas ou sugerir alternativas.

Trataremos de todos esses assuntos detalhadamente nos dois próximos capítulos. Apenas quisemos mostrar a versão oficial sobre o Programa. A sua execução e análise serão estudadas a fundo posteriormente, a fim de podermos comparar as causas, objetivos e resultados alcançados com os dados e informações contidos nesse capítulo.

2. - O PROBLEMA ENERGÉTICO DO BRASIL: A NECESSIDADE DA OPÇÃO / NUCLEAR.

A decisão brasileira de realizar um importante programa nuclear de finalidades pacíficas fundamenta-se em avaliação cuidadosa das necessidades energéticas do país e das opções possíveis para satisfazê-las .

País de grandes dimensões territoriais e com / 110 milhões de habitantes, o Brasil, para o seu desenvolvimento econômico e para o bem - estar da sua população, necessita garantir um suprimento de energia seguro e constante. A análise da estrutura do balanço energético do país revela tendência ao uso crescente do petróleo. Entre 1.940 e 1.973, o consumo do petróleo passou de 9% para 46% do balanço energético nacional e o da hidreletricidade de 7% para 21%. Do ângulo da dependência do suprimento externo, a análise revela, ademais, que, enquanto no início daquele período, mais de 85% da energia produzida no país eram de origem doméstica, em 1.973, 40% passaram a ser importados. Essa crescente dependência do petróleo decorreu de conhecidos fatores de mercado que, em todas as partes do mundo, desestimularam o uso de outras fontes de energia.

A crise do petróleo veio demonstrar que o Brasil não poderia continuar a programar o seu desenvolvimento econômico à base de um combustível que se tornara caro e de disponibilidade duvidosa. Com efeito, o petróleo, além de seus novos custos elevados (o que por si só já recomenda que se lhe dê um uso mais racional e nobre), tornou-se, por razões de vária índole, de abastecimento incerto, o que obriga os consumidores à constituição de vultosos e onerosos estoques estratégicos. A longo prazo, enfrenta-se ainda a perspectiva de um progrssivo esgotamento das reservas mundiais, o que está levando mesmo importantes exportadores de petróleo a empreender significativos programas de abastecimento energético alternativo, centrados na opção nuclear. O Brasil pretende poder suprir, no futuro, suas necessidades energéticas, livre de dependências externas, a fim / de evitar que volte a ocorrer o que está acontecendo hoje, quan

do o país tem de impor pesadas cargas a sua população para se prover de uma das principais fontes energéticas de que necessita.

A utilização de novas fontes de energia, o que certamente caracterizará o mundo neste final de século, constitui, portanto, um imperativo de ordem geral. No contexto de uma inegável crise energética mundial, colóca-se, para grande número de países, a decisiva questão de encontrar alternativas a custos competitivos, confiável tecnicamente e que seja, sobretudo, garantida quanto ao suprimento. Esses são os fundamentos da definição da política energética do Brasil.

Na definição de um novo balanço energético , o Governo considerou conveniente fazer uso crescente da eletricidade. As mesmas razões, porém, que militam contra o aumento da dependência do petróleo afastam a hipótese de desenvolvimento em escala considerável da produção termelétrica convencional. Quanto à opção hidroelétrica, que tem sido prioritária no desenvolvimento da produção de eletricidade no Brasil, aproxima-se ela dos seus limites econômicos naturais. Na previsão de uma vigorosa taxa nacional de crescimento do consumo, que dobra a cada sete anos, as perspectivas são de exaustão, ainda na próxima década, do aproveitamento hídrico nas regiões mais industrializadas do país, onde se localizam cerca de 80% da demanda nacional, e no nordeste. Ao final do século, o que se pode prever é a necessidade de uma potência instalada de geração de eletricidade da ordem de 180.000.000 kw a 200.000.000 kw, demanda de qualquer modo superior ao potencial hidrico existente em todo o país, ainda que este fosse integralmente aproveitável do ponto de vista econômico e técnico.

Tendo em vista o grau de confiabilidade técnica já alcançado em escala comercial e a competitividade de seus custos de produção no novo quadro da economia de petróleo, considera o governo ser a energia nuclear a única alternativa realmente viável. A existência em perfeito e continuado funcionamento, em 18 países, de cerca de 150 usinas núcleo-elétricas, com mais de 900 reatores-ano de serviço comercial, e de planos para

aumento dessa capacidade instalada de 70.000.000 kw para 400.000.000 kw, em todo o mundo, até 1.985, constitui indicação precisa do grau de economicidade e confiabilidade técnica já atingido pela geração nuclear de eletricidade. Somente nos Estados Unidos existem atualmente mais de sessenta centrais. Segundo a "Energy Research and Development Administration - ERDA", desse país, será necessária a instalação de quatrocentos e cinquenta usinas nucleares de 1.000.000 KW, cada uma, apenas nos EUA , por volta do ano 2.000.

Trata-se, pois, para o Brasil, de promover a utilização articulada dos recursos hídricos e da energia nuclear: a médio prazo, na forma de complementação da s centrais hidrelétricas pelas centrais núcleo-elétricas; a mais longo prazo, na década dos 90, pela utilização crescentemente preponderante da energia nuclear em termos de eletricidade gerada.

Estudos técnicos, levados a efeito em 1.973-74, já haviam demonstrado a necessidade de se ter em operação no país, até 1.990, cerca de 10.000.000 KW de potência nuclear, em complemento de uma capacidade hidrica da ordem de 60.000.000 KW. Dentro desse planejamento, duas usinas de 1.200.000 KW, cada uma, deveriam entrar em serviço em 1.982 e 1.983, o que significava a necessidade de tomar decisões sobre sua construção oito anos antes, isto é, em 1.974, o que foi feito pelo Governo. Essas usinas vêm acrescentar-se à Usina Angra I, com capacidade de 600.000 KW, que deverá ser inaugurada no decorrer de 1.978 .

Colocado diante da indiscutível e urgente necessidade econômica de definir sua política nuclear, o Brasil , na escolha do tipo de reator a ser utilizado nas centrais núcleo-elétricas, teve em conta o melhor rendimento técnico e segurança operacional em termos de geração de eletricidade. Buscou- se ao mesmo tempo, o menor dispêndio inicial de capital. Baseado na experiência de países tecnologicamente mais adiantados, como os Estados Unidos da América, a RFA, a França e o Japão, fixou-se o Brasil na linha de reatores a água leve / urânio enriquecido.

Além da escolha da tecnologia, outro fator que

teve de ser considerado foi a vulnerabilidade do abastecimento/ do combustível necessário à execução do programa. A evolução histórica recente estava a demonstrar os perigos de uma substancial dependência de fontes externas para a satisfação das neees sidades de insumos fundamentais para a economia. A fim de evitar o que ocorrera com o petróleo, era imperativo que, no caso da energia nuclear, a solução fosse suscetível de dar ao país, a médio prazo, a indispensável autonomia. Era preciso, pois, ao fazer a opção técnica, levar em conta, também, a necessidade de assegurar a plena transferência para o Brasil das tecnologias / envolvidas em cada uma das áreas do ciclo combustível correspondente ao tipo de reator adotado. Em outras palavras, não era admissível substituir uma dependência por outra. O crescimento econômico do país, ou seja, sua simples subsistência, não pode / ficar na dependência de decisões de terceiros países quanto a preços e suprimento de combustíveis essenciais. Os perigos de uma tal dependência podem, aliás, ser exemplificados pelo que ocorreu quando não puderam ser assegurados pelos fornecedores os suprimentos dos serviços de enriquecimento contratados no exterior para a segunda e a terceira usinas nucleares em construção no Brasil, em razão de posterior alocação prioritária dos serviços disponíveis ao consumo doméstico no país supridor e a outros clientes estrangeiros.

Considerando a magnitude do problema para seu desenvolvimento e a existência em seu território de reservas apreciáveis de urânio e indicações geológicas promissoras,não se pode negar ao Brasil o direito de enriquecer o urânio no próprio país, de modo a assegurar o abastecimento interno. Além da indispensável autonomia, essa solução permitirá realizar ponderáveis economias cambiais decorrentes da substituição de importação dos serviços de enriquecimento. O mesmo raciocínio se aplica ao reprocessamento do combustível queimado nos reatores . A reutilização do urânio e do plutônio, como óxidos mistos, nos reatores de água leve que o Brasil vai construir, deverá proporcionar substancial economia em minério de urânio e em serviços/ de enriquecimento, além de poupar custos de estocagem de plutô-

nio. Segundo cálculos recentes da ERDA, a economia em minério de urânio resultante dessa reutilização é da ordem de 26%.

A consideração do proplema do suprimento não pode ser isolada da questão do possível impacto no balanço de pagamentos das aquisições de combustível nuclear, caso devessem estas ser feitas no exterior. Além do aspecto da vulnerabilidade, não se pode ignorar que o volume de recursos necessários ao pagamento dessas importações constituiria uma pesada carga para o país, a qual, conforme o comportamento das exportações nas possíveis conjunturas internacionais, poderia tornar-se mesmo impossível de assumir.

3. A ESCOLHA DO PARCEIRO E A ASSINATURA DO ACORDO NUCLEAR

No plano externo, o Brasil procurou obter dos países que possuem a tecnologia de reatores a água leve/urânio enriquecido e das diversas etapas do ciclo combustível correspondente o necessário apoio à execução do programa nuclear brasileiro.

A República Federal da Alemanha - país com que o Brasil já mantinha um programa de cooperação no campo nuclear baseado no Acordo Geral sobre Cooperação nos Setores da Pesquisa Científica e do Desenvolvimento Tecnológico, de 1.969 - reuniu as condições que tornaram possível o entendimento, pois atendia à preocupação fundamental do Governo que era a de obter, a transferência da tecnologia indispensável e adequada para implantação de uma indústria nuclear autônoma para fins pacíficos, abrangendo o ciclo completo do combustível. O Acordo sobre a Cooperação no Campo dos Usos Pacíficos da Energia Nuclear foi assinado em Bonn, a 27 de junho de 1.975, pelos Ministro das Relações Exteriores dos dois países. Aprovado pelo Congresso Nacional, entrou em vigor a 18 de novembro do mesmo ano. Simultaneamente com o Acordo, foi também firmado, em Bonn, um protocolo industrial entre os Ministros das Minas e Energia do Brasil e da Pesquisa e Tecnologia da RFA, que aprova diretrizes específicas para cada área de cooperação. Os citados instrumentos in-

tergovernamentais são complementados por contratos entre as Empresas Nucleares Brasileiras S.A. (NUCLEBRÁS) e diferentes empresas alemãs, nos quais se prevêem a formação de "joint-ventures" e a transferência de tecnologia e de equipamentos para realização dos diversos empreendimentos, em cada uma das áreas de cooperação, a saber:

- prospecção, extração, processamento de minérios de urânio, bem como produção de compostos de urânio;
- produção de reatores nucleares e de outras instalações nucleares, bem como de seus componentes;
- enriquecimento de urânio e serviços de enriquecimento;
- produção de elementos combustíveis e reprocessamento de combustíveis irradiados.

Para garantir que a cooperação cumpra suas finalidades unicamente pacíficas, está o Acordo alicerçado nas seguintes disposições:

- afirmação do princípio de não - proliferação das armas nucleares;
- obrigação de submeter às salvaguardas da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) todos os equipamentos, instalações e materiais nucleares, assim como as informações tecnológicas / transmitidas;
- compromisso de não usar nenhum dos itens enumerados acima para o fabrico de armas nucleares ou outros explosivos nucleares;
- compromisso de não reexportar os referidos itens, a menos que o terceiro país recipiente tenha igualmente assinado um acordo / de salvaguardas com a AIEA;
- compromisso de não reexportar equipamentos instalações e materiais sensíveis, bem como de não transmitir informações tecnológicas relevantes, exceto se a Parte Contratante fornecedora der seu consentimento;
- compromisso de dar proteção física aos equipamentos, instalações e materiais nucleares para resguardá-los da interferência / indevida de terceiros.

O acordo com a RFA e seus instrumentos complementares são essenciais ao programa nuclear brasileiro. Consti-

tuem um todo e não podem ser desfalcados de nenhum de seus elementos interdependentes e complementares. Destinam-se exclusivamente a finalidades pacíficas e oferecem a plena garantia de / que não se prestarão à proliferação de armas nucleares.

4. - A APLICAÇÃO DE SALVAGUARDAS INTERNACIONAIS

A indiscutível finalidade pacífica do programa nuclear brasileiro levou, naturalmente, o Brasil e a RFA a proporem à Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) o texto de um Acordo de Salvaguardas que foi negociado com a Agência em janeiro de 1.976. A aprovação do Acordo entre o Governo da República Federativa do Brasil, o Governo da República Federal da Alemanha e a Agência Internacional de Energia Atômica, para a Aplicação de Salvaguardas, deu-se em 25 de fevereiro de 1.976 , pela Junta de Governadores da AIEA, na qual estavam representados, inclusive, todos os países fornecedores de equipamentos nucleares. Essa aprovação, sem quaisquer modificações, do texto / negociado pelo Brasil e pela RFA com a Agência, significou inequivoco endosso da comunidade internacional à cooperação teuto-brasileira no campo dos usos pacificos da energia nuclear.Tais Acordos Internacionais não só constituem, pois, atos jurídicos/ perfeitos e acabados, como também configuram uma cooperação plenamente aprovada pela comunidade internacional.

O Acordo firmado com a RFA e o Acordo de Salvaguardas que o Brasil e a RFA assinaram com a AIEA estabelecem / um sistema de controle que excede as exigências de salvaguardas contidas no Tratado sobre a Não - Proliferação das Armas Nucleares (TNP). O sistema compreende a aplicação de salvaguardas não só a material, equipamentos e instalações, mas também à transferência de tecnologia; a possibilidade de restabelecimento do Acordo com a AIEA, caso, após sua expiração, venha a ser utilizada a tecnologia transferida; a aceitação da obrigação não só de não fabricar armas atômicas ou outros explosivos nucleares, como também de não promover qualquer utilização militar com a cooperação recebida; a aceitação de compromisso de adoção de medi-

das de proteção física contra atos de sabotagem ou de desvio de material nuclear; a obrigação de exigir a aplicação de salva - guardas à exportação para terceiros paises, mesmo que se trate/ de paises militarmente nucleares.

A AIEA tem importante papel a desempenhar na execução do sistema de salvaguardas. Ao longo de vinte anos, acumulou singular experiência nesse setor e estabeleceu um conjuto importante de normas internacionais para detectar qualquer desvio de material nuclear, bem como um mecanismo eficiente para a aplicação dessas normas. O sistema de salvaguardas da AIEA objetiva impedir os riscos de eventuais utilizações indevidas de equipamentos e tecnologia transferidos com finalidades exclusivamente pacíficas e procura conciliar a prevenção desses riscos / com a satisfação das necessidades legítimas e indiscutíveis de/ grande número de países que,para seu progresso, têm que recorrer à energia nuclear.

5. - O BRASIL E A NÃO-PROLIFERAÇÃO DAS ARMAS NUCLEARES

O Brasil é um país pacífico. Por vocação histórica e preceito constitucional, favorece soluções negociadas para os conflitos internacionais. O povo brasileiro vive em harmonia com todos os seus vizinhos. É estranha à índole nacional / qualquer ambição de expansionismo ou de hegemonia. A preocupação dominante da Nação é com o seu desenvolvimento econômico e social, integrado e harmônico, na medida do possível em cooperação com as demais Nações, em desenvolvimento ou desenvolvidas , às quais presta o Brasil a sua solidariedade e das quais espera, reciprocamente, o mesmo tratamento. Em concordância com esses / princípios básicos, o Brasil põe toda a ênfase de sua atuação / na criação de um clima favorável à paz e à segurança internacionais e ao desenvolvimento econômico e social da humanidade.

A corrida armamentista, além de desviar recursos indispensáveis ao progresso econômico e social dos povos , contribui para aumentar as tensões internacionais e os perigos/ de conflitos armados. Mais ainda, devido às imensas disparida -

des tecnológicas entre as Nações, tende a favorecer formas de dominação política entre os povos, o que representa um retrocesso com relação aos propósitos e princípios da Carta das Nações Unidas, que o Brasil subscreveu e apóia. O Brasil é favorável ao desarmamento dentro de condições que desestimulem os Estados de procurar meios e modos de fortalecer a sua posição militar. Com maior razão é o Brasil favorável ao desarmamento nuclear.

Desde 1.958, foram negociados e concluídos vários acordos internacionais ligados, direta ou indiretamente, à questão da proliferação das armas nucleares:

a) o Tratado da Antártida, de 1.959 (em que se impedem atividades militares no continente, declarado zona desnuclearizada, e se proibem testes nucleares ou o despejo de resíduos radioativos)

b) o tratado de Proscrição das Experiências com Armas Nucleares na Atmosfera, no Espaço Cósmico e sob a Água, de 1.963;

c) o tratado sobre Princípios Reguladores das Atividades dos Estados na Exploração e Uso do Espaço Cósmico, inclusive a Lua e demais Corpos Celestes, de 1.967 (que contém dispositivos sobre a colocação em órbita de objetos com armas nucleares);

d) o Tratado para Proscrição das Armas Nucleares na América Latina (Tratado de Tlatelolco), de 1.967;

e) o Tratado sobre a Não-Proliferação das Aramas Nucleares, de 1.968; e

f) o Tratado sobre Proibição da Colocação de Armas Nucleares e outras Armas de Destruição em Massa no Leito do Mar, e no Fundo do Oceano e em seu subsolo, de 1.971.

O Brasil assinou todos esses Acordos com exceção do Tratado sobre a Não-Proliferação das Armas Nucleares (TNP), por seu caráter discriminatório.

Com efeito, o TNP pretende legitimar uma distribuição de poder inaceitável porque decorrente do estágio em que

se encontravam os Estados, no que respeita à aplicação da tecnologia nuclear bélica, na data de sua assinatura. Como resultado dessa estratificação, o Tratado exige estrito controle da AIEA/ sobre a difusão da utilização pacífica do átomo, enquanto, em relação aos países militarmente nuclearizados, nenhuma barreira cria à proliferação vertical dos armamentos nucleares, do que é prova o continuado crescimento e refinamento dos seus arsenais/ nucleares. Além disso, quanto ao aspecto de segurança, não prevê o TNP qualquer sistema de proteção eficaz para os países militarmente não nucleares. Essa desproteção não se refere, apenas, aos perigos de ataque nuclear. Como os países nuclearmente armados continuam a aumentar aceleradamente os seus arsenais atômicos, a quantidade de rejeitos de alta radioatividade por eles produzidos passou a constituir um considerado perigo coletivo. Fonte oficial de uma potência nuclear estima que essa quantidade é, naquele país, 55 vezes superior à quantidade de rejeitos produzidos pelos seus programas de utilização do átomo para fins pacíficos.

O Brasil é parte, porém de um Tratado regional, que não só proíbe a fabricação ou posse de armas nucleares, mas também veda que se aceite o armazenamento e colocação em território de país signatário de armas pertencentes a países nuclearmente armados. O tratado para a Proscrição das Armas Nucleares/ na América Latina (Tratado de Tlatelolco), que antecedeu ao próprio TNP, contém em seu Protocolo Adicional nº I obrigação, para as potências continentais ou extra-continentais que tenham , de jure ou de facto, responsabilidade internacional sobre territórios situados na área de sua aplicação, de proscrever armas / nucleares nesses territórios. O Tratado de Tlatelolco contém, a demais, em seu Protocolo Adicional nº II, compromisso para as potências nucleares de não empregar armas nucleares nos países/ da América Latina, nem ameaçar esses países com o seu emprego.A plena vigência do Tratado de Tlatelolco depende, no momento, da aceitação dessas obrigações por parte daquelas potências. O Brasil, que assinou o Tratado, tem, de acordo com as normas do Direito Internacional, compromisso de naõ praticar atos que frus-

trem os objetivos do Tratado, ao qual corresponde a garantia de que os demais signatários procederão da mesma forma.

O sentido verdadeiro da não-proliferação é impedir a disseminação das armas nucleares e não a difusão da tecnologia nuclear em benefício da humanidade. O acesso à tecnologia para os usos pacíficos da energia nuclear, atendidos os controles adequados, não deve ser sujeito a restrições discriminatórias, seja entre países militarmente nucleares e não nuclea - res,seja entre países militarmente não nucleares. O próprio TNP, aliás, ao prever que as slvaguardas não devem constituir obstáculo ao desenvolvimento econômico e tecnológico das Partes ou à cooperação internacional no campo das atividades nucleares pacíficas, inclusive quanto ao processamento, utilização ou produ - ção de material nuclear para fins pacíficos, reconhece ipso facto que, para esses efeitos, não existe distinção entre os paí - ses signatários e não-signatários. Cria, ainda, para aqueles, a obrigação de não colocar obstáculos à cooperação para o desen - volvimento do uso pacífico da energia nuclear, sob salvaguardas da AIEA.

Muito preocupa o Brasil que o progressivo cerceamento da cooperação internacional frustre as expectativa dos países de utilizar esse caminho para a conscecução de suas legítimas aspirações em matéria nuclear. A falta de cooperação in - ternacional em bases equitativas, pode, igualmente, frustrar os próprios objetivos da não-proliferação universal das armas nu - cleares, ao estimular o desenvolvimento da tecnologia nuclear / fora dos sistemas de salvaguardas. Conforme o demonstra o pró - prio programa nuclear brasileiro, o Brasil esta convencido de que a cooperação internacional é a melhor forma de assegurar,ao mesmo tempo, os objetivos do desenvolvimento da utilização da energia nuclear para fins pacíficos e da não-proliferação das armas nucleares e, por essa razão, pretende levar adiante inte - gralmente o seu programa e dará plena execução ao Acordo com a RFA sobre a Cooperação no Campo dos Usos Pacíficos da Energia / Nuclear e ao Acordo de Salvaguardas, firmado com aquele país e com a AIEA.

6. - BRASIL - REPÚBLICA FEDERAL DA ALEMANHA

ACORDO SOBRE COOPERAÇÃO NO CAMPO DOS USOS PACÍFICOS DA ENERGIA NUCLEAR

Reservamos esse ítem para a íntegra do Acordo/ assinado entre os Governos do Brasil e da Alemanha.

O Governo da República Federativa do Brasil
e
o Governo da República Federal da Alemanha

Tendo por base as relações amistosas existentes entre os seus / países e dispostos a aprofundá-las ainda mais,

Tendo em vista e dando prosseguimento ao Acordo sobre Coopera - ção nos setores da Pesquisa Científica e do Desenvolvimento Tecnológico, concluído entre as Partes Contratantes a 9 de junho de 1.969,

Considerando o Acordo de Cooperação sobre as Utilizações Pacíficas da Energia Atômica entre o Governo da República Federativa/ do Brasil e a Comunidade Européia da Energia Atômica, de 9 de junho de 1.961,

Considerando os progressos alcançados no âmbito da cooperação / científica entre os seus países, particularmente no campo dos usos pacíficos da energia nuclear,

Convictos de que os êxitos já alcançados na cooperação científica entre os seus países no campo dos usos pacíficos da energia/ nuclear criam condições propícias para uma cooperação industrial nesse setor,

Cônscios de que semelhante cooperação será de proveito econômico e científico para as duas Partes Contratantes,

Tendo em vista as diretrizes para a cooperação industrial entre a República Federativa do Brasil e a República Federal da Alemanha no campo dos usos pacíficos da energia nuclear, de 3 de outubro de 1.974,

Convieram no seguinte:

Artigo I

1) Dentro do quadro do presente Acordo, as Partes Contratantes/ fomentarão a cooperação entre instituições de pesquisas científicas e tecnológica e empresas dos dois países, abrangendo o seguinte;

prospecção, extração e processamento de minérios de urânio, bem como produção de compostos de urânio;

produção de reatores nucleares e de outras instalações nucleares, bem como de seus componentes;

enriquecimento de urânio e serviços de enriquecimento;

produção de elementos combustíveis e reprocessamento de combustíveis irradiados.

2) A cooperação acima referida abrange o intercâmbio das informações tecnológicas necessárias.

3) Tendo em vista a importância que o financiamento, inclusive/ a concessão de créditos, tem para a cooperação acima referida , as Partes Contratantes esforçar - se - ão para que, no quadro / das disposições vigentes nos dois países, as operações de financiamento e crédito sejam realizadas nas melhores condições possíveis.

Artigo II

As Partes Contratantes declaram-se partidárias do princípio da não-proliferação de armas nucleares.

Artigo III

1) A pedido de um exportador, cada uma das Partes Contratantes/ concederá, no âmbito das respectivas disposições legais em vi - gor, autorizações de exportação para o fornecimento de material fértil e físsel especial, de equipamentos e de materiais destinados ou preparados para a produção, utilização ou processamento de material físsil especial, bem como para a transmissão das respectivas informações tecnológicas, para o território da ou - tra Parte Contratante.

2) Tal fornecimento ou transmissão pressupõe que, com relação à Parte Contratante importadora, tenha sido concluído um acordo / sobre salvaguardas com a Agência Internacional de Energia Atômica, assegurando que esses materiais, equipamentos e instalações nucleares e ou material fértil e físsil especial nelas produzido, processado ou utilizado bem como as respectivas informações tecnológicas, não sejam usados para armas nucleares ou outros / explosivos nucleares.

Artigo IV

1) Os materiais, equipamentos e instalações nucleares exporta - dos, bem como as respectivas informações tecnológicas transmitidas, do território de uma Parte Contratante para o território / da outra Parte Contratante, poderão ser exportados, reexportados ou transmitidas dos territórios das Partes Contratantes para / terceiros países não detentores de armas nucleares a 1º de ja - neiro de 1.967, só quando, com relação ao país importador, ti - ver sido concluído um acordo sobre salvaguardas tal como previsto no Artigo III.

2) Os materiais,equipamentos e instalações nucleares sensitivos

exportados, bem como as respectivas informações tecnológicas / transmitidas, do território de uma Parte Contratante para o território da outra, só poderão ser exportados, reexportados ou / transmitidas para terceiros países com o consentimento da Parte Contratante fornecedora.

3) São materiais,equipamentos e instalações nucleares sensitivos:

a) urânio enriquecido com urânio 235 acima de vinte por cento / (20%), urânio 233 e plutônio, exceto quantidades diminutas desses materiais, necessárias, por exemplo, para fins de laboratório;

b) usinas de produção de elementos combustíveis, quando utilizadas para a produção de elementos combustíveis que contenham material referido na alínea a;

c) usinas de reprocessamento de elementos combustíveis irradiados;

d) usinas de enriquecimento de urânio.

Artigo V

1) Cada Parte Contratante tomará as providências necessárias para garantir a proteção física dos materiais, equipamentos e instalações nucleares no seu território, bem como no caso de transporte dos mesmos entre os territórios das Partes Contratantes e para terceiro países.

2) Essas providências deverão ser de tal natureza que, na medida do possível, evitem danos, acidentes, furtos,sabotagens, roubos, desvios, prejuízos, trocas e outros riscos.

3) As Partes Contratantes entender-se-ão sobre as providências/

adequadas para os fins acima.

Artigo VI

A Comissão Mista instituídas pelo Acordo sobre Cooperação nos Setores da Pesquisa Científica e do Desnvolvimento Tecnológico, levará devidamente em conta as atividades previstas no quadro do presente Acordo e fará, quando for o caso, propostas relativas ao prosseguimento de sua implementação.

Artigo VII

A pedido de uma delas, as Partes Contratantes entrarão em consultas sobre a implementação do presente Acordo e, quando for o caso, em negociações para sua revisão.

Artigo VIII

1) As Partes Contratantes empenhar-se-ão para solucionar divergências sobre s interpretação do presente Acordo por via diplomática.

2) Quando as divergências não puderem ser solucionadas da maneira acima, adotar-se-à o processo de arbitragem previsto no Artigo X do Acordo sobre a Entrada de Navios Nucleares em Águas Territoriais brasileiras e sua Estada em Portos Brasileiros, concluído entre as Partes Contratantes em 7 de junho de 1.972.

Artigo IX

As obrigações da República Federal da Alemanha decorrentes dos tratados que instituíram a Comunidade Econômica Européia e a Comunidade Européia de Energia Atômica não serão afetadas pelo presente Acordo.

Artigo X

O presente Acordo aplicar-se-á também ao "Land" Berlim, desde / que o Governo da República Federal da Alemanha não apresente declaração em contrário ao Governo da República Federativa do Brasil até três meses após a entrada em vigor do presente Acordo.

Artigo XI

1) O presente Acordo entrará em vigor, por troca de notas, tão/ cedo quanto possível.

2) A vigência do presente Acordo será de quinze anos, contados/ a partir do dia fixado nas notas trocadas conforme o item (1) acima, e prorrogar-se-á tacitamente por períodos de cinco anos , desde que não seja denunciado por uma das Partes Contratantes / pelo menos doze meses antes de sua expiração.

3) As medidas de salvaguardas e de proteção física, necessárias em decorrência do presente Acordo, não serão afetadas pela expiração do mesmo.

Feito em Bonn, aos vinte e sete dias do mês de junho de mil novecentos e setenta e cinco, em dois originais, um no idioma português e outro no idioma alemão, sendo ambos os textos igualmente autênticos.

7. A DESACELERAÇÃO DO PROGRAMA NUCLEAR

Conforme decisão do governo brasileiro, o Programa Nuclear foi desacelerado, isto é, as metas continuam as mesmas, mas o fator tempo foi alterado. Houve uma alteração no cronograma de construção das usinas.

A decisão do Presidente João Figueiredo decorreu do fato de o país estar atravessando um período difícil em sua economia, tendo que limitar os gastos públicos a fim de poder se recuperar o mais rapidamente possível.

Assim é que o Presidente, após ouvir os argumentos do Ministro do Planejamento, Delfim Neto, e do Secretário Executivo da Comissão Nacional de Energia, Eduardo Celestino Rodrigues, acatou, com tristeza, esses pontos de vista e encarregou o General Danilo Venturini, secretário do Conselho de Segurança Nacional, de tratar da questão. Evidentemente o setor nuclear não poderia escapar ao sacrifício necessário para reerguer a nação brasileira.

O Ministro das Relações Exteriores, Saraiva Guerreiro classificou de muito ponderada a decisão presidencial porque, "diante do quadro econômico", disse ele, "é fundamental que o Brasil apresente uma imagem de seriedade" e que "seria pouco sério iniciar a construção das Usinas de Iguape no momento em que, além da crise, o país dispõe de excedentes de energia elétrica". Assim sendo, conforme o Itamaraty, essa desaceleração ou ajustamento do cronograma à nova realidade do país, seria até benéfica para a nossa imagem e política externas.

Sem votos contra, restou ao Presidente Figueiredo aprovar a desaceleração do Programa a 28 de dezembro de 1982.

A 6 de janeiro de 1983 foi suspenso por prazo indeterminado o início das obras das Usinas Iguape I e Iguape II no litoral de São Paulo, que deveriam funcionar a partir de 1991.

Cinco dias após, o Ministro das Minas e Energia César Cals acertou com o então Presidente da Nuclebrás, Paulo

Nogueira Batista, o adiamento por um ano da entrada em operação das Usinas Angra II e Angra III, no litoral sul do Rio de Janeiro, antes prevista para 1987 e 1989 respectivamente. Além disso, ficou resolvido que a Nuclebrás só terá 170 bilhões de cruzeiros para investir esse ano, 40% a menos do que em 1982, em cruzeiros deflacionados.

Com o novo cronograma, a primeira unidade de demonstração da usina de enriquecimento, instalada pela Nuclei em Resende, RJ, entrará em operação somente em 1988. Já na área do reprocessamento, a contenção não permite nem pensar em prazos. Ademais, a Nuclep funcionará com apenas 25% de sua capacidade.

Na realidade os cortes não afetam a essência do acordo porque não houve mudanças objetivas. As metas, a capacitação tecnológica e o tipo das usinas continuam os mesmos.

É claro que, quanto mais dinâmica for a atividade dentro do acordo, maior será a absorção de tecnologia. No momento em que o país tem que conter o déficit público, as empresas estatais são diretamente atingidas. Na área nuclear, este corte acaba por ter efeitos mais graves, porque todo o programa é interligado, sendo atingido como um todo. A Nuclebrás está tentando absorver tecnologia e, por isso, a tarefa de desacelerar, para ela, vai ser um pouco mais difícil. A empresa fará o possível para preservar o capital técnico acumulado, o elemento humano treinado, sendo uma de suas principais preocupações, o não comprometimento da absorção de tecnologia. Passada essa fase inicial, na qual a incidência do corte é mais crítica, poderá haver até um crescimento real dos investimentos.

CAPÍTULO - III

ÓRGÃOS COMPETENTES LIGADOS À ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL

INTRODUÇÃO- 1

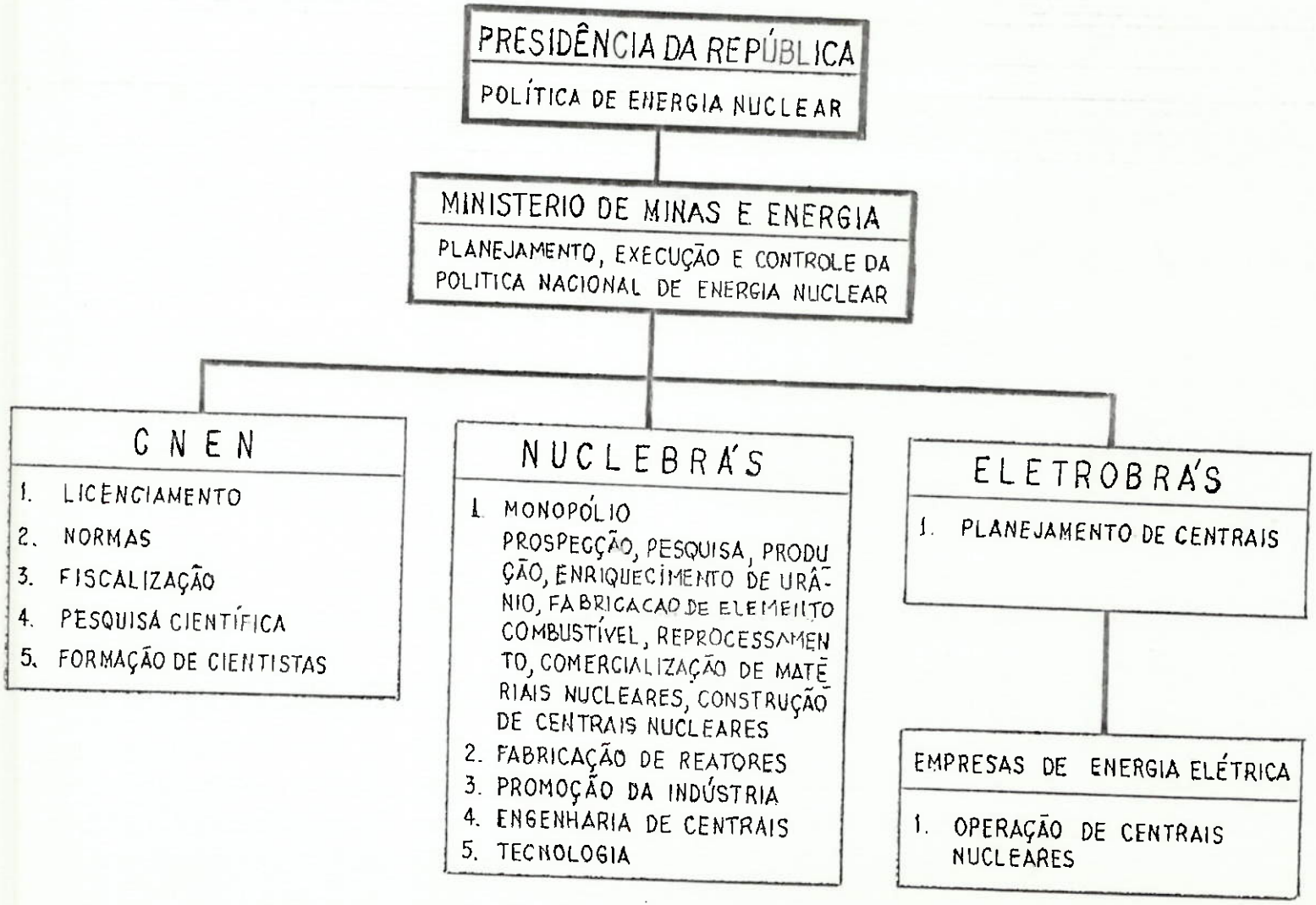
No capítulo I tomamos conhecimento do nível de utilização de energia nuclear no mundo, dos custos de sua implantação, da comparação com outras fontes alternativas ~~de~~ e do campo de aplicação dessa forma de energia, como por exemplo na medicina e agricultura.

Já no capítulo II demos um enfoque no Programa Nuclear Brasileiro e na sua necessidade de implantação segundo, o ponto de vista do governo. Abordamos tanto o programa e cronograma iniciais como também as suas adequações ao momento atual, por que passa a nossa economia. Partimos então de um enfoque amplo no cap. I para uma análise do programa brasileiro especificamente no cap. II. Cumpre-nos agora esclarecer quais são os órgãos competentes encarregados de executar o Programa Nuclear estabelecido e quais as suas atividades e realizações nessa ação.

Dentro dessa visão abordaremos vários institutos de importância histórica bem como outros de importante assessoria nos campos científico e tecnológico, além das Empresas Nucleares Brasileiras S.A., que por lei, é o órgão executor do Programa Nuclear.

A importância desse capítulo é enorme já que complementa e dá uma idéia mais prática do que foi relatado no cap.II e, juntamente com ele, esclarece o que vem sendo feito em nosso país no que se refere à Energia Nuclear.

ORGANIZAÇÕES E ATRIBUIÇÕES DO SETOR NUCLEAR



ÓRGÃOS COMPETENTES LIGADOS À ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL

2. CONSELHO NACIONAL DE DESENVOLVIMENTO CIENTÍFICO E TECNOLÓGICO. (CNPq)

Há muito tempo que o Brasil sentia a falta de um organismo oficial que, a exemplo de instituições já existentes em outros países, tivesse por finalidade promover e estimular a pesquisa científica em nosso país. Por várias vezes a Academia Brasileira de Ciência tratara do assunto, mas sem qualquer resultado concreto.

O Almirante Álvaro Alberto ao voltar da reunião da Comissão de Energia Atômica das Nações Unidas, na qual representou o Brasil, conseguiu persuadir o governo da necessidade / de se preparar o quanto antes o nosso país para a utilização técnico-científica de nossos recursos minerais de interesse para a produção de energia nuclear, pois dadas as perspectivas do controle internacional dessa nova fonte de energia, estaríamos ameaçados de perder a posse efetiva dessas matérias-primas , se não nos aparelhássemos convenientemente para a sua eficaz e pronta utilização. Fez ainda ver que esse programa específico não deveria ser dissociado de um programa mais amplo e geral de estímulo ao desenvolvimento da pesquisa científica e tecnológica, nos mais variados setores do conhecimento, visando o bem- estar humano e os reclamos da cultura, da economia e da segurança nacional.

Em 1.950, o Pres. Vargas designou uma comissão de professores, pesquisadores e homens de ciência, a fim de elaborar um projeto de lei, criando o Conselho Nacional de Pesquisas. Esse projeto, encaminhado ao Congresso Nacional com uma mensagem presidencial, concretizou-se na lei nº 1.310, de 15 de janeiro de 1.951, que constitui um marco decisivo na história do desenvolvimento científico no Brasil.

Seu objetivo principal, definido no artigo 1ºda referida lei, é "promover o desenvolvimento da investigação científica e tecnológica em em todos os domínios do conhecimento"

e os meios de que se serve para alcançar tal objetivo consistem sobretudo: na concessão de bolsas de estudo, de doutoramento, de aperfeiçoamento e de pesquisa, na concessão de auxílios para a aquisição de equipamentos ou para contratos de pessoal técnico-científico especializado, ou de pessoal auxiliar, na criação ou na subvenção total ou parcial de institutos de pesquisa, na organização de cursos especiais para formação de aperfeiçoamento de pesquisadores, na promoção de estágios em laboratórios ou instituições de pesquisa do país e do exterior, etc.

A essas atribuições de ordem geral superpunham-se, à época de sua criação, atribuições específicas no campo das investigações referentes à energia atômica e às atividades correlatas, tais como: a prospecção e pesquisa de minerais de urânio e tório, o controle das instalações de lavra, beneficiamento e industrialização desses minerais, o planejamento, a execução e a operação de reatores nucleares, etc.

Durante muitos anos foi notável a influência, benéfica do conselho sobre o desenvolvimento das atividades de pesquisa, através do elevado número de comunicações científicas e trabalhos produzidos e publicados, com referência expressa ao auxílio direto ou indireto do conselho para a sua execução. Além do grande número de bolsas concedidas a pesquisadores isolados em vários setores de investigação e em diversos pontos do país, o conselho prestou decisivo apoio às iniciativas e pesquisas no domínio da Física Nuclear e à formação ou aperfeiçoamento de físicos que queriam se consagrar a especialidades relacionadas com os trabalhos no campo da energia atômica.

Em 1.974, pela lei nº 6.129, de 6 de novembro, o CNPq foi transformado em Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico, uma Fundação vinculada diretamente à SEPLAN.

A transformação teve como objetivo primordial, dar ao CNPq as condições técnico-administrativas indispensáveis ao cumprimento das suas atribuições de auxiliar o Ministro-Chefe da Seplan na formulação e na atualização da política de desenvolvimento Científico e Tecnológico e na análise de planos e

programas de ciência e tecnologia.

Administrativamente, tendo por meta o melhor desempenho da estrutura, uma das providências tomadas foi o estabelecimento de uma política de recrutamento e seleção de pessoal especializado na área da ciência e tecnologia, contratado pelo regime CLT. Depois houve a transferência da sede do CNPq para Brasília, onde foi organizado o primeiro Orçamento-Programa, denominado Plano Operacional, e que teve execução em 1.976.

No âmbito de seus Institutos de Pesquisa - Instituto Brasileiro de Bibliografia e Documentação (IBBD), Instituto de Matemática Pura e Aplicada (IMPA), Instituto de Pesquisas Espaciais (INPE) e Instituto Nacional de Pesquisa da Amazônia (INPA) o CNPq adotou as seguintes medidas:

a)- Criação da carreira de pesquisador, com estímulos adequados ao seu desenvolvimento;

b)- Enquadramento do pessoal dos Institutos na política de pessoal adotada pela nova fundação;

c)- Reaparelhamento da máquina administrativa, em moldes gerenciais modernos, para minimizar o custo das atividades - meios .

3. INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS (IPR)

O Instituto de Pesquisas Radioativas nasceu em 1.953, quando professores da Escola de Engenharia e da Faculdade de Filosofia da Universidade Federal de Minas Gerais, aproveitando a repercussão internacional da física atômica, com a descoberta da fissão do urânio, se propuseram a criar um organismo de pesquisas físicas, em que o estudo da energia atômica e nuclear fosse preponderante.

Com verbas do governo estadual e do CNPq, vários engenheiros e físicos foram enviados ao exterior para cursos de pós - graduação e visitas a instituições científicas e tecnológicas. A intenção era desenvolver estudos básicos que permitissem a formação de um grupo especializado em energia nuclear, pesquisar as ocorrências de minerais atômicos no estado de Minas / Gerais e treinar pesquisadores e engenheiros nucleares para um

futuro programa nacional de aproveitamento da energia nuclear .

Transferido para a UFMG, o Instituto de Pesquisas Radioativas adquiriu um reator - Triga - da empresa norte americana General Atomic. Em dois anos foi instalado o reator, a água leve e urânio enriquecido, o segundo do país, após o primeiro de pesquisa instalado no IEA (hoje IPEN) de São Paulo.

Foi, no entanto, o "Grupo do Tório", criado por engenheiros nucleares do IPR, que deu mais notoriedade a essa instituição. Seu objetivo era criar uma tecnologia que, aproveitando os recursos do subsolo do Brasil, pudesse tornar o país autônomo em terreno tão importante. Não havendo, nessa época , indícios de ocorrências importantes de urânio em nossa terra ao contrário do tório, que sempre foi conhecido por suas maiores / reservas-, o grupo teve em mente pesquisar o tório, partindo de reatores de urânio natural, por etapas sucessivas, até chegar a um reator do tipo regenerador - breeder - para a transformação do tório em U - 233, que é um isótopo físsil, não existente na natureza. Seus trabalhos foram interrompidos quando o governo , optou pelo reator a água leve e urânio enriquecido.

A maioria dos cientistas que participaram do "Grupo do Tório" ainda continuam vinculados à NUCLEBRÁS,seja diretamente no IPR - hoje Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN) - seja em funções superiores naquela empresa .

O estágio atual de desenvolvimento do IPR será descrito mais adiante, quando tratarmos do ítem da Nuclebrás referente à pesquisa, na parte referente ao Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear.

4. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN)

4.1- HISTÓRICO

Aos 31 de agosto de 1.956, o Conselho de Segurança Nacional aprovou as recomendações de uma comissão incumbida de estudar a política de energia nuclear mais adequada ao interesse e segurança nacionais, adotando-as como diretrizes governamentais para a política Nacional de Energia Nuclear. A pri

-maior recomendação era a criação de uma Comissão Nacional de Energia Nuclear, que deveria conformar suas ações às diretrizes então aprovadas.

Em consequência, pelo decreto nº 40.110 de 10 de outubro de 1.956, foi criada a CNEN, diretamente subordinada à Presidência da República e "encarregada de propor as medidas julgadas necessárias à orientação da política geral da energia atômica em todas as fases e aspectos".

Em 22 de julho de 1.960, o governo federal criou o Ministério das Minas e Energia e incluindo em sua jurisdição a Comissão Nacional de Energia Nuclear. O governo, considerando o vulto do programa traçado para a política de Energia Nuclear no país, autorizou a CNEN a empregar as rendas provenientes da industrialização de minérios nucleares e da venda dos / sub produtos em+ prospecção e industrialização de minérios; despesas de administração, representação e intercâmbio técnico e científico; instalação de reatores de potência; formação de técnicos; desenvolvimento das atividades da CNEN.

4.2- ATRIBUIÇÕES DA CNEN

As novas atribuições da CNEN são definidas na lei nº 6.189 de 16 de dezembro de 1.974, a qual altera a lei nº 4.118, de 27 de agôsto de 1.962, e a lei nº 5.740, de 1º de dezembro de 1.971, que criaram respectivamente, a Comissão Nacional de Energia Nuclear e a Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN), que passa a denominar-se Empresas Nucleares Brasileiras Sociedade Anônima - Nuclebrás, e dá outras providências.

Através dessa lei define-se o monopólio da União nos assuntos referentes à energia nuclear no Brasil, por intermédio da CNEN, como órgão superior de orientação, planejamento, supervisão, fiscalização e de pesquisa científica e da Nuclebrás e suas sbsidiárias, como órgãos de execução.

A CNEN tem a competência de :

I- Assessorar o Ministério das Minas e Energia:

a) No estudo das medidas necessárias à formulação, pelo Presidente da República, da Política Nacional de Energia Nuclear,

b) No planejamento da execução da Política Nacional de Energia Nuclear.

II- Promover e incentivar:

a) A utilização da energia nuclear para fins pacíficos nos diversos setores do desenvolvimento nacional;

b) A formação de cientistas, tecnicos e especialistas nos setores relativos à energia nuclear.

III- Expedir normas, liceças e autorização relativas a:

a) Instalações nucleares;

b) Posse,uso,armazenamento e transporte de material nuclear;

c) Comercialização de material nuclear,minérios nucleares e concentrados que contenham elementos nucleares.

IV- Expedir regulamentos e normas de segurança e proteção relativas:

a) Ao uso de instalações e de materiais nucleares;

b) Ao transporte de materiais nucleares;

c) Ao manuseio de materiais nucleares;

d) Ao tratamento e à eliminação de rejeitos radioativos;

e) À construção e à operação de estabelecimentos destinados a produzir materiais nucleares e a utilizar energia nuclear.

V- Opinar sobre a concessão de patentes e licenças relacionadas com a utilização da energia nuclear.

VI- Promover a organização e a instalação de laboratórios e instituições de pesquisa a ela subordinadas técnica e administrativamente, bem como cooperar com instituições existentes no país, com objetivos afins.

VII- Especificar:

a) Os elementos que devam ser considerados nucleares, além do plutônio, urânio e tório;

b) Os elementos que devam ser considerados material fértil e material físsil especial ou de interesse para energia nuclear;

c) Os minérios que devam ser considerados nucleares.

VIII- Fiscalizar:

a) O reconhecimento e o levantamento geológicos relacionados com

minerais nucleares;

b) A pesquisa, a lavra e a industrialização de minérios nucleares;

c) A produção e o comércio de materiais nucleares;

d) A indústria de produção de materiais e equipamentos destinados ao desenvolvimento nuclear.

II- Pronunciar-se sobre projetos de acordos, convênios ou compromissos internacionais de qualquer espécie, relativos à energia nuclear.

Para a execução dessas medidas, a CNEN pode operar diretamente ou através de instituições por ela constituídas, podendo ainda, contratar os serviços de pessoas físicas ou jurídicas, públicas ou privadas, celebrar convênios, firmar contratos no país ou no estrangeiro, para financiamento de suas atividades, mediante autorização do poder Executivo e conceder / recursos e auxílios.

De acordo com a referida lei ainda, a autorização para construção e operação de usinas nucleoelétricas será dada exclusivamente a concessionárias de serviços de energia elétrica, mediante Decreto, ouvidos os órgãos competentes do Ministério das Minas e Energia.

O Departamento Nacional de Águas e Energia Elétrica é encarregado da verificação do preenchimento dos requisitos legais e regulamentos, relativos à concessão de serviços de energia elétrica, sendo ouvida a Centrais Elétricas Brasileiras Sociedade Anônima - ELETROBRÁS quanto à verificação da adequação técnica, econômica e financeira do projeto ao sistema da concessionária, bem como da sua compatibilidade com o plano de instalações necessárias ao atendimento do mercado de energia elétrica. A fiscalização da operação das usinas nucleoelétricas é de competência da CNEN e do Departamento Nacional de Águas e Energia Elétricas.

A CNEN ainda tem a incumbência de licenciar e fiscalizar o comércio de materiais nucleares, compreendendo as operações de compra, venda, importação, exportação, empréstimo, cessão e arrendamento, sendo que os preços dos materiais nucleares

ção estabelecidos periodicamente por esta mesma comissão.

5.-INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN)

O IPEN, antes Instituto de Energia Atômica (IEA), foi criado pelo decreto nº 39.872, de 31 de agosto de 1.956 nos moldes do convênio assinado entre o Conselho Nacional de Pesquisa e a Universidade de São Paulo. A instituição foi instalada no campus da Universidade, na cidade de São Paulo. Sua finalidade era: "desenvolver pesquisas sobre energia atômica para fins pacíficos; produzir radioisótopos; contribuir para a formação, em ciência e tecnologia nucleares, de cientistas e técnicos provenientes das várias unidades da Federação; estabelecer/ bases,dados construtivos e protótipos de reatores destinados ao aproveitamento da energia atômica, para fins industriais, de acordo com as necessidades do país". A fim de atender a esses desígnios, o CNPq instalaria no então IEA um reator nuclear experimental, o que foi feito em 1.957, dentro do programa "Átomos para a Paz", do presidente dos EUA, Eisenhower.

Um dos primeiros programas do IEA após a instalação do seu reator experimental foi o das experiências relativas ao tratamento de água para uso em instalações nucleares, seguindo-se o estudo de uma série de problemas com o reprocessamento de elementos combustíveis. A cargo da Divisão de Radioquímica do Instituto, esses estudos almejavam o desenvolvimento de técnicas de trabalho relativas às separações químicas de urânio e produtos de fissão, tório-232 e urânio-233, urânio-238 e plutônio-239, continuando uma linha de trabalho iniciada em 1.956.

A finalidade principal desses estudos era a de treinamento e formação de pesquisadores para virem a constituir um grupo de radioquímicos que então pudessem levar a cabo os problemas que fossem atribuídos à Divisão pelo Instituto . Nessa ordem de idéias foram executados trabalhos que diziam respeito, principalmente, à separação de produtos de fissão, separação de materiais físseis e análise de componentes, em concentrações muito baixas, de vários materiais.

Na área da metalurgia Nuclear, foi implantada, em 1.962 a Divisão de Metalurgia Nuclear, com os objetivos de desenvolver estudos experimentais relacionados com a fabricação de elementos combustíveis para reatores e de formar o pessoal / necessário. Os estudos experimentais visaram, desde o início, a utilização de materiais nucleares então em início de produção / no país, e a adaptação dos processos conhecidos às escalas de produção que poderiam ser previstas no desenvolvimento da energia nuclear no Brasil.

A par do trabalho de desenvolvimento de elementos combustíveis, o IEA se empenhou na formação e aperfeiçoamento de pessoal, não só em nível médio, como de engenheiros metalurgistas especializados nos problemas de metarlugia e de cerâmica nuclear. Para isso colaborou em cursos de pós-graduação da Escola Politécnica da USP.

Não há dúvida de que o principal mérito do IEA desde sua criação, foi de formar mestres e doutores em todas as áres da ciência nuclear, conforme atestam os seus trabalhos publicados desde a fundação, na maioria teses de mestrados e doutoramento executados em seus bem equipados laboratórios de pesquisa nuclear.

A importância que o governo dá as pesquisas desenvolvidas no IPEN pode ser medida por um simples fato - logo/ após a vitória do PMDB nas eleições para o governo de São Paulo o comando do Instituto, que era exercido pelo Estado, foi transferido para a órbita federal e colocado sob a jurisdição do CNEN.

Atualmente no IPEN, segundo fontes da área nuclear , desenvolve-se o "Projeto Cometa", considerado o ponto / de partida de um vasto programa de pesquisa dividido em módulos o que no conjunto soma uma série de informações que podem levar ao domínio da técnica de feitura de um artefato nuclear. Mais : podem levar o país a se capacitar tecnologicamente para construir submarinos nucleares e até produzir sofisticados equipamentos de raio laser para fins militares.

Supervisionado pelo físico Cláudio Rodrigues e mantido pelo Laboratório de Estudos Avançados do Centro Tecnológico Aeroespacial, o "Projeto Cometa" está voltado para a produção de urânio metálico sob a forma de grandes cilindros - uma tecnologia cujo domínio é necessário para a construção de satélites artificiais e motores que dispensem o reabastecimento por longos períodos - exatamente o tipo que é usado em submarinos / nucleares . O urânio metálico, contudo, tem uma serventia ainda mais importante : ao ser bombardeado por nêutrons em um reator, produz, como "lixo", o plutônio 239, elemento necessário à fabricação de uma bomba atômica. Esse lixo está sendo manipulado, atualmente, no prédio da Marinha, encravado dentro do IPEN, sendo que esse laboratório não está sujeito a controles internacionais. Esse prédio abriga uma usina piloto de purificação de plutônio 239, construída por um sistema de alto-vácuo e fontes de alta-tensão que formam um arco voltaico cuja função é eliminar, as impurezas do plutônio.

6. INSTITUTO DE RADIOPROTEÇÃO E DOSIMETRIA (IRD)

O IRD localizado no Rio de Janeiro e originalmente denominado Laboratório de Dosimetria, foi criado em 1.960 como um órgão da CNEN, tendo como objetivo a realização de trabalhos de pesquisas, de controle e de normalização nos campos / da radioproteção e da dosimetria de radiações ionizantes. Devido aos seus próprios objetivos, desde o seu início esses trabalhos foram orientados para a pesquisa aplicada, embora alguma / pesquisa fundamental fosse desenvolvida paralelamente.

A partir de 7 de Julho de 1.972, quando o decreto nº 70.885 transferiu o IRD para a Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN), maior ênfase foi emprestada à pesquisa aplicada, com o desenvolvimento, transferência e assimilação de tecnologias específicas referentes à proteção do homem aos / perigos da radiação e à avaliação de doses de exposição do indivíduo ocupacionalmente exposto e da população em geral. A partir de 1.973 o Laboratório de Dosimetria passou a denominar-se

Instituto de Radioproteção e Dosimetria.

Em 16 de dezembro de 1.974, foi extinta a CBTN e criada a nuclebrás, através da lei nº6.189 ficando o IRD subordinado a essa empresa.

Os vários laboratórios, instalações experimentais e equipamentos de que dispõe o IRD são o suporte para as atividades de pesquisa, desenvolvimento e prestação de serviços, em escala nacional a diversas áreas que utilizam radiações ionizantes, como por exemplo nas aplicações médicas, industriais e de pesquisa.

O controle de segurança radiológica de instalações nucleares do ciclo do combustível e de reatores constitui atualmente o objetivo prioritário do IRD dentro do Programa Nuclear Brasileiro. A monitoração de áreas controladas internas à instalações, o controle ambiental das áreas circunvizinhas e a monitoração pessoal dos indivíduos ocupacionalmente expostos à radiação visam a redução dos riscos de exposição à radiação e o atendimento às normas internacionais vigentes.

A área de metrologia da radiação que objetiva, o controle de qualidade e calibração de instrumentos detetores de radiação, bem como o fornecimento de padrões, também ocupa / um lugar de destaque nas atividades do IRD. Assim é que o Laboratório Secundário de Padronização de Dose do IRD foi reconhecido pela Agência Internacional de Energia Atômica em 1.974 e posteriormente em 1.976, foi designado pela Organização Mundial de Saúde como Centro de Referência para o país e áreas vizinhas, o o que atesta sua boa qualidade, em âmbito internacional.

7. INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR (IEN)

Criado em 1.963 como uma unidade de pesquisa / da Universidade Federal do Rio de Janeiro, o IEN foi formado por técnicos da CNEN que se dedicavam a estágios em laboratórios da Universidade e conseguiram a fundação desse instituto para desenvolver atividades ligadas à energia nuclear.

Logo após sua fundação, professores e técnicos

do Instituto procuraram aperfeiçoar-se no exterior, principal - mente no Argonne National Laboratory, dos Estados Unidos. Como resultado dessas bolsas, o Argonne ajudou nossos técnicos no projeto conceitual de um reator de pesquisa tipo "Argonauta". E este reator foi inteiramente projetado, construído e testado pela equipe técnica do IEN, com elevada participação da indústria nacional. Seu combustível foi fabricado pelo IEA de São Paulo.

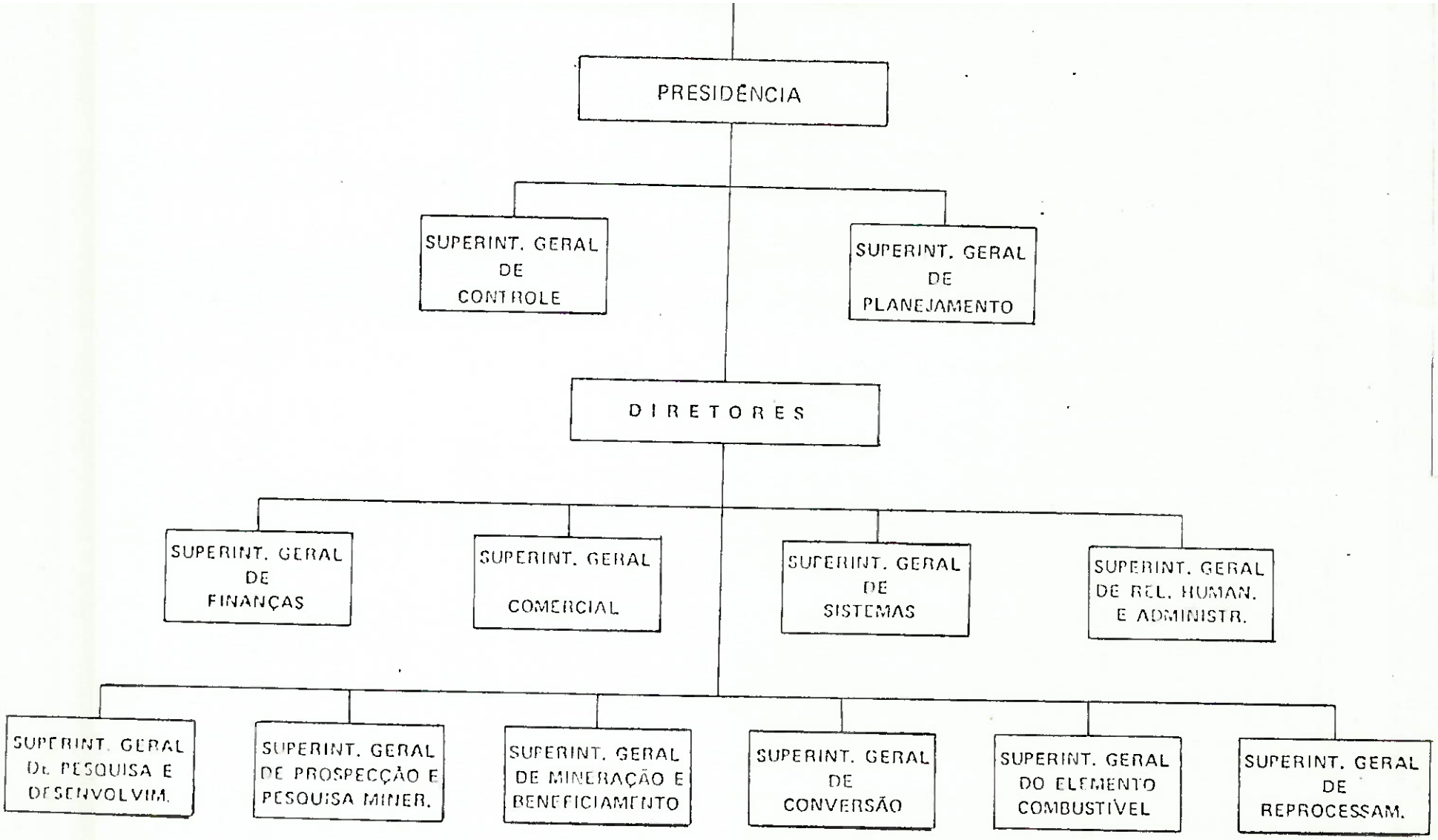
Em 1.972, o IEN foi transferido para a Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear, quando as atividades do / Instituto se voltaram para a tecnologia e o desenvolvimento, especialmente na área do ciclo do combustível nuclear. Foi dada bastante ênfase ao Projeto Elemento Combustível (PEC), instituído com o propósito de iniciar a absorção de tecnologia de projeto e fabricação de combustível para reatores de água leve. Deve ser destacado também o Projeto Reprocessamento de Combustível Irradiado , com a criação dos grupos de Química Nuclear e de Tecnologia, encarregados da assimilação dos aspectos analíticos e tecnológicos do processo Purex. Paralelamente, continuaram as atividades de pesquisa dos reatores rápidos, tendo sido assinado um acordo com o "Comissariat à l'Energie Atomique" da França para a construção de um reator experimental térmico-rápido denominado "cobra".

Finalmente, em dezembro de 1.974, o IEN foi absorvido pela Nuclebrás e sua esfera de ação se tornou mais restrita, envolvendo então um programa industrial no qual o IEN foi contemplado com algumas atribuições. Com uma nova reformulação/ dos institutos de pesquisa, porém, o IEN passou à CNEN, retomando o caminho da pesquisa.

Como unidades mais importantes em seus laboratórios o IEN possui um reator "Argonauta" de 10 KW nominais, um Ciclotron de energia variável, um circuito de sódio líquido e vários equipamentos de alto valor científico em operação nos diversos laboratórios e programas.

8. EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S.A. (NUCLEBRÁS)

8.1- ESTRUTURA DA EMPRESA



ORGANIZAÇÃO DA NUCLEBRÁS

A empresa foi criada em 16 de dezembro de 1974 pela lei nº 6.189, como sucessora da Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear, sendo uma empresa independente, encarregada de levar a cabo a Política Nuclear Brasileira. É uma empresa de economia mista da qual a União é acionista majoritária, diretamente subordinada ao Ministério das Minas e Energia sendo que a sua estrutura orgânica, em vigor desde 1º de janeiro de 1.978, é a seguinte:

. Presidência
. Diretoria de Recursos Minerais
. Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento
. Diretoria Industrial
. Diretoria de Planejamento e Coordenação
. Diretoria Financeira e Comercial
. Diretoria de Administração

onde o seu presidente e os seis diretores tem que ser cidadãos brasileiros, nomeados pelo Presidente da República.

8.2- ATRIBUIÇÕES, PLANEJAMENTO DAS ATIVIDADES E INVESTIMENTOS

As atribuições da Nuclebrás, em termos gerais, são as seguintes:

1- Monopólio da prospecção, pesquisa e lavra de minérios nucleares;
2- Monopólio da produção de concentrados de urânio;
3- Monopólio da construção e operação de usinas de:
   - enriquecimento de urânio
   - fabricação de elemento combustível
   - reprocessamento de urânio e plutônio
4- Monopólio da comercialização de materiais nucleares
5- Fabricação de reatores nucleares
6- Assistência à indústria privada na produção de componentes para instalações nucleares;
7- Engenharia de Projeto, construção e montagem de centrais nucleares;
8- Criação de Institutos e Centros de Desenvolvimento Tecnológico [illegible]

além.

f- Garantia da construção de centrais nucleares.

Essas atribuições são exercidas na prática por intermédio das subsidiárias da Nuclebrás, as quais serão objeto do próximo sub-ítem.

PLANEJAMENTO DAS ATIVIDADES

O programa seguido pela NUCLEBRÁS e suas subsidiárias prêve:

- Construção de oito usinas nucleoelétricas:

. As usinas Angra II e III da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto

. Duas unidades que deverão ser construídas entre Peruíbe e Iguape, no litoral sul do Estado de São Paulo.

. Quatro outras centrais nucleares.

- Construção das unidades necessárias à produção do combustível utilizado na operação das usinas nucleoelétricas e que incluem:

. Uma usina para a produção de concentrado de urânio em Caldas, (MG) já operando industrialmente.

. Uma unidade de conversão do concentrado em gás (UFG) a ser instalada em Resende, RJ.

. Uma usina de demonstração de enriquecimento isotópico, também em Resende.

. Uma fábrica de elementos combustíveis, igualmente em Resende, em plena operação. Ainda em Resende, uma fábrica de elementos / de separação isotópica para o enriquecimento.

. Uma unidade - piloto de reprocessamento de combustíveis irradiados.

- Prospecção e pesquisa de minérios de urânio destinadas a garantir um nível de reservas compatível com as necessidades do país, incluindo a exportação de urânio beneficiado.

- Operação do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), considerando a transferência de tecnologia, como previsto no âmbito do acordo assinado com a Alemanha, e a necessidade da criação de um processo autônomo de desenvolvimento de tecnologia.

INVESTIMENTOS:

Os investimentos globais do Grupo Nuclebrás, estimados no equivalente a US$ 18 bilhões (em valores de 1.981), estão assim distribuídos:

- US$ 13,6 bilhões para a construção de usinas nucleoelétricas;
- US$ 3,8 bilhões para a construção das unidades do ciclo do combustível nuclear;
- US$ 600 milhões para a infra-estrutura tecnológica.

Esta cifra corresponde aos custos diretos, isto é, não computados os juros durante a construção.

A utilização do dólar norte-americano para expressar o valor global do investimento não significa dispêndio em moeda estrangeira. O dispêndio em moéda estrangeira não alcançará 25% do total; 75% serão, portanto, aplicados em cruzeiros no Brasil, criando empregos e gerando encomendas à industria brasileira.

8.3- UMA BREVE EVOLUÇÃO DA ATUAÇÃO DA EMPRESA

Desde sua total organização em 1.975, a NUCLEBRÁS se dedicou inteiramente à implantação do projetos industriais previstos em todos os acordos assinados com a Alemanha, os quais envolvem uma cooperação tecnológica que nos permitirá, ao menos do ponto de vista teórico do acordo, possuir em nosso território o ciclo completo da geração nucleoelétrica.

Deve-se ressaltar que as atividades da NUCLEBRÁS não se deverão esgotar nas tarefas a serem realizadas com a cooperação alemã. A empresa promete atuar, por conta própria, e em articulação com outros parceiros estrangeiros detentores de tecnologia avançada, tanto em campos cobertos pela cooperação com a RFA quanto em muitos outros que nela não se incluem.

A complexidade da "indústria nuclear" é muito grande, mas podemos dividí-la em dois ramos principais: o da fabricação dos reatores e a do preparo do combustível nuclear. Em ambos o Brasil era totalmente carente de tecnologia e a Nuclebrás era o braço executivo com a responsabilidade de torná-los

uma realidade. Ocorre porém que essa total carência de tecnologia no setor industrial é que foi um dos responsáveis pelo fracasso e desaceleração do programa, esta decretada pelo presidente Figueiredo em 28 de dezembro de 1.982, conforme veremos mais adiante, quando da análise do Programa Nuclear Brasileiro.

Com a desaceleração do Programa Nuclear, o presidente da Nuclebrás, Paulo Nogueira Batista, pediu demissão do cargo, o qual havia assumido no início do governo Geisel. Durante a transmissão do cargo para o engenheiro Dario Gomes, Nogueira Batista declarou "a timidez dos que se deixam atemorizar por dificuldades, sobre tudo conjunturais; a incompreensão dos que, se deixam dominar pelas aflições de curto prazo; e o negativismo dos que criticam porque muitas vezes não sabem ou temem construir".

8.4 - AS SUBSIDIÁRIAS DA NUCLEBRÁS

8.4.1 INTRODUÇÃO

Após a assinatura do Acordo Brasil-Alemanha, várias providências foram tomadas para implementar a Nuclebrás técnica e comercialmente. Entre as mais importantes providências / tomadas destaca-se a criação das subsidiárias da Nuclebrás, nas quais foi admitida a participação minoritária de certas empresas alemãs, indicadas pelo governo alemão.

Antes do final de 1.975, já estavam concluídas quatro "joint-ventures" previstas no Protocolo Industrial firmado também em 27 de junho daquele ano, pelo Ministro das Minas e Energia do Brasil e o da Pesquisa Tecnológica da R.F.A., a saber: a NUCLEN, a NUCLEP, a NUCLEI, a NUCLAM e a NUSTEP. Trennda sen Entwicklongs Patentverwerturggesellschaft mbH & Co.KG, sediada na República Federal da Alemanha. Ao longo do ano de 1.976, essas diversas subsidiárias da NUCLEBRÁS foram implantadas, iniciando suas atividades. Ao lado dessas empresas com a associação da Alemanha, também foi criada a subsidiária NUCLEMON, que/ se encarrega da pesquisa, lavra e industrialização de minerais, que contenham elementos nucleares.

Vejamos a situação de cada uma dessas subsidiá-

rias e os efeitos da desaceleração do Programa Nuclear em algumas delas. Os gráficos a seguir mostram a participação acionária das empresas alemãs nas subsidiárias e a atuação das diversas subsidiárias no programa nuclear brasileiro.

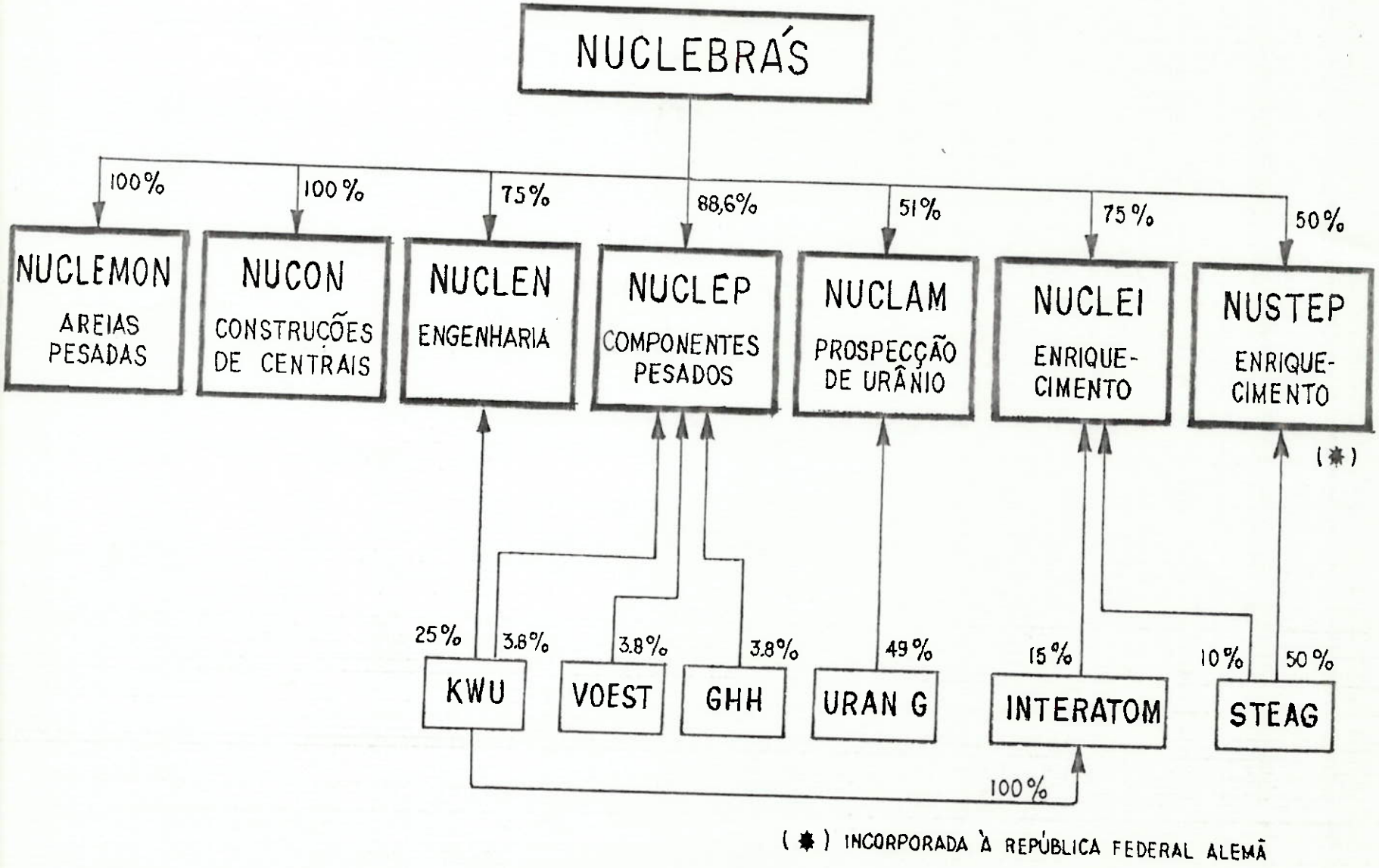
8.4.2- NUCLEBRÁS ENGENHARIA S.A. (NUCLEN)

A NUCLEN é a empresa do grupo Nuclebrás que tem por objetivo executar os serviços de engenharia para as usinas nucleoelétricas e projetos afins e desenvolver no país a capacidade de projeto e engenharia, além de habilitar a indústria brasileira a fabricar componentes para essas usinas.

Do capital da Nuclen, a nuclebrás participa / com 75% e a empresa alemã KWU com 25%. Empresa que aprende a projetar as centrais nucleares brasileiras, a Nuclen comanda, paralelamente, o processo de especificações e de encomenda dos componentes para essas centrais, o que lhe permite organizar o mercado de encomendas e garantir uma participação efetiva e crescente à indústria brasileira, reduzindo gradativamente as importações.

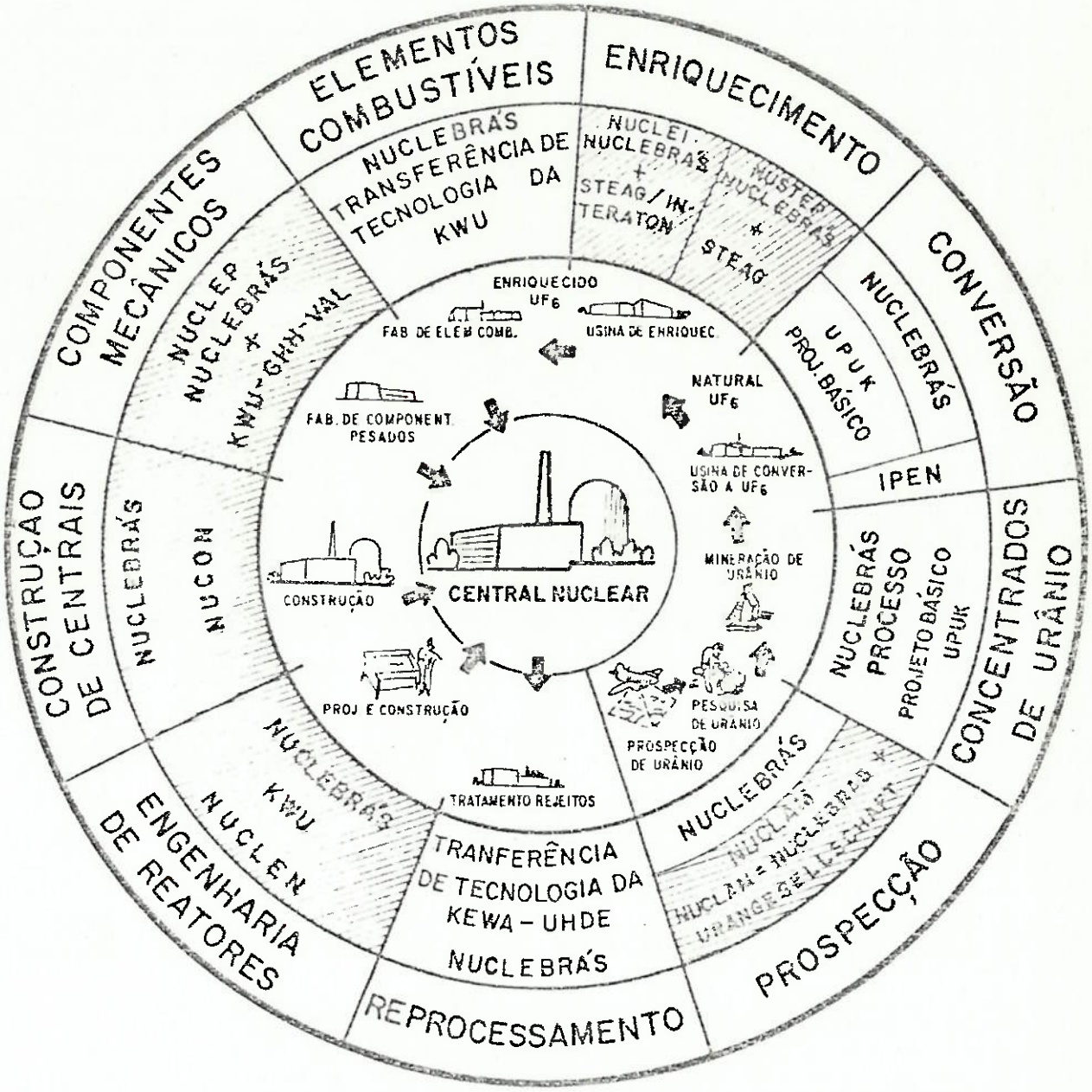
Na Nuclen já existem a engenharia de projeto , básico e a de comissionamento de centrais nucleares, a engenharia e a encomenda de componentes, e a supervisão do projeto de detalhe, da montagem e de construção. Incumbe à Nuclen subcontratar com empresas nacionais o detalhamento do projeto, a execução das montagens eletro-mecânicas e a execução da construção civil.

Como contratada de FURNAS para Angra 2 e Angra 3, a Nuclen já participa da elaboração, juntamente com a K W U, do projeto básico daquelas centrais. No que se refere à engenharia de detalhe do projeto civil, a Nuclen contratou as firmas / nacionais PROMON e ENGEVIX para Angra 2. Em termos de engenharia de montagem, no que toca a encomendas, já promoveu a Nuclen a formação de consórcio de fabricantes nacionais de componentes mecânicos - COBRASMA, CONFAB e BARDELLA - que fornecerá para Angra 2 e 3, e também para as usinas que se seguirão. A garantia



(*) INCORPORADA À REPÚBLICA FEDERAL ALEMÃ

PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO



NUCLEBRÁS — EM ASSOCIAÇÃO

NUCLEBRÁS

de mercado constitui-se, aliás, em um dos principais instrumentos de promoção da participação da indústria nacional no Programa Nuclear Brasileiro.

Ainda com relação a Angra 2 e Angra 3, a participação da Nuclebrás compreende: serviços de engenharia de detalhe do projeto de construção civil, da supervisão da construção/ civil e de montagens eletromecânicas, o que é feito por contrato entre Furnas e a Nuclan, e fornecimento de combustível para/ as cargas iniciais e as recargas, mediante contrato entre a Nuclebrás e Furnas.

Uma das mais importantes tarefas desempenhadas pela NUCIEN tem sido realizada por sua diretoria de Promoção Industrial, que cadastrou mais de 200 indústrias brasileiras para o fornecimento de materiais e componentes às centrais nucleares do país. Ela continua seu trabalho de qualificação, fornecendo, a essas empresas as especificações de fabricação, dentro do mais alto nível de qualidade exigido pela atividade nuclear. Desde a sua criação, a NUCIEN tem dado ênfase especial ao treinamento / de pessoal, no Brasil e no exterior.

Para a nacionalização de equipamentos para as usinas nucleares, são necessários a avaliação da NUCIEN, para os chamados "safety related equipments" e a qualificação pelo Instituto Brasileiro da Qualidade Nuclear, além da transferência de tecnologia.

Assim, dentro do processo de nacionalização , que prevê participação majoritária de empresas brasileiras no Programa Nuclear do País, a Nuclen já cadastrou 733 empresas interessadas em participar como fornecedoras, sub-fornecedoras ou prestadoras de serviços para usinas nucleares. Das 733 empresas 348 foram visitadas e tecnicamente avaliadas, sendo 327 aprovadas e consideradas aptas para fornecimento, nos diversos níveis de qualidade exigidos.

Esse trabalho da Nuclen já resultou em 138 contratos com a industria nacional para fornecimento de equipamentos e prestação de serviços para as Usinas Nucleares. Angra II e III, proporcionando encomendas no valor total de 450 milhões

de cálculos. A Nuclen seleciona os fabricantes e lhes dá assistência no processo de qualificação. Como resultado desse trabalho, já foram qualificadas pelo IBQN 18 empresas, entre fornecedores e sub-fornecedores, estando em processo de qualificação mais 25 empresas.

Ainda com o objetivo de aumentar o índice de nacionalização de equipamentos, foram assinados recentemente 27 contratos de transferência de tecnologia entre fabricantes nacionais e firmas estrangeiras de alto conceito nas respectivas áreas.

Os contratos se referem a trocadores de calor, esferas de contenção , eclusas, estruturas de suporte, equipamentos para processos especiais, sistemas especiais de ventilação, filtros, válvulas, bombas, silenciadores, máquinas especiais, isolamento nuclear e outros equipamentos que a industria brasileira vai fabricar, utilizando e absorvendo tecnologia de que ainda não dispunha.

Além desses materiais e equipamentos que o Brasil hoje já está capacitado a fabricar, a Nuclen continua estudando a possibilidade de nacionalização de vários outros equipamentos como retificadores, inversores estáticos, motores blindados, grupo diesel de emergência, bombas, válvulas, equipamentos de instrumentação e controle, chapas para a esfera de contenção componentes e insumos.

O trabalho da Nuclen já assegurou um índice de nacionalização de equipamentos de no mínimo 35% nas usinas Angra II e III, 65% em Iguape I e II, 80% nas usinas 6 e 7 e 85% nas usinas 8 e 9 do Programa Nuclear Brasileiro. Isso é fundamental, visto que no custo total de uma usina nuclear, em índices médios, o ítem equipamentos corresponde a cerca de 53%.

8.4.3- NUCLEBRÁS EQUIPAMENTOS PESADOS S.A. (NUCLEP)

A Nuclep é a empresa do Grupo Nuclebrás que tem a finalidade de projetar, desenvolver, fabricar e vender , componentes pesados relativos a usinas nucleares e outros proje-

tos energéticos. É uma das poucas indústrias de equipamentos pesados do mundo inteiramente integrada e a primeira fabrica do terceiro Mundo a construir reatores nucleares.

Ela foi constituída em 17 de dezembro de 1.975. Do seu capital a Nuclebrás participa com 88,6% e um consórcio europeu - empresas GHH, KWU e VAI - com 11,4%.

Os componentes pesados para centrais nucleares de 1.300 MW são grandes construções soldadas, obtidas de peças-forjadas ou calandradas, de aços de qualidade "pressue vessel". Trata-se de atividade industrial na área de caldeiraria pesada, ramo esse em que a industria convencional brasileira não desenvolveu suficiente know-how, no que se refere especificamente às centrais nucleares, visto que a possibilidade da ocorrência de defeitos deve tender a zero e as diversas etepas de fabricação/ envolvem práticas tecnológicas e de garantia de qualidade mais/ sofisticadas. O acordo nuclear Brasil - RFA previu a necessidade dessa transferência de tecnologia, e para que ela se efetivasse associou à Nuclep um consórcio de empresas de comprovada/ eficiência técnica, no campo do projeto de centrais nucleares : a Kraftwerk Union (KWU), e no campo da fabricação de componentes pesados: a Voest Alpine (VAI, austríaca) e a Man-GHH-Sterkrade (alemã). Através de sua fabrica de componentes pesados situada em Itaguaí (R.J.), irá produzir componentes que constituem/ o sistema nuclear gerador de vapor de reatores de 1.300 MWe: geradores de vapor, vasos de pressão, pressurizadores, acumuladores, estruturas internas e componentes convencionais, porém de alta sofisticação, do conjunto Turbo-gerador.

A Nuclep foi formada a fim de cumprir um dos objetivos centrais do programa Nuclear Brasileiro, que é o de atingir um alto nível de nacionalização na fabricação de componentes para centrais nucleo-elétricas.

O plano de fabricação da Nuclep compreendia, em cada conjunto do Sistema Nuclear Gerador de Vapor a ser produzido anualmente, um vaso do reator, as estruturas internas do núcleo, 4 trocadores de calor, o pressurizador e 8 acumuladores. São componentes que se caracterizam pela grande dimensão e peso:

20 metros de altura e 420 toneladas, no caso de cada um dos 4 geradores de vapor; e 12 metros de altura e 550 toneladas, no / caso de pressão. Além disso, necessitam de aços especiais e soldas de grande precisão (somente o vaso de pressão deve receber/ 12 toneladas de solda). Todo o processo de fabricação deve ser submetido a um rigorosíssimo sistema de garantia do controle de qualidade, de acordo com os padrões de segurança operacional características da indústria nuclear, particularmente na sua área mais sensível, em que se verifica a fissão controlada do átomo.

Em princípios de 1.980 o Brasil deveria ter em funcionamento, segundo as autoridades, provavelmente a mais moderna fábrica de reatores nucleares do mundo, se considerássemos as características do tipo de reator que iria se produzir em série mas também o fato de que se trataria de uma instalação fabril exclusivamente dedicada a fins nucleares. Ocorre que, atualmente, a Nuclep é a subsidiária que apresenta maiores dificuldades, porque além de concorrer, com o setor privado, o seu número de encomendas é muito baixo. Inaugurada em maio de 1.980, com investimentos de 260 milhões de dólares, funciona com apenas 35% de sua capacidade. Com a asfixia do programa nuclear, esse índice se reduzirá para 25%.

8.4.4- NUCLEBRÁS AUXILIAR DE MINERAÇÃO S.A. (NUCLAM)

Com a transformação da CBTN em NUCLEBRÁS, o monopólio referente à pesquisa e a lavra de minérios, sua comercialização, produção e industrialização, passou a ser exercido/ através da CNEN e da Nuclebrás. À CNEN cabe o licenciamento a fiscalização e o estabelecimento dos preços dos materiais nucleares, enquanto que à Nuclebrás compete a comercialização desses/ materiais.

O número total de projetos em execução pela Nuclebrás, referente à pesquisa e prospecção dos minérios de urânio, elevou-se de 26 em 1.975 para 38 em 1.976, atingindo 64 em 1.978. Dentro do ciclo do combustível nuclear os melhores resultados foram obtidos na mineração do urânio: entre 1.975 e 1.982,

as reservas medidas ou inseridas de urânio no país saltaram de 11 mil para 301.490 mil toneladas (setembro-82).

Foram realizados muitos levantamentos aeroga - maespectrométrico e de reinterpretação de dados de vôo e executados projetos de mapeamento geológico em escala regional e de detalhe, de prospecção geoquímica, de geofísica terrestre,de levantamento radiométrico, de reconhecimento geológico, etc. Além disso, foram desenvolvidos esforços integrados de engenharia de minas, de processos, de projetos e de engenharia econômica, visando à definição de bases técnicas e parâmetros necessários à implantação de futuros complexos mineiro-industriais.

São atividades com cerca de 8 anos de duração média, período que, em alguns casos, pode ser ligeiramente inferior e, em outros, necessariamente superior, o que significa que temos de trabalhar, normalmente com uma antecedência da ordem / de 10 anos em relação à demanda.

Com a criação da Nuclam, subsidiária da Nuclebrás que detém 51% do capital, com os 49% restantes pertencentes à firma alemã Urangesellschaft, deu-se o prosseguimento a prospecção das áreas selecionadas em Paraná / Santa Catarina e na divisa Paraíba / Rio Grande do Norte.

A NUCLAM não se destina somente à prospecção / de urânio, mas também a seu beneficiamento e preparação de concentrados. A prospecção conjunta de áreas secundárias do território brasileiro estão em andamento.

Abaixo apresentamos uma tabela que traz números acerca das reservas geológicas de urânio do país, até 1.978.

O grande mérito do trabalho que a NUCLEBRÁS vem executando desde 1.975 é a sistematização dos processos de prospecção e pesquisa mineral, permitindo, de maneira ordenada, avaliar o potencial do país e identificar reservas economicamente aproveitáveis . Os trabalhos de prospecção e pesquisa mineral , são divididos em sub-programas: o primeiro é o que chamamos de seleção e verificação de áreas. Um grupo de geólogos, ao analisar as informações disponíveis sobre a geologia do País,por meio de fotografias aéreas, imagens de radar, imagens de satélites

NUCLEBRÁS

LOCALIZAÇÃO DE DEPÓSITOS URANÍFEROS



NUCLEBRÁS

(JULHO / 82)

RESERVAS GEOLÓGICAS DE URÂNIO EM TONELADAS MÉTRICAS DE U_3O_8

NUCLEBRÁS	CLASSE DE RESERVA					
	1981			1982		
	* MEDIDAS E INDICADAS	** INFERIDAS	TOTAL	* MEDIDAS E INDICADAS	** INFERIDAS	TOTAL
1. PLANALTO DE POÇOS DE CALDAS / MG	20.000	6.800	26.800	20.000	6.800	26.800
2. FIGUEIRA / PR	7.000	1.000	8.000	7.000	1.000	8.000
3. QUADRILÁTERO FERRÍFERO / MG	5.000	10.000	15.000	5.000	10.000	15.000
4. AMORINÓPOLIS / GO	2.000	3.000	5.000	2.000	3.000	5.000
5. PROVÍNCIA URANÍFERA DE RIO PRETO / GO	500	500	1.000	500	500	1.000
6. PROVÍNCIA URANÍFERA DE ITATAIA / CE	83.000	54.500	137.500	91.200	51.300	142.500
7. PROVÍNCIA URANÍFERA DE LAGOA REAL / BA	18.000	45.000	63.000	61.840	31.350	93.190
8. ESPINHARAS / PB A	5.000	5.000	10.000	5.000	5.000	10.000
TOTAL	140.500	125.800	266.300	192.540	108.950	301.490

EQUIVALÊNCIA NA NOMENCLATURA DA AIEA: * RAZOAVELMENTE ASSEGURADAS ** ADICIONAIS ESTIMADAS

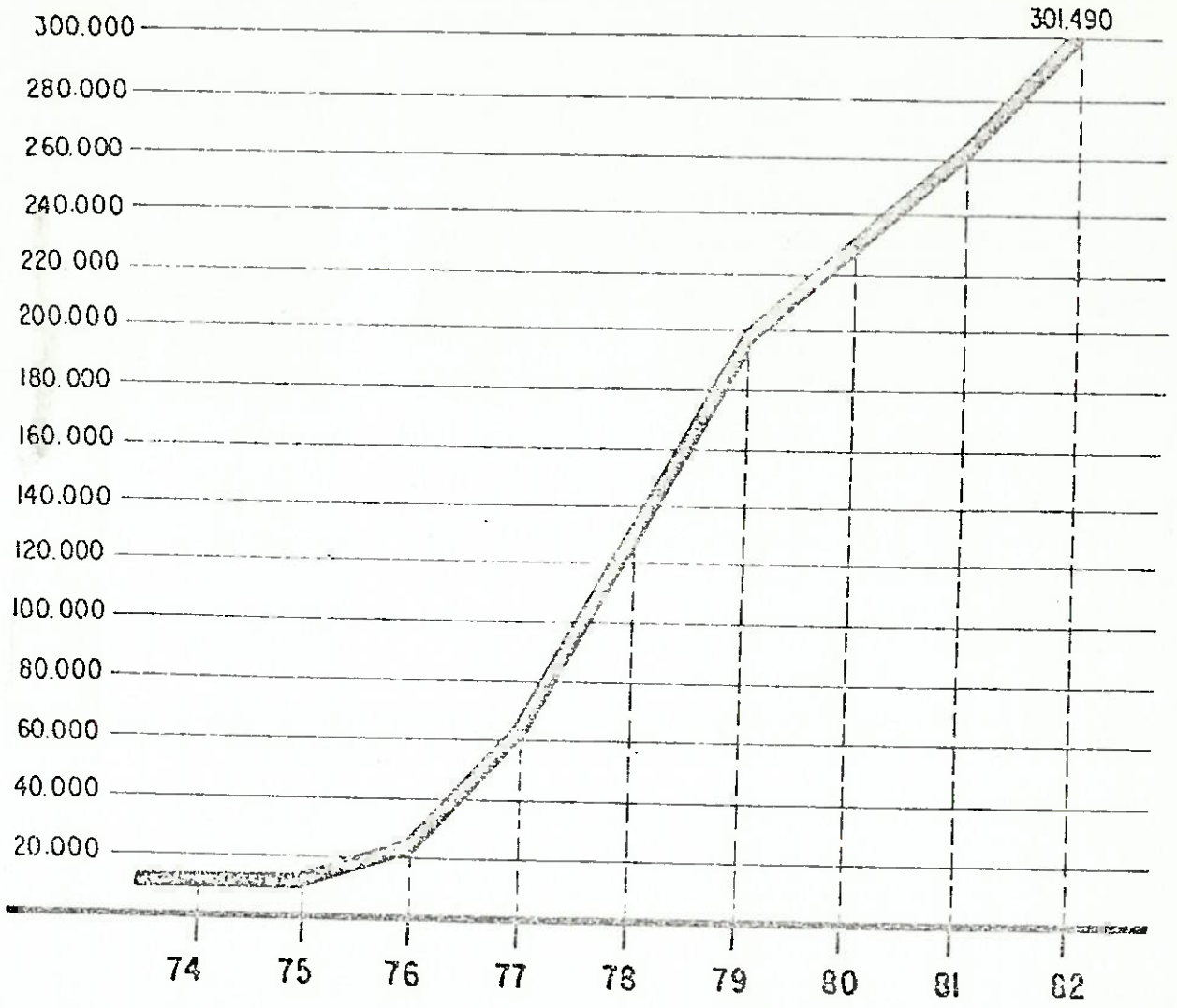
A NUCLAM

NUCLEBRÁS

Empresas Nucleares Brasileiras S.A.

RESERVAS BRASILEIRAS DE URÂNIO

TONELADAS DE U_3O_8 (JUL./82)



etc, seleciona áreas promissoras para a ocorrência de urâneo. Selecionadas as áreas, é feita uma verificação do campo para se identificar realmente as estruturas ou condições geológicas que levaram à sua seleção. Confirmado o quadro, iniciam-se os trabalhos de prospecção, divididos em prospecção em escala regional ou em estágio preliminar e prospecção mais detalhada.

Ao mesmo tempo em que se desenvolve os trabalhos de prospecção de detalhe, isto é, os trabalhos executados a partir do momento em que se identifica a presença de urânio em determinado local, começa também o trabalho de engenharia mineral, a fim de se fazer a recuperação desse urânio de forma econômica.

Obtido um minério concentrado, faz-se nele um ataque químico que, dependendo de sua natureza, será um ataque/ químico que, dependendo de sua natureza, será um ataque ácido , ou um ataque alcalino, a fim de liberar o elemento urânio do mineral em que ele está contido. A partir daí obtém-se uma lixívia, ou seja, um líquido no qual o urânio está dissolvido. A lixívia passa por um processo de purificação que nada mais é que a separação do urânio dos demais elementos, aproveitáveis ou / não. Faz-se em seguida a precipitação e obtém-se o concentrado de urânio: o yellow-cake, o bolo amarelo.

A Nuclebrás conta hoje com equipes muito bem qualificadas, tanto na prospecção como na pesquisa e na engenharia mineral, a ponto de outros países mostrarem interesse na cooperação dessas equipes, em seus projetos próprios. O desenvolvimento dos trabalhos levou ao acréscimo das reservas de urânio do Brasil de 11.040 t, em 1.975, para 301.490, o que dá uma ampla base e um apoio seguro ao desenvolvimento do Programa Nuclear Brasileiro como um todo.

8.4.5 - NUCLEBRÁS DE MONAZITA E ASSOCIADOS LTDA. (NUCLEMON)

A Nuclemon foi criada com a finalidade específica de pesquisar, lavrar, industrializar e comercializar as areias pesadas de nosso país. Até então, as duas primeiras ativi

dades, acrescidas da concentração dos minérios pesados, eram realizadas pela MIBRA, empresa privada, ao passo que a comercialização e industrialização estavam a cargo da CBTN. A Nuclemon então centralizou a administração geral dos trabalhos, conseguindo maior mobilidade operacional. É a única responsável pela produção de compostos de tório e abastece o parque industrial brasileiro com matérias-primas indispensáveis, além de exportar vários produtos.

A NUCLEMON dispõe de um laboratório de Desenvolvimento Analítico de Controle de Qualidade e de uma biblioteca especializada, a fim de desenvolver novos métodos físicos e químicos utilizados no tratamento dos minerais. Quanto ao abastecimento industrial, ele é feito pela usina de Santo Amaro em São Paulo. O fluxo é grosseiramente este: após a localização de uma jazida, é instalada no local uma usina de concentração que elimina os estéreis dos concentrado de areias pesadas. As usinas de Buena e Boa Vista, esta instaladas no litoral do Rio de Janeiro e do Espírito Santo, suprem a Usina de Santo Amaro dos minerais já separados e clasificados, como ilmenita, rutilo, zirconita e monazita. Nessa usina, esses quatro produtos sofrem , processos de seleção e tratamentos físicos e químicos, obtendo-se vários produtos para fins industriais além do tório e urânio. Da ambligonita, adquirida de mineradores particulares, são extraídos diversos produtos de lítio.

Quanto à exportação, devemos dizer que até bem pouco tempo, os produtos derivados concentrados de areias pesadas eram importadas. Hoje, graças a atuação da NUCLEMON, o Brasil exporta vários ítens, como o cloreto de terras raras, a ilmenita e outros mais, para países altamente industrializados como Estados Unidos, Inglaterra, Alemanha, Áustria e Japão. A Nuclemon está aumentando suas vendas no mercado externo: já fez exportações em 1.983 para a Europa, Estados Unidos e Japão, num valor de US$ 300.000, e espera fechar o ano com um total de US$ 1 milhão. Em 1.980 foram exportados US$ 10 mil ; em 1.981, US$ 120 mil e em 1.982, US$ 335 mil. A empresa está desenvolvendo / novos produtos, como óxido de cério e fluoreto de cério, ambos

com pureza superior a 99%, e ainda polidores ópticos. Estes produtos, de grande aplicabilidade industrial, são ainda importados.

8.4.6 - NUCLEBRÁS CONSTRUTORA DE CENTRAIS NUCLEARES (NUCON)

É encarregada da gerência da construção de centrais nucleares.

8.4.7 - NUCLEBRÁS STEAG - TEP (NUSTEP)

É uma companhia binacional com capital dividido em partes iguais entre a nuclebrás e as empresas estrangeiras, formadas por um contrato de 15 anos de vigência, A finalidade da mesma é o desenvolvimento pleno do processo de enriquecimento isotópico por jato centrífugo e sua comercialização serão divididos em partes iguais.

8.4.8 - NUCLEBRÁS ENRIQUECIMENTO ISOTÓPICO S.A. (NUCLEI)

Capital Social: 700 milhões de cruzeiros
Participantes: 75% Nuclebrás e 25% Steag-Interatom

A Nuclei tem por objetivo a produção de urânio enriquecido, inicialmente através da construção e operação da usina piloto de enriquecimento de urânio pelo processo da jato / centrífugo.

8.5 - COMPLEXO MÍNERO - INDUSTRIAL DO PLANALTO DE POÇOS DE CALDAS

Com a entrada em operação, a 6 de maio,de 1982 do Complexo Mínero - Industrial do Planalto de Poços de Caldas, (CIPC) da Nuclebrás, situado no município de Caldas (MG), o Brasil tornou-se o 10º décimo país a produzir industrialmente urânio, sua maior riqueza energética. Considerado todo o potencial energético contido no átomo de urânio, isto é, incluindo o plu-

tônio, a reserva brasileira desse minério é 35 vezes maior que as de petróleo, gás, xisto, carvão mineral e carvão vegetal reunidas. As reservas geológicas de urânio dp Planalto de Poços de Caldas são atualmente de 26.800 toneladas.

Noventa por cento dos equipamentos do CIPC foram fornecidos pela indústria nacional. O CIPC compreende a mina de urânio, a usina de produção de concentração digo concentrado, a fábrica de ácido sulfúrico e instalações auxiliares. O conjunto destas instalações é formado por uma unidade alternativa de geração de vapor, uma central de produção de ar comprimido, uma estação de tratamento da água bruta, uma unidade de desmineração, uma instalação de moagem de calcário e uma unidade / de tratamento de rejeitos líquidos e sólidos.

O projeto básico da usina foi executado por um grupo francês e desenvolvido a partir de um processo de recuperação de urânio obtido pelos técnicos da Nuclebrás da área de engenharia mineral. O investimento direto no complexo totalizou cerca de US$ 230 milhões.

A USINA

A usina de concentrado produz "yellow - cake " comercial na forma de diuranato de amônio. Como bens secundários produz, numa primeira fase, concentrados de molibdênio, na forma de molibato de cálcio - utilizado sobretudo na fabricação de aços especiais - e, numa fase posterior, zircônio, sob a forma de óxido. A produção de molibdato de cálcio no CIPC, que poderá atingir 625 ton/ano, abrirá à siderurgia brasileira a perspectiva de substituir a importação de trióxido de molibdênio.

O diuranato de urânio - um pó amarelo - é um concentrado de urânio a partir do qual se produz o combustível, para reatores nucleares. A usina de concentrado do CIPC tem uma capacidade nominal de 500 t/ano de "yellow - cake". Para obtê-lo o minério de urânio é britado, moído e dissolvido em ácido sulfúrico, forma-se uma pasta que, por meio de reagentes químicos, precipita o urânio combinado com amônio.

A MINA

A mina Osamu Utsumi - Jazida do Cercado - fica no município de Caldas, Planalto de Poços de Caldas. Este planalto é uma estrutura vulcânica do tipo alcalino, em cuja parte central foram identificadas várias ocorrências em que a mineração do urânio se associa a Zircônio e molibdênio. Depois do urânio, o molibdênio é o elemento mais importante.

Essa mina é a primeira do Brasil em que esta sendo extraído o mineral de urânio para a produção de "yellow - cake". Os trabalhos de pré-lavra começaram em 1.978. A mineração é feita a céu aberto, o que permite melhor aproveitamento / do minério de urânio.

MEIO - AMBIENTE

A barragem de rejeitos do CIPC, destinada a proteger o meio-ambiente, foi construída de acordo com rigorosos estudos hidrológicos e geotécnicos, aprovados pela Comissão Nacional de Energia Nuclear. Os rejeitos da usina passam por uma estação de tratamento onde perdem todos os contaminadores, radioativos ou não. Assim, a água liberada para o ambiente tem menos radioatividade que a água mineral da região.

Há ainda o laboratório de Radioproteção e contrle Ambiental, que analisa diariamente amostras de água, solo ar e vegetação da área em torno do CIPC, num raio de 20 quilômetros. É também examinado o material que passa pela estação de / tratamento da barragem de rejeitos. Com essas análises ininterruptas, uma fuga de contaminadores para o meio-ambiente poderá, ser prontamente controlada.

No dia 6 de maio o CIPC completou um ano em plena operação, possibilitando a conclusão da capacitação de pessoal em termos industriais, de projeto, implantação e operação de empreendimentos. Nesse ano de funcionamento foi despendido grande esforço para reduzir a importação no que se refere aos insumos, destacando-se o êxito obtido com os floculantes, que / servem para clarificar o licor que contém urânio e hoje não mais são importantes digo, importados. Os únicos insumos ainda impor-

tados são a alamina e o enxofre.

Deve ser destacado ainda o trabalho de otimização realizado na mineração e na produção de concentrado de urânio, o que permitiu uma grande performace do complexo, estando capacitado agora a manter a produção nominal de 500 t/ano com / grande economia. Já foram iniciados por outro lado também, os trabalhos de implantação de alternativas para beneficiar minério de urânio com altos teores de molibdênio e zircônio. Dentro de dois anos o CIPC poderá produzir até 500 t/ano de cada um desses dois elementos (na forma de concentrado), que atualmente são importados.

Dados físicos para 300 dias de operação/ano

Mina (céu aberto)

Escavação: 85 milhões de m3 (55 milhões de m3 a lavrar)

Área da cava: 500.000 m2

Cava: diâmetro de 800 m

Reserva de U3 08 a lavrar: 200.000t

Plataforma de minério - área: 108.000 m2

Produção da mina: 2.500 t. de minério/dia; na 2º fase 5.000 t/ dia.

Usina

Plataforma - área: 340.000 m2

Área construida: 30.000 m2

Produção: 500 t/ano de U308 (urânio) e 275 t de M.03 (molibdênio) em 1.983

Complexo Mina-Usina

Pesseal: durante a implantação, 4.500 empregos diretos; na operação : 1.700

8.6 - COMPLEXO INDUSTRIAL DE RESENDE (CIR)

No distrito de Nhangapi, perto de Itatiaia, em Rezende, estado do Rio de Janeiro, encontra-se o complexo mais importante de todos os que a Nuclebrás vem cuidando desde a sua criação. Mais importante, a nosso ver, porque ele envolve grande parte do ciclo do combustível nuclear, a chave-mestra do pro

grama Nuclear Brasileiro.

A região de Nhangapi, em Resende, foi escolhida para a instalação do complexo industrial da Nuclebrás por ficar próxima da mina de urânio de Poços de Caldas, por sua proximidade das centrais nucleares de Angra dos Reis e por sua disponibilidade de energia e de infra-estrutura sócio-urbana.

O complexo será integrado pela Usina de Conversão, a Usina de Enriquecimento Isotópico e a Fábrica de Elementos Combustíveis.

Usina de Conversão:

Cabe à Nuclebrás toda a responsabilidade pela instalação e operação da Usina de Conversão, cuja finalidade é transformar em Hexafluoreto de Urânio o concentrado de urânio, produzido nas usinas de beneficiamento localizadas junto às minas de urânio. A usina será dimensionada para produzir 500 toneladas anuais de hexafluoreto de urânio.

Como se sabe, há uma diferença muito pequena entre as massas dos isótopos de urânio U-235 para U-238 (3 unidades). E por se tratar do mesmo elemento, é impossivel separar quimicamente estes isótopos. No estado sólido, também não se pode separá-los por processos físicos, sendo, portanto, imprescindível convertê-los em gás para realizar essa operação.

Consiste, assim, a conversão em passar, através de operações sucessivas, o urânio sólido para o estado gasoso, o que demanda uma série de tratamentos químicos para a produção de UF6 (hexafluoreto de Urânio). As dificuldades da conversão residem nos problemas do manuseio dos compostos do flúor, que apresentam alto grau de toxidez.

Sendo um elo vital ao ciclo completo do combustível nuclear, a conversão já mereceu os estudos preliminares da Nuclebrás, que mantém entendimentos com empresas européias para a transferência de tecnologia do processo industrial de conversão do concentrado a hexafluoreto de urânio e a construção de uma usina.

Usina de Enriquecimento

O urânio apresenta-se na natureza com um teor 99,3% de isótopo 238 e apenas 0,7% de isótopo 235. Os reatores/ de água leve necessitam, para seu combustível, de uma concentração do isótopo fissionável (U-235) da ordem de 3%, daí a necessidade do enriquecimento, que consiste em operações destinadas/ a separar os isótopos U-235 e U-238. Estando sob a forma gasosa após o processo de conversão - a separação desses dois isótopos do urânio ainda é difícil, apresentando enormes dificuldades tecnológicas, embora o processo utilizado seja totalmente físico .

O processo de enriquecimento pode ser realizado através de difusão gasosa, onde os isótopos de urânio em forma de UF6 fluem através de paredes porosas ou por intermédio do jato centrífugo, onde os isótopos fluem através de um bocal descrevendo uma trajetória curva.

A Usina de Enriquecimento de Resende, cuja implantação e operação está a cargo da Nuclei, usará o processo / do jato centrífugo. Será implantada em 3 etapas:

Na fase inicial será instalada a la.Unidade , denominada "la.Cascata"

Na etapa seguinte, entrará em operação a la.extensão da la.cascata, constituindo o início de produção efetiva da usina de demonstração.

Esta usina, quando estiver operando, já inteiramente concluída, terá uma produção suficiente para atender a pelo menos duas recargas anuais para um reator do tipo de Angra II.

Fábrica de Elementos Combustíveis (FEC)

A Fábrica de Elementos Combustíveis é uma indústria de montagem mecânica de precisão, instalada pela Nuclebrás no município de Resende, sendo uma das mais modernas existentes para produzir combustível nuclear destinado a reatores / de água pressurizada (PWR) a partir do hexafluoreto de urânio / enriquecido, com uma capacidade nominal na fase inicial de operação de 100 toneladas anuais, suficientes para a primeira carga de um reator de 1.300 MWe ou para recargas anuais de até 3

reatores. A capacidade da fábrica tem uma previsão de ampliação para até 400 toneladas anuais.

O Brasil é um dos primeiros países do terceiro mundo a fabricar elementos combustíveis. Em todo o mundo, só outros 12 países os produzem.

A FEC terá uma unidade anexa, com dois objetivos: Sinterização de óxido de urânio (UO_2) enriquecido e sua transformação em pastilhas; e reconversão, em que o hexafluoreto de urânio será transformado em óxido de urânio (pó).

As instalações atuais da FEC representam um investimento de US$ 31 milhões. Do investimento total, 90 % se referem a serviços - incluindo construção e montagem - e equipamentos produzidos no Brasil.

Sob a responsabilidade da Nuclebrás, o projeto básico de processo da FEC foi executado pela empresa alemã KWU com a participação de engenheiros brasileiros. Os serviços de engenharia e de montagem foram realizados por empresas brasileiras .

O elemento combustível utilizado nas usinas brasileiras e fabricado pela FEC é constituído de um conjunto de varetas rigidamente posicionadas em uma estrutura constituída de tubos-guia soldados às grades espaçadoras e aos bocais. A manutenção da instância correta entre essas varetas é necessária para que se atendam às condições de refrigeração do núcleo. Nos tubos-guia são inseridas as barras de controle da reação nuclear. A vareta, de 4,40 metros de comprimento e 10,76 mm de diâmetro, constitui-se de tubos de uma liga metálica especial-zircaloy -, dentro dos quais há uma coluna de pastilhas de urânio. Essas pastilhas de urânio são acomodadas, sob a pressão de uma mola, sendo que entre a mola e as pastilhas de urânio há pastilhas isolantes térmicas de óxido de alumínio.

O arranjo dos elementos combustíveis dentro do núcleo do reator deve ser feito de tal maneira que eles fiquem, arrumados lado a lado com os mais enriquecidos em urânio 235 na periferia. Assim, o enriquecimento vai decrescendo de fora para dentro. O núcleo de Angra I contém 121 elementos combustíveis e

o de Angra II, 193.

A fabricação do elemento combustível envolve uma alta sofisticação em precisão mecânica e garantia de qualidade. Equipamentos de ultra-som, raios-X, soldas especiais, microscópios e outros recursos sofisticados são comumente utilizados, em seu processo de fabricação e controle.

Operação das Instalações

Qualquer instalação industrial está submetida a controle e fiscalização, sendo obrigada a obedecer a determinados padrões e normas de segurança nacionais.

A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que fiscaliza o funcionamento de instalações nucleares, exige a execução tanto de um programa de segurança nuclear interno, como de um externo, para monitoração ambiental. Os dois programas são fiscalizados pela CNEN por meio de inspeções periódicas.

Na área de controle do material radioativo, cada instalação nuclear montará um sistema de contabilidade nuclear, que é exigido pela CNEN e terá fiscalização da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA). O balanço de material em processamento será feito continuamente, com precisão que chegará a décimos de miligrama. O transporte de material radioativo será feito com autorização prévia da CNEN/AIEA, obedecendo a padrões nacionais e internacionais.

Rejeitos Industriais:

A preocupação com a preservação do meio-ambiente não deve somente se ater aos aspectos de radioatividade, mas também com relação aos demais poluentes químicas e orgânicos, típicos de uma indústria convencional.

No CIR, os materiais nucleares a serem tratados ou transformados não oferecem o menor risco de contaminação radioativa: têm o mesmo baixo nível de radioatividade com que são encontrados na natureza. Mesmo assim, o complexo disporá de um Sistema de Tratamento de Rejeitos destinado a recuperar o urânio e demais substâncias químicas. O resultado do tratamento se

rá a obtenção de um efluente sólido com teor radioativo ainda , mais baixo que o do urânio encontrado na natureza e que poderá ser estocado.

O sistema antipoluição consiste em etapas sucessivas de processamento físico e ou químico que permitem a recuperação de produtos a serem comercializados ou reciclados, como é o caso da amônia e ácido nítrico.

A água potável necessária ao uso do complexo industrial (cerca de 10 m3 - hora) será obtida em poços artesianos.

A Nuclebrás pretende executar futuramente uma captação no riacho Água Branca, afluente do rio Paraíba, para atender ao consumo industrial, que se restringe, para a reposição dos sistemas de refrigeração que funcionarão em circuito fechado. Como a água será utilizada apenas para compensar as perdas por purga ou evaporação, o resultado será um consumo de proporções diminutas em relação à vazão mínima do riacho.

Proteção Ambiental:

Apesar dos rígidos controles do manuseio e operação de materiais nucleares, um programa de monitoração ambiental é executado com o objetivo de se conhecer as condições ambientais da região e verificar o cumprimento de normas e limites estabelecidos pela CNEN / SEMA para a operação de instalações nucleares.

As diretrizes do programa foram estabelecidas, após um levantamento do uso das terras na região. O trabalho elaborado com base no levantamento feito traça um perfil das condições ambientais atuais.

O programa foi estruturado de tal maneira que serão determinados qualitativa e quantitativamente os percentuais de contaminação no ar, águas (de superfície potável, subterrânea e de chuvas), solo, plantas, derivados agrícolas e produtos animais. De posse dessas medidas, que fornecerão os níveis de contribuição dos poluentes na região, a Nuclebrás, a CNEN e o público em geral poderão avaliar as condições ambientais

existentes na região antes da operação de qualquer unidade do CIR. Após a entrada em operação das unidades do CIR, um programa ambiental similar será conduzido com o objetivo de presenciar as condições ecológicas locais.

8.7 - CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR (CDTN)

8.7.1. ESTRUTURA

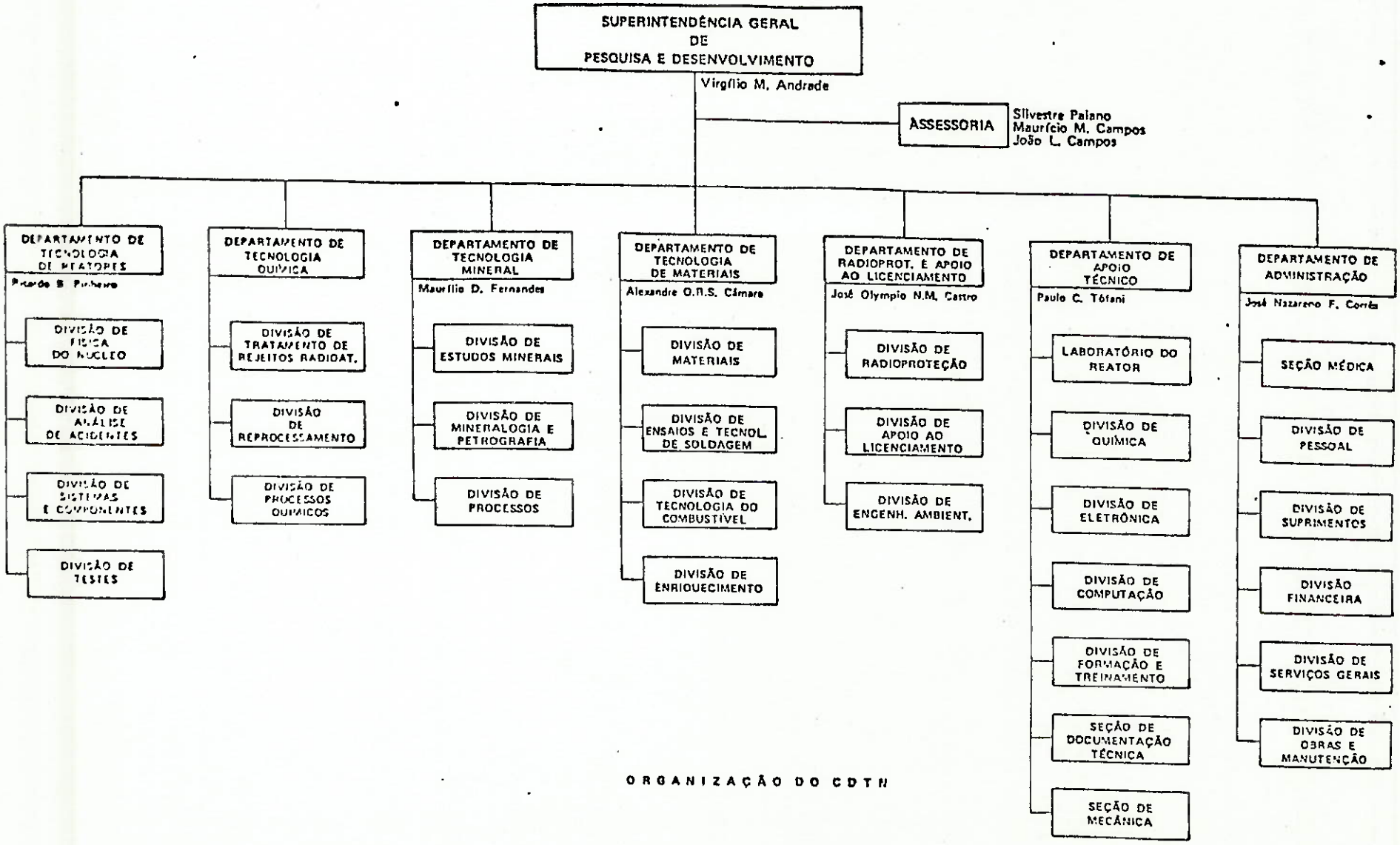
Após a criação da Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear, vários dos institutos de pesquisa da área nuclear passaram ao controle dessa empresa, em 1.972, o mesmo ocorrendo em 1.974, quando da criação da Nuclebrás.

Com a preocupação da elaboração de um programa intensivo de pessoal técnico, para que toda a tecnologia alemã, disponível durante o Acôrdo Brasil - Alemanha pudesse ser transferida para o nosso país, foi criado em 16 de setembro de 1.977 o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, órgão centralizador de todas as áreas de pesquisa e tecnologia da Nuclebrás. Após um cuidadoso estudo, ficou decidida a implantação desse centro no Instituto de Pesquisa Radioativas de Belo Horizonte, tornando-se então quase um imperativo a devolução à CNEN do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) e do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), herdados pela Nuclebrás da antiga CBTN.

A organização geral do CDTN segue abaixo, fazendo parte do organograma geral da Nuclebrás.

8.7.2. ATRIBUIÇÕES DO CDTN

O CDTN tem por objetivo primordial o domínio e a fixação da tecnologia a ser transferida para as unidades industriais no escopo de Acordo Teuto-Brasileiro de Engenharia Nuclear. A médio e longo prazo, o centro irá desenvolver Know-How próprio em técnicas e métodos que serão aplicados nas áreas de reatores e do ciclo do combustível. Para tanto, procura o CDTN atuar junto às unidades industriais do Grupo Nuclebrás através, da prestação de serviços e do treinamento de pessoal.



ORGANIZAÇÃO DO CDTN

O Centro foi inaugurado nas antigas instala - ções do IPR em 24 de abril de 1.978, com as seguintes metas :

a) Dominar a tecnologia de reatores e de combustíveis nucleares utiliznando-se com as necessárias adaptações às condições brasileiras , da tecnologia tornada disponível através do Acordo Brasil-Alemanha,

b) Darrapoio às unidades industriais de pesquisa mineral, relacionadas ao Programa Nuclear Brasileiro na qualificação de materiais, equipamentos e processos e na solução de problemas técnicos que requeiram suporte de pesquisas e de laboratório,

c) Treinar pessoal técnico e científico para as atividades industriais, de pesquisa e desenvolvimento do Programa Nuclear Brasileiro,

d) Desenvolver a tecnologia de reatores e do ciclo de combustível nuclear, seus métodos e processos, iniciando um processo autônomo de pesquisa e desenvolvimento, visando às novas soluções tecnológicas.

O Programa de Trabalho de CDTN inclui atividades nas áreas de :

1. Tecnologia de Reatores:
   - Utilização do Tório em PWR.
   - Suporte ao Comissionamento de centrais.
   - Desenvolvimento de Métodos relacionados ao projeto de reatores.

2. Tecnólogia do Ciclo do Combustível:
   - Tecnologia Mineral
     - Análise de Amostras de minério
     - Processos de Beneficiamento de minérios.
   - Conversão
     - Teste de Processo de Produção de UF6. (Patente da Nuclebrás)
   - Enriquecimento Isotópico
     - Operação da Usina Piloto
     - Avaliação do elemento de separação de Dupla Deflexão.
   - Elemento Combustível
     - Fabricação de Protótipo de Bo-

cal do elemento combustível.
- Estudos de Combustível Cerâmico.

- Reprocessamento
  - Experimentos de Laboratório (U eTh)
  - Acompanhamento da Tecnologia de Reprocessamento.
- Rejeitos Radioativos
  - Assimilação e Adaptação da Tecnologia de Gestão de Rejeitos Radioativos.

3. Materiais e Componentes
   - Análise e Qualificação de Materiais
   - Implantação de Instalações para testes de componentes de centrais.
   - Desenvolvimento de Instrumentação Nuclear.

4. Segurança Nuclear
   - Licenciamento de Usinas de Ciclo
   - Proteção Radiológica de Pessoal da Nuclebrás
   - Engenharia Ambiental
   - Segurança de Reatores
     - Desenvolvimento de Códigos para Análise de Acidentes em PWR
     - Experimentos de Laboratório

8.7.3- PRINCIPAIS PROJETOS EM CURSO

L - TECNOLOGIA DE REATORES AVANCADOS

O Brasil vem procurando desde 1.974 fontes alternativas de energia, inclusive o melhor aproveitamento do seu carvão - cujas reservas conhecidas e inferidas aumentam constantemente - e encontrou na Alemanha um parceiro para pesquisa e desenvolvimento dessa nova fonte de energia disponível. Devido a isso, em 9 de março de 1.978 foi assinado um Acordo Especial, entre a KFA - Jülich e a KWU, pela Alemanha, e a Nuclebrás, pelo Brasil, para a pesquisa da gaseificação do carvão utilizando

o calor gerado em reatores nucleares.

Basicamente, a gaseificação do carvão consiste na incorporação de hidrogênio ao carvão por intermédio de sua reação com vapor d'água a elevadas temperaturas, quase sempre na faixa de 900 a 1.500ºC. Os processos de gasificação do carvão, são conhecidos há muito tempo, os três mais empregados atualmente no mundo são denominados Winkler, Lurgi e Koppers - Totzek, todos criados pelos alemães. Com o desenvolvimento dos reatores nucleares de alta temperatura, novas perspectivas foram criadas para a gasificação do carvão de forma mais vantajosa que os métodos convencionais e possuindo a Alemanha enormes reservas de carvão que dependiam de importações maciças de petróleo, é justificado o programa integrado que começou a executar e que veio a fazer parte daquele Acordo Especial a que nos referimos anteriormente.

Em síntese, o objetivo do Acordo Especial é um estudo de viabilidade do reator de alta temperatura ou a utilização de reatores tipo PWR (iguais aos de Angra dos Reis), do processo de gaseificação e da integração econômica dos dois sistemas.

Na área específica dos reatores de alta temperatura ou aproveitamento dos reatores PWR, a Nuclebrás atribuiu ao CDTN aquela missão de estudo de viabilidade do projeto.

Quanto ao setor de gaseificação do carvão, não sendo de sua competência, mas constituindo um aspecto do problema global energético do país, a Nuclebrás procurou a colaboração das empresas interessadas no futuro dessa nova atividade industrial, que será a produção de gases, metanol, uréia, etc. E por se tratar exatamente de uma face do problema energético, o Conselho Nacional do Petróleo participa ativamente dos trabalhos e estudos de viabilidade econômica.

2 - TECNOLOGIA DE REATORES A ÁGUA

- Cálculo de Blindagem - destina-se a estudar o problema da total segurança das instalações nucleares, com o isolamento dos

materiais radioativos.

- Cálculo de Núcleos e Recargas - método de análise neutrônica/ e termohidráulica de núcleos de reatores PWR. Destina-se também ao processo de recargas do reator Angra I.

- Estudos dos Sistemas de Controle e de Segurança de Angra II

- Instalação do Laboratório de componentes - o objetivo é fazer testes dos componentes das centrais nucleares.

- Utilização do Tório em Reatores a Água Pressurizada - estudos em conjunto com outros departamentos do CDTN visando obter subsídios para avaliação técnica e econômica do uso do tório nos reatores brasileiros. Para apressar esses estudos, a Nuclebrás, assinou com a KFA, de Julich, Alemanha Federal, em 15 de dezembro de 1.978, um Acordo Especial, para um programa conjunto nesse setor. São objetivos desse programa : analisar e provar a viabilidade de utilização de tório em reatores a água pressurizada (PWR), testar elementos combustíveis U/Th e Pu/Th sob condições de operação; estudar o ciclo do combustível (tório), particularmente a fabricação do elemento combustível, incluindo novos ciclos de combustível para os PWR e ciclos de combustível para os HTR (reatores de alta temperatura) e FBR (fast breeder reactors) avaliar o processo do combustível U/Th.

- Análise de Acidentes em Centrais PWR - estudo da possibilidade de ocorrência de acidentes internos com a previsão de meios, para contorná-los.

3 - TECNOLOGIA DO ELEMENTO COMBUSTÍVEL:

: Avaliação do Desempenho da Vareta Combustível - estudo das possibilidades de adaptação ou modificações no projeto do elemento combustível. Prevista realização de testes de irradiação para obtenção dos dados necessários. Inclui-se análise estrutural do elemento combustível.

- Fabricação e Controle de Qualidade do Elemento Combustível - serão fabricadas varetas protótipos para um Programa Conjunto / de Irradiação Nuclebrás - KFA - KWU.

- Combustível Cerâmico - serão instalados sistemas de compacta-

ção e sinterização de pastilhas de UO2 para serem usados no Programa Conjunto acima referido, visando a absorção e desenvolvimento da tecnologia do combustível cerâmico. Estes trabalhos servirão de suporte à Fábrica de Elementos Combustíveis para estudo de parâmetros e propriedades do combustível nuclear.

4 - TECNOLOGIA DE MATERIAIS:

Programa completo e integrado para fornecer uma infra-estrutura destinada à tecnologia da fabricação e controle de qualidade de todos os materiais utilizados nos reatores e no ciclo do combustível nuclear.

5 - TECNOLOGIA MINERAL

- Análises Mineralógicas e Petrográficas - este programa dará suporte à Diretoria de Recursos Minerais da Nuclebrás - particularmente nos setores de Geologia, Prospecção e Engenharia Mineral - aprimorando métodos e estabelecendo rotinas de análises mineralógicas e petrográficas.
- Processos de Tratamento de Minérios - objetiva estabelecer e otimizar processos físicos e químicos de beneficiamento de minérios envolvidos nos principais projetos da Área de Recursos Minerais.

6 - REJEITOS RADIOATIVOS:

Estão sendo feitos estudos preliminares sobre transporte de materiais radioativos e métodos de inspeção de embalagens desses materiais, incluindo o projeto e a construção de tais recipientes.

7 - REPROCESSAMENTO:

Tendo sido adotado o Processo Purex na área do reprocessamento - o único existente em escala comercial em to-

dos os países detentores de tecnologia nuclear - esta sendo preparada a consolidação de uma infra-estrutura capaz de preparar/ a devida competência para aquisição de tecnologia do processo.O programa serve de suporte tecnológico ao objetivo industrial do reprocessamento - meta da Nuclebrás para dominar o ciclo completo do combustível nuclear.

8 - PRESTAÇÃO DE SERVIÇOS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA:

- Controle Radiológico do Pessoal, Locais de Trabalho e Fontes/ de Radiação - este programa destina-se a proteger todo o pessoal envolvido em trabalhos com material radioativo, tanto do próprio CDTN como de outros setores da Nuclebrás ou de entidades externas.
- Controle Ambiental de Instalações do Ciclo de Combustível- este programa fornecerá subsídios para licenciamento e análises / de segurança dos ciclos de combustível.

CAPÍTULO IV

ANÁLISE E SUGESTÕES AO PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO

1. INTRODUÇÃO

Dentro dessa primeira parte do trabalho, que , que se refere ao caso específico do Programa Nuclear Brasileiro sem entrar ainda em considerações técnicas aprofundadas, esse capítulo é talvez, o que inspira maior cuidado e se reveste de maior importância. Isso ocorre porque passaremos a analisar detalhadamente o Programa Nuclear, assunto dos capítulos II e III e, através dos resultados dessa análise, faremos várias sugestões. Talvez a maior importância não esteja na simples análise, do atual programa e em que bases foi estabelecido, mas sim nos resultados a serem obtidos, os quais sugerirão várias alternativas que poderão ser tomadas para minimizarem os efeitos negativos de tal programa.

Assim, começaremos a análise tentando colocar o Programa Nuclear dentro das Normas Básicas de Política de Mercado, Industrial e de Ciência e Tecnologia. Dentro dessa abordagem, criticaremos o tipo de programa adotado, desde a sua evolução histórica, passando pela sua estrutura organizacional até chegar nas implicações comerciais, administrativas, industriais e tecnológicas. A seguir faremos um levantamento do consumo, da demanda e dos custos da energia elétrica de origem hidráulica e nuclear, durante o qual abalaremos a estrutura principal do referido programa. Por fim, serão feitas algumas considerações técnicas sobre o melhor tipo de reator que propiciaria uma utilização mais eficiente das nossas reservas físseis.

Tendo sido abordadas todas as possíveis justificativas para a sua implantação, tentaremos encontrar alguma resposta para o Programa Nuclear no campo militar.

Finalmente, daremos algumas sugestões relativas ao aproveitamento estratégico das reservas energéticas brasileiras, que vão desde outras opções energéticas até um crono-

grama para a construção dos reatores PWR, caso o governo persista com essa solução.

2. O PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO DE ACORDO COM AS POLÍTICAS DE MERCADO INDUSTRIAL E DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA

2.1 POLÍTICA DE MERCADO

A política de uma sociedade se fundamenta em definições básicas, mas ocorre que há um verdadeiro descompasso entre essas definições e a sua efetiva implantação.

O sistema capitalista ou de economia de mercado pressupõe a obediência necessária a certos princípios:

- a viabilização da empresa, como principal agente econômico e social;
- o livre exercício da competição, cabendo ao governo o papel de regulador moderado dessa atividade;
- como corolário atual desses princípios, a capacitação tecnológica da empresa nacional é vital para promover o autêntico desenvolvimento econômico e social do país.

Logicamente não são apenas esses os definidores de uma política global, em se tratando, sobretudo, de um país em desenvolvimento. Fontes externas de pressão, o indispensável liberalismo para o aporte de capital externo e as próprias dificuldades para a implantação dos princípios acima delineados para citar apenas alguns, são obstáculos à busca do desenvolvimento nacional soberano.

As dificuldades e limitações têm sido reconhecidas pelo governo brasileiro. Sua eliminação, contudo, tornou-se problemática. O continuado recurso à institucionalização de novos órgãos específicos, setoriais ou regionais, de política industrial e tecnológica fragmentou o poder de decisão governamental, favorecendo o estabelecimento de duplicidade de funções, confeitos, antagonismo e omissões. Os sistemas de política industrial e tecnológica tornaram-se onerosos, complexos e ingovernáveis, incapazes de obedecer a sólida diretrizes centrais.

Os recursos investidos em tecnologia são pulverizados em grande parte na própria manutenção dos sistemas. Paradoxalmente, tais sistemas parecem mais adequados ao desgoverno, ao invés de servirem de instrumentos de implementação da vontade nacional.

Cabe assim, no momento, analisar e repensar os princípios e meios da política industrial e tecnológica:

- Está o país reservando o seu mercado interno e conquistando novos mercados externos através da utilização adequada das regras reconhecidas no plano internacional?
- Está o país conduzindo sua política industrial de forma a conciliar a demanda de tecnologia com a sua própria capacidade de geração de tecnologia ?
- Foram tomadas e implementadas todas as medidas indispensáveis à viabilização da empresa nacional ?
- Estão os instrumentos de ação governamental coordenados e seus agentes conscientizados de forma a permitir a execução da Política Nacional formulada ?

2.2- POLÍTICA INDUSTRIAL

A política industrial nasce de uma postura frente à política de mercado, e por sua vez uma política racional / de ciência e tecnologia só pode ser fixada posteriormente, em decorrência daquelas.

Na definição de uma política industrial é inpensável a caracterização do mercado que se busca atender. Haverá sempre mercado externo e interno, com diferentes demandas e solicitando diferentes disposições governamentais. Por outro lado, o grande agente identificador do mercado é o verdadeiro empresário: aquele que isola as oportunidades e se posiciona dentro do universo operacional. Vemos então, que nessa etapa do progresso, há necessidade de intensa interlocução entre o empresariado e o governo, de modo a estabelecer-se convergência de posições.

A definição de uma política industrial implica

em que sejam ajustados instrumentos de natureza diversa, por exemplo, nos planos social, econômico, fiscal e de recursos humanos. É na introdução de tais ajustes e nas tentativas de harmonizar os interesses dos capitais instalados no país com a necessidade de suprir carências em matéria de bens e serviços que se revela a real dimensão dos problemas enfrentados pelos países em desenvolvimento na áreas de mercado, empresa, ciência e tecnologia.

Assim, tentar viabilizar uma política que:

- incentive a entrada de capitais externos;
- colabore para aperfeiçoar o nível de qualificação da empresa nacional, ao restringir de certo modo a importação de tecnologia
- evite a vinculação de créditos externos a compras de tecnologia e de equipamentos;
- forme recursos humanos para a produção nacional;
- assegure acelerada expansão da economia;
- torne as empresas nacionais competitivas e auxilie na manutenção de um regime político estável, constitui o âmago de um problema entremeado de paradoxos, até agora insatisfatoriamente resolvido.

O Acordo Nuclear Brasil-Alemanha é um exemplo, de dimensão considerável de como não proceder. Tal acordo, de grande importância para a comunidade científico-tecnológica, para a indústria instalada, ou a se instalar, no país, envolvendo praticamente toda a sociedade brasileira, foi decidido no âmbito de não mais de dez pessoas. Nesse âmbito, qual a garantia de um perfeito entendimento entre as partes executantes ? Pode-se, na realidade, afirmar que o acordo está destinado ao fracasso e a revisões de profundidade, não porque tenha sido mal elaborado mas porque os princípios de mercado foram, desde o início, violados. Assim, o país ao ignorar e desprezar o valor das barreiras técnicas, ao desprezar o estabelecimento de um sistema próprio de normas técnicas de auto-proteção, ao permitir o desencontro governo-indústria-universidade, abdica daquilo que é um direito seu, bem aceito a nível internacional.

2.3 - POLÍTICA DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA

O estabelecimento de uma política de ciência e tecnologia é sempre algo difícil, a nível nacional. Isso se deve a razões diferentes em cada caso.

Ciência é a busca de novos conhecimentos, aumento do grau de saber da humanidade; e, dada a limitação de recursos disponíveis para a pesquisa, como decidir sobre a prioridade de uma pesquisa científica sobre outra ? Nem sempre é clara a opção.

Nesse papel, cabe à ciência formar mão de obra altamente qualificada, aperfeiçoar métodos de pesquisa e, caso seja isso possível, atacar prioritariamente as grandes linhas de interesse nacional. Isso exclui, no grau de desenvolvimento em que se encontra o país, investimentos enormes em complexos que só são acessíveis a comunidades ou associações internacionais extremamente ricas.

Por outro lado, tecnologia pressupõe certo grau de aplicabilidade imediata - e daí a identificação de um mercado firme e definido a partir de uma política industrial e de mercado . A tecnologia é basicamente utilizada pelo empresário que vai buscá-la onde está disponível: compra-a de outros locais e mesmo de outros países.

No Brasil, à falta de políticas de mercado e industrial bem definidas, tem-se recorrido ao absurdo maior de tentar desenvolver tecnologia como se fosse um ser à parte de todo o processo de mercado. Em outras palavras, sabe-se que tecnologia é importante, e que se deve criá-la e desenvolvê-la, só não se sabe porquê.

A sistemática da tecnologia no país criou um cruel paradoxo: a inversão do processo oferta-demanda. As Universidades, os centros de pesquisa e desenvolvimento, etc. apressam-se a mostrar programas e resultados que não são de interesse para ninguém. Tudo resulta de uma má orientação de mercado . Não se cria ou se desenvolve tecnologia sem objetivo. O objetivo, no caso, é claro: atingir o seu mercado. Mas, se os objeti-

vos da política industrial não estão suficientemente definidos, como fixar as diretrizes da política de ciência e tecnologia?

Um dos maiores indicadores da demanda de tecnologia pelo parque industrial brasileiro não tem sido bem explorado. Trata-se do registro dos contratos de transferência de tecnologia no Instituto Nacional de Propriedade Industrial (INPI), órgão vinculado ao Ministério da Indústria e do Comércio. Ali estão registradas as carências nacionais de tecnologia no que realmente importa: aquelas quais os empresários nacionais estão firmemente dispostos a pagar.

Apesar da existência desse indicador poderoso, que é o INPI, o setor governamental parece ignorá-lo, orientando sua atuação para uma perspectiva puramente cartorial, ao invés de atribuir-lhe a tarefa mais nobre e útil ao país, a de instrumento de política e de informação industrial.

Em resumo, os principais pontos dessa seção seriam:

- ciência e tecnologia são atividades muito mais distantes entre si que a frequência da associação desse binômio pressupõe ;
- a política tecnológica só pode ser definida após políticas de mercado e industrial esclarecidas e consolidadas;
- as tentativas nacionais de estabelecimento de uma política de ciência e tecnologia sempre ignoram os ítens precedentes, e por isso foram bastante mal sucedidas.

Um caso notável da conjuntura é o do Programa Nuclear Brasileiro que, histórica e sucessivamente, infringiu o encadeamento lógico acima esboçado, conforme será visto nos ítens seguintes, principalmente no ítem 2.5.

2.4 - OS PRINCIPAIS TIPOS DE PROGRAMAS NUCLEARES

Entre as diversas escolhas históricas em termos de programas nucleares, pode-se apontar algumas que se permitem alinhar de modo até um pouco arbitrário, mas conducente à clareza.

2.4.1 - PROGRAMAS TIPO I : MOTIVAÇÕES ESTRATÉGICAS

Um programa desse tipo seria desenvolvido por/ um país que desejasse ter armamento nuclear, propulsão nuclear/ naval e que dispusesse a arcar com custos altamente onerosos para sua economia. As características principais de tais programas seriam:

- disponibilidade de modesta (cerca de 50 mil toneladas) reserva de urânio não sujeita à inspeção internacional;
- a ajuda e a cooperação internacional seriam problemáticas, dependendo de acordos políticos de alto nível e de conteúdo altamente sigiloso;
- o país que utilizasse tal programa teria necessariamente que arregimentar, ou formar, sua própria mão de obra qualificada;
- em termos energéticos, tal programa poderia ser modesto: um / reator nuclear de água-pesada e urânio natural, ou do tipo gás grafita de 40 MW elétricos produziria o plutônio necessario para as armas nucleares, se associado à planta de reprocessamento, essencialmente um problema conhecido de engenharia química;
- outra opção seria o do enriquecimento do urânio, caso em que seria dispensável a produção de plutônio;
- todos os países que pertencem ao chamado Club Atômico perseguiram uma ou outra, ou ambas, linha de desenvolvimento: Estados Unidos, União Soviética, Inglaterra, França e Índia;
- nenhum dos países que perderam a II Grande Guerra executa programa de tal natureza: as duas Alemanhas, Itália e Japão, entre outros.

Neste tipo de programa a maior demanda é conduzida à indústria nacional, exigindo-lhe alto grau de aperfeiçoamento, desenvolvimento e controle de qualidade, sobretudo porque a ajuda externa é reduzida e questionável. Tais programas / são, por isso mesmo, designados como "fechados".

2.4.2 - PROGRAMAS TIPO II : MOTIVAÇÕES DE DESENVOLVIMENTO TECNOLÓGICO

É sabido que a energia nuclear demanda alto grau

de sofisticação tecnológica para a sua liberação. As ciências / físicas e mesmo as sociais são solicitadas no seu mais exigente nível e a possibilidade de erro deve ser minimizada. Assim, se / algum país executa um programa nuclear com motivações de desenvolvimento científico e tecnológico deve necessariamente optar, pelos mais altos níveis de excelência técnica.

Um país que opte por tal programa não estará / premido por falta de energia, ou pelo barateamento de custos de geração de energia elétrica. Pode-arcar com os custos extra de / um programa de desenvolvimento tecnológico, no qual a razão custo-benefício é de previsão impossível ou, pelo menos, nebulosa. Um programa desse tipo teria algumas características básicas ao longo das seguintes linhas:

- para um país como o Brasil, a execução demandaria cerca de 10 anos e os custos seriam da ordem de 10 a 15 bilhões de dólares;
- seria um programa necessariamente "aberto", sob inspeção da Agência Internacional de Energia Atômica, e muitas de suas etapas seriam aceleradas pela disponibilidade da cooperação internacional, ressatando-se o uso intensivo de acordos e contratos / de empresa (brasileira) a empresa (estrangeira);
- a participação da indústria nacional, dos centros de pesquisa em operação e da universidade deveria ser estimulado ao máximo, e os resultados, em termos de aperfeiçoamento da qualidade da / produção, de avanços no conhecimento e de escala técnica do país seriam notáveis;
- a repercussão imediata sobre o problema energético seria nula. A médio prazo, conduziria o país à autosuficiência energética, caso a disponibilidade em urânio não constitua fator limitativo;
- na década de 80, a escolha natural de tal programa recairia / sobre dois programas paralelos, um de reatores de urânio natural-água pesada, e outro de reatores regeneradores rápidos. Tal combinação é a que mais plutônio produz e menos urânio consome. Além disso, muito desenvolvimento está por ser ainda realizado / em ambos os campos de trabalho, de modo que a demanda de tecnologia poderia ser encaminhada, conforme o caso, à indústria, aos centros de tecnologia ou à universidade, de acôrdo com o caso.

- um programa nuclear baseado no ciclo urânio natural-água pesada e reatores regeneradores rápidos não acarreta o problema do enriquecimento do urânio, ainda não satisfatoriamente resolvido em termos políticos, comerciais ou industriais;
- a escolha de um programa desse tipo foi feita por todos os países que perderam a II Guerra Mundial e por outros países ainda, com maior ou menor grau de decisão: Canadá, Argentina, India, Israel, Paquistão, sem falar das potências nucleares que praticamente, encetaram paralelamente, programas de mais de um tipo(Estados Unidos, França, Inglaterra, Alemanha Ocidental, União Soviética).

A opção por tal tipo de programa é a que mais interessa à industria nacional. Por um lado, dá-lhe oportunidade para buscar formas de cooperação com a indústria estrangeira de elite, de acordo com a sua própria escolha, prática que já demonstrou bons resultados no passado. Por outro lado, conduz à integração natural governo-indústria-centros de pesquisa e desenvolvimento-universidade, integração tão enaltecida na teoria mas com tantos fracassos registrados na prática. Dois exemplos notáveis de sucesso nesse caso são a Argentina e a Índia.

2.4.3 - PROGRAMAS TIPO III : MOTIVAÇÕES ENERGÈTICO - ECONÔMICAS

Para um país carente de energia elétrica, insumo projetável com relativa facilidade, uma das opções possíveis que se apresentam é a da geração de energia elétrica por meio nuclear. Nesse caso, devem ser adotados critérios que conduzem à energia elétrica boa, barata, segura, ou seja, o KWh provido ao final da linha de distribuição em condições de satisfazer fornecedores e consumidores.

Há vários fornecedores de sistemas, serviços e combustíveis nucleares no mercado internacional, embora este não possa ser considerado ainda como estável.

As principais característica de um programa tipo III seriam as seguintes:
- os sistemas nucleares de tal programa seriam necessariamente,

do tipo "comprovado" ou seja, já adotado em larga escala em plano internacional;
- a escolha recairia sobre reatores de água leve e urânio enriquecido, com alguma possibilidade para reatores de urânio e água-pesada;
- a cooperação e a inspeção internacionais serão inevitáveis e, mesmo oportunas em programas desse tipo;
- certamente, pelo menos no início do programa, o urânio será / enriquecido no exterior, o que vem a representar uma aquisição/ de serviços;
- a participação da indústria local será necessariamente reduzida nas fases iniciais do programa, podendo ampliar-se ao longo/ do tempo;
- as aparentes desvantagens das características acima expostas, é preciso lembrar, são aceitas em função do objetivo maior do programa, qual seja o de assegurar, de modo econômico, suprimento de energia elétrica boa e segura.

Exemplos marcantes de países em que foram implantadas programas desse tipo são a Espanha e a Suécia. É notável o fato de que muitos países desenvolvem simultaneamente programas nucleares de vários tipos. A França, por exemplo, executa programas nucleares dos três tipos, como o fazem também a Inglaterra e os Estados Unidos. A Alemanha, bem como o Japão e a Itália, executa programas dos tipos II e III.

A descrição dos tipos de programas nucleares / permite identificar com clareza o mercado cujas demandas se busca atender em cada caso. No tipo de programa estratégico, o mercado é representado pelas demandas vinculadas à segurança nacional e ao atendimento de objetivos militares. Nos programas de desenvolvimento tecnológico ele deriva do aperfeiçoamento da indústria, do crescimento científico e tecnológico e, de modo mais amplo, dos objetivos de auto-suficiência do país. Nos programas de tipo III, de motivações energéticas, o mercado é constituído pelo parque consumidor de energia elétrica de qualquer fonte geradora, incluindo-se aí a fonte nuclear.

2.5 - O CASO DO PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO

O interesse brasileiro pela tecnologia nuclear em âmbito militar e governamental, tem mais de duas décadas. Possivelmente até hoje, e indiscutivelmente na primeira metade desse período, foram de natureza estratégica as razões principais/ desse interesse. Raras vezes, entretanto, o debate das razões / estratégicas chegou ao domínio público com clareza.

Não pretendemos aqui tentar desvendar essas razões estratégicas que nortearam e ainda norteiam nossa política nuclear. Tratamos outrossim de mostrar que a inconsistência histórica das iniciativas brasileiras no campo da energia nuclear/ tem, entre outras coisas, muito a ver com esta duplicidade de polêmicas. Uma ostensiva, para consumo externo, para formação / de opinião pública; outra para os iniciados com acesso aos bastidores do poder executivo.

Às contradições e desacertos da política nuclear, somaram-se os erros gerenciais e organizacionais na condução e execução concreta das decisões adotadas. É claro que não são problemas independentes mas sim problemas de diferente natureza, e que por isso devem ser apreciados separadamente.

A situação, lamentavelmente, é ainda mais grave, pois todo o setor energético (não só nuclear) acabou sendo/ envolvido e, a despeito do malabarismo verbal de alguns representantes governamentais, fica cada vez mais nítido o impasse a que a continuidade desta política está nos conduzindo. A manipulação política do quadro de crescimento da demanda de energia elétrica não ajudará á diminuir o impacto das despesas do programa nuclear sobre a economia nacional. Tanto é, que as contradições econômicas geradas pelos erros acumulados forçaram a desaceleração na execução do programa. Esperamos que além disso, seja feita uma modificação radical na sua formulação.

Procuraremos tratar aqui, com a brevidade necessária, destes dois aspectos distintos: a história dos desacertos no estabelecimento da política nuclear e a realidade atual/ dos desencontros na execução desta política.

2.5.1- A EVOLUÇÃO DA POLÍTICA NUCLEAR BRASILEIRA

Conforme veremos aqui, as orientações do Brasil no campo da energia nuclear conformam uma longa sucessão de desastres que não apresenta, senão, incapacidade decisória.

As primeiras idéias foram, talvez, as melhores sobretudo pela corajosa atuação do Almirante Álvaro Alberto, como vimos no capítulo anterior deste trabalho.

Antes de 1.964 a disputa real que se travava era sobretudo entre desenvolver ou não desenvolver uma capacitação tecnológica no setor nuclear. De um lado, havia uma aliança explícita entre os setores nacionalistas favoráveis ao empreendimento e a comunidade científico- acadêmica enquanto que, de outro lado, havia a escassez de recursos governamentais e a reação antinacionalista de motivação ideológica e econômica.

Uma controvérsia acirrada em torno das Diretrizes da Política Nuclear Brasileira focalizou-se sobre a inclusão da palavra "pacíficas" relativa às atividades de energia nuclear (1.967). Nesse documento, destacavam-se dois pontos: o uso da energia nuclear com fins desenvolvimentistas e a sua limitação a finalidades exclusivamente pacíficas. Parecia uma clara rejeição de qualquer programa do tipo I e a opção por um programa do tipo II, com abertura para um futuro programa energético.

Surgiu uma contradição que veio complicar em muito o futuro da energia nuclear no país. Em decorrência da recomendação, feita em 1.968, de que uma primeira central nuclear deveria ser instalada no país para fomentar a indústria, a tecnologia ea ciência nacionais, contratou-se a construção de Angra I à Westinghouse, em bases que enviabilizariam esses propósitos. Isto vinha no sentido oposto a tudo o que se fizera no passado, tanto na CNEN quanto nos institutos de pesquisa.

Para garantir o funcionamento perfeito da central, o contrato dava à construtora completa autonomia de projeto, construção, escolha de participantes, etc. Nestes termos, a indústria nacional ficou alijada do processo, e a intenção governamental de realizar um programa do tipo II foi conduzida para/

a efetiva execução de um programa tipo III - uma flagrante contradição de política de mercado. Como programa tipo II, Angra I não existe, porque foi mínima, para não dizer nula, a participação nacional, como programa tipo III, foi igualmente um fracasso em termos de prazos, custos e cronogramas.

Essa decisão deu início a uma linha de importação (em oposição ao desenvolvimento próprio) como também determinou uma outra opção, a do urânio enriquecido como combustível. Esta escolha, que contrariava a opinião de cientistas e técnicos brasileiros que haviam publicamente defendido uma autonomia nacional no setor nuclear, estabelecia uma dependência dupla:da tecnologia dos reatores e da tecnologia do enriquecimento.

No biênio 1.974-75 foram tomadas medidas destinadas a corrigir tais erros: a construção de outras centrais nucleares, além de todo o ciclo do combustível, foi acordado com a República Federal da Alemanha, no tão falado acordo nuclear . Havia decidido o governo, em 1.979, que as próximas centrais brasileiras não seriam instaladas como Angra I, e que a solução seria partir para projetos mais ambiciosos. Esse tratado com a Alemanha envolvia dois aspectos altamente promissores: uma significativa e crescente participação da indústria nacional e o domínio, a médio prazo, do ciclo completo do combustível nuclear.

Quanto a este último, as esperanças breve se dissipariam pois o processo de enriquecimento envolvido, o "jato centrífugo", nunca foi utilizado em escala industrial, tendo sido rejeitado noutros países como comprovadamente anti-econômico. Por outro lado, os empresários industriais nacionais levaram um pouco mais de tempo para perceber que, além da construção civil, a curto prazo e a médio prazo, pouco lhes caberia fornecer diretamente.

Cabe assinalar que o acordo nuclear incorporou um conceito que só veio a criar dificuldades e que talvez torne sua execução inviável: o de que se pode executar um programa híbrido dos tipos II e III. Casos já foram citados, e a Argentina é um exemplo notável de evolução programada de um programa do ti

po II (exclusivo) para um programa do tipo III (simultâneo).

Houvesse o Brasil mantido a linha de desenvolvimento autônomo de há quase vinte anos, possivelmente teria hoje desenvolvido um reator de potência com tecnologia nacional, integrando nesse esforço longo e constante a comunidade científica e o parque industrial brasileiro. Até mesmo os objetivos estratégicos, cujo mérito não está em questão, seriam mais facilmente alcançáveis a partir daquela posição de real independência, conforme veremos no ítem 4.2.

O Brasil, ao assinar um acordo com outro país, abdicou talvez prematuramente de participar da concorrência internacional que flui na presente década. Como ilustração, vêem-se correntes de canadenses, franceses, italianos, alemães e outros competindo na Argentina, ao passo que o Brasil tem apenas um fornecedor quase que exclusivo, a Alemanha. Será que o país, não está perdendo ao abdicar das leis de mercado?

À luz da teoria que precedeu esta seção, o que se pode depreender é o notável descaso por uma política de mercado e industrial. O governo não soube identificar o mercado a que se dirigia; e a indústria assistiu, perplexa e carente de informação, à tomada de decisões que lhe afetavam profundamente. O mesmo pode ser dito das comunidades tecnológica, científica e universitária, no seio das quais perambulam, como personagens à busca de autor, contribuições potencialmente significativas ao progresso nacional.

2.5.2 - A ESTRUTURA ORGANIZACIONAL

A Comissão Nacional de Energia Nuclear foi, até 1.969, conforme já tivemos a oportunidade de citar, o único órgão responsável pela condução da política nuclear. Naquele ano foi assinado o Convênio CNEN-Eletrobrás pelo qual a CNEN delegava à Eletrobrás a construção e a operação de usinas nucleares. Logo depois, em 1.972, a CNEN foi desmembrada com a criação da CBTN.

Durante algum tempo, setores do governo cogita

ram da conveniência da subordinação do setor nuclear ao setor elétrico. No entanto, em 1.975, com a criação da Nuclebrás, sucedendo à CBTN, o governo decidiu que o setor nuclear e o setor elétrico seriam estruturas paralelas, cabendo à CNEN as funções de regulamentação e licenciamento. É importante observar, no entanto, que a divisão e a subordinação destes organismos transcendem a questão formal de seus nomes e de suas siglas e têm que ser referidas a questões substantivas de prioridade decisória, como veremos a seguir, sobretudo quando alguns dos elementos de decisão não são explícitos.

No capítulo III já vimos e estudamos a atual estrutura organizacional ostensiva do Programa Nuclear, que envolve várias empresas e órgãos.

Com excessão do posicionamento inadequado da CNEN e de duas omissões graves, que comentaremos em seguida, essa estrutura organizacional pareceria permitir ao Ministério das Minas e Energia o exercício de uma desejável coordenação da atuação daqueles órgãos, possibilitando a compatibilização dos planos e das metas do setor elétrico com os planos e metas do setor nuclear.

No entanto, desde o início de sua coexintência e até hoje, os setôres elétricos e nuclear, ao tratarem problemas de mútuo interesse, têm revelado uma constante vocação para um tipo de desempenho que se caracteriza pela descoordenação e pelos seguidos conflitos, alguns dos quais comentaremos a seguir.

Cronologicamente, o primeiro ponto vital de discordância se constituiu nos critérios que cada um dos dois setores adotou para avaliar os custos das usinas nucleares e da eletricidade por elas gerada. A divergência se prolongou por muitos anos e produziu inúmeros relatórios, sendo finalmente afastada quando o governo decidiu, por decreto, que os custos de usina nuclear que excedessem um certo nível de referência seriam subsidiados. Foi essa a solução encontrada para esvaziar uma discussão cujo prosseguimento era politicamente indesejável para o governo. Além de promover um desgaste interno essa discus-

são começava a envolver diversos outros setores da economia nacional que se referiam frequentemente ao Programa Nuclear como um típico erro de escolha de prioridade, face aos seus custos elevados.

O segundo ponto de discordância profunda entre a Nuclebrás e a Eletrobrás centrava-se na oportunidade energética do Programa Nuclear e tinha como pano de fundo dois parâmetros: (I) as estimativas das disponibilidades hidroenergéticas brasileiras economicamente aproveitáveis e (II) as estimativas da taxa de crescimento futuro do consumo de energia elétrica. Da combinação desses dois dados resulta, a grosso modo, a determinação da data a partir da qual o mercado de energia elétrica no país não poderá continuar a ser atendido, exclusivamente, por aqueles recursos hídricos. Estabelecida aquela data de esgotamento do potencial hidráulico, seria adotada uma conveniente margem de tempo para realizar uma tranquila transição de um sistema gerador basicamente hidroelétrico para um sistema estruturado crescentemente na núcleo-eletricidade. Essa era uma questão crucial e, claramente, envolvia estudos da competência exclusiva da Eletrobrás. Foi em torno dessa questão que a argumentação do setor nuclear começou a apresentar séria vulnerabilidade. Um estudo aprofundado sobre essa questão é feito nos ítens 3.1 e 3.2 enquanto que a parte referente aos custos de geração de energia é estudada na seção 3.3.

A conclusão dos estudos feitos mostra-nos que a hidro-eletricidade disponível será suficiente para atender o consumo previsto até aproximadamente o ano 2020. Face a esse dado novo, o governo passou a declarar que o problema das necessidades energéticas não era determinante, mas sim o da absorção de tecnologia. As declarações que se seguiram anulavam todas as anteriores justificativas oficiais do Programa Nuclear, como pudemos saber quando da leitura do capítulo II do presente trabalho. O objetivo agora não mais seria o da necessidade de energia elétrica de origem nuclear, mas sim o da conquista da tecnologia nuclear / A respeito das implicações tecnológicas, veja o ítem 2.5.4.

O terceiro ponto de discordância entre os setores elétrico e nuclear se referia à forma de gerenciamento da construção das usinas nucleares. Tratava-se de dicidir entre duas modalidades: (I) dar o comando global da construção da usina à mesma empresa que iria operá-la, ou (II) atribuir a construção a uma organização e a operação a outra empresa. Essa questão se desenvolveu em duas etapas: até 1.980, Furnas construiu Angra I e Angra II, a primeira independentemente da Nuclebrás e a segunda mediante protocolo de duração transitória; a partir da constituição da Nucon, em 1.980, esta empresa assumiu o comando da construção de Angra II e III e das demais usinas previstas no Programa Nuclear. Há nesse novo esquema adotado méritos inegáveis, principalmente nas áreas de articulação com empreiteros da construção civil, da montagem e, principalmente na agilização do processo de participação crescente da indústria nacional de equipamentos e de serviços de gerenciamento para a implantação de empreendimentos.

Quanto à CNEN (órgão licenciador e regulador da indústria nuclear no país) achamos equivocada a sua subordinação ao mesmo Ministério (MME) que deve promover a implantação dessa indústria. A CNEN deve passar a ser vinculada a outro setor do governo. Além disso, o governo deve dispor de um órgão consultor, independente da Eletrobrás, da Nuclebrás e da CNEN, para avaliar e decidir sobre as divergências relativas a questões de segurança das instalações nucleares. Esse Conselho de Arbitramento seria um órgão de arbítrio superior, subordinado à Presidência da República, com representantes da Secretaria Especial do Meio Ambiente, do Ministério da Saúde, do Ministério do Trabalho, do Ministério das Minas e Energia e do Conselho de Segurança Nacional.

Através de uma curta retrospectiva histórica, mostram-se três distintas orientações da política nuclear adotada pelo Governo Brasileiro em períodos sucessivos : a busca de autonomia nacional (até 1.964), a importação de tecnologia (de 1.964 a 1.975) e o desenvolvimento dependente (desde 1.975) .

Estas mudanças da política nuclear estão rela-

cionadas às mudanças na condução do Governo Federal. Por outro lado, sua incoerência produz mais problemas do que soluções no que concerne às necessidades energéticas do País. Parcialmente, como resultado dessa realidade, a estrutura organizacional do Programa Nuclear Brasileiro foi causa de alguns insucessos e contradições internas que redundaram em mau gerenciamento e em sérios erros econômicos.

2.5.3 - IMPLICAÇÕES COMERCIAIS E ADMINISTRATIVAS

O controle técnico das mais importantes subsidiárias da Nuclebrás é exercido por diretores alemães, pertencentes aos quadros da própria KWU, ou de empresas a ela direta ou indiretamente ligadas por interesses comuns, tais como a Steag, a Voest, etc. Os diretores técnicos alemães contam, ademais com bem elaborados acordos de acionistas, de tal modo que seu controle técnico é, de fato, um controle muito abrangente.

É natural que todo o esforço dos diretores técnicos ligados à KWU destine-se muito mais a dinamizar as vendas da indústria nuclear alemã do que a resolver os problemas brasileiros no campo da energia, ou a transferir tecnologia para o nosso país. Para isso, esses diretores se valem de sua maior experiência e influenciam maciçamente o pensamento de toda a organização a ponto de fazerem permear suas idéias até a direção da Nuclebrás, refletindo até sobre o planejamento do setor energético brasileiro. Negar essa ação desses diretores seria negar as mais elementares e tradicionais regras do comércio internacional e da competição entre empresas industriais.

Sendo a KWU uma empresa privada que visa maximizar seu lucro mediante a venda de serviços e produtos, é compreensível que sua influência sobre o planejamento do setor elétrico brasileiro não recaia sobre a geração econômica de energia elétrica, mas sim sobre a construção, a qualquer custo, de centrais nucleares.

Estas considerações nos levam a sugerir que o Congresso Nacional, através das comissões especializadas do Se-

nado Federal, reanalise todos os documentos assinados entre os governos brasileiro e alemão e entre a Nuclebrás e empresas privadas alemãs, para separar os compromissos de natureza oficial, estabelecidos entre as nações, daqueles de natureza comercial , resultantes da implementação de uma sofisticada política de vendas de empresas alemãs, que não coincide, necessariamente, com os interesses e prioridades da nação brasileira.

Para reanalisar esses documentos, sugerimos que as Comissões Técnicas do Senado solicitem, caso necessário,a assistência especializada de instituições como a SBPC e o Instituto e o club de Engenharia de São Paulo e do Rio de Janeiro, no tocante às questões técnico-econômicas; e do Instituto dos Advogados Brasileiros e da Ordem dos Advogados do Brasil, no que se diz respeito aos aspectos jurídicos e de direito internacional.

Depois de completada essa análise, seria perfeitamente admissível que o Congresso Nacional recomendasse ao Poder Executivo uma reformulação do Acordo Nuclear, nos termos de seu Artigo VII, para ajustá-lo aos reais interesses da nação brasileira, visto que potencial hidroelétrico brasileiro economicamente aproveitável é muito superior ao que se admitia, quando o Acordo foi planejado, além das notórias dificuldades que o Brasil está enfrentando em decorrência de sua crescente dívida externa.

A este propósito, é relevante assinalar que o Acordo propriamente dito não estabelece nenhuma obrigatoriedade por parte do Brasil, de construir centrais nucleares. O "Acordo Industrial" assinado em Bonn, na mesma data em que foi celebrado o Acordo Nuclear, aprova as diretrizes para as negociações dos contratos comerciais, mas não nos obriga, efetivamente, a obedecer um cronograma para a construção de centrais nucleares para a geração de energia elétrica. Entretanto, uma das diretrizes para negociação dos contratos comerciais estabelece que, no quadro do acordo, poderão ser construídas oito centrais nucleares; porém com um detalhe muito importante, negociado e aprovado na fase comercial, com a KWU, que é o seguinte: para as quatro primeiras centrais do programa, os componentes das centrais

serão adquiridos à KWU, que se obriga a fornecê-los a preços compatíveis com o mercado internacional; para as quatro centrais restantes, serão abertas concorrências internacionais, para as quais serão convidados fornecedores de centrais nucleares que poderão, inclusive, propor inovações face à evolução tecnológica da indústria nuclear no mundo todo.

Nessas concorrências deve ser condicionante a participação da Nuclen na elaboração do projeto básico e seu detalhamento, e da Nuclep na fabricação dos componentes pesados. Para os sistemas nucleares de geração de vapor, os concorrentes poderiam apresentar propostas alternativas: além do sistema com o reator PWR, o fornecedor poderia apresentar uma proposta de sistema com reator a urânio natural e água pesada, a fim de que o Brasil possa ir se assenhoreando da tecnologia relativa a esses reatores, que nos permitiriam tirar melhor proveito de nossas reservas de urânio e tório, com vistas à formação de estoques de plutônio e urânio - 233, para alimentar os ciclos Regenerativos, que poderão constituir uma solução a longo prazo o problema da geração elétrica, depois do ano 2020.

2.5.4 - IMPLICAÇÕES INDUSTRIAIS E TECNOLÓGICAS

Como sabemos, os países que hoje estão na vanguarda da tecnologia e da indústria nuclear desenvolveram-se nesse campo mediante um esforço de adaptação coordenado e concentrado nas instituições de pesquisa e empresas industriais, dos setores metal-mecânico e de bens sob encomenda, que há mais de meio século já vinham acumulando experiência na construção das centrais termoelétricas a carvão e a óleo, nas quais- à exceção do sistema de geração de vapor - os demais sistemas são muito semelhantes aos de uma central nuclear.

No caso específico da Alemanha, a tecnologia e a indústria nuclear se desenvolveram rápida e solidamente em virtude de circunstâncias completamente diferentes daquelas que cercam o Acordo Nuclear com o Brasil.

Sendo, na Alemanha, praticamente toda a ener -

gia elétrica gerada em centrais termoelétricas a carvão e a óleo, a antevisão da crise de combustíveis fósseis e os problemas sociais e ecológicos associados à mineração do carvão obrigaram o governo e as empresas industriais alemãs a concentrarem o máximo de esforços coordenados na busca de alternativas para a substituição do carvão e do petróleo na geração de eletricidade, uma vez que o potencial hidroelétrico alemão, que é muito / pequeno, já estava todo aproveitado. Portanto, a decisão de iniciar um programa nuclear de grande porte foi vital para a sobrevivência da economia alemã, pois simplesmente não havia outra / alternativa de suprimento de energia elétrica.

Por outro lado, havia na Alemanha uma sólida / base industrial apta a absorver a tecnologia dos reatores a água leve, desenvolvida nos Estados Unidos. Empresas alemãs como a Siemens, da qual nasceu a KWU, a AEG, a BroWn Boveri (Mannheim) a Babcock alemã, a KSB, a Balke-Durr, etc, tinham mais de setenta anos de experiência em projeto e construção de sistemas, componentes e centrais termoelétricas completas, a carvão e a óleo de modo que a passagem para as centrais termo-nucleares a água/ leve - nas quais os componentes dos sistemas água-vapor e do grupo turbogerador são praticamente iguais aos da termoelétricas a carvão e óleo - constitui-se num salto relativamente pequeno . Além disso, o governo mobilizou as principais e mais experientes instituições de pesquisa industrial do país, no esforço de absorção e criação de tecnologia para a indústria nuclear, esforço desenvolvido em íntima cooperação com empresas industriais como as citadas, todas detentoras de larga experiência em centrais térmicas convencionais e possuidoras de bem organizados e poderosos departamentos de pesquisa / desenvolvimento e engenharia.

No Brasil, a situação é inteiramente diversa . Em primeiro lugar, porque a energia nucleoclítrica ainda não é vital para a sobrevivência da economia brasileira, uma vez que até agora, instalamos hidroelétricas aproveitando só serca de 12% do potencial hidroelétrico disponivel, e o programa de construção em andamento prevê o aproveitamento, no correr da presen

te década, de apenas outros 16%.

Em segundo lugar, porque a estrutura dos estabelecimentos industriais brasileiros é totalmente diferente da dos alemães. São raríssimas as empresas nacionais que dispõe de departamentos de pesquisa, desenvolvimento e engenharia suficientemente equipados, em termos materiais e humanos, para absorver e adaptar tecnologia específica de projeto e produção de componentes para centrais nucleares.

Em terceiro lugar, porque ainda não temos experiência em projeto e construção de termoelétricas a carvão. Isto significa que, se dermos a devida prioridade ao programa de geração a carvão, estaremos, automaticamente, preparando em termos técnicos e também comerciais e econômicos, os estabelecimentos industriais brasileiros para uma participação efetiva num programa de geração nuclear - de porte compatível com as necessidades de energia elétrica do país - que deverá ser implantado depois da virada do século.

Desse programa de geração a carvão e, oportunamente, do programa nuclear, deverão participar ativamente algumas instituições brasileiras de pesquisa e de assistência técnica à indústria, notoriamente experientes e de larga tradição na solução de problemas concretos em campos tais como a metalurgia a tecnologia de soldagem, a construção mecânica, os processos / térmicos, etc.

Essa participação num programa termoelétrico / brasileiro, convencional e nuclear, seria uma estratégia adequada para se fazer face à referida característica estrutural dos estabelecimentos industriais brasileiros que, em geral, se dedicam apenas à fabricação com assistência técnica externa, geralmente não possuindo departamentos de pesquisa / desenvolvimento e engenharia organizados e equipados para absorver, adaptar e recriar tecnologia apropriada às condições brasileiras.

Desejamos salientar que o Brasil já se encontra em estágio de desenvolvimento industrial em que o máximo de esforços deve ser concentrado na criação local de tecnologia / brasileira. Como é do conhecimento daqueles que têm experiência

no setor industrial, a chamada transferência de tecnologia de empresas de países industrializados para empresas de países em desenvolvimento é, na realidade, uma venda de serviços, na qual o vendedor dificulta a efetiva transfrência de conhecimentos sobre a tecnologia básica do projeto, calculos de processo, seleção de materiais e dimensionamento, para vender apenas o Know - How de fabricação, além de serviços de assistência técnica para produção e inspeção; tudo isso a preços elevadíssimos.

No quadro do Acordo Nuclear, a situação não é diferente, embora, nas aparências, haja uma ênfase na transfe - rência de tecnologia. Ocorre que a transferência de tecnologia, pressupõe a existência, do lado do país que deve absorvê-la, de uma estrutura tecnológica e industrial experiente, e de capacidade já desenvolvida na criação de tecnologia destinada a atender a necessidades da indústria local, como era o caso da Alemanha, quando esse país iniciou o seu programa nuclear.

Em nosso entender, para que o Brasil possa desenvolver um programa nuclear que realmente consulte aos interesses nacionais, é necessário começar, lenta e gradativamente, com a participação integrada de estabelecimentos industriais / qualificados e instituições de pesquisa / desenvolvimento e assistência técnica à indústria. Simultaneamente, deve-se intensificar o ritmo do programa de geração termoelétrica a carvão, a fim de que os estabelecimentos, industriais tenham um mercado / para se desenvolverem técnica, comercial e economicamente.

3. PANORAMA ENERGÉTICO BRASILEIRO: O PAPEL DA NUCLEOELETRICIDADE

Esta parte da análise destina-se a nos dar fundamentos para, no ítem 4 seguinte, estimar o grau de prioridade a ser atribuído aos investimentos que serão programados para a construção de novas centrais nucleoelétricas, além das já contratadas, no âmbito do Acordo e a formular sugestões visando seu aperfeiçoamento. Para isso, adotaremos duas hipóteses de desenvolvimento econômico e social até o ano 2.000, sendo uma modera

da e a cúpra alta. Em seguida, confrontaremos os custos da geração de eletrecidade por intermédio das centrais nucleares com os custos de energia elétrica de origem hidráulica.

O grau de prioridade procurado será uma função entre outras coisas, do horizonte previsível para a duração da oferta suficiente de energia hidroelétrica. A escolha da energia hidráulica como referencial para a oferta de energia elétrica se deve às excepcionais peculiaridades geográficas, climáticas e hidrológicas, que garantem ao Brasil uma das maiores, senão a maior reserva de recursos hidroelétricas economicamente aproveitáveis do planeta e, também, ao fato de que a engenharia e a indústria brasileiras não dependem de fornecimentos externos significativos para o aproveitamento dos recursos hidroelétricos.

É evidente que uma análise semelhante, para ser realizada em outros países, deve adotar como referencial a fonte de energia mais abundante e para cujo aproveitamento o país esteja tecnológica e industrialmente mais capacitado.

3.1 - PROJEÇÕES PARA O CONSUMO DE ENERGIA ELÉTRICA NO ANO 2.000

Vejamos como foram estabelecidas as hipóteses moderada e alta de consumo de energia elétrica no ano 2.000.

Partimos da mesma subdivisão setorial da economia adotada pela Eletrobrás, e tomamos como base para as projeções os consumos efetivamente observados em 1.979.

No caso da hipótese moderada, admitimos crescimentos contínuos de 5% ao ano, até o ano 2.000, para os setores comercial, rural e terciário. Para o setor residencial, supusermos que o consumo doméstico per capita seja de 312 quilowatts x hora por habitante por ano, no ano 2.000, quando, segundo o IBGE, a população brasileira será de aproximadamente 190 milhões de habitantes.

O transporte ferroviário foi tratado separadamente, dada a prioridade que foi atribuída a essa modalidade de transporte. Admitimos que a carga transportada cresça a um rit-

mo de 5% ao ano, atingindo 326.729 milhões de toneladas por quilômetro no ano 2.000, e que, naquele ano, o transporte ferroviário eletrificado corresponda a 30% do total. Teremos então, um total de 98.018 milhões de toneladas por quilômetro transportadas em ferrovias eletrificadas, consumindo 4.422.114 MWh. Em outras palavras, na hipótese moderada, admitimos que o transporte ferroviário eletrificado crescerá, ininterruptamente até o ano 2.000, com uma taxa de 10,8% ao ano.

Quanto ao setor industrial, projetamos para o ano 2.000 um cenário no qual os padrões brasileiros de consumo, de bens como aço, alumínio, cimento, papel, produtos químicos, alimentos industrializados, etc. sejam equivalentes aos de países industrializados, caracterizados por ótima distribuição de renda e excelente nível de qualidade de vida em períodos situados na década de 60.

No caso específico do aço, vale observar que, atualmente, a capacidade instalada de produção no Brasil é de 15 milhões de toneladas por ano. Levando em conta certas peculiaridades, como por exemplo o fato de que, no Brasil, a construção civil emprega largamente o concreto armado, em lugar do aço como ocorre nos Estados Unidos e Japão; consideramos como razoável um consumo de aço per capita de 210 Kg/hab x ano no ano 2000 Mesmo assim, para atingirmos esta modesta meta, deveremos ter, naquele ano, uma capacidade instalada de 40 milhões de toneladas/ano, o que significa que será necessário agregar, à atual capacidade instalada, capacidades de 6,25 milhões de toneladas/ano, a cada 5 anos, o que exigirá investimentos no setor siderúrgico, da ordem de 10 bilhões de dólares a cada cinco anos. Ora, este é um descomunal esforço financeiro para um setor que, como sabemos, já está muito endividado e com sua capacidade de investimentos seriamente comprometida.

Nos casos das indústrias mecânicas e de material elétrico, assim como na indústria química, adotamos taxas de crescimento que nos levem a produzir, no país, praticamente todos os bens e produtos que hoje são importados.

Finalmente, no tocante a indústria direta ou

indiretamente relacionadas à qualidade de vida, tais como as indústrias de alimentos, têxtil, de vestuário, celulose e papel, editorial e gráfica, construção civil, etc, adotamos, mesmo na hipótese moderada, altas taxas de crescimento, para suprir evidentes carências brasileiras, no atual estágio de desenvolvimento social e cultural.

Na hipótese alta, admitimos crescimentos contínuos de 6% ao ano, ininterruptamente, nos 17 anos que vão até o ano 2.000, para os setores comercial, rural e terciário, o que, evidentemente, é uma hipótese exageradamente otimista, dadas as características atuais e previsíveis dos modelos de crescimento econômico não apenas do Brasil, mas também dos países desenvolvidos: não existem casos de crescimentos ininterruptos a taxas superiores a 4% ao ano, por períodos prolongados.

No setor residencial, supusemos que o consumo doméstico per capita evolua dos 183 quilowatts por hora por habitante, por ano, verificados em 1.979, para 360 KWh/hab x ano, no ano 2.000. Para se ter um elemento de comparação, mencionemos que na França, país caracterizado por excelente nível de qualidade de vida, o consumo doméstico per capita foi de 343 KWh / hab.x ano,em 1.976 . Considerando a diferença climática entre o Brasil e França, que nos permite viver com conforto gastando menos energia, parece-nos até exagerado admitir que o consumo doméstico per capita de energia elétrica, no Brasil, no ano 2.000 será superior ao consumo francês observado, nos dias de hoje.

No tocante ao transporte ferroviário, a hipótese alta de crescimento é a seguinte; admitimos que a carga total transportada por ferrovia cresça ininterruptamente a 6% ao ano, até o ano 2.000 e que, naquele ano, 50% do transporte ferroviário seja feito em ferrovias eletrificadas. Teremos, então , um total de 199.345 milhões de toneladas,por quilômetro transportadas por ferrovias eletrificadas, consumindo 8.994.000 MWh. Isto significa que, com essa hipótese, o transporte ferroviário eletrificado crescerá continuamente até o ano 2.000, a uma taxa de 14,6% ao ano.

Finalmente, para o setor industrial, imaginamos

um cenário que seria atingido mediante o crescimento contínuo e ininterrupto de todos os segmentos, com taxas que nunca encontraram paralelo no mundo, por um período tão longo. No caso do aço, admitimos que a produção per capita no ano 2.000 será de 263 Kg/habitante por ano, para o que seria necessário que o Brasil, naquele ano, tivesse uma capacidade instalada capaz de produzir 50 milhões de toneladas por ano, o que nos obrigaria a agregar ao atual parque siderúrgico capacidades adicionais de 1,75 milhões de toneladas, anualmente, representando cerca de 3 bilhões de dólares por ano.

Para os demais segmentos do setor industrial, adotamos taxas contínuas de crescimento francamente otimistas, tratando-se de um período tão longo. Assim, admitimos que a indústria de celulose e papel crescerá, ininterruptamente, com uma taxa de 10,6% ao ano; a indústria química com 8% ao ano; as indústrias de metais não-ferrosos a 7% ao ano; a extração de produtos minerais a 8% ao ano; a indústria de alimentos a 7,3% ao ano; a construção civil a 8% ao ano e assim por diante.

Segundo o IBGE, a taxa de crescimento demográfico da população brasileira, que atualmente é de 2,48% ao ano, deverá cair para cerca de 2% ao ano por volta do ano 2.000. Assim, a maioria das taxas de crescimento que adotamos para os diferentes segmentos do setor industrial são se três a quatro vezes maiores que a taxa de crescimento demográfico.

Mesmo no caso da hipótese moderada, o Brasil atingirá, no ano 2.000, um PNB de 720 bilhões de dólares e um produto per capita superior a 3.780 dólares por brasileiro, a valores de 1.980. Considerando-se as atuais conjunturas nacional e internacional e suas perspectivas de evolução, não há dúvidas de que os mencionados valores de PNB e produto per capita constituirão resultado excepcional, particularmente se lembrarmos que, atualmente, com uma população de 119 milhões de habitantes o Brasil tem um PNB de 238 bilhões de dólares e um produto per capita de 2.000 dólares por habitante. No caso da hipótese alta nosso PNB no ano 2.000 será de 875 bilhões de dólares e o produto per capita de 4.600 dólares por habitante, a valores de 1980.

Para chegarmos a esses resultados, será necessário um enorme esforço de poupança; e investimentos em projetos diretamente produtivos, rigorosamente selecionados, em absoluta coerência, de um lado, com nossa dotação de fatores de produção e de outro , com as evidentes carências do atual estágio de desenvolvimento do país.

Cabe assinalar que, tanto na hipótese moderada quanto na alta, as taxas de crescimento adotadas são taxas médias. Na realidade as taxas efetivas serão mais elevados no próximos anos, para depois irem se reduzindo gradativamente, à medida que o parque industrial for se completando e integrando,em seus diferentes setores, a exemplo do que ocorre nos países que hoje são industrializados.

Em nosso entender, as elevadas de taxas de crescimento do consumo de energia elétrica, da ordem de 11,5% e 10, 5% observadas em anos recentes, decorrem de duas causas concorrentes; a substituição de derivados de petróleo por energia elétrica, nos processos térmicos de determinadas indústrias; e a própria implantação de novas indústrias de base, principalmente nos setores metalúrgico e químico.

Ocorre que o ciclo de implantação de indústrias de base está praticamente completo. Assim, ao projetar o consumo de energia elétrica, com as mesmas taxas de crescimento dos anos recentes, alguns planejadores estão, inadvertidamente, confundindo variáveis de fluxo com variáveis de estoque, o que é um absurdo. Este procedimento de projetar cegamente para o futuro as tendências observadas em passado recente pode causar graves prejuízos ao país, pela supervaliação e antecipação de vultosos investimentos que poderiam ser postergados, com a vantagem adicional de que, um pouco mais tarde, o parque industrial brasileiro já estará mais completo e integrado, e que, portanto os referidos investimentos seriam feitos com uma participação nacional muito maior.

Ainda sobre a previsão do consumo de energia , deve ser enfatizada a correlação existente entre o crescimento do Produto Nacional Bruto de um país e o seu consumo de energia,

pois consome-se energia na produção dos bens e serviços cujos / valores agregados compõem o Produto Nacional Bruto.

Observa-se nos países industrializados que essa correlação expressa pela elasricidade crescimento do consumo de energia/crescimento do PNB (AEt/APNB) tem caído após 1.973 . Essa análise de dados estatísticos mais recentes evidencia que o grande esforço que está sendo realizado, particularmente nas nações desenvolvidas, no sentido de estimular tecnologias e hábitos de consumo que propiciem, para os mesmos níveis de produção, menores gastos de energia já está surtindo os primeiros resultados.

Em decorrência desses esforços, o que se observa hoje, naqueles países, é que a correlação logarítmica que / existia entre os crescimentos do produto nacional e do consumo/ de energia, estimulada por forças de mercado que privilegiavam, hábitos de consumo e tecnologias industriais desperdiçadores de energia, está se transformando numa correlação linear; o que comprova a expectativa de que os novos custos de energia modificarão o comportamento dos agentes econômicos, em direção a hábi - tos, práticas, costumes e tecnologias que - assegurando níveis/ de qualidade de vida até melhores - não induzam demandas de e - nergia desproporcionalmente crescentes em relação à produção . Entretanto, em nosso entender, essa transformação será um pro - cesso gradual e lento, porque exigirá onerosas adaptações ou substituições de equipamentos e, o que é mais importante, implicará a modificação de práticas e costumes adquiridos e enraizados durante, décadas de uso predatório da energia.

É interessante observar que, em certos casos - como resultado do esforço realizado para eliminar desperdícios, a produção pode continuar crescendo durante algum tempo, enquanto o consumo de energia decresce, ou se mantém inalterado.

Isto pode ser verificado pelo exame da elasticidade AEt/APNB que, após 1.973, como já dissemos, caiu para valores inferiores à unidade, na maioria dos países industrializados. Evidentemente, quando os modelos de desenvolvimento estiverem ajustados à nova realidade energética, a mencionada elasti-

cidade deverá situar-se em torno da unidade, só podendo novamente cair por força de inovações tecnológicas, que permitam usos mais eficientes de formas tradicionais de energia, ou mediante a introdução de fontes não comerciais, como deverá ser o caso da energia solar pré-aquecimento de água para processos industriais.

Observa-se, por outro lado, que nos países industrializados a elasticidade entre o crescimento do consumo de energia elétrica e o crescimento do PNB (ΔEe/ΔPNB) ainda vem se mantendo superior à unidade, o que traduz uma penetração da energia elétrica na estrutura de consumo, em substituição a outras formas de energia. Entretanto, à medida que o coeficiente Ee/Et se aproxima de um terço, a elasticidade ΔEe/ΔPNB cai, aproximando-se da unidade; o que significa que acima de 33% do consumo total a penetração da eletricidade tem sido apenas marginal. A tabela IV.1 a seguir ilustra as tendências identificadas:

PAÍS	GRAU DE ELETRIFICAÇÃO (E_e/E_t médio no período)		ELASTICIDADE			
			$\Delta E_t/\Delta PNB$		$\Delta E_e/\Delta PNB$	
	1950-1970	1974-1978	1950-1970	1974-1978	1950-1970	1974-1978
Estados Unidos	0,20	0,28	0,94	0,36	1,93	1,40
Alemanha	0,19	0,30	1,07	0,47	1,84	1,50
França	0,19	0,27	1,17	0,10	1,80	1,30
Itália	0,29	0,30	1,83	1,38	1,46	1,30
Grã-Bretanha	0,18	0,30	0,64	0,41	2,40	1,40

Tabela IV.1 - Grau de Eletrificação Ee/Et e Elasticidades Et/ PNB e Ee/ PNB para os países industrializados.

Voltaremos mais tarde a discutir esses dados estatísticos quando tratarmos do aproveitamento estratégico do potencial energético brasileiro.

No caso específico do Brasil, crescendo com taxas médias adotadas nas duas hipóteses, o país chegará ao ano 2.000 com um parque industrial completo, diversificado e integrado, de modo que as taxas efetivas de crescimento do consumo de energia, que estarão caindo gradativamente, se equilibrem com as taxas de crescimento do PNB, por volta daquele ano.

Por outro lado, tendo, no ano 2.000, atingindo

o estágio de país industrializado é razoável que as taxas de crescimento do PNB sejam apenas um pouco superiores às taxas de crescimento demográfico. De acordo com o IBGE, a taxa média de crescimento demográfico, que foi superior a 2,47% ao ano na última década, deverá ser da ordem de 2% ao ano na década de 1990 a 2.000, caindo para valores um pouco mais baixos na virada do século. Assim, se a população estiver crescendo, digamos, a 1, 65% ao ano após o ano 2.000, seria um resultado excelente se o PNB crescesse, simultaneamente, a 3% ao ano. Nesse caso, seria, mais do que suficiente que o consumo de energia também crescesse a 3% ao ano, sobretudo se considerarmos que, certamente, serão introduzidas inovações que permitirão seu uso mais eficiente. Por conseguinte, após o ano 2.000, o consumo de energia, no Brasil, deverá duplicar a cada 23 anos, aproximadamente.

Nas tabelas IV.2 e IV.3, a seguir, sintetizamos os cálculos dos consumos de energia elétrica correspondentes aos dois cenários que seriam atingidos, nos casos das hipóteses moderada e alta.

Os dados sobre consumo de energia elétrica em 1.979, que aparecem nas tabelas IV.2 e IV.3, foram obtidos na Eletrobrás. Ao consumo total de 109.800 gwh, correspondeu uma produção de, aproximadamente, 122.000 gwh, dos quais cerca de 7% foram gerados por autoprodutores. A diferença entre os valores, de produção e consumo refere-se às perdas ocorridas na transmissão e distribuição que foram, por conseguinte, da ordem de 11 % da energia produzida.

Ainda segundo a Eletrobrás, dos 122.000 GWh produzidos em 1.979, 92= o foram em centrais hidroelétricas e apenas 8% em termoelétricas, com a seguinte subdivisão: 4% a óleo/ combustível, 2% a carvão, 1% a diesel e 1% a bagaço de cana e outras biomassas.

A atual capacidade instalada do parque gerador brasileiro é de 28.386 MW, assim subdivididos:

hidroelétricas .....24.137 MW (85% do total)

termoelétricas ..... 4.249 MW (15% do total)

Em 1.979 - como, de resto, nos anos anteriores,

Tabela IV.2 - Consumo de Energia Elétrica na Hipótese Moderada de Consumo para o ano 2000.

SETOR		CONSUMO DE ENERGIA ELÉTRICA — MWh		
		Em 1979 *	Crescimento anual (%) **	No ano 2000
	Comercial	12.806.000	5,0	35.677.000
	Rural e terciário	12.046.377	5,0	33.560.800
	Residencial	21.284.000	5,0	59.296.400
	Ferroviário	515.623	10,8	4.422.200
INDUSTRIAL	aço	8.000.000	4,8	21.412.900
	não-ferrosos	11.296.000	5,8	36.908.200
	indústria mecânica	1.088.400	6,0	3.700.000
	material elet. e de comunic.	1.316.000	6,0	4.474.000
	cimento	2.214.000	5,0	6.168.000
	outros min. não-metálicos	2.433.800	5,0	6.780.000
	celulose, papel, papelão	2.537.700	8,0	12.774.500
	indústria química	6.669.100	7,0	27.614.800
	ind. de mat. transporte	2.665.400	4,0	6.738.300
	indústria de madeiras	871.800	7,0	3.609.700
	indústria de mobiliário	311.000	4,0	708.700
	indústria de borracha	638.600	4,5	1.609.500
	couros, peles, similares	194.400	5,0	541.600
	prod. farmacêut. e veterinários	305.400	4,0	696.000
	perfumes, sabões e velas	94.400	3,5	194.500
	produtos de mat. plástica	1.027.300	3,5	2.115.700
	indústria têxtil	3.787.100	3,5	7.799.300
	vestuário e calçados	383.200	3,5	789.200
	indústria de alimentos	4.347.900	6,0	14.780.900
	indústria de bebidas	566.400	3,5	1.166.500
	indústria do fumo	111.100	3,5	206.700
	ind. editorial e gráfica	294.300	7,0	1.218.600
	extração de produtos minerais	1.976.800	7,0	8.185.100
	ind. da construção civil	594.200	7,0	2.460.300
	ind. de utilidades públicas	100.000	8,0	503.400
	indústrias diversas	1.704.700	6,0	5.795.200
	autoprodutores	7.619.000	2,4	12.500.000
	Total industrial	63.148.000	(5,8)	191.452.600
	Total geral	109.800.000	(5,3)	324.409.000

* Fonte dos dados de consumo em 1979: Eletrobrás.

** Taxas anuais médias no período.

Obs.: Medidas simples de conservação podem reduzir consideravelmente o consumo de energia elétrica, para os mesmos níveis de produção. Por exemplo, o consumo industrial pode ser reduzido em cerca de 10%, mediante a correção do baixo fator de potência nas fábricas.

Tabela IV.3- Consumo de Energia Elétrica na Hipótese Alta de Consumo para o ano 2000.

	SETOR	CONSUMO DE ENERGIA ELÉTRICA — MWh		
		Em 1979 *	Crescimento anual (%) **	No ano 2000
	Comercial	12.806.000	6,0	43.534.812
	Rural e terciário	12.046.377	6,0	40.952.425
	Residencial	21.284.000	5,7	68.400.000
	Ferroviário	515.623	14,6	8.994.000
INDUSTRIAL	aço	8.000.000	6,2	26.670.009
	não-ferrosos	11.296.000	7,0	46.771.792
	indústria mecânica	1.088.400	7,0	4.506.588
	material elét. e de comunic.	1.316.000	7,0	5.448.980
	cimento	2.214.000	6,5	8.308.438
	outros min. não-metálicos	2.433.800	6,4	8.954.865
	celulose, papel, papelão	2.537.700	10,6	21.052.223
	indústria química	6.669.100	8,0	33.571.141
	ind. de mat. transporte	2.665.400	5,0	7.425.704
	indústria de madeiras	871.800	8,0	4.388.496
	indústria de mobiliário	311.000	5,0	866.434
	indústria de borracha	638.600	5,5	1.965.760
	couros, peles, similares	194.400	6,0	660.875
	prod. farmacêut. e veterinários	305.400	5,0	850.832
	perfumes, sabões e velas	94.400	4,5	237.910
	produtos de mat. plástica	1.027.300	4,2	2.437.358
	indústria têxtil	3.787.100	4,5	9.544.405
	vestuário e calçados	383.200	4,5	965.756
	indústria de alimentos	4.347.900	7,3	19.092.979
	indústria de bebidas	566.400	4,5	1.427.464
	indústria do fumo	111.100	3,5	228.802
	ind. editorial e gráfica	294.300	7,6	1.370.401
	extração de produtos minerais	1.976.800	8,0	9.950.882
	ind. da construção civil	594.200	8,0	2.991.104
	ind. de utilidades públicas	100.000	9,0	610.880
	indústrias diversas	1.704.700	7,0	7.058.416
	autoprodutores	7.619.000	3,3	15.000.000
	Total industrial	63.148.000	(6,6)	242.358.485
	Total geral	109.800.000	(6,4)	404.239.722

* Fonte dos dados de consumo em 1979: Eletrobrás.

** Taxas anuais médias no período.

Obs.: Medidas simples de conservação podem reduzir consideravelmente o consumo de energia elétrica, para os mesmos níveis de produção. Por exemplo, o consumo industrial pode ser reduzido em cerca de 10%, mediante a correção do baixo fator de potência nas fábricas.

as hidroelétricas tiveram um fator de utilização mais elevado / que as termoelétricas, pois, representando 85% da capacidade instalada, produziram 92% da energia elétrica-gerada.

Na Alemanha, a estrutura do parque gerador é inversa da brasileira, dependendo da maneira vital da energia / termoelétrica. Nesse país, as expansões do parque gerador deverão, obrigatóriamente, basear-se na energia nuclear, uma vez que o potencial hidroelétrico aproveitável já esta todo instalado e as expansões baseadas na geração a carvão são muito problemáticas, devido a restrições de caráter ecológico e dificuldades sociais nas regiões de mineração.

3.2 - OFERTA DE ENERGIA PRIMÁRIA PARA A GERAÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA

No tocante à oferta de energia primária para a geração de energia elétrica, as possibilidades brasileiras são/ as seguintes:

a) o potencial hidráulico brasileiro, que ainda não está totalmente inventariado é da ordem de 213.000 MW, que poderão produzir 1.194.900 GWh por ano, em condições hidrológicas médias, ou 933.000 GWh por ano em condições hidrológicas críticas, semelhante às verificadas nas épocas de máximas secas ocorridas no período histórico de observação.

O potencial até agora inventariado é bastante/ conservador, uma vez que nele não estão considerados os rios da área sedimentar da bacia amazônica - como o próprio curso principal do rio Amazonas - nem os aproveitamentos de pequeno porte inferiores a 10 MW, que hoje já são econômicamente competitivos. Também não esta incluído o potencial das usinas reversíveis que poderão ser construídas na Serra do Mar, e que trarão uma substancial contribuição para atender às necessidades de ponta da região Centro Sul, particularmente nas áreas desamente industrializadas da Grande São Paulo e do Vale do Paraíba.

Do potencial de 213.000 MW, apenas cerca de 6,5% correspondem à margem esquerda do rio Amazonas, enquanto , 39,5% situam-se na região Norte-Centro-Oeste, 7,3% na região nordeste, 26,3% na região Sudeste-Centro-Oeste, e 20,4% na região/ Sul.

Vê-se, portanto, que o potencial hidroelétrico brasileiro é distribuído de maneira razoavelmente uniforme por todo o território nacional, fato que pode ser utilizado como importante instrumento de execução de uma política de desenvolvimento econômico destinada a corrigir a atual distorção representada pelo intenso deslocamento de populações nordestinas, de origem rural para os centros urbanos da região Centro-Sul, em busca de melhores oportunidades de emprego. Com efeito, a partir do momento em que os aproveitamentos hidroelétricos da Amazônia

começarem a oferecer energia abundante e barata, é inegável que estaremos diante do mais eficaz incentivo para atrair para aquela região grande parte dos investimentos em indústria de transformação - metal - mecânicas, químicas, etc - que utilizem matérias - primas oriundas dos grandes projetos de mineração, como Carajás.

Criar - se - á, por essa via, um pólo de equilíbrio para o desenvolvimento industrial brasileiro, que não apenas neutralizará o grave problema da crescente concentração urbana na região Centro-Sul, que tantos males de natureza política e social têm causado à nação; mas também aliviará as necessidades de transmissão de energia elétrica a longas distâncias.

b) Atualmente, a energia elétrica gerada nas termoelétricas a carvão no Sul do país tem um custo variando na faixa de 30 a 40 milésimos de dólar por quilowatt x hora gerado. Para sermos mais exatos, o custo foi calculado em 31,2 milésimos de dólar por quilowatt x hora com a usina na boca da mina e de 37,4 milésimos incluindo a transmissão. Nestas condições, essa energia é competitiva com a energia a ser gerada nas nucleoclétricas em construção no Brasil, que custará acima de 100 milésimos de dólar por KWh.

De acordo com a disponibilidade de carvão para a geração de eletricidade, a máxima potência instalada de termoelétricas a carvão poderá ser de 13,5 GW, ou seja, 8GW médios com um fator de capacidade de 60%. Nesse cálculo já esta descontado o carvão para a substituição de óleo combustível e geração de calor industrial com larga margem de segurança. Dos 22 bilhões de toneladas de carvão estimadas, apenas 4,2 bilhões de toneladas foram tomadas como reservas e dessas, apenas 50% foram supostas destinadas para gerar eletricidade, co um consumo específico de 0,56 t/MWh em Santa Catarina e de It/MWh em Candiota durante 30 anos. Ora, ao considerar apenas as reservas, que são cerca de 20% dos recursos, para estimar o potencial do carvão para gerar energia elétrica, os autores do estudo foram extremamente pessimista. Se buscamos uma previsão de longo prazo com uma certa dose de otimismo podemos elevar de 8 GW para até

40 GW esse potencial, bastando para isso considerar os recursos.

c) As reservas brasileiras de óxido de urânio, até agora estimadas, são de aproximadamente 276.000 toneladas, das quais uma parte está razoavelmente assegurada. As perspectivas dos programas de prospecção são muito favoráveis, tudo levando a crer que a totalidade das reservas estimadas será efetivamente comprovada.

A carga inicial de um reator de 1.300 MW é de 104t de óxido de urânio enriquecido a 3% do isótipo 235 e é renovado a razão de 1/3 ao ano. Logo, em 30 anos de vida o reator consumirá 1.200 t de urânio enriquecido, o que corresponde a 8.000 t de urânio natural. Assim, em termos de potencial energético, as 276.000 toneladas de óxido de urânio serão suficientes para alimentar 32 reatores a água leve, tipo PWR, de 1.245MW cada um, durante sua vida útil, ou seja: nossas reservas de urânio permitirão a instalação de, aproximadamente, 40.000 MW eletronucleares, numa base de trinta anos de operação.

Embora os recursos mais reservas atuais de urânio possam estar exagerados, eles subiram de 11.000 t em 1.974, para esse valor atual, sendo presumível que aumentem no futuro/ com o esforço exploratório e com o aumento do preço do urânio . Coerentes com o otimismo com que tratamos o caso do carvão, vamos supor que as reservas de urânio em 2.000 sejam cerca de 50% maiores do que o valor atual, o que nos dará um potencial de 30 GW médios de núcleo-eletricidade durante 30 anos. Não estão computados no potencial nuclear calculado a parcela que pode ser obtida da reciclagem do urânio através do reprocessamento do combustível queimado nem a parcela correspondente ao plutônio que/ também pode ser extraído no reprocessamento. O uso desse combustível reprocessado nos próprios reatores PWR daria um acréscimo percentual ao potencial calculado que pode ser considerado incluído na margem de erro dos 30 GW estimados. Realmente o que / mudaria substancialmente esse potencial seria a adoção de novas tecnologias, como a dos super regeneradores rápidos do ciclo , do Plutônio - Urânio 238 ou dos super - conversores térmicos / do ciclo Tório - Urânio 233. Enquanto os PWR queimam basicamente o U-235 que existe na proporção de 0,7% no urânio natural,os

super regeneradores queimam boa parte do U - 238, que é convertido em Plutônio dentro do reator. A energia disponível no urânio natural é assim multiplicada por 60. Os super - conversores térmicos permitiriam, de modo análogo, usar as reservas de tório estimadas em 1.270 mil toneladas. Essas tecnologias, cumpre/ resaltar, não estão comprovadas ainda para uso em face de alternativas mais simples. (ver ítem 4.1- A utilização eficiente de nossas reservas físseis: Reatores Superconversores)

d) Além do potencial hidroelétrico de 213.000 MW, que é permanentemente renovável, e do potencial termoelétrico a carvão e urânio, que soma 65.000 MW, instaláveis a médio prazo e que, segundo as estimativas atuais, terá sua duração limitada a trinta anos, o Brasil dispõe de um grande manancial de energia renovável, que pode ser desenvolvido como fonte de energia primária / para a geração termoelétrica; para atender a pequenas cargas , ao nível de fazendas e agroindústrias. Trata-se da biomassa, sob diversas formas: bagaço de cana, álcool, lenha e gases de pirólise e, ainda, o biogás. O biogás, particularmente, poderá desempenhar um importante papel na energização das Zonas rurais , seja como fonte de energia térmica direta para processos de aquecimento e secagem, seja como combustível para pequenos grupos geradores de energia elétrica. A curto prazo, o uso da biomassa para gerar eletricidade pode adquirir certa importância através do uso de biodigestores e do bagaço de cana excedente nas usinas de álcool.

Sem pretensão de sermos rigorosos, podemos também fazer uma avaliação grosseira da potência elétrica que poderá ser gerada pela queima do bagaço de cana excedente e do biogás produzido a partir do vinhoto nas usinas de álcool. Como nesse caso trata-se de uma fonte renovável de energia, sintetizada na biomassa a partir da energia solar, seu potencial é imenso , dependendo para ser realizado de área plantada, da disponibilidade de recursos e da viabilidade de si implantar as instalações físicas no tempo que se deseja. Escolhemos esses subprodutos energéticos de álcool porque nesse caso temos uma referência para projetar o crescimento da produção futura de acordo com um

plano de larga escala já em execução. A produção bruta de bagaço de cana é de cerca de 1 TEP (tonelada equivalente de petróleo) por TEP de álcool produzido, considerando um poder calorífico de 0,209 TEP / t de bagaço. Embora hoje as destilarias de álcool queimem 60% do bagaço ficando como excedente apenas 40% do total, esta partição pode se inverter com a melhoria do rendimento energético das destilarias. Nesse caso, cada TEP de álcool deixará como excedente cerca de 0,6 TEP de bagaço. O vinhoto produzido na proporção de 12,5 m3 por m3 de álcool pode ser usado em biodigestores para produzir de 10 a 30 m3 de gás por / m3 de vinhoto sem prejuízo na produção de fertilizantes. Esse / gás possui 60% de metano e tem poder calorífico de 5.000 Kcal / m3. Portanto, pode se gerar de 625 a 1.875 Mcal por m3 de álcool. Com esses dados, calculamos que com cada TEP de álcool produzido por ano podemos gerar 300 W médio de energia elétrica com o bagaço excedente e 120 W médio com o vinhoto, considerando um rendimento de cerca de 35%. Tomando-se a previsão de 7 milhões/ de TEP em 1.985 (agora adiado para 1.987) teremos cerca de 2GW de potência elétrica média do bagaço e cerca de 0,8GW do biogás de vinhoto. Para o ano 2.000, a potência média elétrica do bagaço de cana será de 6,7GW enquanto que a do biogás de vinhoto será de 2,6GW (valores baseados na previsão da produção de álcool no estudo de cenários da COPPE). Essas parcelas, além de não serem limitadas a uma faixa de tempo, podem crescer bem acima dos 9GW após o ano 2.000, dependendo do desenvolvimento da agricultura energética, tomando-se os devidos cuidados em face de sua competição com a produção de alimentos.

e) O xisto é uma outra alternativa para a geração de eletricidade, visto que apresenta um potencial de 565 milhões de toneladas equivalentes de petróleo, embora sua utilização envolva enrme remoção de terra ou o desenvolvimento de uma tecnologia para a gaseificação "in situ".

Esses recursos em xisto, que podem ser usados/ em boa parte para geração termoelétrica representam um potencial de cerca de 10 GW médios durante 30 anos já considerado um rendimento da ordem de 35%

Tabela IV.4- Potência Média (GW) de Algumas Fontes Alternativas de Energia Elétrica.

Fonte \ Ano	1985	2000	OBS
Xisto	10 (*)	10 (*)	Durante 30 anos
Bagaço	2 (**)	6,7 (***)	Renovável
Biogás de Vinhoto	0,8 (***)	2,6 (***)	Renovável

(*) Supondo que todas as reservas assinaladas no Balanço Energético Nacional (BEN)[2] sejam usadas para geração elétrica. (20)

(**) Baseado na produção de álcool prevista pelo BEN [2] para 1985.

(***) Baseado na previsão da produção de alcool no estudo de cenários da COPPE[10].

Tabela IV.5- Potência Elétrica após o Ano 2000.

Ano	Potencia Media				Potencia Media Adicional			
	Total Neces.	Hidro	Carvão	Outras	Total Neces.	Hidro	Carvão	Outras
2000	70	66	2	2	20	16	3	1
2005	90	82	5	3	24	14	6	4
2010	114	96	11	7	25	6	11	8
2015	139	102	22	15				

Tabela IV.6- Potência Média (GW) por faixa de custo (mills/kwh) (Fontes Convencionais)

Fontes \ Custo mills/kwh	(1)	- 25	25 - 40	40 - 51	- 51
Hidráulica	35	30	22	15	45
Acumulado	35	65	87	102	106,5
Carvão (2)			8	16	16
Acumulado			8	24	40
Nuclear (3)					30
Acumulado					30
Total	35	30	30	31	50,5
Acumulado	35	65	95	126	176,5

(1) Centrais existentes, em construção ou já planejadas até 1990.

(2) O custo da energia das térmicas a carvão foi calculado em 37,4 mil ls/kwh para a parte das reservas supostamente destinada à geração térmica, 8 GW. Esse custo não inclui a dessulfurização para proteção ambiental, que se for exigida poderá deslocar as térmicas à carvão para a faixa de custo superior a 51 mil ls/kwh. Considerando recursos mais reservas o potencial de carvão disponível para geração termoelétrica é acrescido de 32 GW, que arbitramos repartido igualmente pelas duas últimas faixas de custo, ficando 16 GW em cada uma delas.

(3) Considerando as reservas, mais recursos atualmente conhecidos há apenas 21 GW nucleares, mas supomos cerca 30 GW incluindo

f) A radiação solar direta é outra possível fonte de energia primária para a geração de eletricidade, seja através de caldeiras solares com concentradores de radiações, que produzem vapor para acionar pequenos grupos turbogeradores, constituindo os chamados sistemas de geração termossolar, seja através de células fotovoltaicas, constituindo os sistemas de geração fotovoltaicos. Embora comprovadamete viável tecnicamente, a conversão direta ainda apresenta custo muito alto, apesar dele estar diminuindo progressivamente.

g) Finalmente, não se deve deixar de lado as possibilidades de geração eólica para fins específicos, tais como a irrigação, em que se pode aproveitar suprimentos intermitentes de energia.

3.3 - A QUESTÃO DO CUSTO DA NUCLEOELÉTRICIDADE COMPARATIVAMENTE AO CUSTO DA HIDROELETRICIDADE

Sobre a questão dos custos, gostaríamos de salientar, mais uma vez, que a energia nucleoelétrica pode ser competitiva em países altamente industrializados, como a Alemanha, a França, os Estados Unidos ou a Grã-Bretanha, que não dispõem mais de alternativas hidráulicas a serem aproveitadas.

A experiência tem demonstrado que os custos de investimento em centrais hidroelétricas no Brasil vão de valores muito baixos, da ordem de 360 dólares por quilowatt instalado, como se constatou no aproveitamente de Itumbiara; a cerca de 1.000 dólares por quilowatt instalado, no caso de Itaipu. Dentro dessa faixa deverão situar-se em média, por exemplo, os custos das hidroelétricas amazônicas. Os técnicos do setor elétrico estimam que o custo médio dos aproveitamentos hidroelétricos, ainda por serem implantados no Brasil, situar-se-á bem acima do de Itumbiara, porém abaixo do de Itaipu, que é um projeto atípico. O custo médio mais provável, segundo os especialistas mais abalizados, será da ordem de 800 dólares por quilowatt instalado, a preços de 1.980, incluindo-se nesse valor todas as despesas financeiras; muito embora o Ministério das Minas e Energia tenha decidido adotar, como valor de referência, um cus-

to hipotético de 1.200 dólares por quilowatt instalado nas hidroelétricas a serem construídas no futuro.

Partindo desses custos de investimento; calcula-se facilmente que a energia a ser produzida nas hidroelétricas brasileiras custará de 17 milésimos de dólar por quilowattx hora gerado - se admitirmos que o custo de investimento ficará, nos 800 dólares por quilowatt instalado -, a cerca de 25 milésimos, se adotarmos para o custo de investimento o valor de referência de 1.200 dólares.

Segundo informações divulgadas pela Nuclebrás, e por Furnas, os custos das centrais nucleares ultrapassarão de muito, a casa dos 2.000 dólares por quilowatt instalado. De resto, a própria Nuclebrás admite que o custo direto das oito usinas nucleares que pretende construir, no âmbito do Acordo Brasil - Alemanha, será de 13,5 bilhões de dólares, sem incluir as despesas financeiras; despesas essas que, para Angra II e III , estão representando, respectivamente, 65% e 62% de acréscimo sobre os custos diretos. Essa última hipótese entretanto, é bastante otimista, visto que os empréstimos obtidos para essas duas unidades foram negociados numa época em que as taxas de juros e spreads eram praticamente a metade das taxas hoje vigentes no / mercado. Entretanto, mesmo com esta hipótese, as oito centrais- que perfarão cerca de 10 milhões de quilowatts instalados- custarão aproximadamente 22,28 bilhões de dólares, a valores de 1.980. Se somarmos a esta quantia os custos diretos e indiretos das diversas unidades do ciclo de combustível nuclear e, ainda, o que custou e está custando a Nuclep, chegaremos perto dos 30 bilhões de dólares, dos quais pelo menos 60%,ou seja, 18 bilhões de dólares, serão gastos fora do Brasil. Isto significa que os encargos do Acordo Nuclear, apenas em moeda estrangeira, aumentarão em 30% o montante líquido da dívida externa brasileira , contribuindo pesadamente para agravar ainda mais as dificuldades que enfrentamos para fazer face ao serviço dessa dívida.

Partindo dos dados acima, constata-se que o custo do quilowatt nuclear instalado no Brasil será de 3.000 dólares, de onde se calcula que o custo da energia elétrica a ser

gerada nas centrais nucleares construídas pela Nuclebrás, através da Nucon, será de, aproximadamente, 120 milésimos de dólar por quilowatt x hora. Vê-se, por conseguinte, que a energia nucleoelétrica, no Brasil, custará 4,8 vezes,m,ais caro que a energia hidroelétrica, se adotarmos, para os investimentos em centrais hidroelétricas, o custo de referência estipulado pelo Ministério das Minas e Energia, ou 7 vezes mais caro, se admitirmos como mais provável o custo estimado, pelos mais competentes especialistas do setor elétrico brasileiro.

Observe-se, ainda, que no custo de geração nucleoclétrica nãoforam incluidos os custos da deposição final em condições seguras, dos regeitos radioativos e nem os custos de desativação das centrais nucleares, ao fim de suas vidas úteis.

Finalmente, reconhecendo que, no Brasil, a energia hidroelétrica é mais barata que a nucleoelétrica, o govêrno está se mostrando propenso a limitar, artificialmente, o custo da energia nucleoelétrica, ao valor equivalente da energia hidroelétrica produzida numa central hidroelétrica que custasse o valor de referência estipulado pelo Ministério de Minas e Energia, ou seja, para efeito do cálculo do preço de venda da energia nucleoelétrica, seria adotado um custo de referência da ordem de 25 milésimos de dólar por quilowatt x hora, que é o que custaria a energia gerada numa hidroelétrica de 1.200 dólares / por quilowatt instalado.

Ocorre que esta orientação corrige a distorção apenas em suas aparências, pois para que as concessionárias possam vender a energia elétrica gerada nas centrais nucleares com este custo, será necessário que o governo subvencione a diferença. Apenas no que diz respeito as oito centrais do Acordo Nuclear, esta subvenção terá que ser, no mínimo, de um bilhão e oitocentos milhões de dólares por ano.

Sem esta subvenção, as empresas do setor ficarão completamente descapitalizadas e sem capacidade de investimento, nem mesmo para prosseguirem com o programa hidroelétrico e iniciar um programa termoelétrico a carvão.

4. ASPECTOS ESTRATÉGICOS

4.1- A UTILIZAÇÃO EFICIENTE DE NOSSAS RESERVAS FÍSSEIS: REATORES SUPERCONVERSORES

Iremos examinar nesta seção alguns aspectos estratégicos do planejamento a longo prazo de programas nucleares à luz de certas condicionantes impostas pelas limitações dos ciclos de combustível nuclear. Os fundamentos teóricos básicos foram apresentados sucintamente no capítulo I deste trabalho e , para um maior aprofundamento do assunto, aconselhamos a leitura do capítulo V .

Os reatores podem ser classificados de várias maneiras como, por exemplo, segundo sua finalidade (reatores de potência; reatores de pesquisa; reatores de produção de radioisótopos; reatores de propulsão, etc.), ou segundo a faixa de energia dos nêutrons que provocam a maioria das físsões (reatores térmicos ou lentos; reatores rápidos), etc.

Vejamos, primeiro, os térmicos. Como dissemos anteriormente, a sustentação de uma reação em cadeia impõe certas restrições aos materiais empregados e à geometria, isto é , à forma e dimensões do reator. Dissemos, também, que é possível manter uma reação em cadeia no urânio natural, desde que os nêutrons sejam moderados num meio especial chamado moderador.

Das considerações que foram feitas a respeito dos elementos que poderiam servir como moderadores, concluímos que, para fins práticos, existem três moderadores para os reatores térmicos:

- a água leve, que é desfavorável quanto à economia de nêutrons, exigindo o emprego de urânio enriquecido;
- a água pesada, que é excelente quanto à economia de nêutrons, podendo ser usada em reatores a urânio natural;
- o carbono, que também pode ser usado em reatores a urânio natural (sob a forma de grafíte).

Portanto, dependendo do moderador disponível , os reatores térmicos utilizam o urânio natural ou o urânio levemente enriquecido, como combustível.

Os reatores térmicos a urânio levemente enri - quecido - particularmente os PWR ou reatores a água leve pressu rizada, semelhantes aos que são objeto do Acordo Nuclear - tive ram um grande êxito comercial, pois seu projeto é mais simples, uma vez que o uso do urânio enriquecido permite maiores perdas/ de nêutrons e, consequentemente, a seleção dos materiais estru- turais é feita muito mais em função das suas propriedades mecâ- nicas do que em função da baixa probabilidade de captura de nêu trons. Além disso, são consideravelmente menores, pois a geome- tria para uma reação em cadeia em urânio enriquecido é, eviden- temente, mais "compacta" do que para o urânio natural. Aliás, es ses reatores foram originalmente desenvolvidos nos Estados Uni- dos, com a finalidade específica de equipar os sistemas de pro- pulsão dos submarinos nucleares, sendo de se assinalar que, na- quele país, já havia uma grande capacidade instalada para enri- quecimento de urânio com fins militares, capacidade essa que , posteriormente, passou a atender também à demanda civil. Isto / certamente contribuiu para o êxito comercial dos PWR, pois os / investimentos numa parte de seu ciclo de combustível - o enri - quecimento - já estavam amortizados.

Entretanto, os reatores térmicos a água leve - pressurizados (PWR) ou ferventes (BWR) - apresentam desvantagens que os tornam pouco recomendáveis para os países em desenvolvi- mento, tais como :

- dificuldades no acesso ao urânio enriquecido, que originam uma incômoda dependência do exterior, seja no tocante a fornecimen- tos, seja no tocante à obtenção de tecnologia para a implanta - ção no país, de instalações de enriquecimento em escala compatí vel com o programa nuclear local;
- os reatores a água leve apresentam taxas de conversão da or - dem de 0,5 , o que significa que são desvantajosos no tocante à economia de nêutrons. Assim eles contribuem muito pouco para a formação dos estoques de plutônio, que serão necessários para a limentar os futuros ciclos regenerativos urânio / plutônio. Ade mais, esses reatores apresentam a desvantagem adicional de ope- rarem a temperaturas relativamente baixas no "caroço", de modo

que sua eficiência térmica é muito reduzida - cerca de 30% - ,o que os caracteriza como "desperdiçadores de energia".

No tocante ao acesso do urânio enriquecido , o Acordo Nuclear Brasil-Alemanha prevê o desenvolvimento conjunto de tecnologia que nos possibilite instalar uma unidade de demonstração, em nosso país, a partir da qual seria construída uma instalação industrial. Admitindo-se que o processo escolhido - jet nozzle - possa ser desenvolvido com sucesso em escala industrial ainda assim a estratégia adotada apresenta o grave defeito de não garantir uma compatibilidade de escala, da produção, com a demanda que será gerada pelos oito reatores, de modo que se, estes forem construídos, ficaremos inteiramente dependentes da importação de urânio enriquecido. Essa dependência será um instrumento ideal para a indústria nuclear alemã decidir sobre o futuro do programa nuclear brasileiro e sobre a utilização de nossas reservas de materiais físseis.

Entretanto, ainda persistem, nos meios especializados, muitas dúvidas quanto à viabilidade industrial e econômica do referido processo de enriquecimento. No momento pode-se com otimismo, prever apenas que este processo teria condições de ser viável para a produção em pequena escala, embora apresente a desvantagem de consumir mais energia que os processos de centrifugação e de difusão gasosa. Desse modo, enquanto não estiver efetivamente demonstrada a viabilidade industrial e econômica do processo, para produções em escala compatível com a demanda, o estabelecimento de qualquer compromisso comercial voltado para a implantação de outros reatores (além de Angra II e III), constituiria uma decisão apressada e contrária aos legítimos interesses nacionais.

Decisões dessa natureza poderão determinar, a longo prazo, uma completa perda de autonomia de nossa parte no processo decisório de importantes setores da economia brasileira, que ficarão ao sabor dos interesses e conveniências dos grupos industriais e financeiros ou, mesmo, dos governos de outros países.

Vimos que os reatores térmicos a água leve-co-

mo os PWR do Acordo Nuclear - são desfavoráveis quanto à economia de nêutrons. Sua taxa de conversão é da ordem de 0,5 e com isso, mesmo se for feita a reciclagem do plutônio convertido , esses reatores podem extrair apenas 1% da energia contida no urânio. Sem a reciclagem, obviamente, essa porcentagem cai para 0,7, em condições de máximo rendimento.

Por esta razão, as reservas brasileiras de urânio estimadas pela Nuclebrás, se confirmadas na sua totalidade, darão apenas para alimentar, durante 30 anos, um parque gerador nucleoelétrico, com reatores PWR, totalizando 40.000 MW, o que é irrisório em face das perspectivas de evolução da demanda após 2.015 - 2.025, quando o potencial hidráulico, somado ao potencial termoelétrico a carvão, estará nos limites de seu aproveitamento.

Portanto, é indispensável que desde já comecemos a nos preparar - por enquanto no âmbito das instituições de pesquisa - para responder ao crescimento da demanda de energia após 2.015 - 2.025, concentrando a devida atenção na utilização eficiente de nossas reservas físseis.

Apesar de tudo isso, os reatores a água leve tiveram sucesso comercial nos países industrializados por motivos que já expusemos. Entretanto, é um fato tacitamente aceito que os PWR constitue uma solução provisória - talvez por 20 anos - para os países que não podem mais ampliar seu parque hidroelétrico, enquanto aguardam o desenvolvimento industrial dos reatores superconversores. É natural, por outro lado, que esses países exerçam grandes pressões comerciais para exportar os PWR , a fim de amortizar os pesados investimentos que fizeram em seu desenvolvimento, visando liberar recursos para o desenvolvimento, de novas gerações de reatores.

Ainda na faixa dos reatores térmicos, a situação fica um pouco melhor com o emprego da água pesada - que absorve poucos nêutrons - no processo de moderação. Neste caso, como já vimos, não é necessário enriquecer o combustível e aproveita-se melhor o potencial de conversão do material físsil, podendo-se atingir taxas de conversão em torno de 0,85 no ciclo u

rânio/plutônio, com o que esses reatores permitem a utilização de cerca de 3% da energia contida no urânio.

No caso dos reatores rápidos, a taxa de conversão é bem mais elevada e é possivel compensar a probabilidade de captura de nêutrons pelos núcleos de urânio - 238, competindo com o urânio - 235, mediante o enriquecimento do combustível até 15 a 20% de modo que pode se dispensar o moderador -que é o grande responsável pelo desperdício de nêutrons - e manter a reação de fissão em cadeia apenas com os nêutrons rápidos. A taxa de conversão obtida assim, pode superar a unidade, o que caracteriza os superconversores. Isso quer dizer que tais reatores produzem mais material físsil, a partir de material fértil, convenientemente colocado, do que material físsil consumido no combustível.

Os protótipos a urânio - plutônio são os mais eficientes e têm apresentado taxas de conversão em torno de 1,2. Ora, com essas taxas será possível que um superconversor produza, em 20 anos, uma quantidade de combustível suficiente para alimentar, por outros 20 anos, dois reatores iguais a ele. Por conseguinte, se tudo correr bem no processo de industrialização dos superconversores, os ciclos regenerativos permitirão que se duplique a capacidade instalada de geração a cada 20 anos.

Espera-se que, com a reutilização do plutônio, descontando-se as capturas e as perdas no reprocessamento e na fabricação dos elementos combustíveis, os reatores rápidos permitirão o aproveitamento de 60% a 70% da energia contida no urânio, ou seja , esses reatores multiplicarão por 60 a 70 a energia que os PWR poderiam extrair da mesma quantidade de urânio .

Voltando aos reatores a água pesada, se for utilizado o ciclo urânio - 233/tório, as taxas de conversão serão bem maiores que 0,85, referente ao ciclo urânio/plutônio. Existem até a possibilidade de se projetar um reator a água pesada e um sistema de reciclagem do urânio - 233 formado a partir do tório - 232 - de mode a se obter uma taxa de conversão um pouco superior à unidade. Teríamos, então, um superconversor a nêu - trons lentos que, evidentemente teria sobre os superconversores

a nêutrons rápidos a vantagem de ser mais simples particularmente no tocante aos sistemas de controle e regulagem, e também , no sistema de refrigeração primária.

Mas o que é mais interessante é que o "coração" de um tal reator poderia ser projetado para operar no ciclo urânio / plutônio, e posteriormente, no ciclo urânio - 233/tório , mediante uma geometria adequada, com previsão para a colocação/ de uma"cobertura" entre o "caroço" e o refletor.

Embora já haja projetos concetuais, um reator/ desse tipo ainda não foi projetado em detalhe, uma vez que os países industrializados que criaram e detêm a tecnologia dos PWR e do ciclo do urânio, ainda não se interessaram pelo ciclo do tório, a não ser marginalmente.

É natural, entretanto, que, sob os pontos de / vista estratégico e econômico, esses reatores (superconversor a nêutrons lentos) seriam excepcionalmente talhados para as condições brasileiras, pois:

- dispensam o enriquecimento do combustível, o que elimina um / grave ponto de insegurança em nosso futuro abastecimento. Por outro lado, exigem água pesada. Mas a produção desta é um problema tecnológico e industrialmente mais simples que o enriquecimento do urânio;
- mesmo que não se consiga obter uma taxa de conversão superior à unidade, certamente serão obtidas taxas superiores a 0,9, o que permitirá, além da produção de eletricidade a estocagem de grandes quantidades, seja de plutônio, seja de urânio - 233, para alimentar os futuros reatores a nêutrons rápidos;
- as pespectivas do abastecimento hidroelétrico para as próximas décadas nos dariam, pelo menos, 10 anos de prazo para desenvolver um protótipo desse reator, protótipo esse que seria transposto para a escala industrial já década de 90, de modo que poderíamos tê-lo ligado na rede comercial nos primeiros anos do / próximo século, fornecendo energia elétrica e produzindo materiais físseis para os reatores a nêutrons rápidos, que viriam a seguir.

É esta, portanto, a estratégia que deveria o -

rientar um legítimo Programa Nuclear Brasileiro, completamente/ independente do Acordo Brasil - Alemanha. Com a desaceleração / do atual programa, surgem esperanças de que o governo oriente os esforços no rumo correto, mas as medidas devem ser tomadas o quanto antes pois corremos novamente o risco de também sucumbirmos nesse caminho, inclusive com falta de energia elétrica.

4.2 - IMPLICAÇÕES MILITARES

Não poderíamos deixar de analisar certas implicações militares que um programa nuclear como o Acordo Brasil - Alemanha poderia, eventualmente, enfeixar. De fato, se nos diferentes enfoques dados nos diversos ítens anteriores não encontramos razões suficientes para justificar um programa tão oneroso, cabe-nos agora procurar uma justificativa no campo militar.

Vamos colocar a questão separando as eventuais correlações diretas que poderiam existir entre o Acordo Nuclear e o poder militar no campo dos armamentos militares, das correlações que seriam induzidas indiretamente, pela perspectiva de transferência de tecnologia no campo dos armamentos convencionais, acompanhada ou não de exportações de equipamentos.

No que diz respeito às primeiras, seu objetivo seria um hipotético plano destinado a adotar o país de artefatos nucleares para fins bélicos, utilizando para isso, em escala marginal, o plutônio produzido na instalação de reprocessamento prevista no Acordo.

Nesse caso, abstraídos os aspectos éticos, também não encontramos justificativa nem explicação plausívio para o Acordo, pois se o objetivo fosse as armas nucleares, seria muito mais rápido e barato construir instalações destinadas, especificamente, à fabricação de armas nucleares, do que criar um / programa completo de geração eletronuclear que possa, então, ser usado como base para um programa bélico.

Tais instalações compreenderiam, basicamente, um reator a água pesada, com fluxo de nêutrons convenientemente projetado para produzir / com máxima eficiência / plutônio a

partir de urânio natural; e uma instalação de reprocessamento , para recuperar o plutônio produzido, através de processos químicos absolutamente convencionais. O reator e a instalação de reprocessamento custaria, juntos, cerca de 60 milhões de dólares, ou seja, cerca de 50 vezes menos do que custará apenas a Usina de Angra II.

Por outro lado, o plutônio produzido nos elementos combustíveis dos reatores PWR não apresenta uma boa composição isotópica para a fabricação de artefatos bélicos pois, além do plutônio - 239, que é o apropriado para os mesmos, formam-se porcentagens consideráveis do isótopo mais pesados, particularmente do plutônio - 240, que não é físsil e cujo teor chega a 25% nos elementos combustíveis submetidos às altas taxas de irradiação que caracterizam os PWR. De modo que, embora essa mistura pudesse ser empregada em armamentos, as quantidades necessárias seriam muito maiores e os mecanismo de detonação consideravelmente mais complexos.

Nesse particular, os reatores a água pesada seriam mais adequados, pois produzem mais plutônio, com maior teor do isótopo - 239, além de facilitarem o acesso à água pesada que, então, poderia ser usada em reatores especialmente projetados para produzir plutônio de qualidade militar.

Por consequinte, seria mais plausível que houvesse uma correlação direta entre o Acordo Nuclear e o poder militar, se tivéssemos escolhido a linha dos reatores a água pesada, como fez a Argentina.

No tocante às correlações entre o Acordo Nuclear e o poder militar, que poderiam ser induzidas indiretamente, pela perspectiva de intercâmbio no campo dos armamentos convencionais, não acreditamos que uma cooperação dessa natureza, por mais importante que fosse possa justificar um programa das proporções e do custo do Acordo Nuclear.

4.3 - APROVEITAMENTO ESTRATÉGICO DAS RESERVAS ENERGÉTICAS BRASILEIRAS

4.3.1- ALTERNATIVAS PARA O APROVEITAMENTO ESTRATÉGICO DAS RESERVAS ENERGÉTICAS BRASILEIRAS

Apesar de todas as considerações anteriormente feitas, temos muitas esperanças na alto - suficiência energética brasileira e nas vantagens relativas de nosso país comparativamente a outros, tendo em vista as condições favoráveis aqui existentes.

Essa vantagem começa pela transformação dos modelos de produçaõ e consumo de energia, baseados na energia como fator abundante e barato, em modelos nos quais ela seja o fator mais escasso. Isso possibilitará aos países em desenvolvimento uma vantagem relativa, pois poderão desde já, planejar seu desenvolvimento com base em modelos que excluam os desperdícios e consumos supérfulos de energia.

Devido às característica do atual estágio do desenvolvimento brasileiro, deve ser dada a máxima prioridade aos programas de utilização das fontes de energia mais abundantes e para cujo aproveitamento a engenharia e a indústria nacional não dependão de fornecimentos externos significativos que viriam agravar ainda mais a situação da nossa dívida externa. Abordaremos, a seguir, algumas possibilidades.

É sabido que a maioria dos países industrializados são de clima frio e, porisso mesmo cerca de 40% a 50% da energia primária são gastos em aquecimento de ambientes. Nesses países, seria antieconômico utilizar amplamente uma eletricidade gerada em termoelétricas nucleares ou a óleo, com uma eficiência de 30% a 40%, para reconvertê-la em calor nos aquecedores de ambiente, muito embora já se esteja começando a fazê-lo, por falta de alternativa melhor, em face dos elevados preços do petróleo, gás e carvão. De qualquer maneira o problema não existe no Brasil, o que, indiscutivelmente, nos coloca em posição de vantagem relativa porque, para iguais níveis de produção e qualidade de vida, o consumo de energia no Brasil deverá ser a-

proximadamente 40% menor do que em países industrializados de clima frio, pois em nosso clima a calefação de ambientes não é necessária.

Além dessa vantagem oferecida pelo clima ameno existe ainda o fato de que a extensão territorial e o regime hídrico favorece o emprego de fontes renováveis - biomassas, energia solar direta, miniaproveitamentos hidráulicos, etc.- que,em conjunto, trariam um consideravel suporte à extrutura de oferta energética.

Assim, por exemplo, um programa bem estruturado de produção descentralizada de biomassas para a geração de calor direto, vapor e eletricidade - com vistas ao suprimento energético de fazendas e agroindústrias, além de indústrias cerâmicas, cimenteiras e de polpa e celulose - permitiria que, com investimentos de custo social perfeitamente suportável, o Brasil assegurasse uma oferta suficiente de energia para o processo de desenvolvimento.

Nesse programa seria perfeitamente razoável utilizarem-se, descentralizadamente, pequenas parcelas da área territorial de 8.500.000 quilômetros quadrados do país,em cada estado, para o plantiu de culturas energéticas tais como florestas, cana - de - açucar, sorgo sacarino, e determinadas gramíneas (além de algas, em certos lagos e represas). Essas culturas seriam plantadas em "distritos agro-energéticos" estrategicamente localizados em cada estado, de modo a minimizar o transportes dos combustíveis produzidos, sem ocupar áreas de vocação preferencial para a produção de alimentos.

Digamos que as terras utilizadas para esse fim perfizessem, em conjunto, uma área total de 200.000 quilômetros quadrados, (20 milhões de hequitares), ou seja, 2,4% do território nacional. Pois bem, como em média, a produção líquida de energia de biomassas sob a forma de "chips", carvão vegetal, álcool e biogás, corresponde a cerca de 40 barris equivalentes de petróleo por hequitare por ano, segue-se que os distritos agro-energéticos em questão têm um potencial para produzir o equivalente a 2.400.000 barris de petróleo por dia o que corresponde

a, aproximadamente, um terço da produção da Arábia Saudita. Esta produção, somada ao carvão mineral e ao petróleo nacional, faria do Brasil um dos poucos países do mundo independentes em matéria de combustíveis.

Ademais, como sabemos, as atividades agrícolas e industriais ligadas à produção de combustíveis de biomassa criam, grosso modo, de dois a três empregos permanentes por hectare. Portanto, se o governo tomasse desde já a decisão firme de/ levar adiante um programa agro-energético de larga escala, a ser implantado nos próximos 20 anos, estaria, automaticamente, resolvendo todos os problemas de êxodo rural, concentração urbana e desemprego que hoje atormentam o país. E é bom lembrar que, no ano 2.000, a população brasileira será de aproximadamente 190 milhões de habitantes, e a força de trabalho da ordem de 95 milhões.

No tocante à oferta de energia elétrica, os miniaproveitamentos hidráulicos que podem, perfeitamente, ser construídos nas próximas décadas - além das minitermoelétricas a biogás e a biomassa florestais, para o suprimento de fazendas e agroindústrias - contribuiriam de modo significativo para o crescimento da produção nacional.

Naturalmente, um bom planejamento deve prever/ a substituição por biomassas - e não por energia elétrica, que exige grandes investimentos na produção - dos derivados de petróleo, como óleo combustível e diesel, que são hoje empregados em indústrias como as de cerâmica, cimento, polpa e celulose.

Aliás, do ponto de vista termodinâmico, essas/ substituições seriam mais lógicas, pois o calor gerado pelas biomassas seria aproveitado diretamente nos fornos e caldeiras, com uma eficiência da ordem de 85%. Evidentemente, as caldeiras e fornos elétricos alcançam eficiências mais elevadas; ocorre, porém, que a produção de eletricidade em termoelétricas (nucleares ou a combustíveis fósseis) tem eficiências variando entre , 30% e 40%. Por conseguinte, o emprego de eletricidade em caldeiras e fornos é, em princípio, um processo desperdiçador de energia, a não ser que a eletricidade seja produzida em hidroelétricas, pois estas têm eficiências muito elevadas. Contudo, se a-

dotarmos a política de estimular a substituição de derivados de petróleo por eletricidade, em indústrias como as mencionadas , estaremos introduzindo uma prática que nos obrigará a antecipar um programa termoelétrico de grandes proporções e, consequentemente, a desperdiçar energia dentro de poucas décadas. Em nosso entender, seria muito mais interessante para a nação, que um programa termoelétrico em grande escala só fosse iniciado cerca de 15 anos antes da época previsível para a instalação de todo o potencial hidráulico disponível, a fim de que, de um lado, aproveitássemos por mais tempo a vantagem da energia hidroelétrica barata para usos específicos, como a eletrometalurgia e a eletroquímica e, de outro lado, tivéssemos tempo para entrar num programa termoelétrico de modo gradativo, dando, no início, mais ênfase à geração a carvão e, à medida que a base industrial-tecnológica fosse sendo desenvolvida, transferiríamos a ênfase para a geração nuclear, conforme já foi discutido no tópico Implicações Industriais e Tecnológicas.

Cabe salientar que a energia solar pode ser usada diretamente em muitos processos industriais, já que, de um modo geral, uma terça parte da energia consumida nos países industrializados é utilizada para produzir calor a temperaturas que os coletores solares planos podem, perfeitamente, suprir , principalmente em climas como o brasileiro. O intenso esforço de pesquisa / desenvolvimento que países industrializados, como os Estados Unidos, a Alemanha, a França, o Japão, etc. têm concentrado nos sistemas termossolares e fotovoltaicos, assim como no aproveitamento energético das biomassas, estará apresentando resultados ponderáveis a partir da próxima década, o que resultará importante penetração da energia solar nas estruturas de oferta energética dos países industrializados, o que, provavelmente, se refletirá nos países de industrialização recente.

Ora, o Brasil, além de ter extensão territorial adequada, apresenta condições climáticas e ecológicas muito mais favoráveis que tais países para o aproveitamento da energia solar. É pois, de se esperar que as autoridades competentes e o empresariado se conscientizem dessa vantagem relativa.

As autoridades, em nosso entender, têm a responsabilidade de fazer realizar, o quanto antes, um programa de estudos a nível microeconômico, com o objetivo de identificar :

- a viabilidade e as possibilidades de os estabelecimentos industriais que utilizam processos térmicos adotarem, para a substituição do óleo combustível, soluções baseadas no emprego de biomassas e de radiação solar direta, como fonte de energia primária;
- meios de se economizar energia, através da simples eliminação de desperdícios evidentes, tais como vazamentos de vapor, isolações térmicas deficientes, layouts mal estabelecidos, baixos fatores de potência, etc.

Um programa dessa natureza constituiria um importante instrumento de orientação para a elaboração de um planejamento energético realmente compatível com a dotação de fatores de produção de que dispomos.

Em conjunto, as soluções encontradas nos estudos microeconômicos permitiriam reduzir de 20% a 30% as necessidades globais de energias primárias e, consequentemente, aliviariam proporcionalmente os investimentos públicos nos grandes sistemas de produção ou geração.

Por outro lado, tal planejamento permitiria que se otimizasse a estrutura da oferta, de modo que cada demanda energética específica fosse atendida por energia da forma mais apropriada, reduzindo ao mínimo indispensável as conversões de baixo rendimento, como por exemplo, a conversão termoelétrica.

Nesse quadro esboçado por nós, a prioridade a ser atribuída à energia nuclear deveria se concentrar num programa preponderantemente nacional que tenha por objetivo desenvolver, nos próximos 10 anos, um protótipo de reator de potência, projetado para aproveitar ao máximo as reservas brasileiras de urânio e tório. O Acordo Brasil - Alemanha deve ser ajustado a esta prioridade, o que pode ser feito mediante a observância de sugestões já formuladas em outros tópicos.

Um programa dessa natureza custaria apenas uma

fração dos vultosos investimentos que se pretende programar para dar prosseguimento ao Acordo Nuclear; não agravaria a dívida externa e ainda, o que é muito importante, estimularia a comunidade técnico - científica e industrial brasileira a desenvolver um esforço coordenado para criar uma tecnologia destinada a resolver em problema crítico para o nosso desenvolvimento após o ano 2.000. Desse programa deveriam participar além de estabelecimentos industriais qualificados, instituições de pesquisas e assistência técnica à indústria, como também já mencionamos.

Para cumprir, devemos ter em mente que, aparentemente sem importância, as estimativas subavaliadas de custos - do mesmo modo que as superestimativas de demanda de energia elétrica - podem levar os planejadores do setor elétrico a cometer graves equívocos no estabelecimentos das prioridades atribuídas aos programas e projetos a serem implantados no setor energético, nas próximas décadas. Esses equívocos poderão ter consequências funestas para o desenvolvimento econômico e social da nação. Portanto, embora pareça redundante e sentencioso, insistimos em que é absolutamente necessário o respeito aos sadios princípios da ética e da responsabilidade profissionais, na formulação hipótese de trabalho, na elaboração de projeções e previsões, nos cálculos de custos e nas informações prestadas ao público.

4.3.2. - PROGRAMA DE CONSTRUÇÃO DE REATORES

Se o governo insistir com a construção dos reatores PWR, apesar das considerações feitas acima, ainda assim, podemos propôr um programa, um tanto quanto mais racional, de construção dos mesmos.

Se for utilizada apenas a energia nuclear, além do carvão para a geração termoelétrica, ela só se tornaria realmente importante a partir do ano 2.010, quando atingiria 7 GW médios. Nessa opção, no ano 2.000, teríamos dois (2) GW médios distribuídos entre os reatores de Angra I (0,4 GW médios), II e III (2 x 0,8 GW médios). Entre 2.000 e 2.010 seriam adicionados

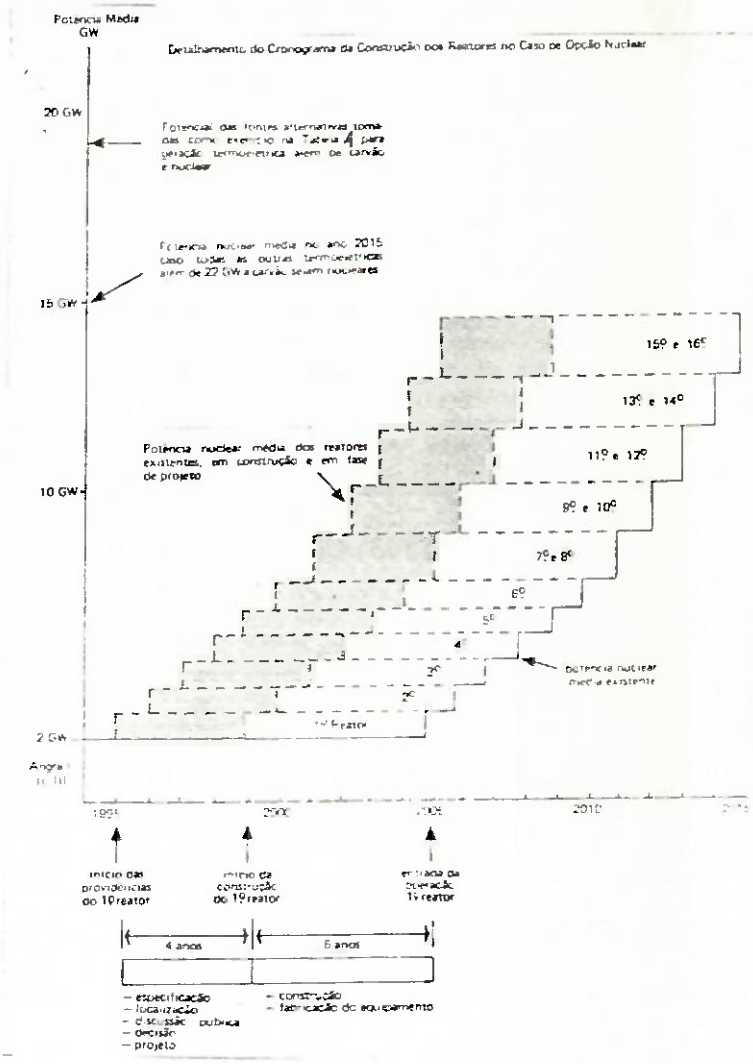
5 GW médios nucleares, o que significa 6 reatores de potência idênticas aos atuais PWR - KWO. Assumindo o cronograma de cons - trução dos 6 primeiros reatores do Acordo Nuclear, são necessários 12 anos para completá-los. Portanto, para termos os 6 reatores além de Angra I, II e III, em 2.010, dever - se - ia iniciá-los em 1.998. Com 7 anos de prazo para a construção de cada reator (incluindo especificações, contrato e projeto) teríamos/ um reator ,por ano entrando em operação a partir de 2.005, inclusive, até 2.010. O primeiro deles esta computado no 1 GW nuclear adicional do quinquênio 2.000 / 2.005 (os números são aproximados pois 1 reator corresponde apenas a 0,8 GW médios) e os demais totalizam 4 GW nucleares adicionais entre 2.005 e 2.010. Daí em diante até 2.015 seria necessário entrar em operações 2 reatores por ano para totalizar 8 GW nucleares adicionais, Portanto, a partir de 2.003 dever - se - ia passar a construir 2 reatores por ano. Esses prazos são muito otimista pois baseiam-se no cronograma oficial do Programa Nuclear, que não está sendo cumprindo. Tomando-se por base o prazo de Angra I e mesmo o de obras em outros países onde há critérios de decisão de democráticos para a construção de reatores, seria mais realista extender de 7 para 10 anos o tempo para construir um reator. Nessa hipótese mais realista basta subtrair 3 anos do ano que tínhamos indicado para o início da construção.

A tabela IV.4 mostra um programa de construção de reatores, caso se adote a opção nuclear (a questão da tecnologia já foi tratada). A escolha ou não dessa opção dependerá / certamente de critérios não apenas econômicos e técnicos, mas também políticos.

No quadro seguinte, figura IV.7, mostramos o Detalhamento do Cronograma da construção dos Reatores no caso de opção nuclear.

ício de construção pessimista	Numero de Reatores	Ano de início de operação	Potência Adicional (GW)	Potência Acumulada (GW)
1969	1 (Angra I)	1981*	0,4	0,4
1975	2 (Angra II e III)	até 2000**	1,6	2
de 1995 a 2000	1 por ano total: 6	de 2005 a 2010	≈5***	7
de 2001 a 2005	2 por ano total: 10	de 2011 a 2015	8	15*

al de operação em 2011, mas não foi computada sua saída, pois os números são aproximados
do os cronogramas atuais esses reatores estarão em operação antes de 2000
imado = 4,8 GW



Acreditamos ter mostrado que um programa Nuclear de larga escala hoje no Brasil é no mínimo prematuro. Em segundo lugar procuramos deixar evidente que, mesmo após esgotar o potencial hidroelétrico, a energia nuclear é uma opção mas não é a única e nem necessariamente a melhor. Além do carvão ao qual reservamos papel importante, há alternativas, dentre as quais selecionamos alguns exemplos para mostrar que elas têm um potencial suficiente para suprir a potência termoelétrica necessária juntamente com o carvão.

CAP.V -TÓPICOS DE FÍSICA NUCLEAR

A geração de energia elétrica tornou-se,nesse/ final de século a grande preocupação mundial. Isso deriva principalmente da escassez de combustíveis. Para contornar esse problema outras fontes de energia foram pesquisadas e,dentre elas, destacou-se a energia nuclear.

A energia elétrica pode ser gerada seguindo vários caminhos:queima de combustíveis fósseis (petróles,carvão), energia solar,energia nuclear todos transferindo calor a um fluído,em geral a água. Esse fluído movimenta um turbo-gerador produzindo eletricidade.

A energia nuclear,até o presente momento, está associada a uma reação nuclear denominada fissão onde um núcleo pesado (urânio por exemplo) è bombardeado por neutrons originan outro elemento (mais leve) e liberando outros neutrons. Como se pode constater é uma reação em cadeia auto-sustentada.

A energia liberada pela fissão transforma-se em calor que é convertido parcialmente em energia elétrica. Deste/ modo,percebe-se que o mecanismo de produção de vapor e conse - quente transformação de energia equivale aos mais tradicionais.

O que mais a diferencia das outras fontes é o fato ,de sua reação ter de ser controlada devido à caracteristica de reação em cadeia. Um outro ponto importante é a radioatividade de seus resíduos.

Nesse capítulo vamos abordar alguns dos principais tópicos da física nuclear a fim de que possamos compreender os processos desenvolvidos num sistema de potência nuclear.

1. A CONSTITUIÇÃO DO ÁTOMO

Vamos considerar como uma boa aproximação da realidade a representação do átomo de Bohr. Sendo assim,teremos o átomo formado por um núcleo,mais pesado,e por uma nuvem de / partículas menores que descrevem órbitas energéticas a seu redor (elétrons) .

O núcleo é formado por nucleons. Os principais são denominados prótons e neutrons (TABV-1). Os prótons são carregados positivamente e os neutrons são eletricamente neutros e de massa próxima a do próton.

Os elétrons, por sua vez, são carregados negativamente e possuem uma massa 1.830 vezes menor que a do próton.

O átomo será neutro quando o número de elétron se igualar ao número de prótons.

O núcleo se mantém coeso pela ação de forças , denominadas "forças nucleares" que agem a pequenas distâncias de modo muito forte vencendo a repulsão elétrica dos nucleons .

A dimensão dos núcleos, estudada através do espalhamento de Rutherford, é aproximada pela expressão:

$$r = r_c \cdot A^{1/3} \qquad (1)$$

onde $r_c = 1,5 \cdot 10^{-15}$ m = 1,5 Fm

A = nº de nucleons do núcleo

Assim, teremos que um átomo de hidrogênio (A=1) apresentará um diâmetro aproximado de 3.10^{-13} cm . Considerando-se em média que o diâmetro dos núcleos dos átomos situa-se em 10^{-12} cm.

A massa dos átomos tem como unidade: u - unidade atômica unificada de massa que corresponde a:

$$u = \frac{\text{massa } {}^{12}C}{12} \qquad u = 1,66.10^{-24}\ g \qquad (2)$$

Nome	Massa de repouso		Carga Elétrica. Natureza	Coulombs
Proton	1,00727661	u	+	$1,6.10^{-19}$
Eletron	0,000549	u	-	$1,6.10^{-19}$
Neutron	1,0086652	u	0	----------
Meson	0,14-0,45	u	±	Variável

Tab. V.1- Partículas básicas constituintes do átomo.

Densidade da matéria nuclear:

$$\rho = \frac{m}{v} = \frac{A \cdot 1840\ m_e}{\frac{4}{3}\pi R^3} = \frac{A \cdot 1{,}67\ 10^{-21}}{\frac{4}{3}\pi R^3}$$

$$= \frac{A \cdot 1{,}67 \cdot 10^{-27} \cdot 3}{4\pi r_e^3 \cdot A} = 1{,}18 \cdot 10^{17}\ Kg/m^3$$

logo se percebe a grande concentração de massa no núcleo atômico.

Um elemento químico é caracterizado pelo seu número de prótons, número atômico Z, e pelo número de massa A, número de nucleons. A representação é a seguinte:

$$^{A}_{Z}X$$

2.- ISÓTOPOS

Os átomos de um elemento químico podem apresentar o mesmo número atômico mas, diferente massa. Esses elementos denominam-se isótopos.

Isótopo de um elemento químico apresenta o mesmo número de protons, elétrons e diferente número de neutrons

Elemento	Isótopos	Ocorrência %
Oxigênio	^{16}O	99.759
	^{17}O	.037
	^{18}O	.204
Hidrogênio	^{1}H	99.985
	^{2}H (Dentério)	.015
Urânio Natural	^{236}U	99.282
	^{235}U	.712
	^{234}U	.006

Tab. V-2 Isótopos naturais do oxigênio, hidrogênio e urânio.

Os isótopos são classificados em instáveis e es

táveis. Estáveis são aqueles encontrados na natureza (tab v-2), e instáveis os radioativos.

A combinação do deutério com oxigênio formará o que se denomina de água pesada (D_2O) bastante utilizada em reatores.

Quanto ao urânio, sua forma enriquecida aumenta a percentagem de U 235 - na forma natural apresenta uma ocorrência de 0,7%.

3. - ESTABILIDADE NUCLEAR

Na fig. v-1, teremos os núcleos estáveis em função do número de neutrons e do número de prótons. Percebe-se nitidamente que para elementos com até 20 prótons a curva de estabilidade se aproxima da diagonal. Para elementos mais pesados (Z>20) o número de neutrons tende a ser maior que o de prótons. Isso deriva do fato de o excesso de neutrons aumentar as forças nucleares em vista do acréscimo nas forças de repulsão (concentração positiva muito grande).

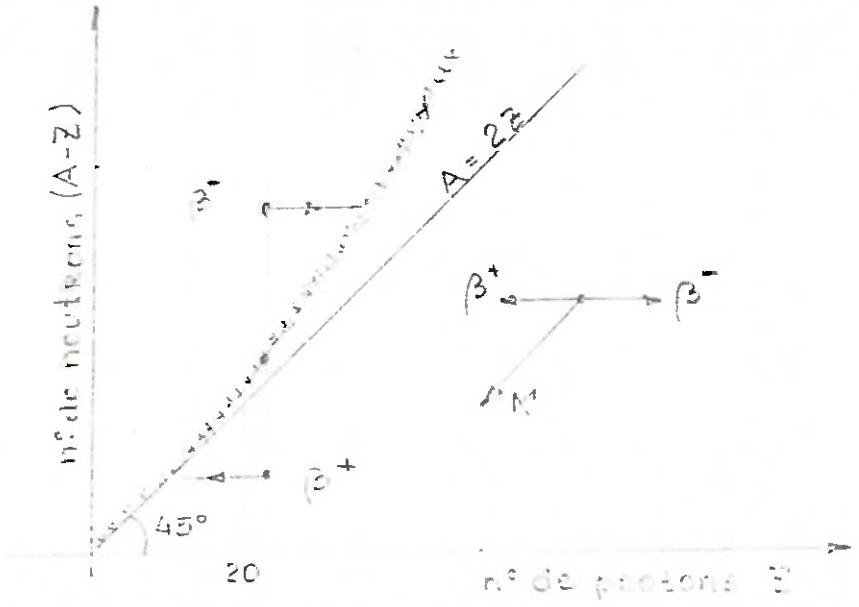


Fig. V-1 - Curva de estabilidade para núcleos.

4. - RADIOATIVIDADE

Quando os núcleos não estão sobre a curva de

estabilidade sofrem um processo de transformação denominado desintegração radiativa.

Radioatividade significa que o isótopo radioativo continua espontaneamente a se desintegrar.

O processo de desintegração espontânea envolve liberação de energia e de subpartículas, isto é, a massa do núcleo original é maior que a soma da massa do núcleo recém-formado e da partícula emitida (equivalência massa-energia $E = mc^2$).

Símbolo	Denominação	Significação
$^4_2\alpha$	partícula alpha	núcleo de hélio, altamente estável
β^+	positron	partícula de origem nuclear que possui a mesma massa e carga do elétron só que positiva.
β^-	elétron	elétron emitido pelo núcleo
ν	neutrino	partícula de massa nula e elétricamente neutra, carrega energia.
$\bar{\nu}$	antineutrino	idem ao ν só que quando em contato se aniquilam.
γ	raio gama	radiação eletromagnética emitida pelo núcleo com grande energia, pequeno comprimento de onda e alta frequência.

Tab V-3- Subprodutos do decaimento radiativo.

Os núcleos situados acima da faixa de estabilidade sofrem desintegração β^-, isto é, têm sua massa atômica mantida e aumentada o número atômico. Aqueles situados abaixo da faixa de estabilidade sofrem desintegração β^+, massa atômica fica constante e o número atômico diminui. (Tab V-3).

O decaimento α consiste na emissão de partícula α (núcleo de He) com consequente variação de A, Z.

Sempre que ocorre decaimento β um netrino é emitido.

Quando o núcleo se encontra em estado excitado libera parte de seu excesso de energia na forma de raios γ

Exemplos: $^{239}_{94}Pu \longrightarrow {}^{235}_{92}U + {}^{4}_{2}\alpha$

$${}^{12}_{5}B \longrightarrow {}^{12}_{6}C + \beta^{-} + \nu$$

$${}^{12}_{7}N \longrightarrow {}^{12}_{6}C + \beta^{+} + \nu$$

Quando o núcleo tem excesso de protons e não possui energia suficiente para um decaimento β^{+} ele captura um elétron de órbita mais próxima (K) transformando o próton num neutron. Como esse nível energético fica vazio, captura um eletron de órbita de maior energia havendo emissão de raio X .

Se o núcleo recebe uma energia de excitação muito grande (ν 8 Mev) ele pode emitir um neutron. Trata-se da emissão de neutrons.

Exemplos: $^{64}_{29}Cu + {}^{0}_{-1}e \longrightarrow {}^{64}_{28}Ni$

$$^{137}_{54}Xe \longrightarrow {}^{136}_{54}Xe + {}^{1}_{0}n$$

4.1- LEI DA DESINTEGRAÇÃO RADIATIVA

A determinação do tempo que um núcleo demora , para decair não pode ser feita diretamente. Os dados provém de estatísticas.

É interressante notar que as desintegrações radiativas não são afetadas pela temperatura,pressão ou estado físico ou químico dos átomos envolvidos. Assim o átomo pode estar , no estado sólido,líquido ou gasoso,a altas ou baixas temperaturas e mesmo ligado a outros elementos que seu decaimento ocorre normalmente dependendo unicamente da natureza do seu núcleo.

A probabilidade de uma população de núcleo desintegrar-se num intervalo de tempo dt é proporcional a este intervalo.

$$dP = \lambda dt \qquad (4)$$

onde λ é a constante de desintegração. Cada isótopo possui uma constante de desintegração diferente e que tem dimensão de inverso do tempo (tempo) .

Seja uma população de N núcleos de mesmo tipo, teremos que a probabilidade de que dn núcleos sofram desintegração seja

$$dP = \frac{dn}{N} = \lambda \, dt \qquad (5)$$

dn número de decaimentos durante dt

$$\frac{dn}{dt} = \lambda N$$ é a lei de desintegração

4.2- LEI DA SOBREVIVÊNCIA

Agora, seja N_o o número de núcleos presentes no instante $t_o=0$ e N o número de núcleos presentes no instante t .

A variação do número de núcleos dN será o oposto do número de decaimentos durante o intervalo dt assim teremos:

$$\frac{dn}{dt} = -\frac{dN}{dt} = \lambda N \Rightarrow -\frac{dN}{N} = \lambda dt \qquad (6)$$

integrando do tempo $t_o=0$ até t ,vem:

$$\int_{N_o}^{N} -\frac{dN}{N} = \lambda \int_{o}^{t} dt \qquad (7)$$

$$-\ln \frac{N}{N_o} = \lambda t \Rightarrow N = N_o e^{-\lambda t}$$

Atividade A,define-se atividade como o número de decaimentos por unidade de tempo

$$A = \lambda N \qquad (8)$$

A atividade tem como unidade o Curier (Cu)que é definido como a atividade de um grama de rádio e equivale a $3,7 \cdot 10^{10}\ s^{-1}$

Substituindo a equação (7) em (8) teremos

$$A = \lambda N_o e^{-\lambda t} \qquad (9)$$

$$A_o = \lambda N_o \qquad (10)$$

$$\text{Logo } A = A_o e^{-\lambda t} \qquad (11)$$

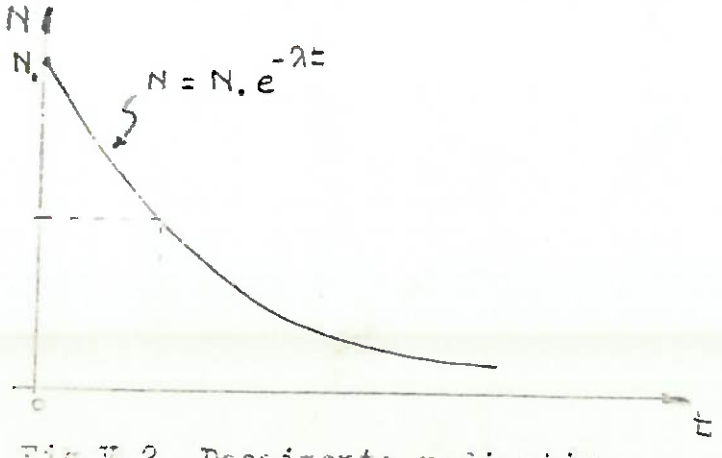


Fig.V-2 .Decaimento radioativo

Percebe-se pelo que foi deduzido na equação(7) que a quantidade de núcleos após um tempo t decresce com maior ou menor rapidez dependendo de λ (Fig.V-2). Utiliza-se,então , o conceito de meia vida.

Meia-vida é o tempo durante o qual metade do número de núcleos radioativos decai (Fig.V-3). Assim :

$$N = \frac{N_0}{2} \quad \text{para} \quad t = T$$

$$\text{logo} \quad \frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda T} \Rightarrow e^{\lambda T} = 2$$

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda} \qquad (12)$$

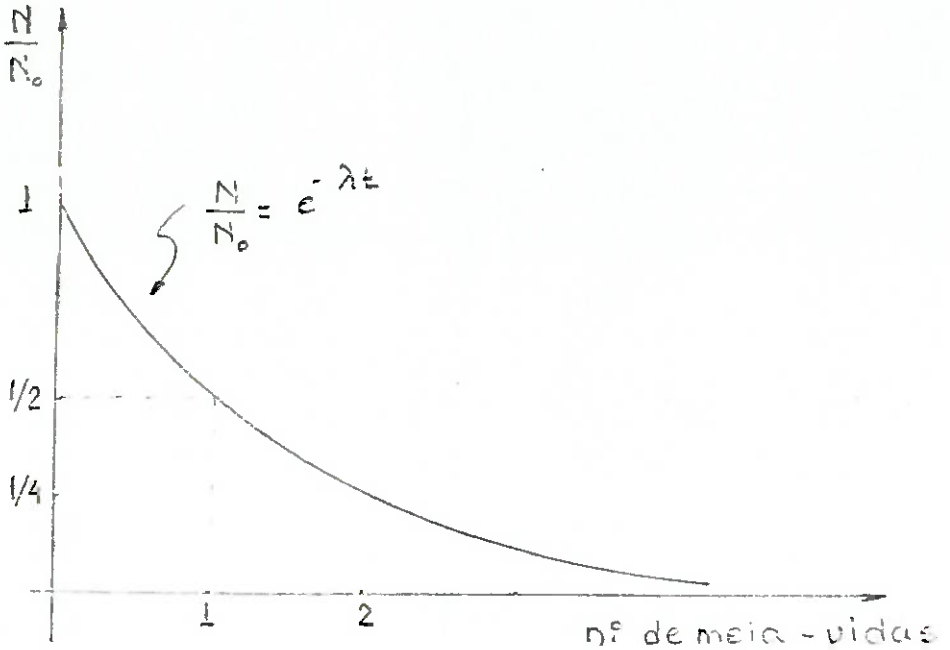


Fig.V-3 .Decaimento radioativo em função da meia-vida

Isótopo	T	Emissão
Carbono 14	5730 anos	β
Criptônio 87	76 min.	β
Estrôncio 90	28 anos	β
Xenônio 135	9,2 horas	β , γ
Bário 139	85 min.	β , γ
Rádio 223	11,7 dias	α , γ
Rádio 226	1600 anos	α , γ

Isótopo	T	Emissão
Tório 232	$1{,}45.10^{10}$ anos	α , γ
Tório 233	22,1 min	β
Protactínio 233	27 dias	β, γ
Urânio 233	$1{,}62.10^{5}$ anos	α , γ
Urânio 235	$7{,}1.10^{8}$ anos	α , γ
Urânio 238	$4{,}51.10^{9}$ anos	α , γ
Netúnio 239	2,36 dias	β, γ
Plutônio 239	$2{,}34.10^{4}$ anos	α , γ

Tab.V-4. Meia-vida de alguns isótopos

Uma rápida análise da tab.V-4 nos fornece exemplos muito interessantes. É o caso Urânio (U-235 e U-238) e do Plutônio (Pu-239) que possuem meia vida altíssima -da ordem de bilhões de anos, da onde se conclui que a menos que os façamos reagir com outras partículas (caso da fissão) existirão quase que infinitamente nesses estados.

De acordo com a eq.12 temos que a meia-vida varia inversamente com a constante de desintegração.

Para que um elemento perca a sua atividade totalmente o tempo será infinito mas, no entanto, quando 10 meias - vidas já se passaram essa atividade torna-se tão pequena que consideramos o elemento estável.

Vamos definir agora a vida-média τ.

$$\bar{\tau} = \frac{\int_0^\infty t \, dn}{\int_0^\infty dn} \qquad (13)$$

mas $dn = -dN = N\lambda dt = N_0 e^{-\lambda t} \lambda dt$

$$\bar{\tau} = \frac{\int_0^\infty N_0 e^{-\lambda t} \cdot \lambda \cdot t \, dt}{\int_0^\infty N_0 e^{-\lambda t} \lambda dt} = \frac{1}{\lambda}$$

assim $\bar{\tau} = \frac{1}{\lambda} \qquad (14)$

Vida média de um núcleo radioativo é o tempo durante o qual o número de núcleos da mesma espécie reduz-se a 1/e do valor inicial.

5.- REAÇÕES NUCLEARES (*)

As reações nucleares devem seguir quatro leis fundamentais :

1. Conservação dos núcleons
2. Conservação da carga
3. Conservação do momentuns
4. Conservação da energia

Para ilustrar essas leis vamos a um exemplo:

$$ {}^{A1}_{Z1}B + {}^{A2}_{Z2}C \longrightarrow {}^{A3}_{Z3}D + {}^{A4}_{Z4}E $$

pela conservação dos núcleons:

$$ A_1 + A_2 = A_3 + A_4 \qquad (15) $$

pela conservação da carga

$$ Z_1 + Z_2 = Z_3 + Z_4 \qquad (16) $$

quanto á conservação da energia teremos que a energia total para um elemento consta de sua energia cinética (E) e de sua energia de massa de repouso (MC^2) . Logo:

$$ E_a + M_B c^2 + E_c + M_c c^2 = E_D + M_D c^2 + E_e + M_e c^2 $$

$$ (E_b + E_c) - (E_D + E_E) = \left[(M_D + M_E) - (M_B + M_C) \right] c^2 \qquad (17) $$

M é a massa atômica dos elementos

Pela observação da equação (17) verificamos que uma variação na energia cinética das partículas antes da reação corresponde à uma variação em sua massa de repouso.

$$ Q = \left[(M_B + M_C) - (M_D + M_E) \right] c^2 \qquad (18) $$

O valor de Q (**) é sempre dado em M e V. Se Q é positivo dizemos ser a reação exotérmica, se negativa endotérmica.

(*) Qualquer alteração em um núcleo, estável ou não originária de um bombardeamento com outras partículas transportando energia é denominada reação nuclear.

(**) Q da reação é o equivalente em energia do decremento da massa do sistema.

$$1\,u = 931{,}5\ MeV$$

Se $Q < 0$, temos que fornecer ao sistema no mínimo essa energia (Q) para que a reação ocorra. Na verdade é necessário que essa energia exceda ao valor de Q para que a conservação do momentum seja obedecida.

Convém observar que quando ocorre uma reação, envolvendo positrons o valor de Q se torna diverso daquele da equação (18). Vamos examinar esse caso com um exemplo:

$$_{6}C^{11} \longrightarrow {}_{5}B^{11} + {}_{+1}e^{0}$$

$$Q = \Delta m \cdot c^2 = \left\{\left[\left(M_B - 5m_e\right) + m_e\right] - \left[\left(M_C - 6m_e\right)\right]\right\} \quad (19)$$

$$Q = M_B - M_C + 2m_e$$

Logo a massa de dois elétrons é adicionada se o positron aparecer no lado direito e subtraída se no lado esquerdo da equação.

Uma notação muito usada é a seguinte:

B + C ⟶ D + E

se B é bombardeado por C resultando D,E teremos:

B (C,D) E ou B (C,E) D

Um exemplo:

$^{16}O + n \longrightarrow {}^{16}N + P \equiv {}^{16}O(n,p)\,{}^{16}N$

6.- REAÇÕES COM NEUTRONS

Os neutrons devido ao fato de serem elétrica -

mente neutros não são afetados pelos eletrons no átomo ou pela carga positiva do núcleo. Assim, os neutrons passam através da nuvem eletrônica e interagem diretamente com o núcleo.

No bombardeio dos núcleos por neutrons podem ocorrer diferentes maneiras de interação :

1. Choque elástico - O neutron se choca elasticamente com o núcleo havendo conservação da energia e do momento. É o choque perfeito, ocorrendo de igual maneira a, digamos, o choque entre bolas de bilhar.

2. Choque inelástico - Esse processo é idêntico ao anterior com a ressalva de que a energia não é conservada levando o núcleo a um estado excitado. Essa é uma reação endotérmica, energia fica retida pelo núcleo e quando este decai teremos emissão de raios γ . É a denominada emissão de raios γ inelástico. (n,n')

3. Captura de neutrons. O neutron é capturado pelo núcleo havendo emissão de raios γ (raios γ de captura). A reação é exotérmica e é representada por (n,γ)

4. Produção de neutrons.- São reações do tipo (n,2n), (n,3n). A energia dos neutrons incidentes deve ser grande de modo a se processar a reação endotérmica com consequente expulsão de dois ou mais neutrons. Para se ter uma noção das energias desenvolvidas para o choque inelástico (n,n) são necessários 0,1 Mev para (n,2n) por volta de 10 Mev e para a reação (n,3n) cerca de 20 Mev. A reação (n,2n) é especialmente importante em reatores contendo água pesada (D.O) ou Berílio.

5. Fissão . É semelhante a uma captura mas a excitação criada no núcleo é de tal ordem que ele se rompe em duas partes de massa aproximadamente igual emergindo alguns neutrons. A reação de fissão é a base da reação em cadeia nos reatores.

7. - SEÇÃO DE CHOQUE

Toda vez que trabalhamos com uma população muito grande surge a necessidade de definirmos a probabilidade de que um evento qualquer ocorra. No caso do bombardeamento de núcleos pesados com neutrons, a mesma necessidade se manifesta.

Teremos,então,a seção de choque.

Seção de choque (σ) é a área na qual há probabilidade de ocorrer alguma forma de interação entre núcleo e neutron.

Suponhamos que um feixe de neutrons monoenergéticos atinjam uma folha de área A e espessura X . Se existem n neutrons por unidade de volume no feixe e eles estão a uma velocidade V, definiremos intensidade do feixe I como o número de neutrons que cruzam perpendicularmente uma área unitária na unidade de tempo. (Fig.V-4)

$$I = n.o \qquad (20)$$

n= nº de neutrons/cm^3

v= veloc. dos neutrons (cm/s)

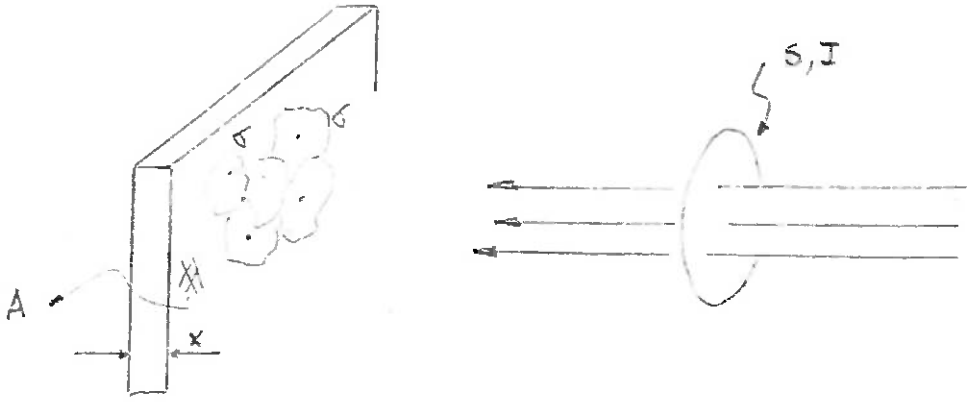


Fig.V-4.Feixe de neutrons atingindo uma folha (A,x)

A probabilidade de que ocorra interação núcleo-neutron numa folhade N núcleos por unidade de volume atingida por um feixe de neutrons de área S é:

$$\text{prob. para que ocorra interação} = \frac{\sigma.(N\,S.X)}{S} = \sigma NX \qquad (21)$$

onde $\sigma \cdot NSX$ é a área da folha que tem possibilidade de reagir e S é a área total da folha submetida ao feixe.

Agora se quisermos saber o número de reações por unidade de área e tempo:

$$\frac{\text{nº de reações}}{\text{área.tempo}} = \sigma N X . I \qquad (22)$$

Definimos taxa de reação R como o número de reações na unidade de tempo.

$$R = \bar{\sigma} N X . I . S \qquad (23)$$

S é a intersecção do feixe com a folha

seja V = volume eficaz = S.X

$$R = V N \bar{\sigma} I \qquad (24)$$

Denominamos σ -secção de choque microscópica pois se dá a nível de estrutura atômica e Σ-seção de choque ma macroscópica.

Σ é a probabilidade por unidade de comprimento de que ocorra alguma colisão entre neutron e núcleo.

$$\Sigma = N . \bar{\sigma} \qquad (25)$$

$$\therefore R = V . \Sigma I \qquad (26)$$

Se considerarmos a seção de choque como correspodente à seção reta hipotética apresentada pelo núcleo-atômico ao choque de partículas e sabendo que o diâmetro do núcleo é de 10^{-12} cm em média, teremos que a seção reta será da ordem de 10^{-24} cm^2 Assim, é considerada unidade da seção de choque o barn que corresponde a 10^{-24} cm^2.

$$[\sigma] = 10^{-24}\ cm^2 = 1\ b$$

Cada tipo de interação neutron-núcleo define uma seção de choque. Para o choque inelástico temos seção de choque inelástica. σ_i; para choque elástico, seção de choque elástica σ_e; para a reação (n, γ) seção de choque de captura ; para a fissão seção de choque a fissão σ_f; etc. A soma de todas as se -

ções de choque devidas às várias interações resulta na seção de choque total σ_t.

$$\sigma_t = \sigma_i + \sigma_e + \sigma_\gamma + \sigma_r + \cdots \quad (27)$$

Chamamos seção de choque de espalhamento à soma das seções de choque elástico e inelástico. Seção de choque de absorção à soma das seções de choque de reações de captura e fissão ($\sigma_\gamma + \sigma_x + \sigma_f + \ldots$)

Assim,

$$\sigma_f = \sigma_a + \sigma_f \quad (28)$$

8. - ATENUAÇÃO DE UM FEIXE DE NEUTRONS

Vamos agora examinar o comportamento de um feixe de neutrons de intensidade I_o através de um material em função da espessura da placa. (fig. V-5)

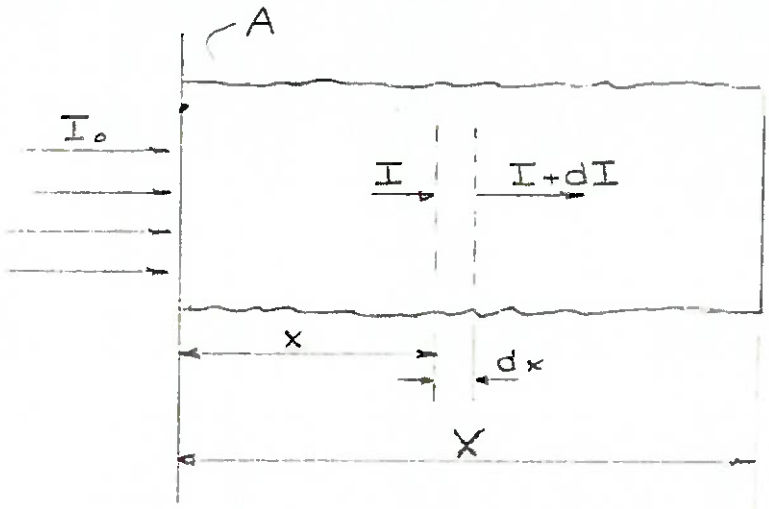


Fig. V-5. Feixe de neutrons através de uma placa de área A

Seja I(x) a intensidade de neutrons que não colidiram depois de penetrar x pela placa. Ao andar mais dx a intensidade I(x) decrescerá dI.

Pela equação (23)

$$dI = \sigma I N A dx.$$

supondo-se A = $1cm^2$ teremos

$$-dI(x) = N\sigma_t\, I(x)\, dx = \Sigma_t I(x) dx \quad (29)$$

Integrando-se essa equação, vem

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_t x} \quad (30)$$

Por essa equação deduzimos que a intensidade ∠ feixe que não colide após atravessar a placa de espessura X é :

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma_t X} \quad (31)$$

e essa intensidade pode ser medida por um detector.

O cálculo da densidade N para um elemento de massa atômica A_t e densidade ρ (g/cm^3) é efetivada através da seguinte expressão:

$$N = \rho \cdot \frac{\text{número de Avogadro}}{A_t} \quad (32)$$

Para uma mistura teremos:

$$\Sigma = N_1\sigma_1 + N_2\sigma_2 + \ldots \quad (33)$$

É bom comentarmos que o valor dado pela equação (31) não é muito representativa uma vez que nãoconsidera aque - les neutrons que não foram absorvidos, logo sofreram algum proces so de choque (espalhamento). (Fig. V-6)

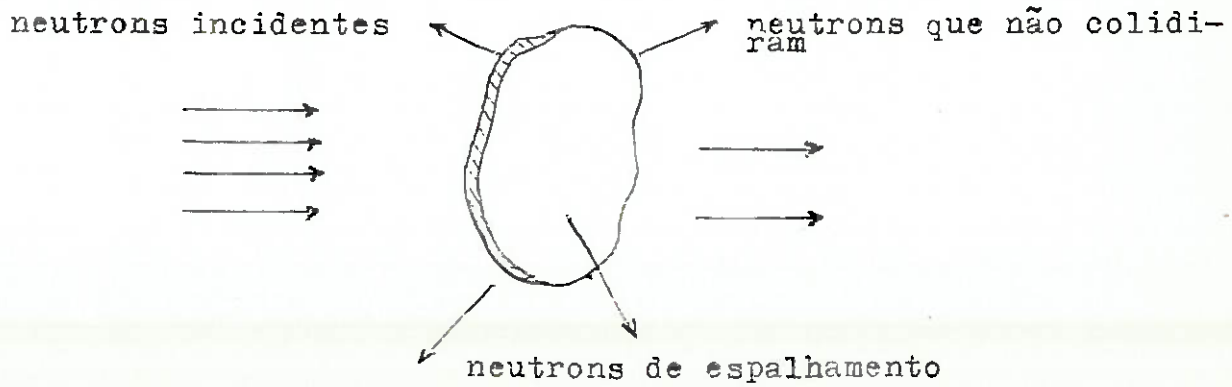


Fig.V-6. Comportamento dos neutrons ao atingir uma placa

9.- ENERGIA DE LIGAÇÃO (CRÍTICA)

Se pegarmos um átomo e verificarmos o valor da da soma das massas dos seus elementos constituintes notaremos , que ela é maior que a massa do átomo. Seja Δ esse decremento.

$$\Delta = Z.(Mp + Me) + NM_n - M > 0 \qquad (34)$$

Z:número atômico

N:número de neutrons

Mp:massa de um próton

Me:massa de um elétron

Mn:massa de um neutron

M:massa atômica do elemento

Esse valor de Δ é denominado energia de liga - ção ou dissociação do átomo e representa a energia que é despren dida quando da formação do elemento ou a energia necessária para dissociá-lo.

A energia total de ligação é função do número de massa A dos elementos (Fig.V-7)

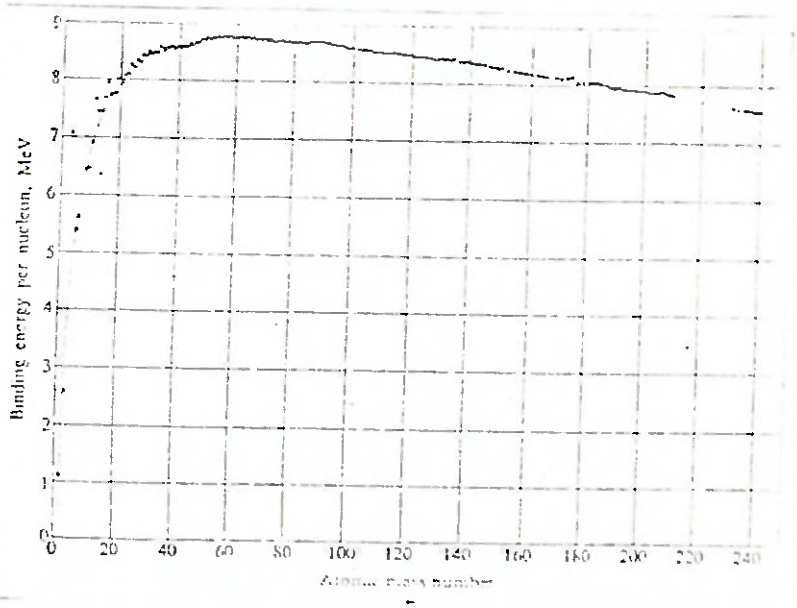


Fig.V-7. Energia da ligação em função do número de massa (p+n)

Os números cuja energia de ligação é mais alta , são os mais estáveis pois,necessitam de muita energia para se equilibrarem em elementos mais leves e em contra partida,ao se formarem desprendem grande energia.

Aqueles núcleos com menor energia de ligação , se rompem mais facilmente e,quando da sua formação,desprendem pouca energia.

Se combinarmos núcleos menos estáveis ocorrerá a formação de um mais estável. Um exemplo: dois átomos de deutério ao reagirem formam um átomo de tritio e um de hidrogênio.

$$2\ {}^{2}H \longrightarrow {}^{3}H + {}^{1}H$$

A energia de ligação do deutério (H^2) é 2,23 MeV e a dos produtos 8,48 MeV . Assim temos o saldo de 8,48 - 2.2,23 = 4,02 MeV

Fusão nuclear é o processo pelo qual um núcleo mais pesado e,portanto,mais estável é formado a partir de dois outros mais leves,menos estáveis.

Para aqueles elementos de mais alto número atômico,a energia de ligação do núcleo íntegro é menor do que a energia desprendida quando da ruptura em núcleos de massa menor. Trata-se da fissão nuclear.

10.- FUSÃO E FISSÃO

Na fusão temos dois ou mais núcleos leves que se fundem formando núcleos mais pesados. Fissão,um núcleo pesado é bombardeado por neutrons dando origem a outros elementos mais leves com produção de neutrons. Ambas as reações são exotérmicas.

A fusão nuclear consiste em se acelerar um núcleo carregado positivamente a altíssimas velocidades para colidi-lo com outro núcleo de tal forma a vencer as forças de repulsão. Essa energia cinética é obtida ao elevarmos a temperaturas a valores da ordem de centenas de milhões de graus.

Essas reações são denominadas termonucleares e o grande ponto que impede sua utilização industrialmente resume se na obtenção de altas temperaturas com grande grau de ionização.

A fissão,(tab.V-5)partindo de átomos pesados

que se dividem em elementos mais leves por não necessitar de condições severas;como a fusão,já é uma realidade.

REAGENTES	PRODUTOS	ENERGIA(MeV)
D + D	T + p	4
T + D	H^4 + n	17,6
D + D	H^3 + n	3,2
He^3 + D	He^4 + p	18,3

Tab.V-5. Reações de fusão.

Os elementos considerados fissionáveis,necessitam ser bombardeados por neutrons de baixa,moderada ou alta velocidade (Tab.V-6) . Conforme o elemento temos a respectiva energia necessária. Núcleos que são induzidos para a fissão por neutrons de baixa energia são ditos físseis.

Exemplos de reação de fissão:

$$^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n' \longrightarrow {}^{144}_{56}Ba + {}^{89}_{36}Kr + 3\,{}^{1}_{0}n'$$

$$^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n' \longrightarrow {}^{140}_{54}Xe + {}^{94}_{38}Sr + 2\,{}^{1}_{0}n'$$

ISÓTOPOS	ENERGIA DO NEUTRON
U^{235}	indiferente
Pu^{239}	indiferente
U^{233}	indiferente
U^{238}	alta
Th^{232}	alta
Pu^{240}	alta

Tab.V-6. Isótopos fissionáveis e os respectivos graus de energia dos neutrons incidentes.

Os produtos resultantes imediatamente à fissão são chamados fragmentos da fissão (Xe , Sr , Ba , Kr) e quando do seu decaimento,produtos da fissão.

A energia total da reação não deriva apenas da energia liberada no momento da fissão, devemos considerar também a parcela devida ao decaimento dos fragmentos de fissão e de eventuais capturas de neutrons.

A energia média liberada por fissão do U-235 é a 200 Mev. A máxima energia liberada na fissão total do combústivel é avaliada em torno de um milhão de megawatts por dia a cada tonelada de combustível é fissil. Cabe aqui a definição de combustível, são todos os isótopos (U,Th,Pu) do elemento, e de material combustível, combustível mais outros materiais.

Devemos levar em conta que os isótopos físseis não são todos fissionados devido a acumulação de produtos de fissão que absorvem neutrons desacelerando as reações. Assim , por esse motivo e ainda à impossibilidade do material combustível operar a altas temperaturas e reter os gases (Xe,Kr) a fissão é realizada em períodos limitados. Não conseguimos atingir o valor inicialmente dado mas chegamos a valores de mil a cem mil megawatts dia por tonelada ou mais dependendo do tipo de combústivel sem enriquecimento (porcentagem de material físsil no combustível).

11.- BREEDING (CRIAÇÃO DE ISÓTOPOS FÍSSEIS)

Existem certos isótopos denominados férteis devido ao fato de capturarem neutrôns (não são físseis)e através de decaimento radioativo darem origem a isótopos físseis. São eles o U^{238} e o Th^{232} .

$$_{92}U^{235} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow {}_{92}U^{239} + \gamma$$

$$_{92}U^{239} \longrightarrow {}_{93}Np^{239} + {}_{-1}e^{0}$$

$$_{93}N^{239} \longrightarrow {}_{94}Pu^{239} + {}_{-1}e^{0}$$

$$_{90}Th^{232} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow {}_{90}Th^{233} + \gamma$$

$$_{90}Th^{233} \longrightarrow {}_{91}Pa^{233} + {}_{-1}e^{0}$$

$$_{91}Pa^{233} \longrightarrow {}_{92}U^{233} + {}_{-1}e^{0}$$

Breeder é o tipo de reator em que ou se produz mais do que se consome ou se produz a mesma quantidade de núcleos físseis que são consumidos.

12.- NÊUTRONS RÁPIDOS E TÉRMICOS

Quando estudamos energia de ligação notamos, que um elemento pesado (instável) poderia de dividir em elementos mais leves de maior estabilidade havendo,então,liberação de energia. Era uma fissão espontânea,no entanto,muito demorada.Para utilização em reatores precisamos acelerar esse processo.

A energia requerida para excitar o núcleo de forma a explodí-lo em dois é denominada energia crítica de fissão. Essa é a energia que necessitamos introduzir no núcleo para fissioná-lo.

Um meio de suprir o núcleo é através de absorção de neutron pela última camada neutrônica. Denomina-se energia de ligação do último neutron.

Se um elemento tem energia crítica maior do que a energia de ligação do neutron este precisa ser acelerado para que ocorra a fissão,do mesmo modo que aquele em que a energia for menor que a de ligação admite o neutron sem velocidade.

NÚCLEOS FÍSSIONAVEIS $^{A}_{Z}$	ENERGIA CRÍTICA	EN.DE LIGAÇÃO $^{A}_{Z}$
$^{232}_{90}$Th	5,9	-
$^{233}_{90}$Th	6,5	5,1
$^{233}_{92}$U	5,5	-
$^{234}_{92}$U	4,6	6,6
$^{235}_{92}$U	5,75	-
$^{236}_{92}$U	5,3	6,4
$^{238}_{92}$U	5,85	-
$^{239}_{92}$U	5,5	4,9
$^{239}_{94}$Pu	5,5	-
$^{240}_{94}$Pu	4,0	6,4

Tab.V-7 Energias Críticas e de ligação do último neutron em MeV para vários núcleos físseis.

Assim da observação da tab.V-7, temos que o U-235 ao ser bombardeado por neutrons sem velocidade, absorve , transformando-se em U-236 (energia de ligação maior que a crítica) .

Do mesmo modo o U-238 necessita que o neutron seja acelerado para que promova a sua fissão (U239→energia de ligação menor do que a crítica) .

A energia cinética dos neutrons En será dada , por :

$$E_n = \frac{1}{g_c} \frac{1}{2} m_n V^2 \qquad (35)$$

onde m_n : massa do neutron

V : velocidade do neutron

g_c : fator de conversão

Fazendo as transformações para termos energia em eletron-volts e velocidade em centímetros por segundo vem :

$$E_n = 5,227 . 10^{-13} V^2 \ (eV) \qquad (36)$$

CLASSIFICAÇÃO	ENERGIA; eV	VELOCIDADE, M/s
rápido	$> 10^5$	$> 4,4.10^6$
intermediário	$1-10^5$	$1,38.10^4 - 4,4.10^6$
lento	< 1	$< 1,38.10^4$

Tab.V.8- Classificação dos neutrons em função de sua energia cinética.

De acordo com a tabelaV-8, vemos uma classificação dos neutrons, a qual também é usada para reatores. Existem Reatores Rápidos e Reatores Térmicos.

12.- NEUTRONS TÉRMICOS

Neutrons térmicos são neutrons lentos que fo -

ram espalhados ou desacelerados através do material no caroço do reator. Denomina-se moderador o meio em que devido a sua alta seção de choque de espalhamento e pequena de absorção promove a desaceleração dos neutrons.

Materiais como hidrogênio e deutério (H_2O e D_2O) grafite (C), berílio (Be) ou óxido de berílio (BeO) são considerados bons moderadores.

Os neutron térmicos, apresentam-se em equilíbrio energético com o moderador.

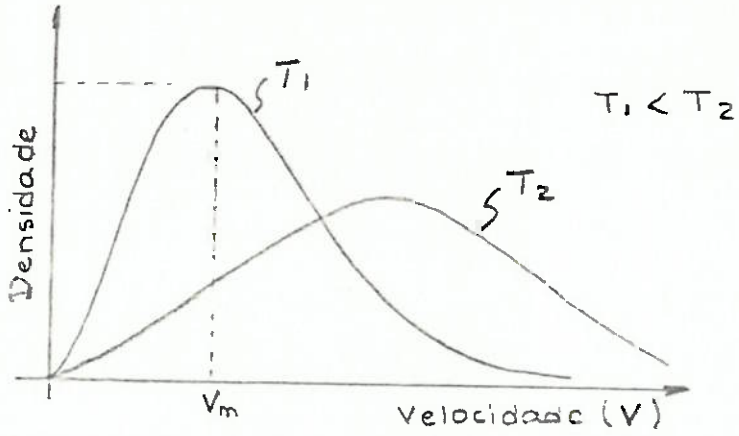


Fig.V.8- Distribuição de velocidade dos neutrons térmicos em função da sua densidade à temperatura T

De acordo com a Lei de Distribuição de Maxwell (Fig.V-8) teremos a variação da velocidade em função da densidade dos neutrons.

A velocidade que corresponde à maior densidade denomina-se "velocidade mais provável" dos neutrons térmicos . Seu valor é dado por :

$$V_m = \left(\frac{2KT}{m}\right)^{0,5} \qquad (37)$$

e a energia cinética correspondente

$$E_m = \frac{1}{2} m . V_m^2 = KT \qquad (38)$$

onde K- constante de Boltzmann ($1,3805.10^{-16}$ erg/°K ou $8,617.10^{-5}$ ev/°K)

T- temperatura absoluta (° K)

m- massa

Como os neutrons térmicos apresentam-se a mesma energia que as moléculas do meio mas,a velocidade(velocidade) diferente teremos:

$$Vn = 1,2839.10^{4}\ T^{0,5} \quad \text{para neutrons} \qquad (39)$$

$$En = 8,617.10^{-5}\ T \text{ para qualquer partícula com meio} \qquad (40)$$

A energia cinética sendo dada em eletron-volts e a velocidade em centímetro por segundo. A 20°C temos um valor para a "velocidade mais provável" e sua respectiva energia denominada de padrão: 2.200 m/s correspondendo a 0,0252 ev.

Obs: A energia cinética média da distribuição será dada por:

$$\overline{Ec} = \frac{3}{2} KT$$

e a velocidade média : $\overline{V} = \frac{2}{\sqrt{\pi}}\ Vm$

13.- SEÇÃO DE CHOQUE POR FISSÃO

Para muitos materiais a seção de choque por espalhamento torna-se desprezível em relação à seção de choque , por absorção isso,em função da energia do neutron.

Como a seção de choque total é dada pela soma da seção de choque por espalhamento pela de absorção,teremos / que a seção de choque total é aproximadamente de mesmo valor da seção de absorção.

A seção de choque por absorção compreende, fissão e captura de neutron.

Ao plotarmos a seção de choque total versus energia do neutron (log-log) discriminaremos três regiões distintas: uma proporcional ao inverso da velocidade; uma região de / ressonância e uma correspondente a neutrons rápidos;isso para / um material físsil. (Fig.V-9)

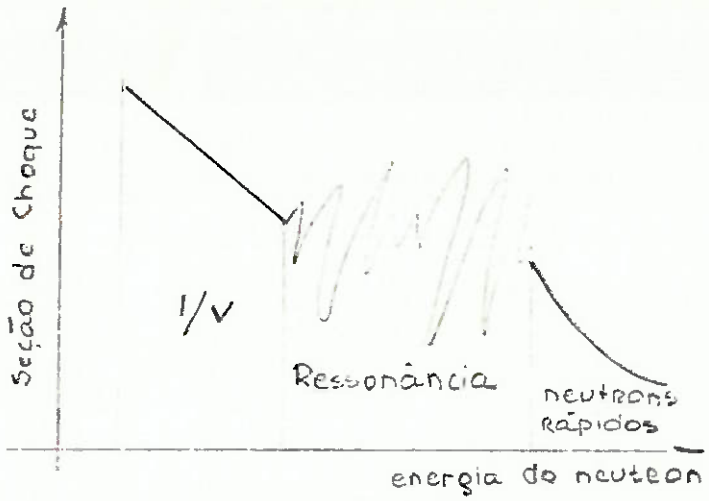


Fig.V-9. Seção de choque total versus energia do neutron para um material físsil.

Para elementos não físseis, no entanto, esse comportamento muda. A baixas energias, a seção de choque aproxima-se de zero; isso significa que esses núcleos só reagem com grande energia.

14.- RELAÇÃO CAPTURA-FISSÃO (α)

Como já foi dito anteriormente, quando estamos na presença de núcleos físseis três tipos de reação podem ocorrer: espalhamento elástico, captura radioativa e fissão. Mas, o espalhamento -baixa energia- é desprezível em relação às outras duas opções.

Denomina-se "Relação captura-fissão" (α) à relação existente entre a seção de choque de captura (σ_γ) e a seção de choque de fissão (σ_f) à baixa energia.

$$\alpha = \frac{\sigma_\gamma}{\sigma_f} \qquad (41)$$

Esse valor nos indicará aqueles núcleos considerados mais físseis, isto é, quanto maior a probabilidade de que ocorra fissão com neutros térmicos.

15.- NEUTRONS DE FISSÃO

No momento em que ocorre a fissão do núcleo temos a emissão de neutrons rápidos, que representam aproximadamente 99% dos neutrons emitidos, e derivados do decaimento dos protos de fusão, os neutrons retardados.

O número médio de neutrons, rápidos e retardados emitidos, é função da enrgia e é representado por ν.

Como σ_γ e σ_f são proporcionais às probabilidades de captura radioativa e de fissão para um neutron; teremos que a probabilidade de fissão para um neutron será representada pela relação entre as seções de choque de fissão e de absorção.

$$\text{Probabilidade de fissão com um neutron} = \frac{\sigma_f}{\sigma_a} = \frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_a} \qquad (42)$$

Se quisermos determinar a probabilidade de fissão para ν neutrons (η):

$$\eta = \nu \cdot \frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_a} = \nu \cdot \frac{1}{1+\alpha} \qquad (43)$$

No caso de termos mistura de núcleos físseis, ou mistura de núcleos físseis e não físseis, será definido como o número de neutrons emitidos pelo número de neutrons absorvidos na mistura.

$$\eta = \frac{1}{\Sigma_a} \sum_i \nu(i) \cdot \Sigma_f(i) = \frac{\sum_i \nu(i)\Sigma_f(i)}{\sum_i \Sigma_a(i)} \qquad (44)$$

onde Σ_a, seção macroscópica de absorção da mistura

$\Sigma_f(i)$, seção macroscópica de fissão para cada nuclídeo

$\nu(i)$, número de neutrons para cada nuclídeo

Os valores de Σ_a, $\Sigma_f(i)$ e $\nu(i)$ devem ser tomados em relação à energia dos neutrons que induziram a fissão.

Exemplo: Seja uma mistura de U 235 e U 238 que

é induzida por neutrons lentos (a) e rápidos (b) (ver Tab.V-9)

$$(a)\quad \eta = \frac{\nu(235)\,\Sigma_f(235)}{\Sigma_a(235)+\Sigma_a(238)}$$

$$(b)\quad \eta = \frac{\nu(235)\,\Sigma_f(235)+\nu(233)\,\Sigma_f(233)}{\Sigma_a(235)+\Sigma_a(233)}$$

	σ_a	σ_f	α	η	ν
^{233}U	578,8	531,1	0,0899	2,287	2,492
^{235}U	680,8	582,2	0,165	2,068	2,418
^{239}Pu	1017,3	742,5	0,362	2,108	2,871
^{241}Pu	1377	1009	0,365	2,145	2,927

Tab.V-9. Propriedades dos materiais físseis (0,0253eV)
(3ªed. BNL-325, 1973)

16.- REAÇÃO EM CADEIA

Quando um núcleo é fissionado emite em média 2,43 neutrons sendo que parte provoca novas fissões e parte perde-se (absorção,escape) .

Se imaginarmos N neutrons iniciando um ciclo de fissão no urânio natural (0,7% de U 235 e 99,3% de U238)primeiramente teremos a fissão por neutrons rápidos do U 238 emitindo uma quantidade de neutrons maior que a inicial. Alguns desses neutrons escaparão do caroço,perdendo-se;outros serão absorvidos pelo U238 sem causar fissão. Devido aos choques com material moderador os neutrons remanescentes estarão em equilíbrio térmico com o meio podendo novamente escapar ou ser absorvidos, pelo combústivel ;pela estrutura do reator,pelo refrigerante,pelo moderador,etc. Desses neutrons resultantes alguns induzirão novas fissões.

Assim,o número de neutrons que chegar ao fim do ciclo N_1 poderá ser maior,menor ou igual a N .

Um coeficiente de extrema importância,denomina-

do fator de multiplicação K ,será definido como a razão entre o número de neutrons de uma geração (N_i) e o número de neutrons da geração que a precedeu (N).

$$K = \frac{N\xi}{N}$$

Se K for maior que a unidade,teremos uma energia emitida crescente e a reação denominar-se-á supercrítica.Se menor que a unidade a energia decrescerá,tendendo a zero,teremos uma reação subcrítica;e se igual à unidade,a energia permanecerá contante e a reação se dirá crítica.

O fator de multiplicação é função do combustível,do arranjo geométrico do caroço (núcleo do reator).

Assim o estado,nítidamente importante para o reator,de criticalidade permite que o número de neutrons permaneça constante controlando a reação em cadeia,evitando (evitando) assim o crescimento constante da energia liberada (bomba)ou o seu declínio.

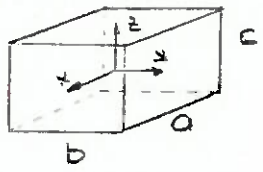
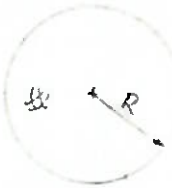
Todos sabemos que os neutrons apresentam vetores velocidade variáveis;uma forma simplificada,que traz resultados razoáveis,de se analisar os fenômenos de difusão resume-se em considerar os vetores velocidade como fluxo escalar de neutrons. Levaremos ainda em consideração que a energia dos neutrons está restrita a um número de níveis;denominados grupos,a semelhança dos níveis eletrônicos -na teoria do átomo.

O último nível desse espectro de energia corresponde ao estado em que os neutrons se encontrarão em equilíbrio térmico com o meio. Serão neutrons térmicos.

Assim,os reatores são calculados com base na teoria dos grupos,tendo como base o estado crítico quando há conservação do número de neutrons.

Tab.V-10. Buckling,volume crítico mínimo em função da forma do caroço. O índice "e" refere-se ao comprimento extrapolado.

(Tab. pg. seguinte)

Geometria	Buckling B^2	Mínimo Volume Crítico
 placa infinita	$\left(\frac{\pi}{a_e}\right)^2$	∞
 paralelepípedo	$\left(\frac{\pi}{a_e}\right)^2+\left(\frac{\pi}{b_e}\right)^2+\left(\frac{\pi}{c_e}\right)^2$	$\frac{161}{B^3}$
 esfera	$\left(\frac{\pi}{R_e}\right)^2$	$\frac{130}{B^3}$
 cilindro finito	$\left(\frac{\pi}{H_e}\right)^2+\left(\frac{2,405}{R_e}\right)^2$	$\frac{148}{B^3}$

No estado crítico o reator, caroço, apresenta-se com massa e dimensões mínimas para manter a reação de fissão em cadeia. Na tab.V-10 apresentamos os valores dos volumes mínimos críticos para as principais formas geométricas.

Muito falamos até agora do caroço do reator. O caroço do reator consiste de longas e estreitas barras de metal imersas em refrigerante ou moderador. Dentro de cada barra encontraremos conjuntos de pequenos cilindros de material combustível circundados por metal (camisa), esse é o elemento combustível básico. A descrição que fizemos corresponde a um caroço normalmente encontrado nos reatores tipo vaso de pressão. (Fig.V-10).

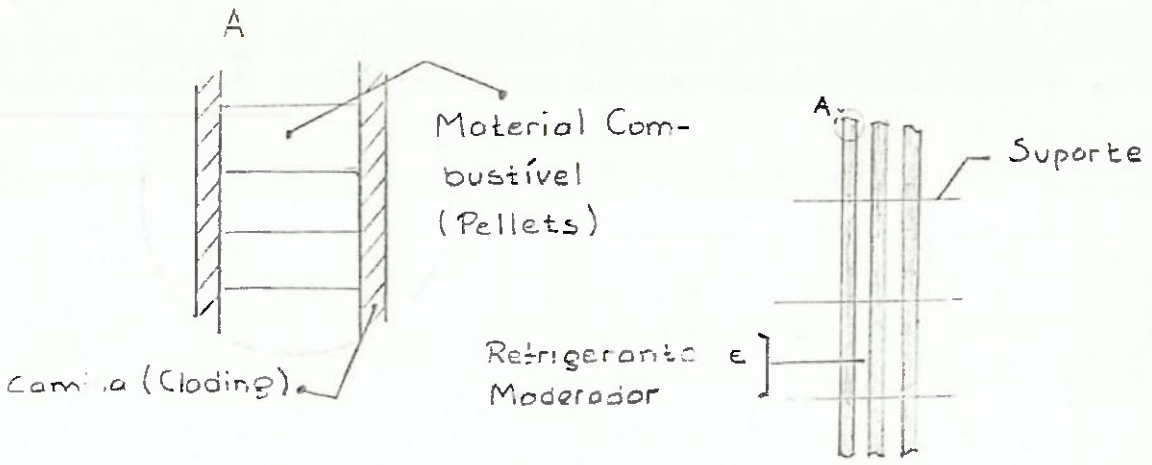


Fig.V-10.Vemos aqui,um caroço de reator e um detalhe,a camisa e material combustível formando o elemento combustível.

CAP.VI - PRINCIPAIS COMPONENTES DOS REATORES NUCLEARES

INTRODUÇÃO

Antes de qualquer discussão envolvendo os vá - rios tipos de reatores existentes deveremos saber distinguir os principais componentes do reator básico.

A região central de qualquer reator nuclear de nomina-se caroço "core",onde teremos a fissão do combustível. O calor resultante das reações é retirado por meio de um refrigerante que circula através do caroço.

Barras de controle promovem a manutenção de nú mero conveniente de fissões e,consequentemente,controlam a po - tência do reator. Essas barras de controle são feitas com um ma terial absorvedor de neutrons.

Para que o fluxo de neutrons assuma uma forma/ quase constante fazendo com que o combustível se fissione uni- formemente usamos um refletor circundando o caroço.

Caroço,barras de controle,moderador e refletor localizam-se dentro do vaso do reator. Entre o vaso e a prote - ção biológica -parede que reduz o fluxo dos neutrons e de raios gama provenientes do vaso- teremos uma barreira térmica que ab sorve o calor gerado pela radiação emanada pelo caroço e prote-

ge a barreira biológica contra certas radiações perigosas.

1. ELEMENTO COMBUSTÍVEL

Como o único combustível físsil natural é o isótopo 235 do urânio até a bem pouco tempo todos os processos de fissão nuclear baseavam-se nesse combustível. O urânio natural, apresenta apenas 0,7% de U235 e o restante de U238. Assim tornava-se necessário um enriquecimento do combustível.

Modernamente,os reatores utilizam os denominados combustíveis férteis -através da captura de neutrons esses elementos sofrem decaimentos radiativos até o surgimento de um isótopo físsil,como o Urânio (isótopo 238) e o Tório (isótopo 232) que originam os seguintes combustíveis físseis: Plutônio (isótopo 239) e Urânio (isótopo 233).

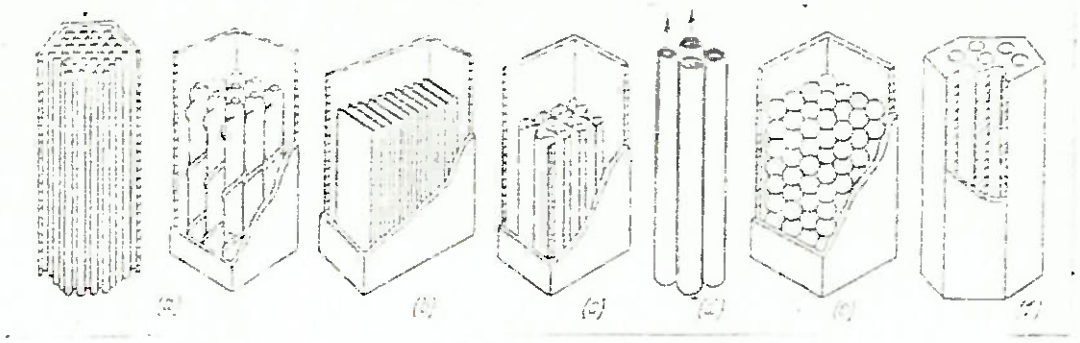
O combustível nuclear pode se apresentar na forma líquida ou sólida. Denominam-se os reatores que utilizam combustível sólido de reatores heterogêneos. O combustível vem envolto em um material inerte de modo a não haver interação entre o refrigerante e os produtos de fissão. Aqueles que utilizam combustível na forma líquida são chamados reatores homogêneos e teremos que o refrigerante e o combustível nuclear apresentar-se-ão uniformemente misturados -no caso de reatores térmicos,o moderador também.

O revestimento mais o combustível formam o elemento combustível. Na literatura denomina-se esse revestimento de camisa.

Os elementos combustíveis podem se apresentar, sob a forma de barras,placas,placas onduladas,tubos, esferas ou blocos perfurados. As formas mais comuns são as barras e os tubos. Em geral,para aumentar a dissipação de calor são utilizados aletas. (Fig.1)

E esses elementos combustíveis são reunidos em feixes visando evitar a contaminação do reator e facilitar o carregamento automático de combustível.

Obs: As esferas são produzidas através de um processo que promove a mistura do combustível (óxido ou carbeto de urânio) sob a forma de micro-esferas -0,2 a 0,5mm de diâmetro- com o moderador,no caso,grafite,formando esferas de 6cm de diâmetro ou barras prismáticas. Nesse sistema teremos o elemento combustível , formado por combustível e moderador ao mesmo tempo. Sua utilização ocorre em reatores de alta temperatura.



(a) barras aletadas

(b) placas

(c) placas onduladas

(d) tubos

(e) esferas

(f) blocos

Fig.VI-1. Elementos combustíveis.

O material combustível mais utilizado,na atualidade,é o dióxido de urânio (UO_2) devido ao seu alto ponto de fusão (aproximadamente 2.800°C). É,razoavelmente,estável radioativamente,quimicamente inerte e quando em contato com a maioria das camisas metálicas e refrigerantes apresenta-se praticamente estável.

Para reatores de alta temperatura os materiais mais recomendáveis são os carbetos de urânio e plutônio devido, a suas altas densidades e condutividades térmicas em relação ao UO_2 .

2. MOLDERADORES

Os moderadores são usados em reatores térmicos com a função de reduzir a energia dos neutrons de fissão.

Essa redução dá-se através de choques elásti - cos entre os neutrons e um material de baixa massa atômica, alta seção de choque de captura. Essas propriedades são necessárias, para que a energia cinética do neutron caia a um valor tal que ele possa reagir com os núcleos de urânio produzindo fissão.

Assim, a função do moderador é desacelerar os neutrons levando-os ao nível térmico de energia.

Os moderadores mais utilizados são: água (H_2O), água pesada (D_2O), grafite e mais raramente o berílio.

A água pesada é utilizada em reatores que usam urânio natural não enriquecido , é um ótimo moderador apesar do alto custo. A água comum deve ser pura sendo, então, necessá - rios vários tratamentos.

3. REFLETORES

À volta do caroço, é comum encontramos o refle tor que por espalhamento impede a fuga dos neutrons. Assim, aumenta as fissões possibilitando, através de um fluxo uniforme / de neutrons, que se atinja a condição de criticalidade com um menor volume de combustível.

Com um fluxo uniforme de neutrons através do / caroço o combustível se queimará de maneira mais eficiente.

Os refletores dos reatores térmicos são feitos do mesmo material que os moderadores.

O caroço dos reatores rápidos é, em geral, envolto por urânio natural que funcionam como refletor e ao mesmo tempo promove as reações de conversão ou de criação de isóto - pos físseis. Nos reatores tipo 'BREEDER' (criadores ou geradores de isótopos físseis) essa região é denominada de 'capa' (blan - ket).

4. REFRIGERANTE

O refrigerante deve remover o calor do caroço, e de outras partes do reator que possam vir a produzi-lo. Sua função, então, é representada pela transferência do calor para fora do reator. Em alguns tipos de reatores como o BWR o refrigerante também funciona como meio de transferência de energia potencial em energia mecânica na turbina.

O calor pode ser removido através de dois caminhos: ou o refrigerante é bombardeado sob pressão através de tubos que formam o caroço ou o caroço é mergulhado em refrigerante. No primeiro caso temos a denominação "Reator de tubo de pressão" e no segundo " Reator de vaso de pressão".

A escolha do refrigerante é algo muito importante pois deve-se prevenir o super-aquecimento do combustível pode vir a danificá-lo. As propriedades nucleares importantes para o refrigerante são: baixa seção de choque de captura e alta resistência à decomposição pela radiação; entre as propriedades termo dinâmicas mais importantes encontram-se o calor específico e a condutividade térmica.

Os principais refrigerantes usados são: água pura e água pesada, gases, metais líquidos e líquidos orgânicos.

A água deve passar por um processo de purificação evitando resíduos que provoquem a corrosão e a erosão dos materiais utilizados no reator e demais sistemas.

A radiação nuclear provoca o fenômeno da radiólise quando a água se decompõe em oxigênio e hidrogênio com a formação de peróxido de hidrogênio. A presença desses gases no reator provoca explosões que corroem o sistema. Para evitar isso, utilizam-se purificadores permanentes do tipo trocador de íons ou filtros inorgânicos de alta temperatura.

Como a água funciona como moderador, não pode ser utilizada em Reatores Rápidos. Esses reatores em geral são refrigerados por metais líquidos, em particular, o sódio. O sódio apresenta boas propriedades térmicas, além do [illegible], devido ao

fato de seu ponto de ebulição ser alto pode ser utilizado em sistemas que operam a altas temperaturas e a baixa pressões.

Um dos principais problemas decorrentes da utilização do sódio reside no fato de que quando em contato com a água torna-se altamente explosivo.

Dos refrigerantes gasosos, um dos mais usados é o dióxido de carbono (CO_2) empregado junto com o moderador grafite. O hélio (He) é um ótimo refrigerante para reatores rápidos a tubo de pressão mas, devido ao seu alto custo não é muito utilizado. O ar também é empregado.

Os gases tem pequena seção de choque de captura, baixa condutividade térmica e pequeno coeficiente de transferência de calor. Por causa disto é que grandes volumes de gás são necessários para refrigerar o caroço. A pressão no vaso do reator aumenta. Por isso denominam-se os reatores refrigerados, a gás como Reatores de Alta Pressão.

Apesar da desvantagem de serem usadas pressões maiores, os gases não possuem limite de temperatura. Sua máxima temperatura será aquela em que o caroço e o combustível ainda resistirem incólumes.

5. CONTRÔLE E SEGURANÇA

Durante o funcionamento de um reator nuclear , diversos parâmetros como reatividade (fator δ) temperatura do caroço, suprimento de refrigerante, pressão e temperatura no vaso quantidade de radiação, venenos, entre outros, podem variar e se não for feito um controle imediato a integridade do próprio reator apresentar-se-á abalada.

O reator é um sistema muito delicado qualquer, escape de radiação que possa vir a ocorrer provocará danos insuperáveis.

Assim, torna-se necessário um controle rígido de tudo o que ocorre em seu interior. Dividiremos esse ítem em duas partes. A primeira tratará dos sistemas de controle de reativi

dade e a segurança de mecanismos de emergência.

5.1- SISTEMAS DE CONTRÔLE DA REATIVIDADE

Vamos, inicialmente, definir o que vem a ser reatividade. Reatividade é o grau de criticalidade do reator. Seja K, fator de multiplicação, então ρ, reatividade será definida como

$$\rho = \frac{K-1}{K} \qquad (6\text{-}1)$$

Se o reator está crítico teremos $\rho = 0$, se subcrítico ρ é negativo e se supercrítico ρ é positivo.

Os sistemas de contrôle de reatividade auxiliam as operações de iniciar ou cessar a atividade do reator; controlam o nível de potência, variam o grau de criticalidade, neutralizam os efeitos dos venenos de fissão, entre outras coisas.

Esse contrôle é feito através de elementos com alta seção de choque de captura que absorvem os neutrons excedentes quando necessário.

Muito falamos até agora em controlar, mas as razões que nos levam á isso não ficaram ainda claras.

Durante a 'partida' do reator, torna-se necessária uma quantidade de combustível maior do que aquele mínimo para manter a criticalidade. Caso esse material excedente não seja adicionado, o reator após as primeiras fissões torna-se-à subcrítico. Ainda, se partirmos o reator sem que um conveniente sistema de contrôle que diminua o número de neutrons resultantes das primeiras fissões estaremos trabalhando em regime supercrítico, o que não é o ideal. Concluindo, na partida do reator utilizamos uma quantidade extra de material físsil no combustível, para manter a massa crítica em funcionamento, e um sistema de contrôle para manter um número suficiente de neutrons de tal forma que o equilíbrio seja conseguido (K=1, ρ=0).

Todos os produtos de fissão absorvem neutrons em dada proporção e, se acumulados tendem a diminuir o fator de

multiplicação (K). O mais importante produto de fissão é o Xenônio-135.

Denominam-se venenos aqueles produtos com altas seções de choque de absorção. O veneno Xenônio-135 possui seção de choque de absorção de $2{,}65.10^6$ barns.

O grande problema causado pelo Xenônio-135 deriva do fato: variações de energia provocam variações na concentração de Xe e por conseguinte diferentes níveis de absorção de neutrons e variações nas taxas de reatividade.

Essas variações de reatividade precisam ser controladas pois, os reatores muitas vezes atravessam períodos de picos de consumo onde a energia a ser fornecida deve aumentar e vice-versa sem comprometer a segurança.

Também, grandes concentrações de veneno na partida do reator impõem certos problemas.

A forma mais utilizada de controle dá-se através de barras de material absorvedor de neutrons. São as barras de controle.

O sistema de controle consiste de três grupos de barras cada qual com uma função bem definida.

São eles:

a) Barras de controle grosseiro, compensam as variações de temperatura no reator, os efeitos dos venenos e do combustível consumido.

b) Barras de regulação, automáticas ou manuais, promovem um controle mais apurado visando manter a capacidade do reator e os principais parâmetros do refrigerante; assim como, compensar pequenas variações da reatividade.

c) Barras de segurança, são usadas em condições tais que a ação deve ser rápida.

Essas barras através de sua inserção ou retirada promovem respectivamente diminuição ou aumento dos neutrons disponíveis. Podem ser cilíndricas, prismáticas, cruciformes ou esféricas.

Como devem absorver neutrons essas barras são de materiais com alta seção de choque de absorção . O Boro-10 ,

cádmio-113, Háfnio-179 são alguns dos mais apropriados. O Boro -10 é utilizado na forma de ligas metálicas mas seu uso é prejudicado devido ao fato de que em sua reação com o neutron emite/ partículas alfa - destroe a rede cristalina - ; o Cadmio-113 / pode ser usado na sua forma pura ou em ligas metálicas e não / possui o incoveniente do anterior, isto é, o produto da captura é estável. Algumas terras raras tem grande emprego em Reatores/ Rápidos devido a alta seção de choque de captura. (Tab 1)

Elemento	Seção de choque absorção σ_a (barn)
Boro - 10	3.990
Cadmio - 113	2.500
Háfnio - 179	115
Gadolínio Natural	44.000
Gd - 157	160.000
Samário - 149	50.000
Európio	6.000

Tab. VI. 1 - Principais materiais utilizados nas barras de controle.

Além de barras de controle é comum encontrar - mos a proteção química - líquido com alto poder absorvedor é misturado ao refrigerante -. Em geral, variando a concentração/ de ácido bórico (H_3BO_3) na água conseguimos um bom efeito controlador o que, entretanto, não significa que a proteção química possa agir sozinha, ela é um complemento para o sistema de / barras de controle.

Quando esses dois tipos de proteção estão presentes no reator, as barras de controle atuam no controle da / reatividade - quando se torna necessário uma rápida atração para diminuir ou aumentar o número de neutrons -, e na compensação de mudanças de reatividade devidas as variações de temperaturas e de potência. A proteção química é usada durante os fenô

menos denominados "Xe - transientes", já descritos anteriormente, para compensar os resultados do consumo do combustível com aumento dos venenos no fim da vida do caroço.

Não podemos esquecer também que a utilização de proteção química diminui o número de barras de controle - mecanismo caro.

5.2 - MECANISMOS DE EMERGÊNCIA

O funcionamento normal de um reator pressupõe a integridade estrutural do sistema e contenção da radioatividade gerada pela fissão nuclear. Assim qualquer problema que possa vir a surgir e que ameace a operação normal do reator deve ter sua solução assegurada pelos mecanismos de emergência.

Podemos dividir os mecanismos de emergência em: mecanismos de segurança intrínsecos e mecanismos de segurança externa. Os primeiros, resultam de propriedades inerentes a concepção do reator. Os mecanismos externos são adicionados ao reator básico visando um acréscimo de segurança.

A água por exemplo, quando usada como refrigerante pode sofrer um processo de super-aquecimento tornando-se, assim, menos densa perdendo a sua capacidade moderadora. Deste modo, se o super-aquecimento for causado por um aumento de fissões (reatividade positiva) a água agirá como a barra de controle, diminuindo as reações (para reatores térmicos os neutrons precisam ser desacelerados pelo moderador para que a reação se processe no nível desejado). O refrigerante é, então, um mecanismo intrínsico e as barras de controle um mecanismo de proteção externa.

Quando analisamos o refrigerante verificamos que a fonte maior de calor no reator é o caroço, nas barras de combustível se desenvolvem as maiores temperaturas. Fica claro deste modo que a camisa, material que envolve o combustível deve ser resistente ao calor. Se seu ponto de fusão estiver próximo daquele do combustível poderemos enfrentar situações onde através de uma expansão ou mesmo rompimento do material a radia-

ção resultante da fissão (decaimentos dos produtos) atingirá o refrigerante causando enormes danos. O material de que é feito, a camisa deve possuir um ponto de fusão bem mais alto que o combustível.(Tab.2e3)

MATERIAL	NÚMERO ATÔMICO	PONTO DE FUSÃO C
Berílio	4	1277
Magnésio	12	652
Alumínio	13	560
Zircônio	40	1854
Zircalois 2 e 4	-	1821

Tab.VI-2- Alguns materiais utilizados em 'camisas'

A camisa deve ainda agir como barreira ao escape de gases,produtos da fissão,radiativos que podem contaminar, o refrigerante.

Além de eventual escape de gases o próprio refrigerante pode gerar alguma radiação -é o caso do trítio na água,da formação de N-16 a partir do oxigênio,etc- . Sistemas de limpeza do refrigerante são necessários.

O reator nuclear é um sistema muito delicado . Um exemplo,após a parada do reator,isto é,quando não ocorrem mais reações em cadeia,o refrigerante ainda é necessário pois , os produtos de fissão através de decaimentos radiativos continuam a gerar calor e um super aquecimento do elemento combustível ainda é um fator importante a considerar.

O sistema de refrigeração exerce papel capital para o bom funcionamento do reator. Uma medida de segurança imprescindível é a instalação de um sistema auxiliar de refrigeração totalmente independente do principal.

Outro ponto muito importante é o projeto adequado do vaso do reator de modo a impedir quaisquer danos devidos a sobre-pressões e,também,prover o reator de um sistema de purificação interna da atmosfera,livrando-a da radiação.

Tab.VII-3- Alguns materiais combustíveis e seus pontos de fusão

(Tab.pg.seg.)

MATERIAL	PONTO DE FUSÃO (°C)
Urânio	1132
UO2	2749
Thorio	1749
ThO2	3299
Plutonio	639
UC	2315

6. ESTRUTURA E BLINDAGEM

Raios γ, neutrons, e outras radiações emanadas do caroço do reator são absorvidas pela estrutura, vaso de pressão, paredes do reator. A radiação absorvida é convertida em calor necessitando ser retirada, através de um conveniente sistema de refrigeração.

Os neutrons e os feixes de raios γ são atenuados a medida que penetram nas barreiras. É um processo análogo, ao do decaimento radioativo. Ao mesmo tempo, calor estará sendo gerado nesses corpos.

As blindagens numa central nuclear podem ser do tipo biológica ou térmica (Fig.2). A blindagem biológica tem como função principal reduzir a radiação a que são expostos os homens que trabalham no reator. A térmica visa, essencialmente, reduzir a intensidade dos raios gama incidentes nas paredes do reator e assim protegê-las do calor gerado pela absorção de tais raios -altas temperaturas e grandes gradientes que mantém o material sobre alta tensão térmica além da degradação de suas propriedades mecânicas.

Assim, teremos a blindagem térmica entre o caroço e o vaso. É refrigerada de forma seriada, isto é, primeiro o refrigerante passa pela blindagem e depois vai para o caroço.

A blindagem térmica devido à necessidade de absver as radiações e de ser boa condutora de calor deve apresentar altas condutividades térmicas e coeficientes de absorção de neutrons, raios gama, e outras radiações. O alumínio é um materia

que se encaixa perfeitamente a essas exigências sendo usado como blindagem térmica do caroço do reator.

O vaso do reator pode ser protegido por uma barreira de aço ou ferro e a blindagem biológica por uma camada de concreto de alta resistência.

Como a barreira biológica tem a função de reduzir o fluxo de raios e de neutrons até níveis aceitáveis, é, em geral, constituída de concreto-pesado-concreto mais substâncias absorvedoras de partículas como, sucata de ferro, hematita, barita, etc.

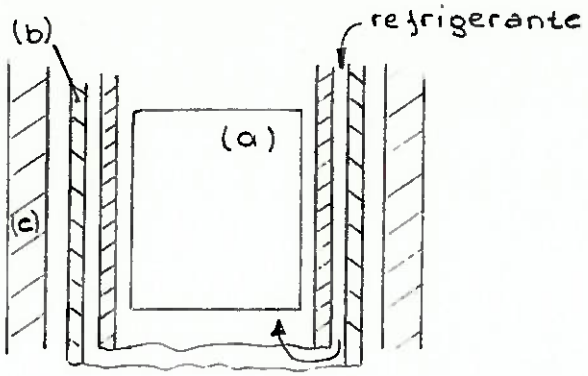


Fig.VI.2- Esquema representando o caroço do reator (a) blindagem térmica (b) e parede do reator (c)-blindagem biológica.

CAP.VII- SISTEMAS DE POTÊNCIA NUCLEAR

Após o reconhecimento das partes constituintes do reator nuclear, o que foi concluído no capítulo anterior, torna-se de vital importância o conhecimento da classificação dos sistemas de potência (circuito simples, duplo, misto, triplo) e sua aplicação aos vários tipos de reatores existentes.

Cada tipo principal de reatores será discutido rapidamente de modo a dar uma idéia geral da tecnologia que está sendo aplicada atualmente.

Os principais esquemas com os principais equipamentos utilizados nos sistemas de potência nuclear também serão descritos, admitindo como imprescindível a leitura dos anexos Nuclear steam systems -reportagem especial da revista Power (04/83)- e, Nuclear Instrumentation- Power (06/75)-.

1 - CLASSIFICAÇÃO DOS SISTEMAS DE POTÊNCIA NUCLEARES

Os sistemas de potencia nuclear classificam-se basicamente, de acordo com o número de circuitos que o fluido / de trabalho ou os fluídos de trabalho - considerando aqui, fluído de trabalho como aquele que transfere energia logo, engloba/ o refrigerante também - percorrem.

Os sistemas de potência nuclear podem ainda ser especificados de acordo com :

a- Tipo de reator : neutrons rápidos, térmicos.

b- Tipo de turbina a vapor : turbinas usando vapor saturado, super aquecido.

c- Método de superaquecimento do vapor : superaquecimento no reator ou fora dele.

d- Tipo de refrigerante : gás, água comum, água pesada, água pressurizada, metal líguido, refrigerantes orgânicos.

e- Construção do reator : vaso de pressão, tubó de pressão, reator de ebulição (BWR) com circulação forçada ou natural.

f- Tipo de moderador : urânio grafite, água-pesada.

Em geral, os sistemas de potência seguem uma / classificação mista. Assim, teremos sistemas de circuito misto/ de potência com neutrons térmicos, turbinas de alta pressaõ com vapor super aquecido, sendo, o reator de canais moderado por grafite; esta é a descrição de um sistema de potência nuclear.

1.1 - CLASSIFICAÇÃO BÁSICA : NÚMERO DE CIRCUITOS

O refrigerante num circuito de potência nuclear assume vital importância uma vez que remove o calor gerado pelo reator. O refrigerante deve ser puro para prevenir reações com o combustível; o circuito necessariamente fechado, o refrigerante ao passar pelo reator é ativado e transporta alto nível de radiação.

Definimos agora fluido de trabalho: é aquele / que promove a transformação de energia térmica (vapor) em energia mecânica dentro da turbina.

A classificação básica das estações de potência nuclear depende do número de circuitos.

Poderemos ter circuitos simples, duplos, duplos incompletos, triplos.

CIRCUITOS SIMPLES : o circuito do refrigerante e do fluído de trabalho coincidem, isto é, o refrigerante é o fluído de trabalho. O vapor gerado no reator vai diretamente à turbina onde se expande e transforma sua energia em energia elétrica, passando, posteriormente, por um condensador e sendo levado ao reator por intermédio de uma bomba.

O reator opera com circulação natural do refrigerante ou com circulação forçada, no caso através de bomba. Como está visto, todo o equipamento opera com material radioativo sendo este um de seus maiores problemas. No entanto, a simplicidade do princípio e sua alta economia - únicas perdas ocorrem nas linhas de vapor, não considerando a turbina e o reator - são suas grandes vantagens.

Tal sistema é típico em reatores do tipo B WR (reator de água em ebulição) fig. (1-a)

CIRCUITO DUPLO : nos circuitos duplos o refrigerante e o fluido de trabalho são separados. Temos o circuito primário onde o refrigerante é admitido no reator após passar por uma bomba de circulação; num trocador de calor se faz a transferência de energia do refrigerante ao fluído de trabalho sem que haja contato entre ambos. O circuito secundario compreenderá, então, a turbina, o gerador, o compensador e a bomba de alimentação do trocador.

Deve-se evitar a ebulição do refrigerante nos canais do circuito primário pois esta danifica as instalações. Assim, como estamos supondo que não haja vapor no refrigerante torna-se necessário adicionar um compensador de volume uma vêz que o volume do refrigerante modifica-se com a variação da temperatura. Fig. (1-b)

Se o refrigerante utilizado for a água então ,

deveremos manter o circuito primário a uma pressão bem mais alta que a do circuito secundário. Isso evita a formação de vapor mas, diminui sensívelmente a eficiência do reator de duplo circuito em relação ao circuito simples, se pensarmos na mesma pressão. No entanto, as instalações ficam a um custo muito mais baixo por não envolver radiação em todo sistema. Assim poderemos dizer não haver vantagens entre esses dois tipos de circuitos quanto ao kilowatt instalado. É típico em reatores PWR (reatores com água pressurizada).

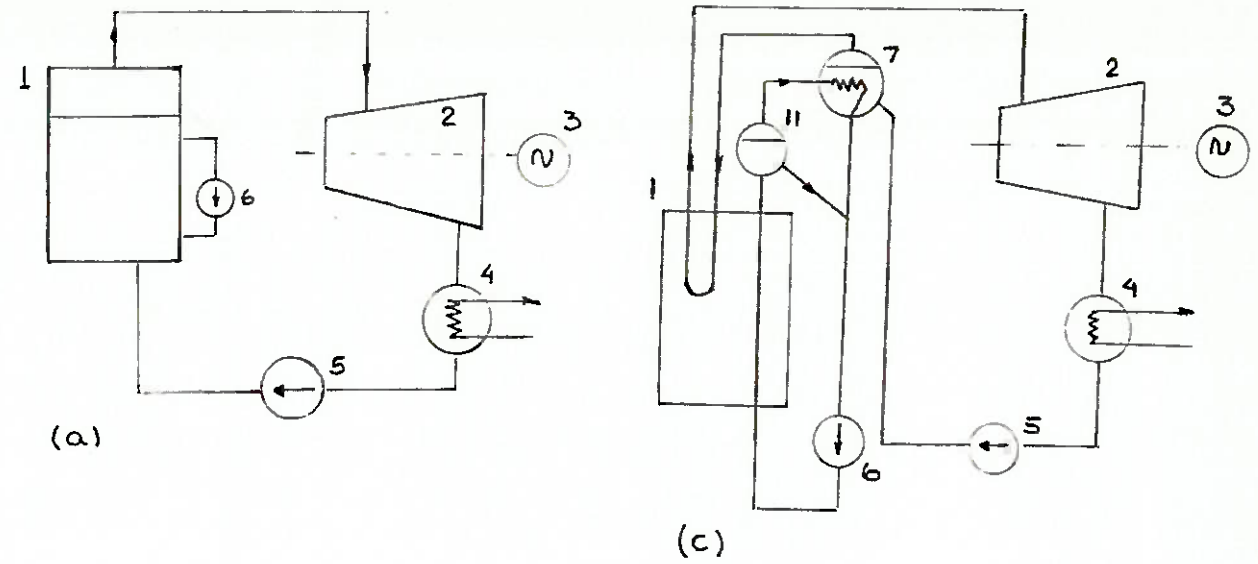
CIRCUITO MISTO: fig. 1c - neste caso o circuito secundário penetra no primário. O refrigerante após passar pelo reator tem seu vapor drenado e dirigido para o trocador de calor onde o fluído de trabalho torna-se vapor saturado. Esse vapor saturado retorna ao reator de modo a superaquecer-se, após o que, entra no circuito secundário propriamente dito.

Devido ao fato de o vapor que percorre o secundário provir do circuito primário deriva que o funcionamento de todo o circuito de potência dá-se sob radiação, pequena se comparada com o circuito simples. O superaquecimento do vapor aumenta a eficiência do sistema de potência. Esse circuito é utilizado por reatores de canal moderados a grafite e refrigerado pela água.

CIRCUITO TRIPLO: existem refrigerantes, que na ocorrência de qualquer vazamento, entram em contato com a água ou vapor d'agua provocam violentas reações químicas no reator. Para evitar essas reações utilizam-se os circuitos triplos. (fig. 1-d)

O refrigerante, metal-liquido radioativo, é bombeado através do reator e trocador de calor por onde transfere seu calor para um fluído intermediario, metal liquido não radioativo, que passa pelo gerador de vapor - circuito intermediário.

O circuito triplo só difere do duplo quanto ao circuito intermediário e quanto ao custo - muito maior. Usado nos reatores rápidos tipo Breeder.



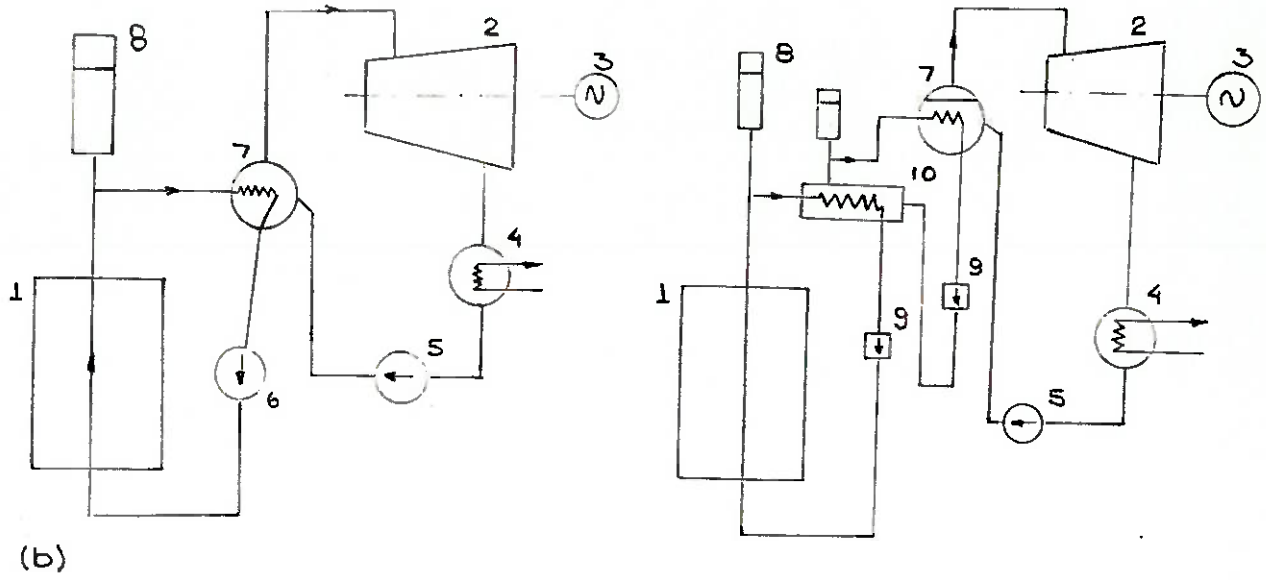


Fig.VII.1- Classificação de centrais nucleares de acordo com o número de circuitos: (a) circuito simples; (b) circuito duplo;(c) circuito misto; (d) circuito triplo (1-reator;2-turbina;3-gerador;4-condensador;5-bomba de alimentação;6-bomba de circulação; 7-trocador de calor;8-compensador de volume;9-bomba de metal líquido;10-trocador de calor intermediário;11-separador de vapor.

1.2-TIPOS DE REATORES

Vamos,nesse momento,descrver sucintamente os principais tipos de reator existentes. Veremos os reatores tér-

micos refrigerados a água, água pesada, gás e o tipo 'Breeder' ou conversores.

REATORES A ÁGUA (LWR -light- water reactors)

Esses reatores trabalham com água comum- o isótopo de massa 1 do hidrogênio predomina-, que funciona como refrigerante e moderador. O hidrogênio de massa 1 tem uma alta tendência de absorver neutrons formando o deutério (isótopo de hidrogênio de massa 2). Assim, o número de neutrons diminui e não poderemos utilizar urânio natural como combustível, deveremos enriquecê-lo até, aproximadamente, 3%. Para estabelecer esse enriquecimento uma parte da enrgia produzida pelo reator é utilizado.

Existem basicamente, dois tipos de reator a água comum: o BWR , reator de água em ebulição e o PWR, reator a água pressurizada.

No PWR temos a água entrando no vaso de pressão a uma temperatura de aproximadamente 290°C e escoando à volta do caroço, servindo como refletor após o que penetra no caroço , resfriando-o e sai do vaso a uma temperatura de 315°C. A água é mantida á alta pressão, em torno de 15,5 MPa, evitando assim sua ebulição.

O vapor que alimenta a turbina provém de trocadores de calor. Como a pressão da água "fria" está a pressão menor, evapora. Ovapor costuma atingir 300 °C e 500 psi.

É necessario a utilizaçao de um aparelho deno pressurizador ou compensador de volume que mantém a pressão da água no reator constante. Sendo a água incompressível, qualquer redução em seu volume acarreta uma queda na pressão e, devido a temperatura poderemos ter ebulição dentro do reator prejudicando a refrigeração do caroço.

O combustível é o dióxido de urânio (UO2) enriquecido (2 a 4 %) na forma de pastilhas que são colocadas dentro de camisas de aço ou Zircaloy. Entre uma pastilha e outra encontraremos espaços vazios que no momento em que a temperatura se

eleve serão preenchidos pela expansão do combustível.

Os elementos combustíveis são reunidos em feixes.

É interessante observar que os reatores PWR têm grande aplicação em navios sendo que,nesse caso,o enriquecimento do combustível atinge 90% o que promove sensível redução nas dimensões do caroço e da pressão no vaso.

Até 1950 não se acreditava na ebulição dentro do reator quando foi provado que a baixa pressão não induz instabilidade no reator. Nasceu o BWR.

O BWR opera em ciclo direto ou simples sendo o vapor produzido no reator. Para uma mesma potência final menos água necessita ser bombardeada (a transferência de calor latente é maior do que para calor sensível).

No entanto,todos os componentes da central nuclear ficam contaminados pela radiação.

As barras de controle no BWR se localizam em baixo do caroço ao contrário do PWR quando ficavam em cima. Isto é devido à formação no vapor no topo do BWR.

No topo do caroço está localizado um separador de vapor e entre o caroço e o separador existe uma cavidade denominada "plenum". O vapor misturado com líquido passa pelo plenum ,em direção ao separador que fixa a umidade máxima do vapor em 10% e daí segue em direção à turbina. A água remanescente na forma líquida reformulada voltando a percorrer ocaroço.

REATOR A ÁGUA PESADA

Os reatores moderados pela água pesada D_2O foram desenvolvidos no Canada devido à impossibilidade de enriquecimento do urânio natural e o enriquecimento não é viavel economicamente.

A utilização da água pesada como moderador advém do fato de possuir o deutério uma pequena seção de choque de absorção. Assim,mais neutrons ficam em condições de provocar

a fissão. Teremos ainda que considerar que o deotério (D2O) é aproximadamente duas vezes mais pesado que o hidrogênio (H2O) , portanto, para que o neutron se termalize é necessária uma distancia muito maior que nos reatores LWR. O núcleo é maior.

O combustível - urânio natural - é colocado dentre de tubos ocos sendo que o refrigerante, a alta pressão, para evitar a formação de bolhas (ebulição), passa através deles. O moderador não entra em contato com o refrigerante. Os vários/ tubos são banhados por moderador abaixa pressão.

O reator a água pesada, também denominado CANDU - Canadian Deutériun Urânium -, é do tipo tubo de pressão ao contrário dos LWR que são do tipo vaso de pressão.

REATORES TÉRMICOS REFRIGERADOS A GÁS

Podemos dividir os reatores térmicos refrigerados a gás em duas categorias: aqueles cujo refrigerante é o CO_2, muito utilizado na França e Inglaterra, denominados AGR; e os refrigerados pelo hélio, utilizado nos Estados Unidos, denominado HTGR.

Nos reatores tipo AGR o combustível é o óxido/ de urânio UO_2 levemente enriquecido (1,4 a 2,6 %). As pastilhas de UO_2 são colocadas em tubos de aço inoxidável recobertos por grafite (moderador) formando o elemento combustível.

Os reatores tipo HTGR - high temperature gas / cooled thermal reactor -, utilizam na partida uma mistura de tório e urânio altamente enriquecido. No equilíbrio encontraremos: U - 235, Th - 232 e U - 233 proveniente da absorção de neutrons pelo tório.

O combustível, na forma de carbonato de tório/ e urânio (Th, U)C_2 é constituido de pequenas partículas revestidas de material cerâmico para impedir o escape dos produtos de/ fissão. Essas partículas são colocadas em tubos com blindagem / de grafite encaixados em blocos de grafite. O refrigerante passa ao redor e dentro dos blocos, através de furos.

O hélio comparado com o gás carbônico apresen-

ta uma série de vantagens como : é inerte, não absorve neutrons e, portanto, não se torna radioativo.

Não se pode esquecer de salientar, aqui, que o HTGB é consideravelmente menor que o AGR (o HTGR utiliza combustível altamente enriquecido) e, portanto, apresenta um custo muito menor também.

Os reatores refrigerados a gás,em geral, possuem uma alta eficiência térmica. A estação nuclear HTGR do Public Service Co. of Colorado's Fort St. Vrain, por exemplo, trabalha nas seguintes condições: o refrigerante hélio sai do caroço do reator a 1.400°F e produz vapor a 995° F e 2.430 psi com uma eficiência de 38,5%.

É interessante notar, ainda, que o caroço, o gerador de vapor, as bombas de refrigerante ficam dentro de um vaso de concreto pré-tensionado, formando uma configuração bem diferente dos outros tipos de reator.

REATORES MODERADOS PELO GRAFITE

Os reatores moderados pelo grafite tem uma grande utilização na URSS. Entre as vantagens de se utilizar o grafite ressaltamos o emprego, como combustível de urânio natural levemente enriquecido ou dióxido de urânio UO_2 e alta eficiencia, se comparado aos LWR.

Os reatores moderados pelo grafite podem ser do tipo vaso de pressão (visto no ítem anterior, reatores térmicos refrigerados a gás) ou tubo de pressão cujo refrigerante é a água leve.

No caroço teremos placas de grafite vasadas por tubos de combustível. A grafite serve como moderador e refletor. Por dentro dos tubos passa a água que gerará o vapor para mover as turbinas. Essa é uma rápida deserição do reator de tubo de pressão.

REATORES TIPO BREEDER

Os reatores até aqui descritos são térmicos , isto é, utilizam um moderador que diminui a energia dos neutrons O reator rápido "bree der", também denominado unicamente reator rápido, não utiliza moderadores e produz mais material fissionável do que a quantidade que pode consumir.

O refrigerante (arrefecedor), em geral, é o gás ou metal líquido (principalmente o sódio).

O sódio apresenta alto ponto de ebulição. Assim, operando a pressão atmosférica não teremos ebulição, não sendo necessário a utilização de grandes vasos de pressão. Apesar dessas vantagens, o sódio por ser explosivo quando em contato com a água exige que se adote um circuito triplo, com fluido intermediário. Existe também o fato da radioatividade - o sódio ao absorver neutrons da origem ao isótopo Na 24 que emite raios beta, com meia vida de 15 horas -, não sendo interessante o contato com o gerador de vapor.

O combustível é composto de pastilhas de UO_2 e PuO_2 colocadas em tubos de aço inoxidável. A capa (blanket) é de urânio natural e funciona como refletor.

Os reatores rápidos a gás são uma extrapolação dos HTGR - térmicos. O refrigerante é o hélio e o combustível , uma mistura de plutônio e urânio.

Existem outras formas de Breeder como o térmico que opera com o ciclo U-233 - tório, ou o refrigerado a água comum com combustível U-233.

2. - PRINCIPAIS EQUIPAMENTOS

Qualquer sistema de potência nuelear pode ser subdividida em reator, gerador de vapor, turbina a vapor, condensador e sistema de alimentação. Unindo todos esses equipamentos teremos bombas, válvulas, tubulações.

Para que possamos ter uma idéia dos diversos equipamentos montados de acordo com os vários tipos de reatores vamos, agora, analisar cada esquema separadamente.

A fig. 2 apresenta um esquema simplificado de

um reator moderado e refrigerado pela água (circuito duplo).

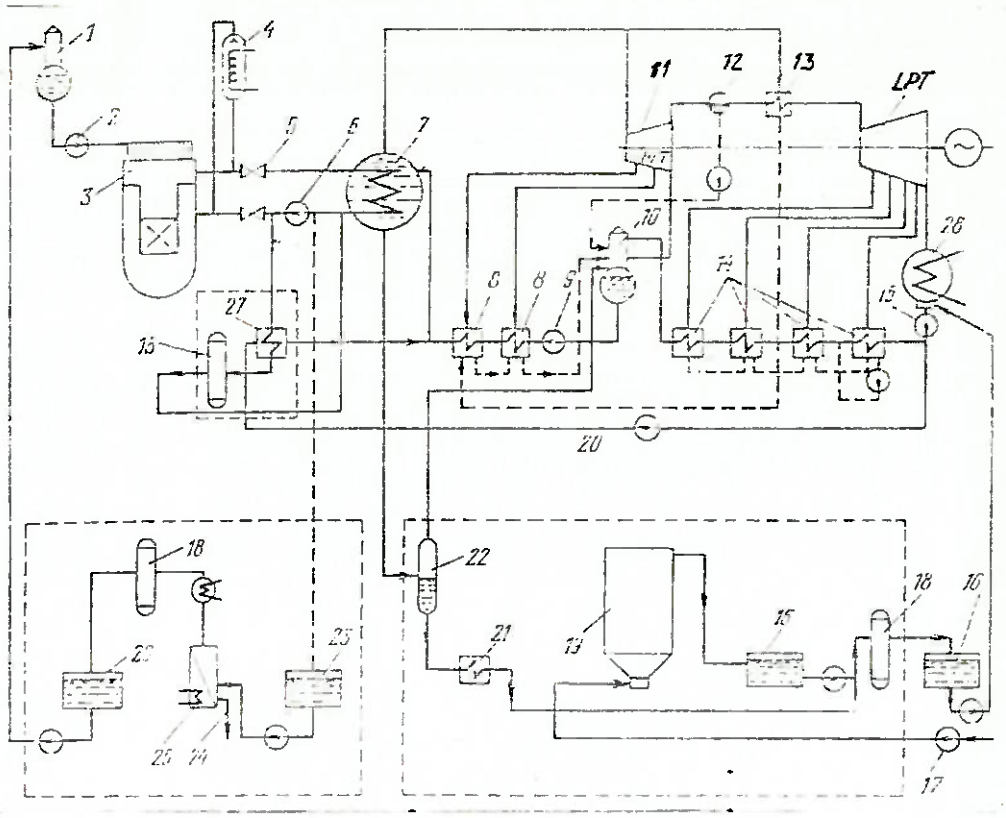


Fig. VII.2 - diagrama de um sistema de potência nuclear (duplo-circuito)

O refrigerante, no caso a água, é aquecido no reator 3 sendo levado através da válvula 5 para o trocador de calor 7 (gerador de vapor) e retornando ao reator após passar pela bomba 6. Esse é o denominado circuito primário.

A água é mantida em rígidos níveis de pureza , uma vez que, ao passar pelos vários equipamentos, retira material através da corrosão. Assim, a água é drenada,purificada e só então retorna ao circuito. Teremos o resfriador 27 alimentado pela bomba 20 e um banco de filtros (trocador de íons) 18 .

Existe, também, um sistema especial, contínuo, onde a água ao sair do gerador de vapor vai sendo acumulada num tanque 23. Através de bombeamento teremos alimentação de um evaporador 25 (o próprio vapor da turbina trabalha aqui) por onde sai vapor que é filtrado 18 e acumulado num tanque de condensação 26. Esse líquido é bombeado para um desaerador 1 e daí através da bomba de alimentação 2 para o reator.

As mudanças de pressão decorrentes de um maior aquecimento ou resfriamento do reator são compensadas pelo pressurizador 4. Um volume constante de água pelo reator é um fator de segurança para o mesmo.

O vapor gerado em7 dirige-se à turbina de alta pressão 11. Como teremos vapor saturado ou ligeiramente superaquecido em expansão ele se tornará líquido provocando grande erosão nas pás da turbina de baixa pressão. Para diminuir esse, efeito o vapor que sai de 11 dirige-se a um separador 12. Do separador o vapor vai a um reaquecedor 13 onde adquire as suas condições iniciais (7) penetrando na turbina de baixa pressão .

Da turbina de baixa pressão o vapor é condensado em 28 (condensador) e através da bomba de líquido 15 enviado ao sistema de pré-aquecedores regenerativos de baixa pressão14. A partir desse ponto o líquido une-se àquele do separador num desareador 10 para degaseificação retornando ao gerador de vapor após passar pela bomba 9epelos pré-aquecedores regenerativos de alta pressão 8.

A purificação do sistema secundário é realizada apartir do gerador de vapor. A água é levada através do expansor 22,para o resfriador 21 e em seguida para um banco de filtro 18 sendo assim armazenada no tanque 16.

A água de reposição é bombeada por 17 entrando no clarificador 19 quando,então,vai para o tanque de condensado puro 16.

É interessante notar aqui que designação "loop" refere-se a cada conjunto de gerador de vapor 7 bomba de circulação 6. No caso apresentado teremos seis "loops".

Na figura 3,temos um reator de ebulição tipo , tubo de pressão usado na URSS (Leningrad,Kursk,Simolensk,etc).

Nos tubos de pressão 2 a água atinge o ponto de ebulição sendo levada para o separador 3. O líquido retorna, ao reator 1 pela bomba 4 e o vapor segue para a turbina de alta pressão 7. Teremos uma turbina de alta pressão e quatro de baixa pressão 8. Entre as turbinas 7 e 8 encontraremos os separadores de vapor 10 (a umidade tem um ponto máximo,se ultrapassado

gera problemas graves de erosão nas pás das turbinas)e os reaquecedores de vapor 9 (levam o vapor às condições iniciais de ∠ saída do reator).

A característica desse sistema é a completa purificação do condensado 11 que retorna ao reator pela bomba de alimentaçã o 6. Ao sair do condensador o fluido passa por um sistema de aquecedores regenerativos de alta e baixa pressão 12 e pelo desaerador 5 e separador 3.

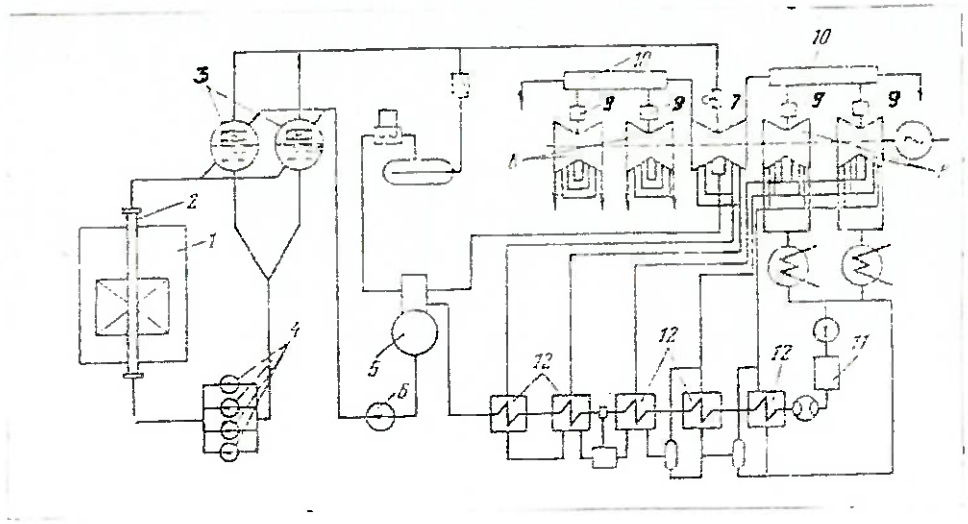
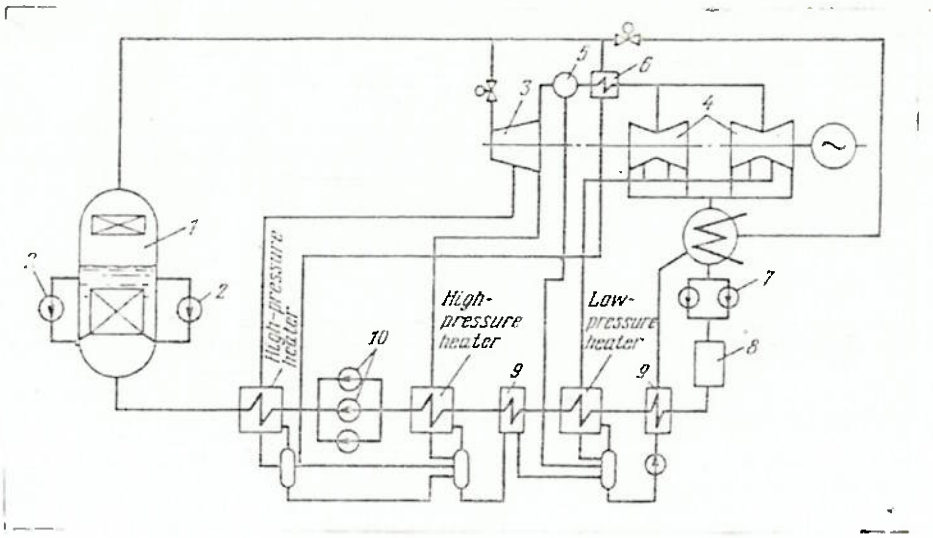


Fig.VII.3- Esquema de um sitema de poteneia com reator BWR de ∠ tubo de pressão.

Fig.VII.4- Esquema de um sistema de potência com reator BWR de vaso de pressão. 1-reator; 2-bomba de circulação; 3-turbina de alta pressão; 4-turbina de baixa pressão; 5-separador; 6-superaquecedor de vapor; 7-bomba de líquido; 8-sistema de purifica - ção de condensador; 9-resfriador; 10-bomba de alimentação.

(ver fig. pág. seg.)



Os sistemas de potência nuclear usando arrefecimento a gás são classificados,de acordo com o seu ciclo térmo dinâmico,em turbinas a vapor e turbinas a gás;de acordo com o número de circuitos,em simples ou duplos circuitos.

O sistema de potência nuclear tipo AGR usa ciclo de turbina a vapor com refrigeração a gás e moderado com grafite. Os reatores a gás de alta temperatura HTGR são esquematizados na fig.VII.5 .

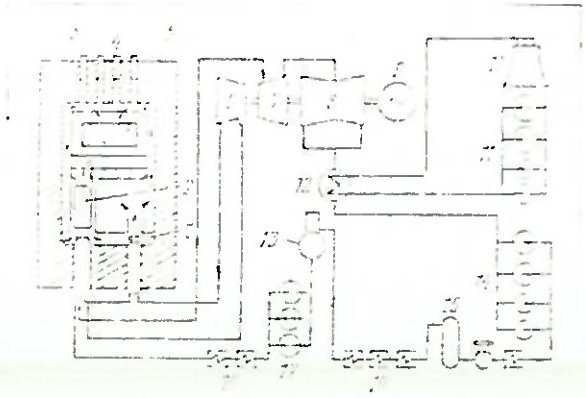


Fig.VII.5. Esquema de um sistema de potência nuclear HTGR (Ft. St. Vrain Nuclear Generating Station)

O reator (5) é refrigerado por hélio e é envolto por um vaso de concreto pré-tensionado (3). Esse vaso,ao contrário do que ocorre com outros tipos, possui em seu interior todo o circuito primário. O vapor deixa o vaso de pressão com destino à turbina de alta pressão 6,o condensado,então,retorna ao reator passando pelo compressor de hélio 1 e é reaquecido no gerador de vapor 2 sendo bobeado para o estágio de média pressão 7 e baixa pressão 8.

Do condensador 12 -alimentado pela torre de resfriamento 10 e bombas de circulação 11- a água é dirigida pelas bombas de condensado 14 para o desmineralizador 15,aquecedores de água de alimentação 16,desaerador 13. As bombas de água de alimentação 17 dirigirão o fluxo novamente para o reator. Em (4) temos as penetrações para reabastecimento.

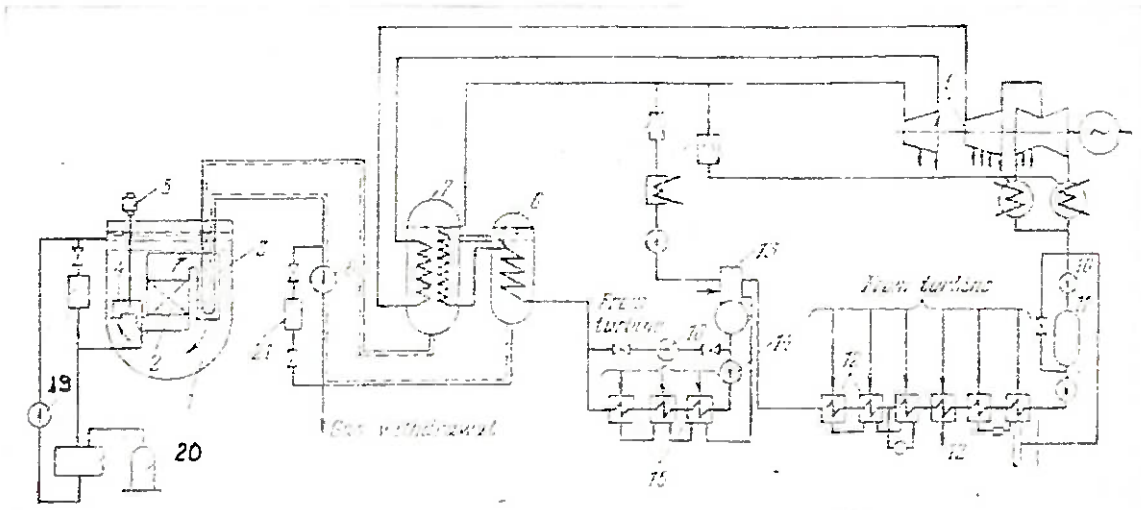


Fig.VII.6 Esquema de sistema de potência nuclear usando Reator Rápido "Breeder". 1.tanque do reator; 2.núcleo; 3.trocador de calor intermadiário; 4.Bomba de circulação; 5.motor elétrico; 6. evaporador; 7.superaquecedor de vapor; 8.bomba de circulação se

cundária; 9.turbina; 10.bomba de condensado; 11.sistema de purificação do condensado; 12.aquecedores de baixa pressão; 13.desaerador; 14.bomba; 15.aquecedor de alta pressão; 16.bomba; 17. filtro; 18.tanque de sódio; 19.bomba de sódio; 20.tanque de argonio.

VIII- CICLO COMBUSTÍVEL

Vamos agora analisar o ciclo de combustível desde a mineração até o reaproveitamento final. As etapas desse ciclo são:

a. mineração
b. tratamento físico do minério
c. produção de concentrado de urânio
d. conversão
e. enriquecimento
f. fabricação de elementos combustíveis
g. utilização no reator
h. reprocessamento
i. tratamento dos rejeitos

As quais serão descritas a seguir.

1. MINERAÇÃO

Depois de prospectada uma jazida,e determinadas com precisão possível,a sua forma,as dimensões,e a composição do minério,o que define em consequência a reserva possível, estabelece-se um plano de mineração,levando em conta aqueles fatores,e outros mais de carater técnico e econômico.

A exploraçãode uma mina comprende uma abertura das rochas encaixantes até atingir o minério (por meio de galerias subterrâneas)ou a retirada,a céu aberto, do material após a eliminação,por serviços de movimentação de rochas,das camadas estéreis de recobrimento.

Atingidos os corpos mineralizados,é realizada/

a extração do material por meios mecânicos (brocas, explosivos, etc.) e seu transporte até a superfície (caso de mina subterrânea) ou até um ponto de seleção.

Aí, o material é distribuido em duas partes, obedecendo-se a um limite de concentração pré-fixado para o minério. A parte mais concentrada vai às operações posteriores de tratamento; a parte menos concentrada é depositada em um local de armazenagem para ser tratada posteriormente por métodos especiais, abandonada, ou usada como material de enchimento das galerias perfuradas.

2. - TRATAMENTO FÍSICO DO MINÉRIO

O minério selecionado para emprego como matéria prima na usina de produção de concentrados sofre alguns tratamentos físicos prévios, que são variáveis em cada caso específico, e que podem compreender várias das seguintes operações : britagem, moagem, concentração física (hidro-gravimétrica, eletrostática, eletro-magnética, flotação, catação, etc.), classificação granulométrica, homogeneização, etc .

3. - PRODUÇÃO DE CONCENTRADO DE URÂNIO

O minério é atacado quimicamente por um reagente, destinado à dissolução dos elementos desejados (U, Th, etc) Geralmente, além desses, outros acompanhantes também são dissolvidos o que obriga, em fase posterior, a tratamento de separação. Após a dissolução, os licores carregados resultantes são separados dos sólidos residuais, por meio de filtração, ou decantação, seguida de lavagem (para recuperação da solução aderente aos estéreis) e clarificação (eliminação das micro-partículas sólidas em suspensão).

A solução carregada é então purificada. Essa purificação tem por finalidade separar o elemento combustível desejado (U ou Th) das impurezas acompanhantes. Geralmente essa purificação se faz por um ou mais dos processos de extração com

solventes orgânicos, tratamento com resinas trocadoras de íons, precipitação, etc.

O produto purificado se apresenta, geralmente, em forma de um concentrado sólido, pulverulento, de composição definida, chamado normalmente "bolo amarelo" (yelow-cake) constituído de um composto de urânio, o di-uranato de amônio (DUA). Em alguns casos, especialmente quando vai ter utilização imediata, pode-se evitar a precipitação do DUA, ou mesmo transformá-lo em outro composto químico mais conveniente ao processo de tratamento posterior. No caso do tório a forma final apresentada é a de carbonato ou nitrato.

4. - CONVERSÃO

O DUA é a matéria prima utilizada na fabricação dos elementos combustíveis. Isso, é claro, depois de sofrer algumas transformações químicas e metalúrgicas.

As principais operações podem ser resumidas em:

a. calcinação do DUA ($U_3 O_8$)
b. redução do UO_3 a UO_2 com hidrogênio.
c. obtenção de tetra-fluoreto de urânio (UF_4) por hidro-fluoretação.
d. redução do UF_4 com magnésio à forma de urânio metálico.

Quando necessitamos enriquecer o urânio é preciso transformá-lo em hexafluoreto de urânio (UF_6) que é obtido da fluoretação do UF_4.

Após o enriquecimento o urânio na forma de UF_6 volta à seção de conversão onde é transformado em DUA (hidrólise ou carbonatação). Após as operações distinguidas acima chegaremos ao urânio enriquecido (UO_2).

5. - ENRIQUECIMENTO

Poucos reatores utilizam o urânio natural com 0,7% de U-235 e 99,3% U-238. A maioria necessita de enriqueci -

mento (aumento da quantidade de U-235). Por exemplo, o PWR trabalha com concentração de U-235 de 2-4%.

Os processos de separação de isótopos vão se basear na diferença de peso entre o U-235 e o U-238 - por volta de 1%.

5.1 - DIFUSÃO GASOSA

O processo de difusão gasosa baseia-se no fato de a uma dada temperatura a velocidade média das moléculas de gás depender de suas massas.

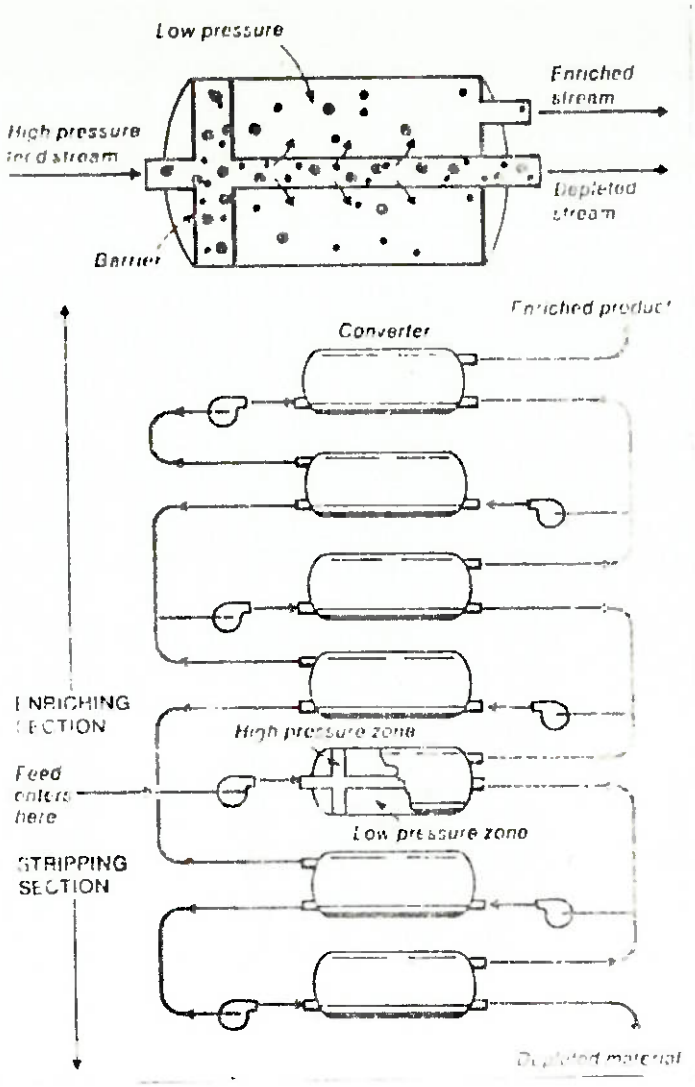
O UF_6, no estado gasoso é obrigado a passar por uma membrana porosa. Nessa membrana é que ocorrerá o processo / difusão quando as moléculas mais leves terão maior probabilidade de atravessar.

O problema maior está na membrana que deverá / possuir furos de tamanho suficiente para a passagem de uma molécula individual e que ao mesmo tempo não permitam que o gás passe livremente. Assim, o gás resultante sairá enriquecido de U-235, isto é, com uma maior concentração.

Cada estágio como esse, acima descrito, promove um enriquecimento de 0,43% em média. O enriquecimento necessário costuma ser da ordem de 4% daí resulta a utilização dos filtros em cascata.(Fig. 1)

A quantidade de "isótopos separados" no enriquecimento é definido em termos de trabalho de separação medido em unidades de trabalho de separação (SWU). Esse trabalho de separação é definido em termos de quantidade de U-235 no fluxo de alimentação, no fluxo resultante e no resíduo.

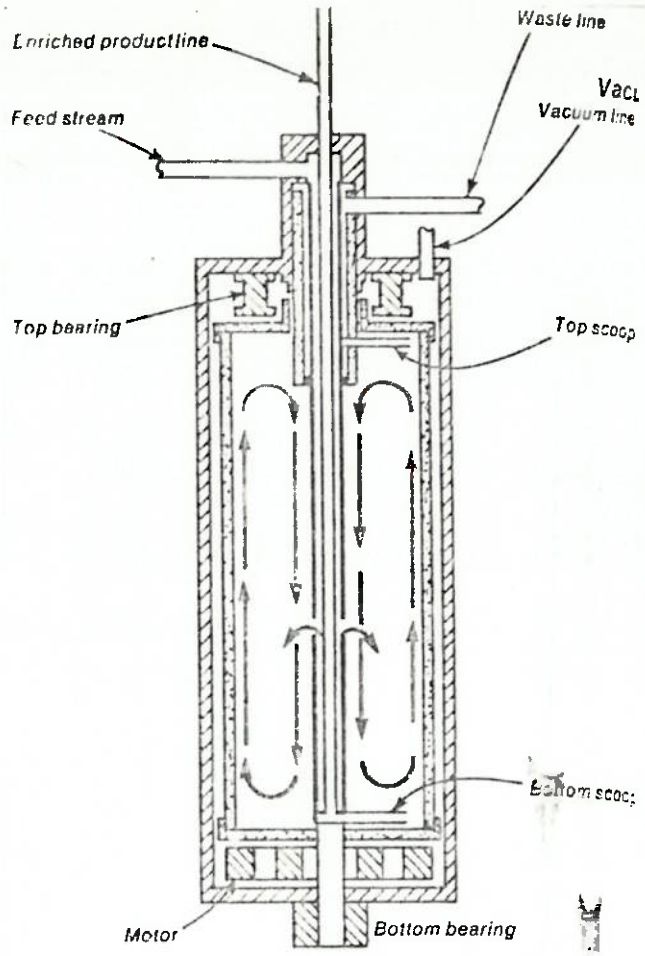
(Figura VIII - 1, encontra-se na página seguinte)
Enriquecimento através de difusão gasosa.



5.2 - ULTRA-CENTRIFUGAÇÃO

O processo de ultra-centrifugação utiliza o UF_6 gasoso que entra em um cilindro, instalado numa camisa de vácuo, que gira a alta velocidade. O gás é acelerado até quase a mesma velocidade do rotor. Devido à força centrífuga as moléculas mais pesadas se moverão para perto da parede e as mais leves ficarão mais ao centro. O combustível é introduzido na parte inferior do cilindro pelo centro, sendo o gás enriquecido retirado perto do topo (Fig. 2)

Figura VIII.2 - encontra-se na página seguinte
Enriquecimento por ultra-centrifugação



Enrichment of U-235 by gaseous diffusion (1) is based on atom's ability to pass through porous barrier more readily than U-238. Small separation factor necessitates multistage cascade (2). Use of centrifuge enrichment (3) is still in planning stage

O grau de enriquecimento dependerá da diferença de massa entre os isótopos, comprimento do rotor e da velocidade de rotação.

Numa máquina grande, de alta velocidade, podemos obter um enriquecimento bem maior que na difusão.

5.3 - JATO CENTRÍFUGO

É um processo relativamente novo. Baseia-se na separação das moléculas de UF_6, injetado a alta velocidade, por meio de bocais que obrigam o fluxo a mudanças bruscas de direção, separando-o em duas correntes constituídas por moléculas /

pesadas e leves. Após várias operações sucessivas desse tipo o gás sai enriquecido em U-235.

6. - FABRICAÇÃO DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

Os elementos combustíveis são constituidos por varetas ou placas metálicas contendo internamente um miolo ativo, de material físsel e /ou fértil, perfeitamente encapsulado/ dentro de um revestimento hermético em forma de tubos ou chapas paralelas.

O conjunto constitui um feixe geralmente dotado de aletas, braçadeiras de fixação, separadores, e extremidades com pinos ou garras para facilitar a montagem, ou a retirada de dentro do núcleo do reator.

O material ativo pode ser constituído de pastilhas cilíndricas empilhadas dentro dos tubos ou de uma mistura / pulverulenta prensada e montada dentro de placas que são posteriormente laminadas até atingirem pequena espessura. As aletas/ se destinam a facilitar a troca de calor. Os feixes formam, pela sua montagem no reator, canais paralelos por onde circula o fluido arrefecedor (refrigerante).

A estanqueidade das varetas e placas se destina a reter os produtos de fissão formados, impedindo a sua disseminação, e consequente contaminação do reator e circuito de arrefecimento.

Os materiais de revestimento são escolhidos entre os de pequena seção de choque de absorção de neutrons, o que permite a livre circulação dessas partículas entre os feixes, atravessando o material moderador.

6.1 - ÓXIDO DE URÂNIO OU 'CERMET'

A matéria prima é ,o óxido de urânio UO_2 natural ou enriquecido. As operações para a obtenção dos elementos combustíveis podem ser resumidas em :

a. Para obter elementos tubulares com pastilhas sintetizadas: o óxido em pó é misturado com aglutinantes e lubrificantes e ex - trudado em matrizes tomando a forma de pastilhas cilíndricas. A pós a sinterização,são carregadas,por empilhamento,dentro de tu bos de material de revestimento (alumínio,zircalloy,aço inox)que são soldados para tornar-se hermético s. Esses tubos são reuni - dos em feixes,montados com a ajuda de reparadores,placas perfu- radas e recebem extremidades especiais paramanipulação,centra - gem e posicionamento (pino,ganchos,guias). Esse tipo de elemen- to combustível é usado nos reatores PWR da Westinghouse,BWR da General Eletric,etc.

b . Para obter feixes de placas finas: primeiro teremos a fabri cação do carbeto e a dispersão do óxido ou carbeto,no metal es- colhido (alumínio ou magnésio). Ocorre a prensagem e fabricação do sandwich,por processos mecânicos ou térmicos os blocos são revestidos totalmente por alumínio ou magnésio,em segida o con- junto sofre laminação,corte e acabamento. As lâminas finas,con- tendo a dispersão de UO2 ,são montadas em camadas paralelas com a ajuda de placas ranhuradas e,recebem extremidades especiais . Encontrados em alguns reatores de pesquisa ou de pequena potên- cia (piscina).

c. Para obter esferas de UO_2 :de um sal de urânio solúvel,preci ta-se o DUA em partículas de tamanho reduzido usando técnicas / especiais. As partículas são reduzidas à forma de óxido,e reves tidas sucessivamente de carbono e/ou carbeto de silício,formando pequenas esferas compostas de camadas concêntricas (0,6 de diâ- metro). Em seguida essas micro-esferas,em grande número,são com pactadas em uma massa de carbono pirolítico,formando esferas com 60 milímetros de diâmetro. Essas esferas constituem o elemento/ combustível encontrado em reatores THTR,alemães.

6.2- URÂNIO METÁLICO (PURO OU EM LIGA)

A matéria prima é o tetra fluoreto de urânio (UF_4) natural ou enriquecido. O UF_4 é reduzido a metal através da mistura com magnésio ou cálcio e redução em bomba por magnesiotermia. Após o que,a massa fundida é purificada. Fabrica-se a liga desejada do urânio com outro metal,que pode ser zircônio alumínio,nióbio,molibdênio entre outros.

A liga,então,sofrerá tratamentos mecânicos e térmicos chegando à forma de tubos,barras,chapas,etc. As peças, são revestidas com metal inerte,transparente aos neutrons (alumínio,zircalloy,aço inox),e soldadas de modo a serem reunidas , em feixe.

Esse tipo de elemento combustível apresenta algumas restrições a seu uso como não trabalhar bem a altas temperaturas e radiações. Utilizado em reatores MTR (USA),EDF (França).

6.3- SAIS SOLÚVEIS E COMBUSTÍVEL FUNDIDO

A utilização do urânio na forma de sal solúvel em água (sulfato ou nitrato) é feita em reatores homogêneos.

Quanto ao combustível fundido temos que certas misturas sintéticas de sais de urânio ou plutônio e metais alcalinos são mantidos no estado de fusão,por elevação de temperatura. Utilizado em reatores rápidos como o LMFR .

7.- UTILIZAÇÃO NO REATOR

Durante a operação,as principais reações que , passam no interior dos elementos combustíveis são:

a. Fissão de U-235.

b. Captura de neutrons pelo U-238:os elementos férteis,U-238 e Th-232,reagem com os neutrons dando origem a compostos excitados que se desintegram e produzem nuclídeos físseis artificiais Pu -239 e U-233,respectivamente.

c. Absorção de neutrons por captura pelo U-235, U-238,Pu-239.Os

produtos,em geral radioativos,contaminam o combustível diminuindo a sua eficiência.

d. Captura de neutrons por elementos não combustíveis.

Costuma-se definir um índice de aproveitamento do combustível denominado relação de conversão razão entre o material físsil produzido e o destruido.

8. REPROCESSAMENTO

Os elementos combustíveis,após certo tempo de uso,têm que ser substituídos pois devido ao acúmulo de produtos de fissão -alguns com altas seções de choque de captura de neutrons,venenos-,e diminuição de material físsil a potência desenvolvida pelo reator já não consegue atingir os mesmos níveis anteriores.

De acordo com o ítem anterior,devem ser separados:

a. o restante do urânio (ou tório) não consumido.

b. os combustíveis especiais formados: Pu-239 e U-233 .

c. os produtos de fissão e elementos formados pelas reações de/ captura dos neutrons.

As fases de reprocessamento variam muito mas , podemos resumí-las em algumas etapas principais:

1ºfase : Resfriamento -é o período pelo qual se armazenam os elementos combustíveis,permitindo o decaimento radioativo dos isótopos de meia-vida curta e média. Geralmente esse é de 100 dias,durante os quais os elementos são mantidos sob água,podendo-se utilizar as radiações emitidas em aplicações especiais(irradiação de materiais).

2ºfase : Desmontagem dos elementos combustíveis -por processos/ mecânicos,procura-se separar as partes não ativas (garras,peças de extremidade,miolos,etc). Em seguida esvaziam-se as varetas , vertendo o conteúdo em vasos especiais. Caso isso não seja possível,as varetas ou placas são cortadas em pedaços para ataque/ químico.

3ºfase : Dissolução química -o material ativo,isolado do resto/

do elemento combustível,na operação anterior,é dissolvido quimicamente,usando-se o reagente adequado a cada caso. No caso a descontaminação na 2ºfase não ter sido total,é dissolvido,também o material inerte deixado junto ao miolo ativo.

Essa dissolução dá inicio a uma série de tratamentos químicos de separação e purificação,pelos quais,ao fim do processo,estão separados quase totalmente os elementos constituintes que se procura agrupar em 3 classes:

a. urânio físsil ou fértil,não queimado,recuperado;

b. plutônio ou urânio físsil formado na operação do reator;

c. produtos de fissão e outros resíduos ativos,que devem ser / tratados.

O processo físico-químico mais usado para essa fase de reprocessamento é da extração com solventes orgânicos / onde,pela escolha adequada dos materiais empregados e das condições do meio é possível,em operações sucessivas,separar totalmente as três classes citadas anteriormente. A purificação final é obtida pelo emprego de resinas de troca iônica,que são mais seletivas ainda.

4ºfase : Tratamentos finais -cada uma das três classes,sofrerá/ tratamentos diferentes. Assim,o urânio recuperado é enviado a fabricação de elementos combustíveis para re-utilização;os físseis especiais produzidos ou são estocados,ou usados em uma fábrica/ de elementos para outros tipos de reatores ou para aplicações , bélicas ou como explosivos;os produtos de fissão,ainda altamente radioativos passam a fase final do ciclo,a de tratamento dos rejeitos.

As operações de reprocessamento são efetuadas, com materiais altamente radioativos,o que obriga ao uso de blindagem,comandos e controle à distância,e cuidados referentes à criticalidade.

9. TRATAMENTO DOS REJEITOS

Os produtos de fissão e outros elementos radioativos separados das soluções de recuperação do urânio e plutô -

nio,não têm,a não ser em casos especiais,alguma aplicação. Como têm,quase todos,uma meia-vida longa,é necessário tomar medidas, que evitem sua disseminação no ambiente;eles devem ficar confinados e armazenados por longo tempo,antes que decaiam normalmente.

Os rejeitos são de três tipos:gasosos,líquidos ou sólidos. O modo mais conveniente de confinar um material é colocá-lo sob forma de sólido insolúvel. Por isso,os gases são, geralmente absorvidos quimicamente em soluções especiais,ou absorvidos por certos materiais sólidos que os retém. Os líquidos são precipitados por meio de reagentes adequados. Estando em / forma sólida,procura-se fixar os materiais em blocos rijos,insolúveis,e estanques.

Os principais métodos existentes são:mistura a massas de concreto,vitrificação,armazenagem em recipientes resistentes à corosão.

Em seguida esses materiais são armazenados em locais afastados,isolados do contato ou permanência de pessoas, onde ficarão indefinidamente.

CAP.IX- REATORES A ÁGUA PRESSURIZADA -PWR

INTRODUÇÃO -

O sistema de potência nuclear com reator refrigerado a água pressurizada,PWR,é caracterizado pela utilização, de duplo circuito. A água pressurizada,que promove o arrefecimento do núcleo no vaso de pressão,transfere calor no gerador / de vapor para o fluído de trabalho. O vapor gerado,portanto livre de radiação,alimenta o turbo gerador (vide tab.IX.1).

Os reatores PWR,apresentam múltipla forma de utilização,não só na geração de energia como também para produção de vapor de processo e de aquecimento,para desalinização de água do mar e água salobra entre outras.

Os reatores do tipo PWR representam,no mundo,uma parcela muito grande dos reatores em funionamento. O que será

descrito a seguir é oferecido pela KWU devido ao fato de ser es se utilizado em Angra pelo Brasil.

Potência Térmica nos Geradores de vapor	MWt	1990	2920	3780
Número dos circuitos térmicos padronizados		2	3	4
Vazão do arrefecedor	kg/s	10.650	14.720	18.800
Temperatura de entrada do arrefecedor	ºC		292	
Temperatura de saída do arrefecedor	ºC		326	
Pressão de operação	bar		158	
Número dos elementos combustíveis		157	177	193
Número das varetas combustíveis padronizadas por elemento combustível		205	236	236
Diâmetro da vareta combustível	mm		10,75	
Comprimento ativo	mm	2985	3400	3900
Passo do reticulado	mm		14,3	
Número de tubos-guias das barras de controle, por elemento combustível			20	
Potência linear média	W/cm		~ 205	
Densidade média da potência do núcleo	kW/l		~ 90	
Carga de urânio no núcleo	kg	55.700	82.100	103.500
Enriquecimento do primeiro núcleo	% de U-235		1,9 2,5 3,2	
Enriquecimento dos núcleos subsequentes	% de U-235		3,2	
Diâmetro interno do vaso de pressão do reator	mm	4360	4560	5000
Diâmetro interno de uma tubulação do arrefecedor primário	mm		750	
Potência de acionamento de uma bomba do arrefecedor primário	kW		5400	
Altura manométrica de uma bomba do arrefecedor primário	m		80	
Superfície de troca de calor de um gerador de vapor	m^2		5400	
Quantidade de vapor vivo	kg/s	1011	1590	2060
Pressão do vapor vivo	bar		68	
Temperatura do vapor vivo	ºC		285	
Diâmetro da contenção de segurança	m	48	53	56
Pressão de projeto da contenção de segurança	bar		5	

Tab IX.1 Principais características do PWR (KWU)

1.- NÚCLEO DO REATOR

O núcleo do reator, também denominado de caroço, é a região onde o calor é trocado entre os elementos combustíveis e o refrigerante. O reator que vamos analisar é o PWR-Pressurized -Water Reactors (reator a água pressurizada) do tipo vaso de pressão.

Como já foi dito anteriormente junto com os elementos combustíveis encontraremos barras de controle com a função de controlar a reação em cadeia.

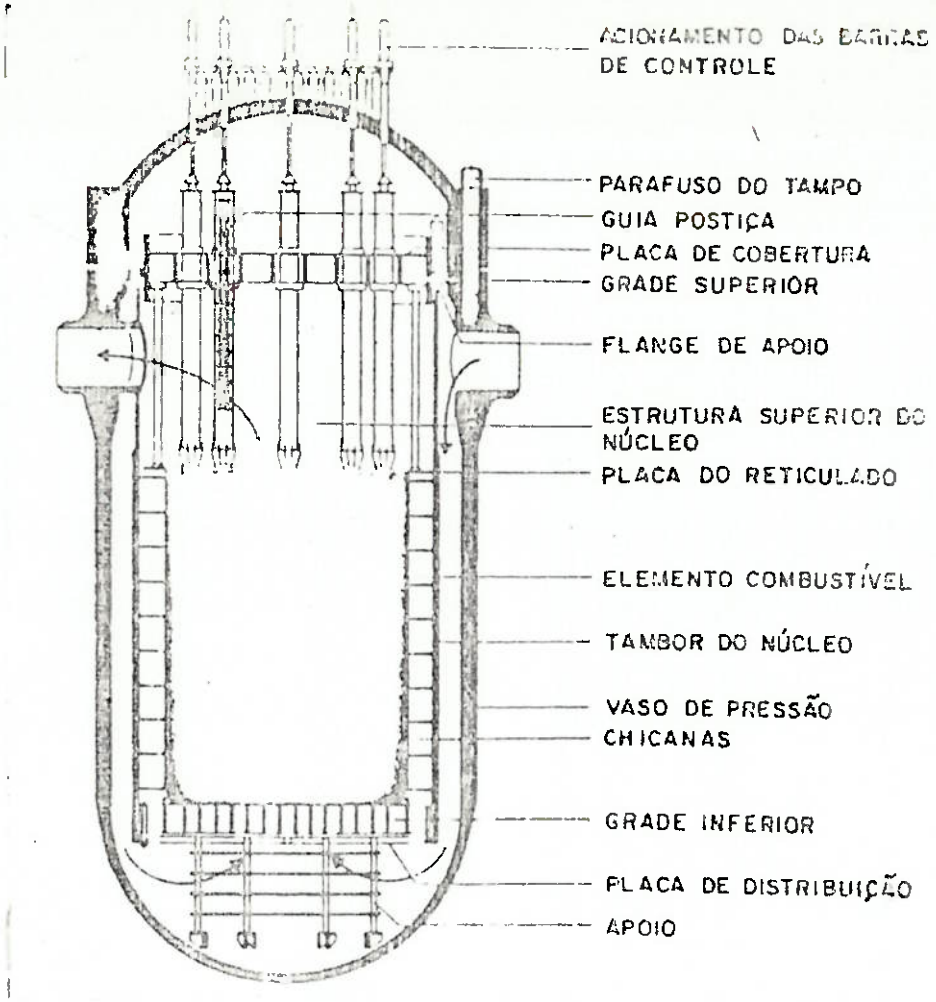
O arranjo dos elementos combustíveis e barras de controle formam o caroço e sua geometria em relação ao vaso de pressão determina o caminho que o refrigerante (água) deverá percorrer (Fig. IX.1).

A refrigeração do núcleo com água pressurizada, possibilita valores mais elevados de potência específica e densidade de potência. A potência média específica do combustível nuclear por unidade de peso é aproximadamente 35KW/KgU e a densidade média específica de potência 95KW/l. Assim, tanto a massa quanto o volume de combustível são pequenos graças ao resfriamento por água pressurizada que permite a operação do reator, nas condições acima descritas, sem que os elementos combustíveis atinjam a fusão.

Outro fator importante na análise de um reator é a irradiação final média. Esse conceito representa a energia total produzida em média por unidade de peso do combustível nuclear. Para o PWR a irradiação final média atinge o valor de 35000MWd/tU após a utilização do combustível por três anos.

Figura IX.1- encontra-se na página seguinte.

Fig. IX.1- Vaso de pressão e partes internas (Fonte KWU)



O índice -irradiação final média- alto traduz, a boa utilização do combustível nuclear. Realizam-se regargas parciais e remanejamentos dos elementos combustíveis anualmente Essa flexibilidade possibilita uma distribuição uniforme de densidade de potência diminuindo o custo do combustível.

A utilização do ácido bórico compensando a reatividade decorrente de uma irradiação elevada é fator primordial para a eficiência do reator.

Graças ao controle da reatividade eficiente o núcleo estabiliza-se automaticamente sem interferência externa em qualquer mudança de regime quer seja em aumento de carga, redução ou mesmo anomalias do sistema primário.

2.- UNIDADE COMBUSTÍVEL

O combustível utilizado é o dióxido de urânio, que é prensado e sinterizado na forma de pastilhas com aproximadamente 10mm dealtura e diâmetro, (densidade de 10,35cm^3). Es-

sas pastilhas são colocadas em uma atmosfera de hélio dentro de camisas de zircaloy-4. Esse material foi escolhido devido à sua baixa seção de choque assim como pelas suas qualidades estruturais. Submete-se a camisa, previamente, a ensaio de ultrasom 100% .

Entre as pastilhas de UO_2 existem pastilhas, isolante térmico, de óxido de alumínio. Esse conjunto é acomodado sob a pressão de uma mola Fig. IX-2 nos tubos de revestimento (varetas combustíveis).

O diâmetro das varetas e a distância entre as mesmas são iguais em todos os reatores o que facilita a manutenção.

De acordo com a classe de potência do reator , 205 ou 236 varetas são combinadas de modo a formar a unidade combustível -Angra I possui 235 e Angra II 236- , de seção quadrada. Essas varetas são posicionadas em uma estrutura formada por grades espaçadoras soldadas, equidistantemente, entre o topo e a base.

O núcleo do reator é formado por um arranjo de unidades combustíveis. Conforme o seu número (157, 177 ou 193) pode-se montar núcleos padronizados para potências térmicas de 1990, 2920 e 3780 MW. Logo um reator que contenha por volta de 200 unidades apresentará 40 ou 50 mil elementos combustíveis (varetas).

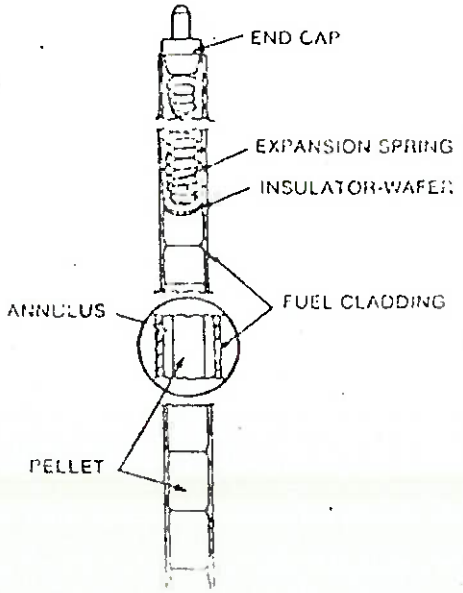


Fig.IX.2- Vareta combustível com pastilhas de UO_2

Junto com os elementos combustíveis teremos os tubos-guia;onde são inseridas as barras de controle,em torno de vinte. Montado esse conjunto,vem a colocação dos bocais,superior e inferior (Fig.IX.3 e IX.4).

Os espaçadores são aletados o que propicia um bom desempenho do refrigerante,que consegue um alto grau de arrefecimento do núcleo.

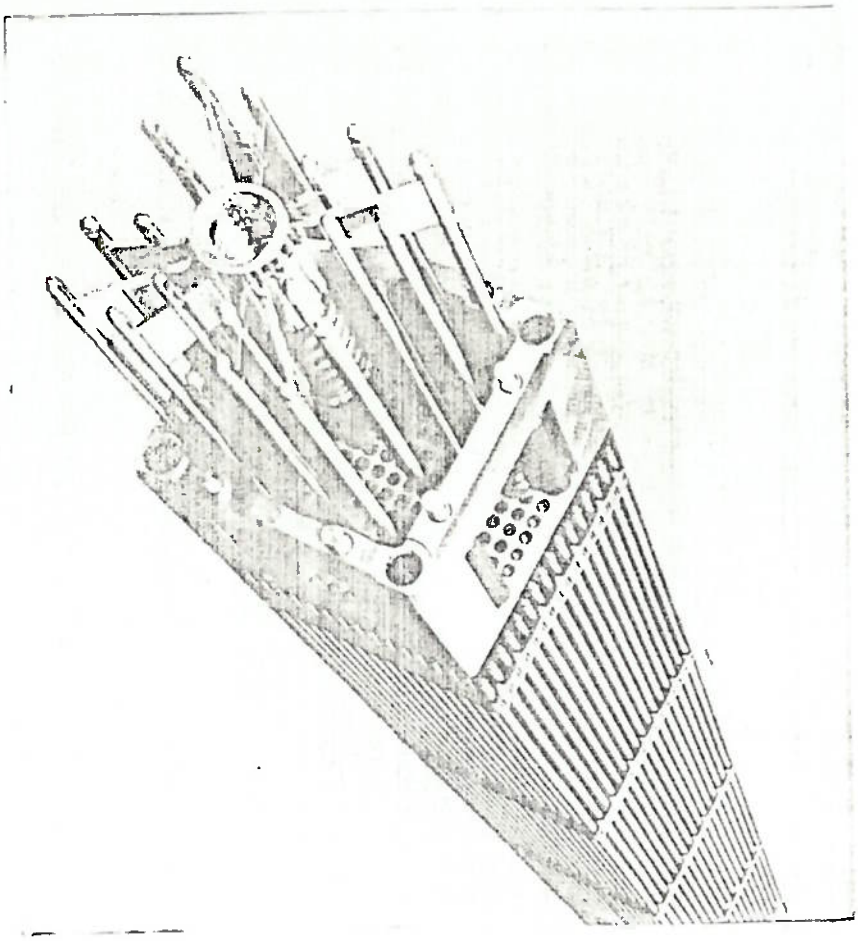


Fig.IX.3- Unidade combustível. Conjunto de varetas (elemento combustível,tubos de guia para as barras de controle),grades espaçadoras e bocais.

As unidades combustíveis são arrumadas,no núcleo,lado a lado com as mais enriquecidas na periferia. Assim , promove-se uma distribuição uniforme das densidades de potência Na fig.IX.5 vemos um arranjo utilizado em Angra II com 193 unidades combustíveis e quatro períodos de irradiação.

As barras de controle alojam-se dentro de tubos guia cuja extremidade serve de amortecedor. O acionamento de /

controle é feito por um mecanismo magnético de catraca disposto por cima do tampo do vaso de pressão (Fig.IX.1).

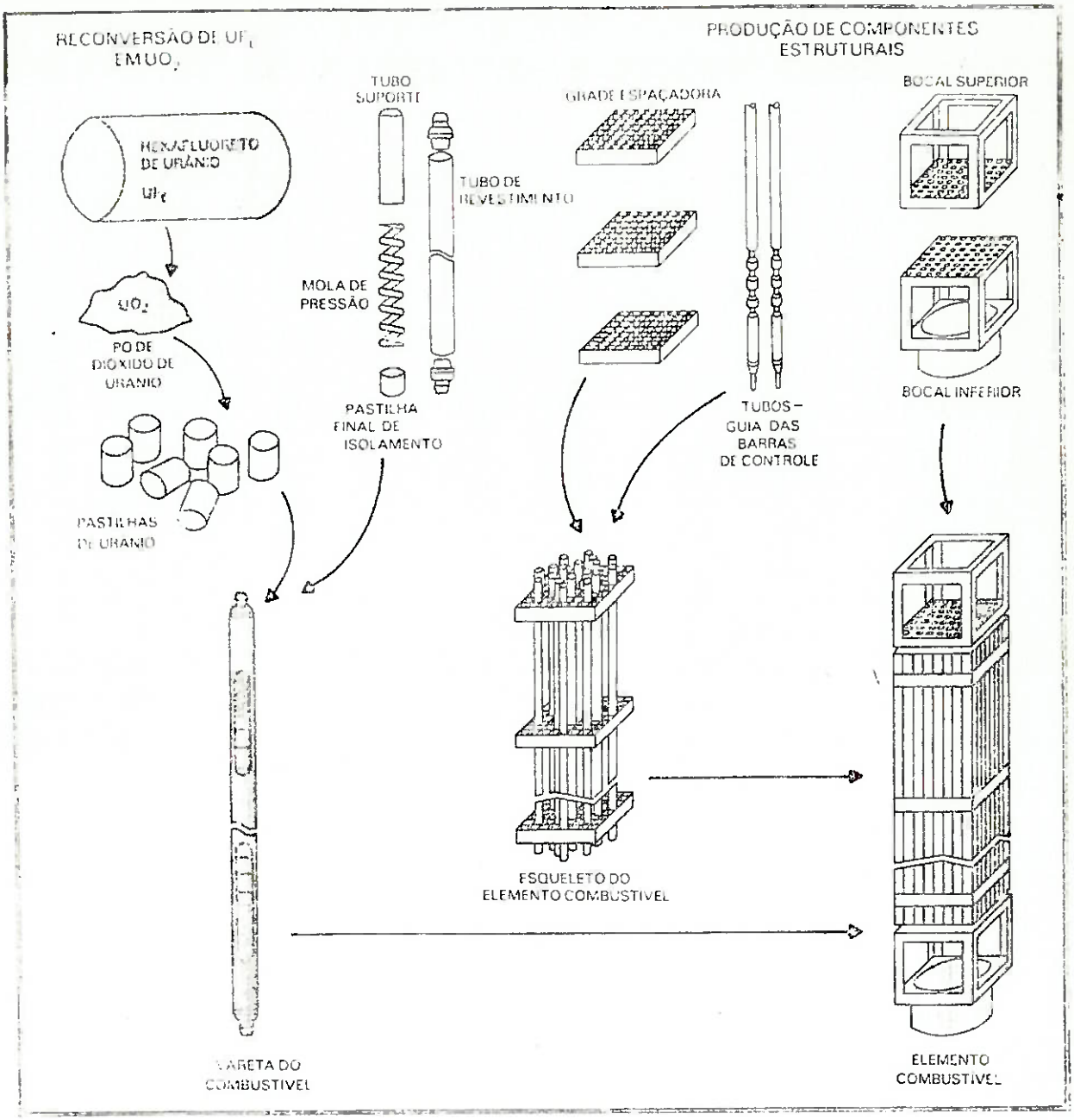


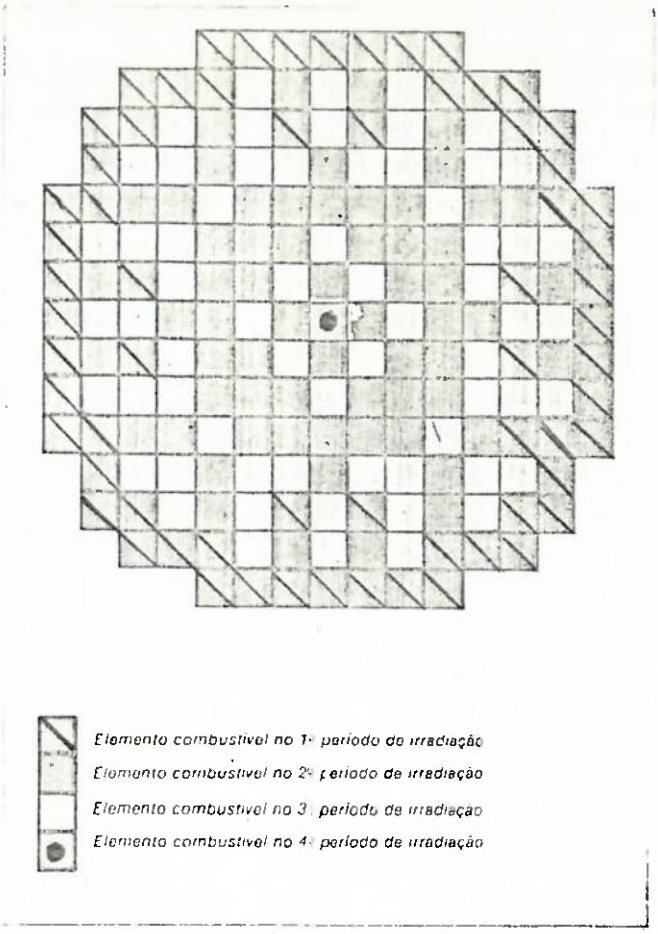
Fig.IX.4- Estágios da fabricação do elemento combustível.

Esse mecanismo em caso de interrupção de corrente provoca a queda por gravidade das barras de controle. A velocidade de avanço normal é de aproximadamente 10mm/s.

As mudanças de reatividade a curto prazo são compensadas por movimentos das barras de controle. No caso de ∠ mudanças decorrentes da partida.

Figura IX.5- encontra-se na página seguinte.

Fig.IX.5- Arranjo das unidades combustíveis dentro do núcleo.



e parada do reator, irradiação ou envenenamento de xenônio são compensados através do ácido bório adicionado ao refrigerante .

Devido à ação das barras de controle e do ácido bórico o tempo de operação, isto é, o tempo entre troca dos elementos combustíveis atinge cerca de um ano.

Duas semanas são necessárias para a troca e remanejamento das unidades de controle. Essas operações são efetuadas dentro da contenção fechada por controle remoto. O poço do reator é inundado por água borada sendo, então, removido o tampo do vaso de pressão.

3. - VASO DE PRESSÃO

O vaso de pressão encerra todos os componentes do núcleo do reator, quais sejam, unidades combustíveis, barras de controle e instrumentos de monitoração. O material empregado é o aço de granulação fina e de baixa liga. 22 NiMo Cr37 - boa qualidade de solda, alta tenacidade baixa propensão à perda de

dutilidade devido ao fluxo de neutrons. O vaso de pressão é composto por anéis de carcaça sem costura e exaustivamente testados.

Toda a superfície interna em contato com o refrigerante sob-pressão apresenta-se com um revestimento metálico aplicado por um processo de sôlda especialmente desenvolvido evitando, assim, a zona de transição entre a austenita e a ferrita nas soldas da região dos bocais de refrigerante.

O tampo superior é removível e aparafusado por por parafusos prisioneiros apertados hidraulicamente e vedado com auxílio de dois anéis metálicos.

Como já foi dito anteriormente o núcleo posiciona-se no vaso de pressão de forma a dirigir o fluxo de refrigerante e, uma vez retirado o tampo superior, uma ponte rolante pode trabalhar por toda a extensão do vaso inclusive retirando o núcleo para inspeções completas.

4. - SISTEMA DE ARREFECIMENTO

O refrigerante entra no vaso do reator através de bocais próximos ao topo do caroço, constituindo uma barreira entre o vaso eo caroço, seguindo para a base. A água, então, sobe através do núcleo e sai por bocais em direção ao gerador de vapor. Nesse trajeto, calor é transferido dos elementos combustíveis para o refrigerante ou arrefecedor.

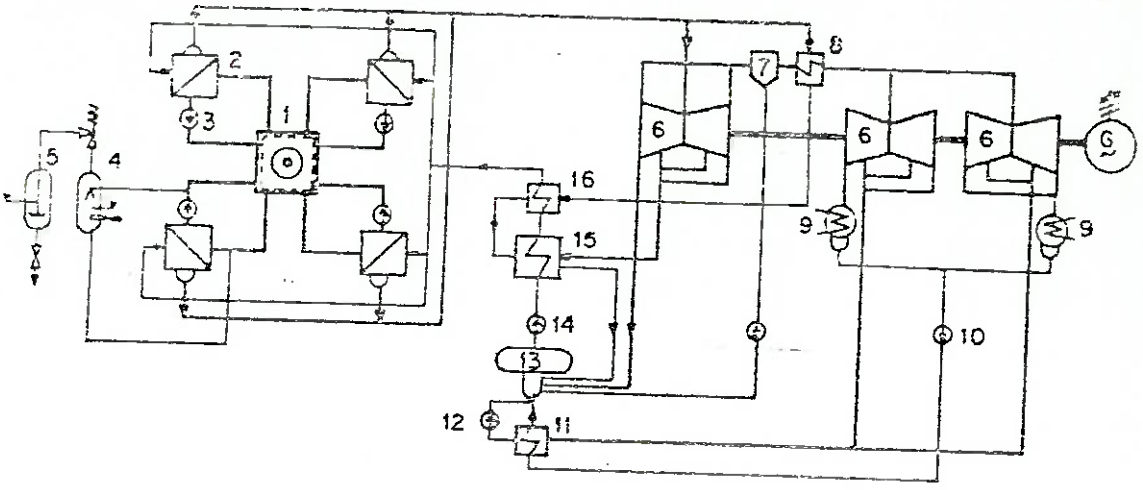
Poderemos encontrar dois, três ou quatro circuitos idênticos de arrefecimento de acordo com a potência do reator. Cada circuito compreende: gerador de vapor, uma bomba, tubulações de conexão e um único pressurizador para todos os circuitos. Atinge-se assim, potências térmicas de 2.000 a 3.000 MWt.

Os reatores do tipo PWR diferem dos outros devido ao seu sistema primário ser fechado, soldado estanque, logo, totalmente separado do sistema de vapor (secundário - envolve turbina, condensador, entre outros equipamentos).

As vantagens da utilização de um circuito de

refrigeração separado de um circuito de vapor consistem em : operação livre de contaminação da turbina, manutenção de condições químicas independentes, escolha de materiais livre para cada circuito além, da alta pureza da água aliada a utilização de ácido bórico para compensação de reatividade.

De acordo com a figura - IX.6, o ponto central do arranjo do circuito primário é o vaso de pressão o qual representa também o único ponto fixo do sistema de arrefecimento. Os outros equipamentos ficam suspensos a fim de diminuir eventuais tensões térmicas.



1. Reator
2. Gerador de Vapor
3. Bomba do circuito primário
4. Pressurizador
5. Tanque de descarga de alívio
6. Turbo-gerador
7. Separador de água
8. Aquecedor intermediário
9. Condensador

10 Bomba principal do condensado

11 Instalação de pré-aquecimento de baixa pressão

12 Bomba secundária do condensado

13 Tanque de água de alimentação

14 Bomba principal de alimentação

15 Instalação de pré-aquecimento de alta pressão

16 Refrigerador de água condensada

Fig. IX.6- Esquema dos circuitos primários e secundários de uma central nuclear com um PWR (Fonte : KWU)

5. - GERADOR DE VAPOR

O ponto de contato entre o circuito primário e o secundário é o gerador de vapor onde o refrigerante vindo do reator a alta pressão transfere calor para a água do circuito secundário produzindo vapor saturado com uma pressão de cerca de 70 bar que será introduzido no turbo gerador.

Os geradores de vapor são trocadores de calor de feixes verticais com tubo em U e circulação natural da água de alimentação proveniente do circuito secundário.

A câmara primária de acumulação de forma esférica localiza-se na parte inferior do trocador, sendo subdividida em duas partes: entrada e saída para o setor primário. O espelho de tubos é soldado em seu topo.

Os tubos de aquecimento são, feitos de Incoloy - 800, material altamente resistente à corrosão, mandrilados no espelho de tubos e soldados.

A pesquisa desenvolveu ao longo dos anos várias tecnicas para manutenção e reparos dos tubos comandados a distância o que propicia o reparo com doses mínimas de radiação.

Na parte superior encontramos separadores e secadores de vapor que proporcionam um vapor com no máximo 0,25 % de umidade por peso.

6. - BOMBAS DO CIRCUITO PRIMÁRIO

A circulação da água é realizada através de bombas centrífugas semi-axiais, de um só estágio com rotor em ba-

lamço operando no sentido vertical.

A carcaça da bomba é forjada de aço de granulação fina, internamente revestida de metal inoxidável e soldada à tubulação principal. O acessoàs partes internas é feito por cima de modo a facilitar uma manutenção à distância. (Fig. IX.7)

O motor de acionamento é do tipo tradicional, assíncromo de alta tensão. Inclui-se um volante de modo a aumentar o momento de inécia e, assim, possibilitar paradas mais suaves promovendo, em caso de falha no suprimento de energia elétrica, um arrefecimento residual.

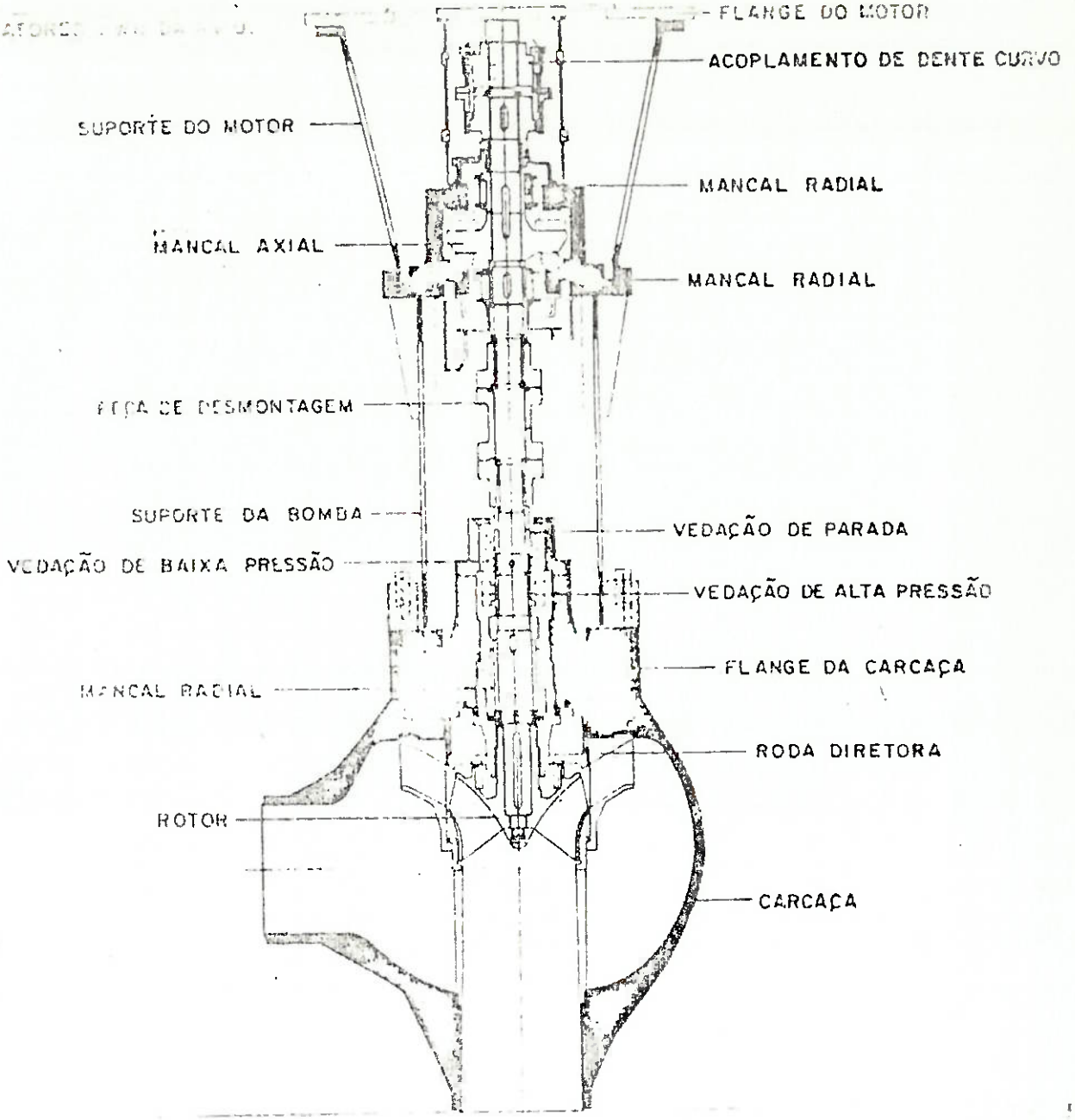
7.- PRESSURIZADOR

O pressurizador tem a tarefa de produzir a pressão necessária para operação do circuito primário, limitar e compensar as oscilações do volume do refrigerante causadas pela mudança da temperatura do sistema durante transientes de carga do reator, sem uma alteração significativa da pressão. O pressurizador fica parcialmente cheio de água fervente sobre o qual existe, uma almofada de vapor. A tubulação de compensação do volume estabelece a ligação entre o pressurizador e o circuito de arrefecimento primário.

O controle da pressão é realizado com o auxílio de um aquecimento elétrico e de uma instalação de chuveiro/ e de descarga de alívio. Quando a pressão cai, o aquecimento é ligado para evaporar a água e restabelecer o valor desejado da pressão. Quando a pressão sobe, aciona-se o chuveiro de água mais fria ou abre-se as válvulas de alívio (Fig. IX. 8).

Figura IX.7- encontra-se na página seguinte.

Fig. IX.7- Corte longitudinal de uma bomba do circuito primário/ para reatores PWR da KWU


FLANGE DO MOTOR
ACOPLAMENTO DE DENTE CURVO
SUPORTE DO MOTOR
MANCAL RADIAL
MANCAL AXIAL
MANCAL RADIAL
PEÇA DE DESMONTAGEM
SUPORTE DA BOMBA
VEDAÇÃO DE PARADA
VEDAÇÃO DE BAIXA PRESSÃO
VEDAÇÃO DE ALTA PRESSÃO
FLANGE DA CARCAÇA
MANCAL RADIAL
RODA DIRETORA
ROTOR
CARCAÇA

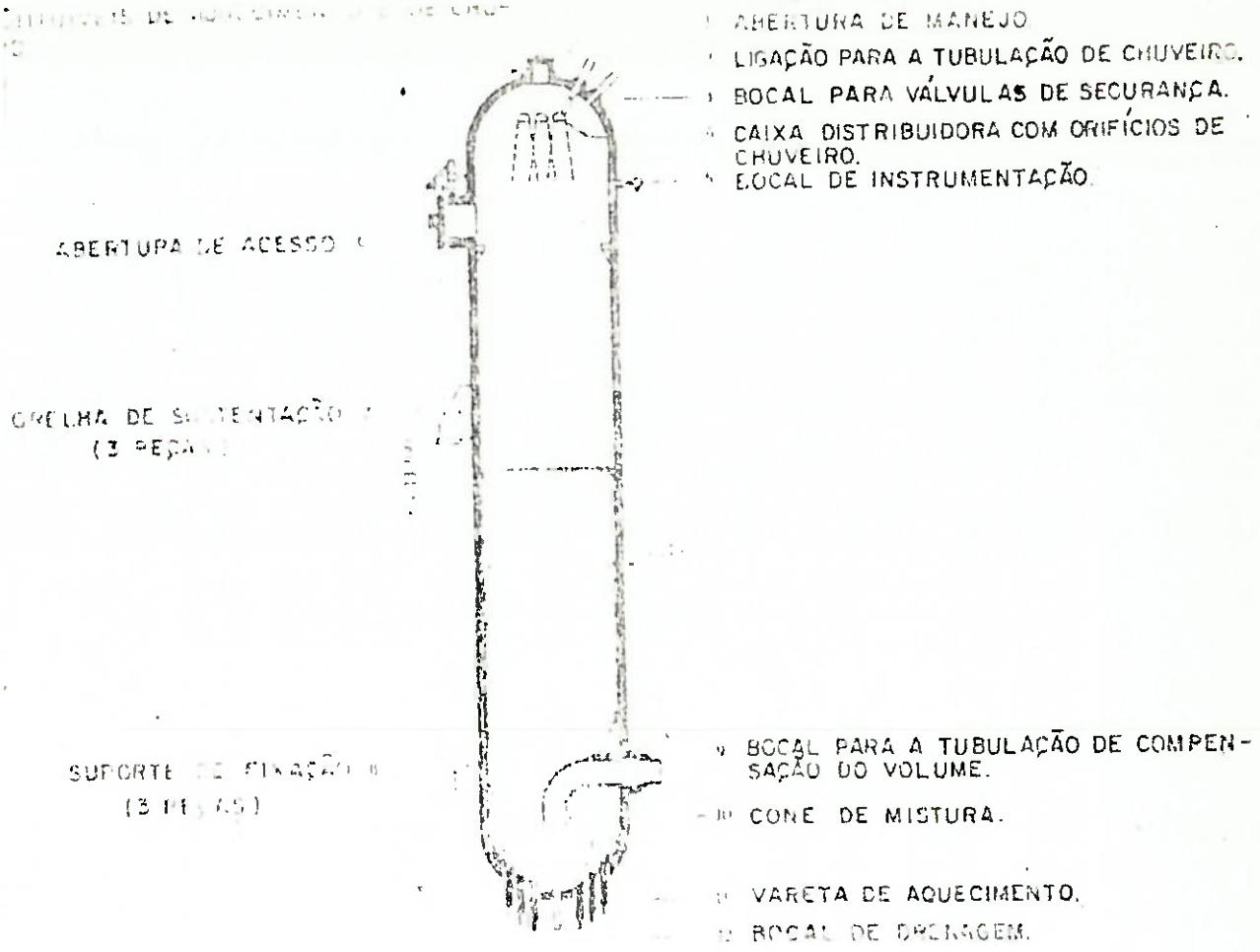


Fig.8- Pressurizador

8.- INSTALAÇÕES NUCLEARES AUXILIARES

As instalações auxiliares incluem sistemas de, controle químico e volumétrico do refrigerante do reator- e de arrefecimento residual.

O controle químico e volumétrico fornece água para o sistema de refrigeração primário, reduz a concentração de produtos de fissão e agentes corrosivos no refrigerante, ajusta a concentração de ácido bórico.

As instalações nucleares auxiliares localizam-se fora da contenção de segurança.

O sistema do controle do volume de refrigeran-

te age junto com o pressurizador que é um elo de ligação entre o sistema de alta pressão do circuito primário e o sistema de baixa pressão dos sistemas auxiliares. É formado por estação redutora de pressão, trocadores de calor, tanque de compensação e bombas de alta pressão.

Quando o reator está operando, a água é continuamente retirada pelo sistema de controle químico. Essa água é purificada em trocadores de íons e conforme o caso sofre injeção de ácido bórico. Ainda se tivermos altas concentrações de gases de fissão ou outros quaisquer utilizamos um desgaseificador em paralelo com o sistema.

Uma água pura evita corrosão e subsequentemente contaminação. A qualidade que se exige da água no sistema de arrefecimento é a seguinte:

Lítio, como LiOH	1-2ppm de Li
Hidrogênio	2-4ppm de H_2
Oxigênio	$< 0{,}005$ppm de O_2
Cloro	$< 0{,}2$ppm de Cl
Ácido bórico	0-2500ppm de B
valor pH (a 25 °C)	5-10,5
Condutividade (a 25 °C)	$< 30\ \mu S/cm$

9.- SISTEMA DE ARREFECIMENTO RESIDUAL DO NÚCLEO

O sistema residual de arrefecimento exerce principalmente as funções de remoção do calor residual do núcleo, quando da parada do reator e de sistema de injeção de refrigerante de emergência em qualquer pane no sitema principal de arrefecimento.

Quando o reator para, no início, o calor é removido pelo gerador de vapor que descarrega o vapor diretamente no condensador. Quando orefrigerante do reator tem sua temperatura diminuida para cerca de 150 °C e sua pressão para 35bar o sistema de arrefecimento residual entra em ação.

Além de retirar calor do sistema de arrefecimen

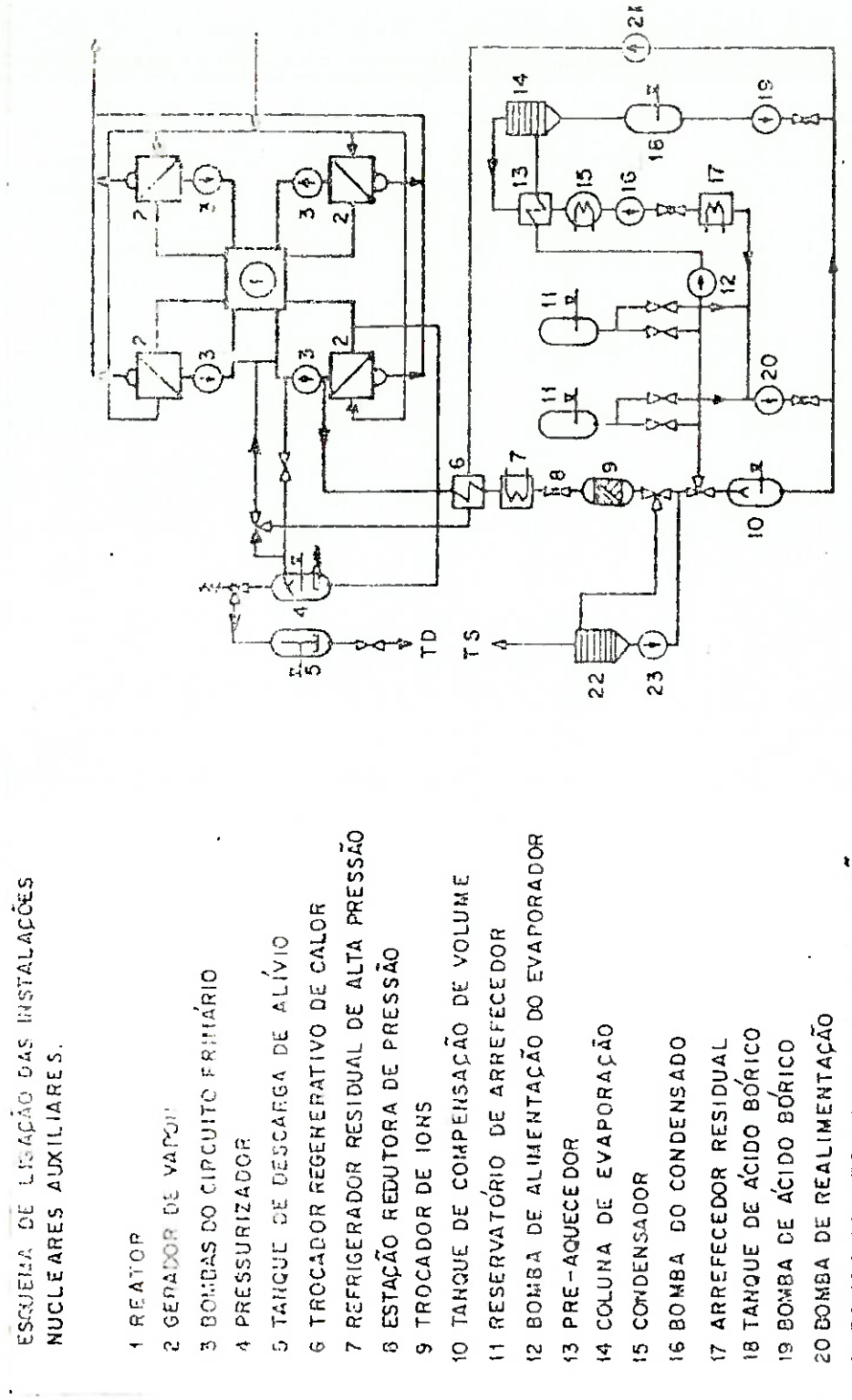
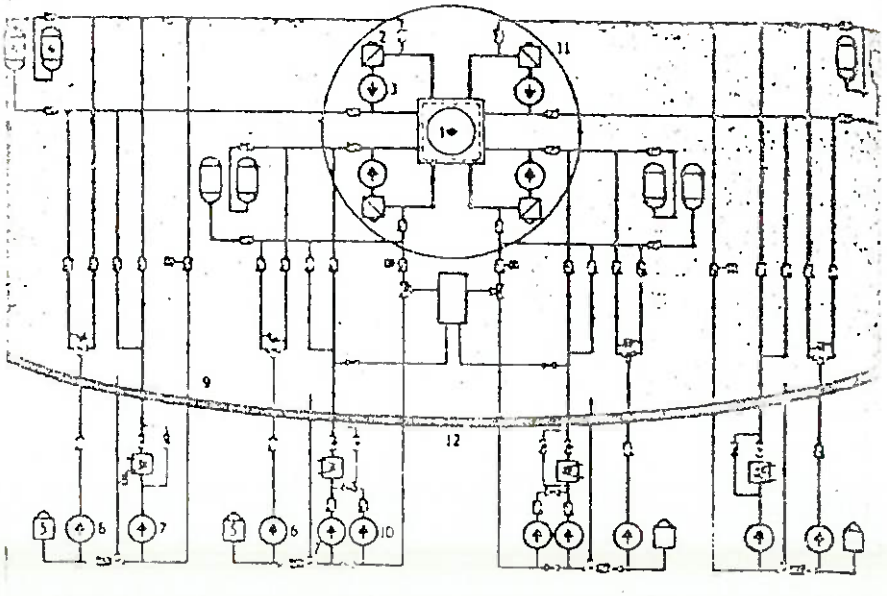


Fig.IX.9- Esquema de ligação das instalações nucleares auxiliares (K W U).

to teremos ainda a refrigeração da piscina de depósito dos elementos combustíveis. No caso de acidentes envolvendo perda de refrigerante,o sistema de arrefecimento residual evita o superaquecimento dos elementos combustíveis e eventual liberação de produtos de fissão radioativos.

Quando de pequenos vazamentos "as bombas de injeção de segurança recalcam dos tanques de inundação uma quantidade suficiente de água com boro para dentro do núcleo,mantendo-o sempre submerso. Depois que uma quantidade regular de água de fuga se tiver acumulado no poço das salas do circuito primário e a pressão residual do reator tiver caido,começa a operação de circulação das bombas de arrefecimento residual,aproveitando a água do poço e os refrigeradores de calor residual para baixar a temperatura do reator (Vide Fig.IX.10).

No caso de ruptura total de uma tubulação do circuito primário,acumuladores,sujeitos a uma pressão de gás,injetam água borado no reator. Isso é feito automaticamente sem qualquer interferência. Após algum tempo as bombas de arrefecimento residual injetam mais água dos tanques de inundação para dentro do núcleo e subsequentemente entra em operação o sistema de circulação.



1 . Reator
2 . Gerador de vapor

3 . Bomba principal de circulação

4 . Pressurizador

5 . Tanque de inundação

6 . Bomba de injeção de segurança

7 . Bomba de arrefecimento residual

8 . Arrefecedor do calor residual

9 . Piscina do edifício do reator

10. Bomba de refrigeração da piscina

11. Proteção contra fragmentos de explosão

12. Vaso de segurança

Fig.IX.10-Esquema de ligação básica do sistema nuclear de arrefecimento residual de um PWR com quatro circuitos térmicos(KWU)

10.- SISTEMAS DE SEGURANÇA

Um grande número de sistemas de segurança está presente nos reatores de modo a evitar os perigos decorrentes de qualquer acidente.

Qualquer anormalidade pode levar a parada imediata do reator ("scram")desacelerando a reação em cadeia. As tubulações que transportam o refrigerante podem romper,teremos, como já foi visto antes a ação do sistemas de injeção de refrigerante de emergência. As camisas dos elementos combustíveis devem ser dimensionadas de modo a impedir num caso de fusão do combustível o escape de radioatividade.

Vamos analisar as barreiras de proteção (dispositivos passivos),equipamentos e dispositivos de segurança,tratamento e controle de substâncias radioativas e a instrumentação.

10.1- BARREIRAS DE PROTEÇÃO

As barreiras de proteção contra produtos radioativos de fissão e radiação direta subdividem-se em:

1. Tubo de revestimento:como já foi visto na parte de elementos combustíveis,o combustível se abriga dentro de tubos

2. Sistema de arrefecimento:o refrigerante circula dentro de um circuito fechado. Como medida de segurança,além do sistema principal de arrefecimento residual com quatro ramais independentes cada um com cinquenta por cento da capacidade necessária. Assim mesmo no caso de dois ramais não funcionarem,teremos a possibilidade de utilização de 100% do volume necessário para a refrigeração do núcleo.

3. Vaso de segurança:todo o sistema de arrefecimento do reator, encontra-se dentro do vaso de segurança.

4. Blindagem secundária de concreto:assegura uma descarga controlada e filtrada de eventuais vazamentos no vaso de segurança e age como barreira radiológica.

EDIFÍCIO DO REATOR

O edifício do reator é envolto por uma contenção dupla formada pelo vaso de segurança de aço e pela blindagem secundária de concreto.

A piscina de depósito para elementos combustíveis novos e irradiados e todas as partes sujeitas à alta pressão do refrigerante localizam-se dentro do vaso de segurança.Esse vaso assenta na calota inferior do edifício do reator.

A estrutura interna do edifício do reator consiste de um cilindro protetor contra fragmentos de explosão. Essa estrutura protege o sistema de arrefecimento e facilita a ventilação separada dos diversos grupos de sala.

Sobre essas diversas barreiras trabalha uma ponte rolante girátoria que possibilita o acesso às salas do reator e dos geradores de vapor e,portanto,sua manutenção,uma vez que todos os equipamentos possuem coberturas removíveis e podem ser manipulados à distância.

O vaso de segurança,esférico,foi projetado para contenção de pressão integral (pressão máxima em caso de acidente -cerca de 5bar). As tubulações ou são soldadas firmemente ou são em forma de foles duplos com aspiração intermediária;as

penetrações elétricas são realizadas com dispositivos de vidro fundido. Logo, o vaso de segurança é estanque contra gases.

A blindagem de concreto localiza-se a pouca distância, é ventilado separadamente e acomoda instalações secundárias e auxiliares.

10.2 - EQUIPAMENTOS E DISPOSITIVOS DE SEGURANÇA

Um fator importantíssimo para os reatores do tipo PWR é a sua reatividade negativa tanto para o combustível como para o refrigerante.

Durante o funcionamento do reator, o controle da reatividade da reação em cadeia é feita através de mudanças na concentração de ácido bórico no refrigerante. As barras de controle situam-se como um sistema de emergência para desligamento rápido. No caso, elas cairiam em queda livre para dentro do núcleo ("scram")

Todas as medidas de segurança são realizadas através de acionamento do sistema de proteção de reator que inicia automaticamente medidas de proteção quando ocorre uma aproximação a valores-limites dos parâmetros reguladores do reator. Assim, o desligamento rápido do reator, injeção de segurança, alimentação de emergência do gerador de vapor e fechamento de todas as aberturas do edifício entre outras medidas, são determinados através de um sistema de comparação de impulsos elétricos evitando os denominados erros sistemáticos.

A automação integral da operação do reator evita manuseios errados. A indicação e o registro automático são obtidos antes de uma aproximação a valores de perigo, logo da ação do sistema de proteção facilitando a análise das causas geradoras da irregularidade.

No caso de falha na rede elétrica que alimenta os sistemas de segurança teremos o atendimento de suas necessidades através de baterias e conjuntos independentes de geradores diesel.

10.3 - TRATAMENTO E CONTROLE DE SUBSTÂNCIAS TADIOATIVAS

Existem, no reator nuclear, várias fontes de radioatividade que, senão forem convenientemente tratadas, poderão gerar graves problemas quando de sua passagem para fora dos edifícios do reator.

As substâncias radioativas mais comuns e o tratamento a que são submetidas seguem abaixo:

a. gases obtidos da desgaseificação do refrigerante, são conduzidos através de um trecho de retardamento de carvão ativado ou então armazenados em um tanque de decaimento até que atinjam índices aceitáveis e possam ser eliminados pela chaminé.

b. aerosóis radioativos e iodo em forma gasosa, são retidos por filtros de carvão ativado do sistema de ventilação.

c. fugas líquidas, são coletadas juntamente com os rejeitos líquidos e tratados simultaneamente.

d. águas radioativas, as de baixa radioatividade ou são purificadas porevaporação ou por precipitação química com filtragem subsequente antes de serem descarregadas para o meio ambiente ; as de alta radioatividade, são purificados por evaporação, passando por trocadores de íons - nos casos mais graves. Os resíduos dos processos são solidificados e armazenados em locais próprios de acordo com a legislação de cada país.

Todos os materiais envolvidos nos processos , quando da sua desativação, troca, são removidos em embalagens e aramazenados, também, de acordo com a legislação de cada país .

A dose de radiação recebida por pessoa nas vizinhanças da central atinge no máximo 0,5 mrem/ano - dose máxima que pode ser recebida por um homem 170 mrem/ano - .

1o.4 - INSTRUMENTAÇÃO

A instrumentação é utilizada para o controle / do reator através de monitoração, registro e avaliação de todos os estados operativos. A instrumentação de proteção radiológica supervisiona as doses locais e as concentrações de substâncias/ radioativas líquidas e gasosas.

Os instrumentos são dimensionados de modo a abranger todos os estados imagináveis de operação e acidente. Existem canais de medição de reserva que aumentam a segurança operativa. Os dados são obtidos através de vários canais independentes que através de comparação detectam qualquer falha.

Os sinais resultantes apresentam-se isentos de efeitos de realimentação e interferências - sistema de transformação dos sinais em correntes compostas - .

Montados fora do vaso de pressão, em tubos guia encontramos os monitores de fluxo de neutrons. Essa localização foi prevista para evitar interferências da pressão e temperatura do interior do reator.

Sondas de esferas aerotransportadas realizam a monitoração intermitente da distribuição de densidade de potência e de irradiação. Jatos de ar lançam esferas com 1,7 mm de / diâmetro através do núcleo, dentro de sondas, medindo assim, a ativação das mesmas.

Poucos detetores de neutrons e raios β (2 a 6 / sondas contendo cada uma, seis detetores) fornecem informações / sobre a distribuição da potência para o controle (barras de controle) e supervisão do reator.

As sondas de esferas e os detetores n e β formam conjuntos de instrumentação e são introduzidos em tubos-guia paralelamente aos elementos combustíveis.

CONTROLE E COMPORTAMENTO OPERATIVO

O controle da potência do PWR está baseado no comportamento de alto-controle do reator. O controle da potência do gerador muda apenas a retirada de vapor por parte da tur

bina.

Uma retirada maior de vapor pela turbina, fará com que a temperatura do refrigerante baixe lentamente, a partir do gerador de vapor. Assim, um aumento automático da potência do reator, causado pelo coeficiente negativo de reatividade da temperatura se fará sentir enquanto persistir uma maior demanda de vapor.

Com a queda de temperatura do refrigerante, o vapor tende a ter sua pressão e temperatura diminuídas. Para evitar isso, as barras de controle do reator entram em ação e acima de 50% da potência nominal do reator mantém a temperatura do refrigerante constante (Fig. IX.11)

MODO DE OPERAÇÃO DAS BARRAS DE CONTROLE

a. Plena carga; banco L introduzido em 5%.
b. Carga pa rcial (100-70%); introduz-se primeiro um grupo de quatro barras
c. Carga parcial (até 50%) ; além das anteriores mais quatro barras são introduzidas completamente no interior do núcleo, restando, apenas, um reduzido número de barras em posição parcial.
d. Carga parcial (50 - 30 %); realiza-se em função da pressão máxima do vapor vivo. Decréscimo da temperatura do refrigerante.
e. Carga parcial (abaixo de 30%); a potência excedente do reator é descarregada através da estação de desvio do vapor vivo para o condensador. A temperatura é então abaixada manualmente até uma potência de 15%.

Obs. Os valores das cargas parciais são em relação à potência nominal do gerador.

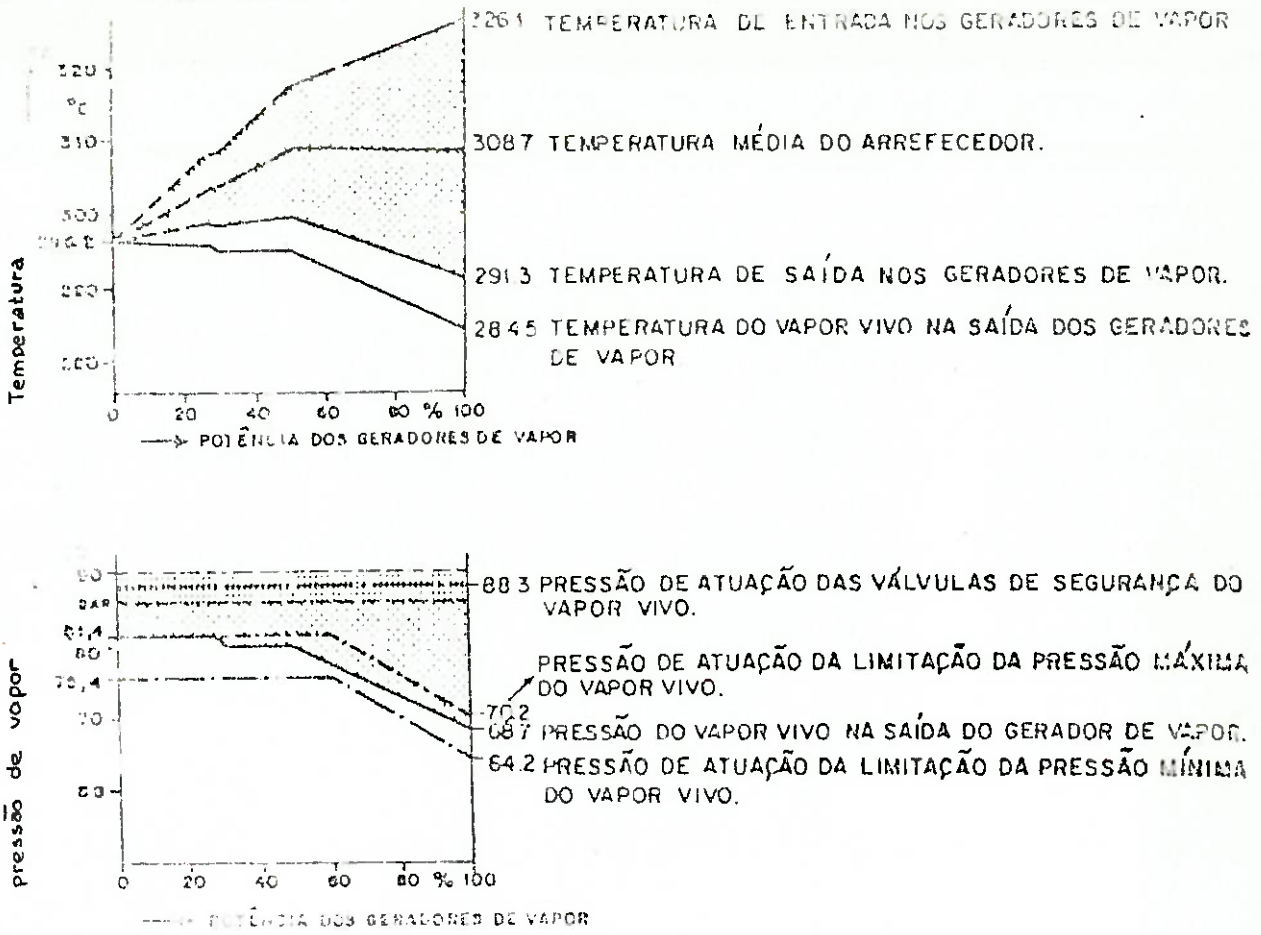


Fig. IX.11 - Diagrama de carga parcial (KWV)

A velocidade de variação de carga entre 30 e 100% da carga nominal é de cerca de 10% da plena carga por minuto.

A partida do estado frio é iniciada com a extração de ar de todo o sistema e aquecimento do pressurizador até alcançar cerca de 35 bar. A seguir, são ligadas as bombas do circuito primário. Levantando-se as barras de controle parcialmente e abaixando-se o teor de boro, o reator fica crítico e a seguir a temperatura é elevada pelo calor do núcleo à taxa de cerca de 50º C/hora. Cinco horas após ter alcançado a criticalidade, e cerca de 13 horas após o início da operação de partida,

o sistema do reator é capaz de fornecer à turbina a sua potência integral. Durante paralizações temporárias é possível manter a instalação ao nível da temperatura de operação,acelerando assim a volta ao serviço.(Fig.IX.13)

A parada é mantida com o decréscimo da potência da instalação para 30% com o auxílio do valor de ajuste da potência do gerador,conforme descrito anteriormente. O controle da temperatura do arrefecedor acompanha esta fase automaticamente. Entre 30% e 15%,a potência é reduzida com o auxílio do vapor de ajuste do fluxo de neutrons,por operação manual. O arrefecimento do sistema do reator é realizado inicialmente através dos geradores de vapor e da estação de desvio do vapor vivo,até que a remoção do calor possa ser realizada pelo sitema de arrefecimento residual. (Fig.IX.12)

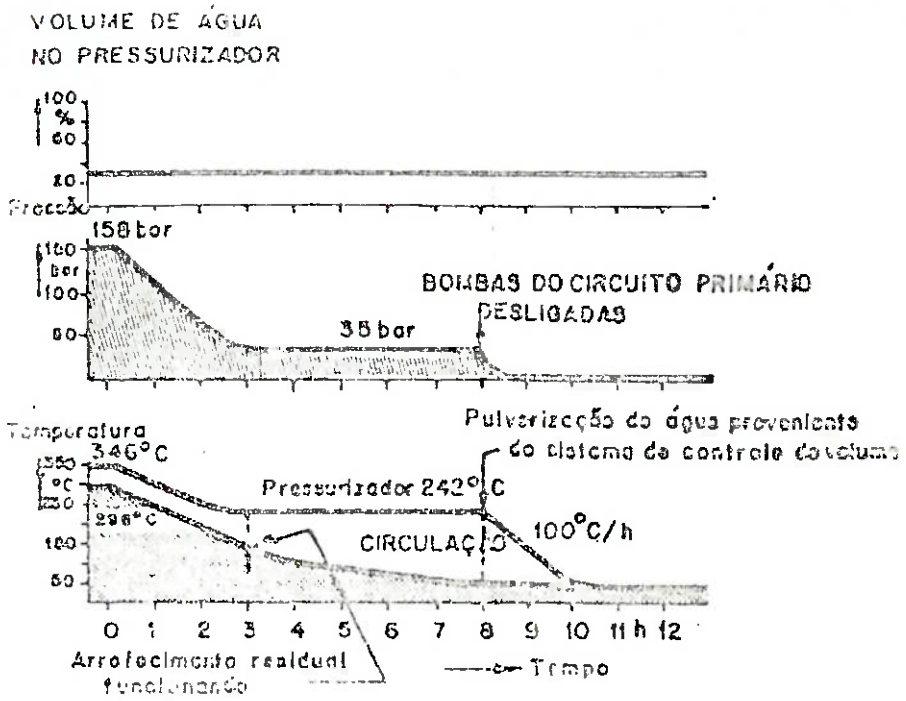


Fig.IX.12- Diagrama da parada (KWR)

As mudanças da reatividade a longo prazo por irradiação e por envenenamento por xenônio são compensadas automaticamente por alterações da concentração de ácido bórico. Um es

quema de limitação do avanço das barras de controle garante que a reatividade de desligamento das barras de controle estará permanentemente disponível.

Os sistemas de cotrole da instalação são dimensionados de tal maneira que uma rejeição da carga ou um desligamento rápido do turbo-gerador não provoquem um desligamento rápido desnecessário do reator. Mesmo se falhar uma bomba do circuito primário,não ocorre um desligamento rápido. A potência do reator é baixada nesse caso pela queda de um número apropriado, de barras de controle.

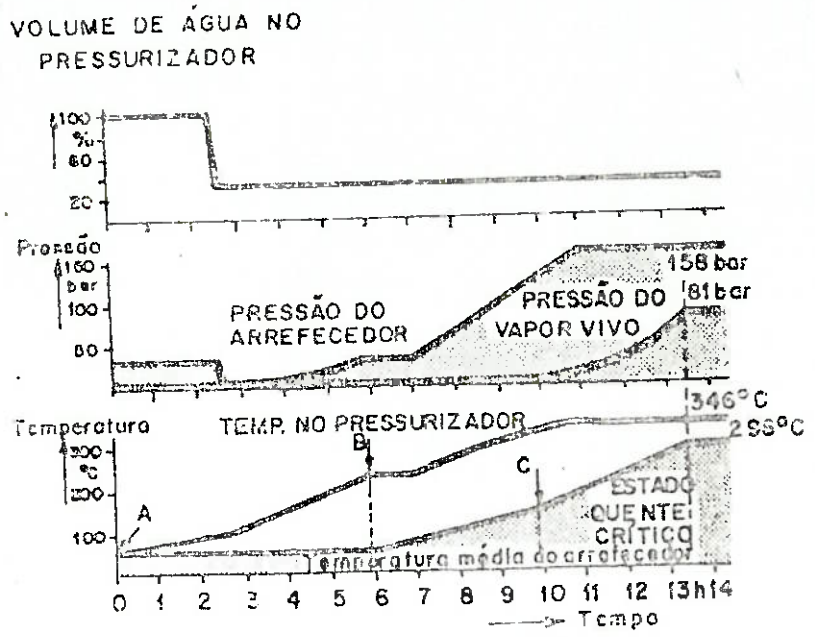


Fig.IX.13- Diagrama de partida.

Aproximadamente após um ano de plena carga atinge-se o final do ciclo,podendo-se prorrogar o ciclo de irradiação por mais dois ou três meses.

CAP.X- REATORES DE ÁGUA EM EBULIÇÃO-BWR

INTRODUÇÃO

Esse capítulo descrverá suscintamente o sistema de potência nuclear com reator tipo água em ebulição BWR produzido pela General Eletric, BWR/6 MARK III.

A característica principal que o distingue do, PWR é o vaso do reator que promove a ebulição da água. Trabalha com um só circuito, sem gerador de vapor. A turbina e todo o equipamento de geração está sob radiação.

O combustível é o dióxido de urânio UO com enriquecimento de 2,4 a 3,0%. Eficiência de 34% (Vide Tab.X.1).

Core thermal power	3,579 MWth
Plant efficiency	34%
Plant electrical output (nominal)	1,220 MWe
Core diameter	193 in (4.9 m)
Core (or fuel rod) active length	150 in (3.8 m)
Core weight (fuel assemblies)	524,000 lb (238 Mg)
Core power density	54 kW/liter
Cladding material	Zircaloy-2
Cladding diameter (OD)	0.483 in (1.23 cm)
Cladding thickness	0.032 in (0.81 mm)
Fuel material	UO_2
Pellet diameter	0.410 in (1.04 cm)
Pellet height	0.41 in (1.04 cm)
Assembly array	8 X 8, with fuel channel enclosing array
Number of assemblies	748
Total number of fuel rods	46,376
Control rod type	"Cruciform" control rods inserted from the bottom between sets of four assemblies.
Number of control rods	177
Total amount of fuel (UO_2)	342,000 lb (155 Mg)
Fuel/coolant ratio	1/2.7, blades out; 1/2.5, blades in (cold)
Coolant	Water (two phase)
Total coolant flow rate	104×10^6 lb/hr (13 Mg/sec)
Coolant pressure	1,040 psia (7.0 MPa)
Coolant temperature (steam system design)	551 °F (288 °C)
Feed water temperature	420 °F (216 °C)
Average coolant exit quality (percent steam weight)	14.7%
Average clad temperature	579 °F (304 °C)
Maximum fuel central temperature	3,330 °F (1,832 °C)
Average volumetric fuel temperature	1,130 °F (610 °C)
Axial peaking factor	1.4 approx.
Design fuel burnup	28,400 MWd/Te
Fresh fuel assay	Average 2.8% ^{235}U (initial core: 1.7-2.1% ave.)
Spent fuel assay	0.8% ^{235}U, 0.6% $^{239,241}Pu$
Refueling sequence	Approximately one-fourth of the fuel per year to one-third per 18 months
Refueling time	188 hrs @ 100% efficiency
Vessel wall thickness min/max	5.7 in/6.46 in (14.5 cm/16.4 cm)
Vessel material	Manganese-molybdenum-nickel steel internally clad with 1/8 in austenitic stainless steel
Vessel diameter (ID)	19 ft 10 in (6.0 m)
Vessel height	71 ft (22 m)
Vessel weight (including head)	1,950,000 lb (884,500 Kg)

Tab X.I Características representativas do BWR (GE)

1.- CICLO DE GERAÇÃO DE VAPOR

O sistema de geração de vapor através de reator tipo BWR -reator de água em ebulição-,consiste de :vaso de pressão,onde se assentam o núcleo e demais equipamentos ligados à produção de vapor;sistemas auxiliares (operacionais e de segurança);controle e instrumentação.

A água circula através do núcleo do reator,produzindo vapor saturado. Esse vapor,no topo do vaso de presão , passará por separadores de água e secadores atingindo,então, a turbina -ciclo regenerativo convencional-. Antes da água condensada na turbina retornar ao vaso de pressão teremos desaeradores e desmineralizadores que cuidarão da pureza do refrigerante(Fig X.1).

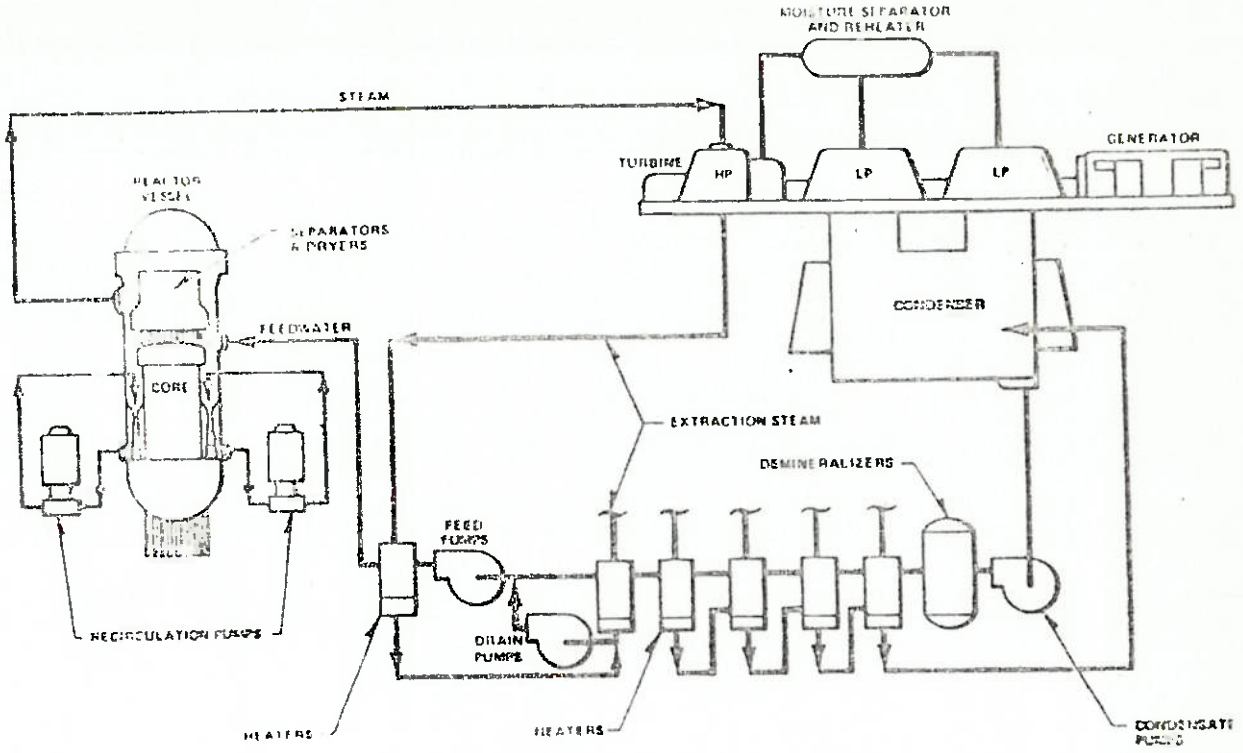
Todo o circuito funcionará sob radioatividade do refrigerante. Verifica-se que o N-16,elemento radioativo presente na água,predomina. Esse elemento tem uma meia-vida pequena (7 segundos) assim, só durante a geração de vapor o equipamento estará sujeito à radioatividade.

O núcleo do reator consiste de um conjunto de elementos combustíveis e barras de controle. Estas,através do seu grau de penetração pelo núcleo ajustam o nível de potência do reator. No BWR/6,produzido pela G.E. ,encontraremos 732 conjuntos combustveis,177 barras de controle formando um arranjo de 16 pés de diâmetro por 14 pés de altura,sendo que as barras de controle montam-se na base do vaso de pressão.

A pressão do refrigerante no BWR é aproximadamente metade daquela solicitada pelo PWR. Esse refrigerante no reator de água em ebulição é o resultado do fluxo de água de alimentação e(de água de alimentação e)de água de recirculação .

Figura X.1-encontra-se na página seguinte.

Fig.X.1- Sistema de geração de vapor com reator tipo BWR (G.E.)



Uma inovação é a utilização de bombas de injeção (Fig.X.2-)dentro do vaso do reator que promovem dois terços da recirculação total de água. Essas bombas,além disso,agem como um sistema de segurança para o reator.

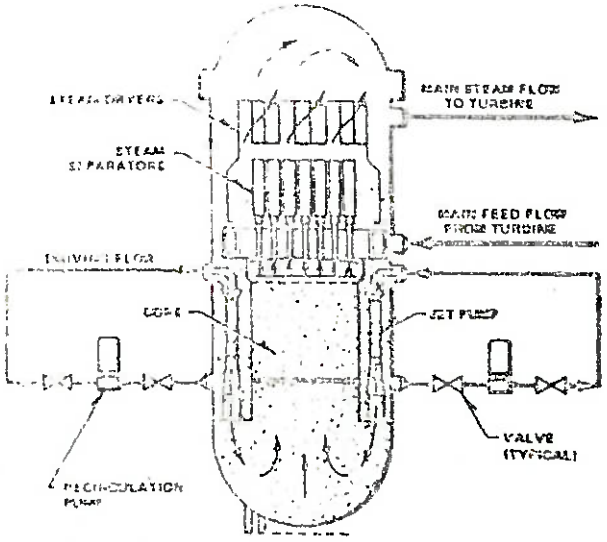


Fig.X.2- Fluxo de vapor e recirculação de água.

2.- NÚCLEO DO REATOR

O núcleo do BWR à semelhança do PWR é constituído de unidades combustíveis pelas quais flui o refrigerante (água).

Cada unidade combustível representa um conjunto de elementos combustíveis e barra de controle.

A baixa pressão do refrigerante -aproximadamente 1000psia- e,portanto,baixa temperatura de saturação,associada a um alto coeficiente de troca de calor minimizam a temperatura das camisas e a concentração de tensões.

2.1- UNIDADE COMBUSTÍVEL

O combustível utilizado é o dióxido de urânio UO_2 que é prensado e sinterizado na frma de pastilhas cilíndricas. Essas pastilhas são colocadas em tubos (camisas)de Zirca - loy-2. Entre as pastilhas e as paredes do tubo existe um espaço, prenchido com hélio. Os tubos são soldados nas extremidades.

A confecção desses elementos combustíveis é semelhante a utilizada nos PWRs.

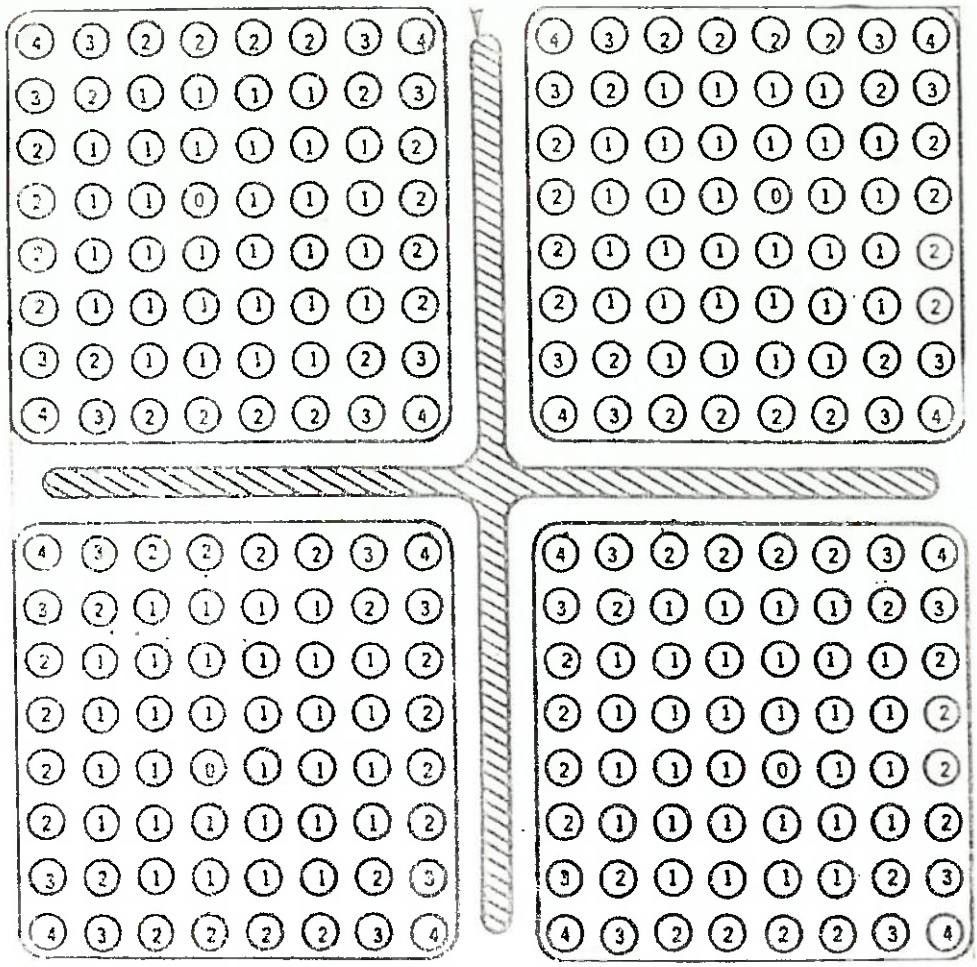
Cada unidade combustível contém quatro conjuntos de 63 elementos combustíveis arranjados seguindo um quadrado 8x8 (Fig.X.3). Cada um desses conjuntos assemelha-se às unidades combustíveis do PWR.

Para assegurar a estabilidade estrutural dessas unidades temos duas placas: uma inferior,que promove distribuição refrigerante pelos elementos combustíveis,e uma superior que propicia a troca dos conjuntos. Entre as placas superior e inferior encontraremos espaçadores e envolvendo o conjunto uma capa de metal (Fig.X.3).

Três tipos de tubos podem ser distinguidos nas unidades combustíveis:tirantes de união,tubos de água,elementos combustíveis padronizados.

Seguindo a parede externa,o terceiro e sexto e

lemento combustível apresentam tirantes de união. E,no centro,ocupando posiçaão diagonal,aparecem os tubos de água. São tubos, idênticos aos dos elementos combustíveis por onde a água flui . (Fig.X.4). Esses tubos tem a função de homogeneizar a distribuição de potência nos conjuntos além de possibilitar a centralização de todos os espaçadores internos.



1,2,3,4 .... diferentes enriquecimentos

Fig.X.2- Unidade combustível.1.

Assim como o PWR teremos quatro zonas de enriquecimento em cada conjunto combustível. O enriquecimento médio varia entre 1,6 e 2,2% de U-235. Na partida do reator utiliza - se o gadolíneo,para um controle temporário da reatividade , e alguns poucos altamente enriquecidos elementos combustíveis. Na recarga,também é utilizado.

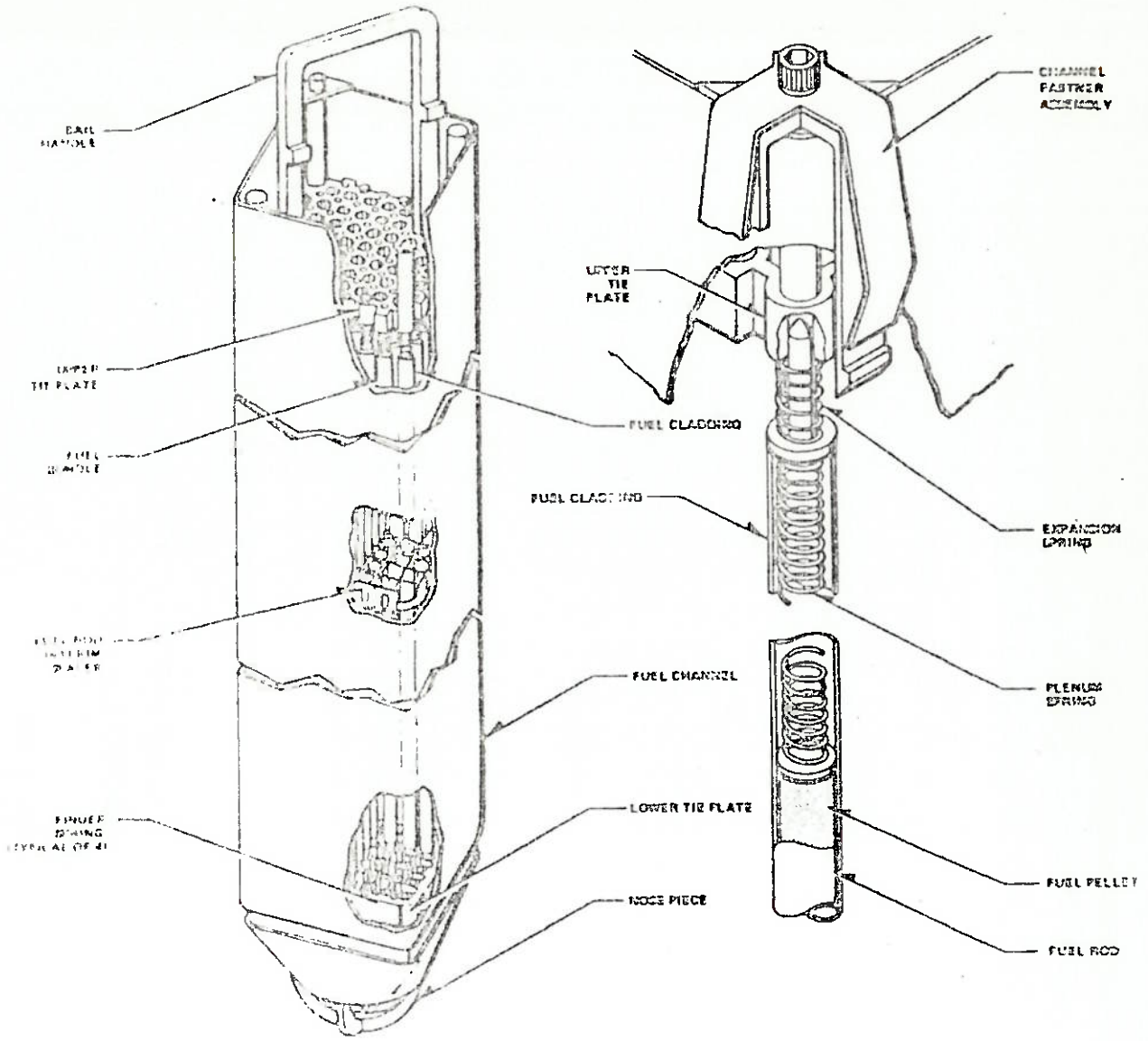


Fig.X.3- Conjunto combustível e detalhe do elemento combustível

Entre cada q uatro conjuntos combustíveis encontraremos um elemento de formato cruciforme,é a barra de controle,completando,assim,a unidade combustível.(Fig.X.2 e X.4) .

Figura X.4- Encontra-se na página seguinte.

Fig.X.4- Arranjo dos tubos-tirantes,tubos de água e tubos-padrão de combustível.

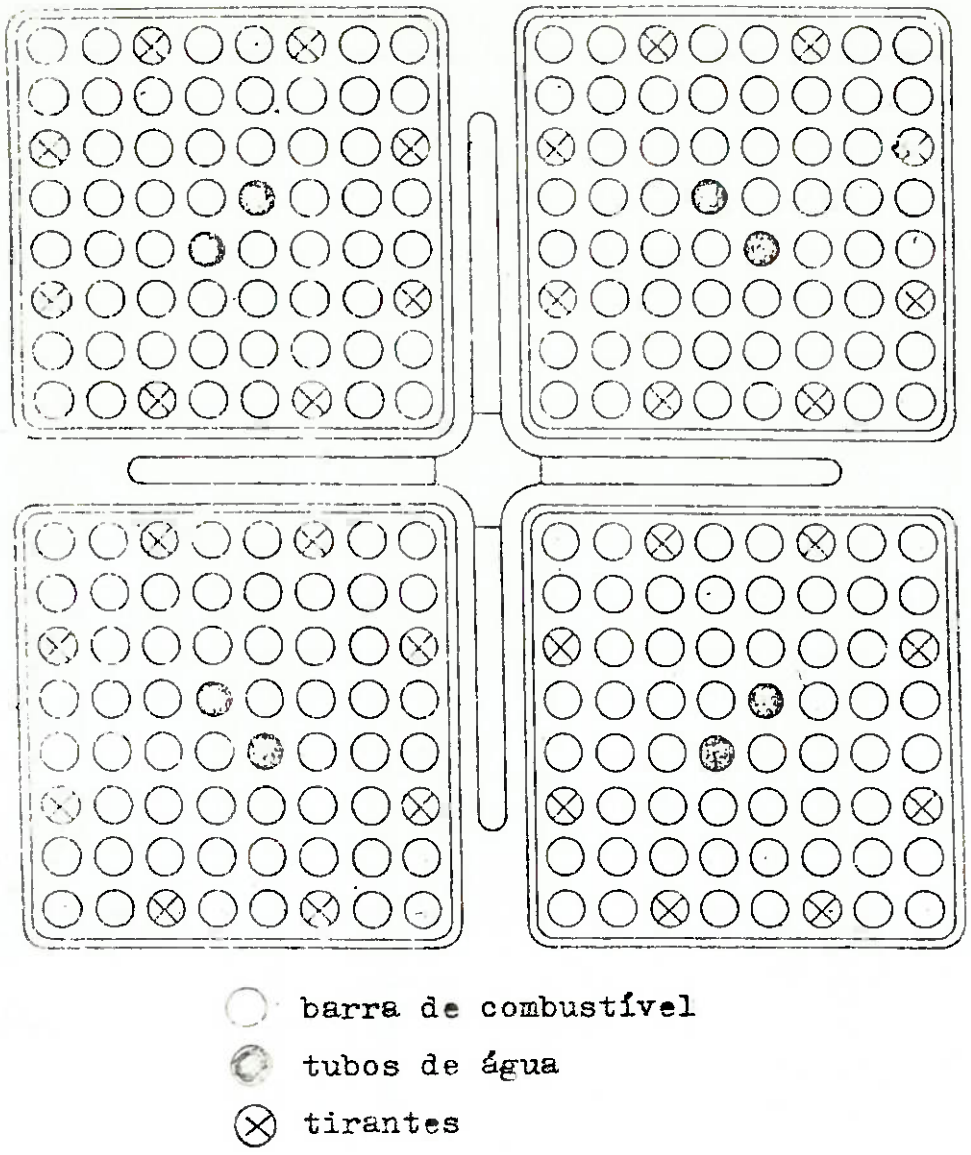


Fig.X.4- Arranjo dos tubos-tirantes,tubos de água e tubos-padrão de combustível.

Cada barra de comtrôle é formada por 84 tubos, de aço inoxidável -21 em cada braço-,em cujo interior encontramos carbonato de boro (B_4C) compacto. Esses tubos estarão arranjados dentro de um revestimento de aço inoxidável.

As barras de controle têm como funções principais:controle da reatividade e distribuição de potência. Sua penetração dá-se pela parte inferior do reator,o contrário do PWR.

O controle de reatividade inclui regulação normal e rápida paralização,"scram". A homogeneização da distribuição de potência é necessária pois com a ebulição do refrigeran-

te,este se torna menos denso e com menor capacidade de modera - ção,teremos uma menor densidade de potência na parte superior / do caroço.

Quando o reator está iniciando sua operação,u- tiliza-se, além das barras de controle, de venenos que devem ser totalmente consumidos no decorrer de um ano de operação . Venenos são materiais que absorvem neutrons com produtos não noci - vos,diminuindo a população de neutrons na reação em cadeia e, / portanto,a reatividade. Para esse efeito mistura-se gasolineo (Gd_2O_3) ao UO2em alguns elementos combustíveis de cada conjunto/ combustível.

A primeira parada do reator ocorre após cerca, de dois anos e o período entre reabastecimentos de combustível, é de dezoito meses.

3.- VASO DE PRESSÃO

O vaso de pressão do BWR tem em seu interior : núcleo do reator,separador e secador de vapor,sistema de recir- culação de água sistema de movimentação das barras de controle. Todo o seu interior é revestido de aço inoxidável ou outro mate rial apropriado para combater a corrosão (Fig.X.6)

O vaso do BWR apresenta uma das mais baixas ta xas de exposição a neutrons. Isso decorre do fato de existir um espaço por onde desce o fluxo de água de alimentação e de circu lação em direção ao núcleo. Forma-se uma barreira.

A maior parte dos componentes do reator podem/ ser removidos com excessão dos difusores das bombas de injeção, e tubulações de injeção de refrigerante.

Entre o núcleo (caroço) e as paredes do vaso , encontraremos uma blindagem cilíndrica de aço inoxidável que se para o fluxo que se encaminha para o caroço daquele que se diri ge ao separador.

4.- SISTEMA DE ARREFECIMENTO

A água nos reatores BWR entra em ebulição no próprio vaso. O sistema mantém uma pressão de cerca de 7MPa; a água, então, torna-se vapor a uma temperatura de 285ºC.

Nem toda a água que passa pelo núcleo vaporiza - 87% retorna como água de recirculação.

No PWR tinhamos dois circuitos separados que no gerador de vapor trocavam calor, No BWR, um só circuito, o gerador de vapor é substituido por um separador de vapor (logo acima do núcleo) e um desumidificador de vapor. A alimentação da turbina será, portanto, realizada por vapor carregando radioatividade (N-16 com meia-vida de 7 segundos)

Um sistema de circulação de refrigerante é utilizado.

4.1 - SEPARADOR E SECADOR DE VAPOR

Em cada separador a mistura vapor-líquido é obrigada a passar por uma hélice que através de centrifugação separa a água líquida do vapor. São três estágios (Fig. X.7)

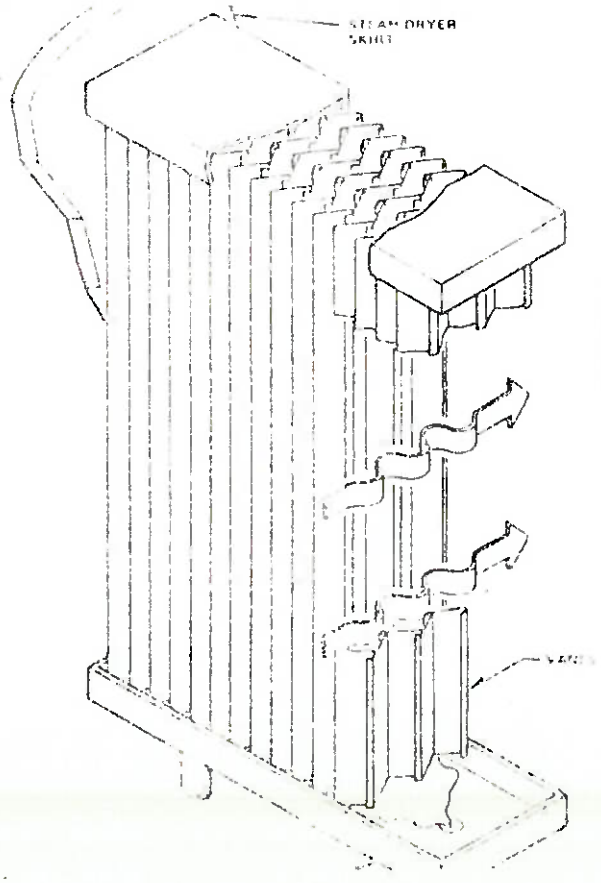


Fig. X.5 - Secador de vapor

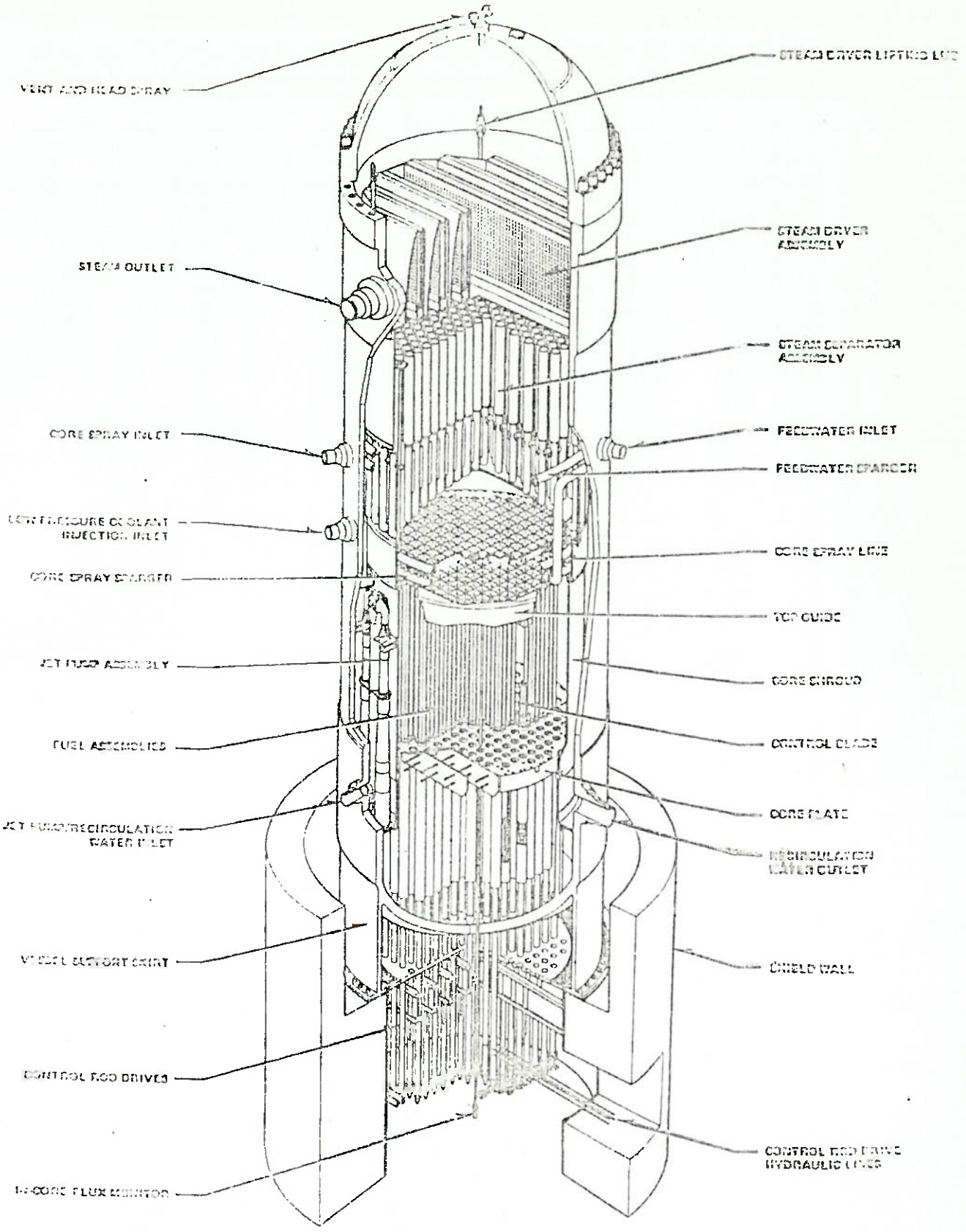


Fig. X.6 - Reator BWR (GE)

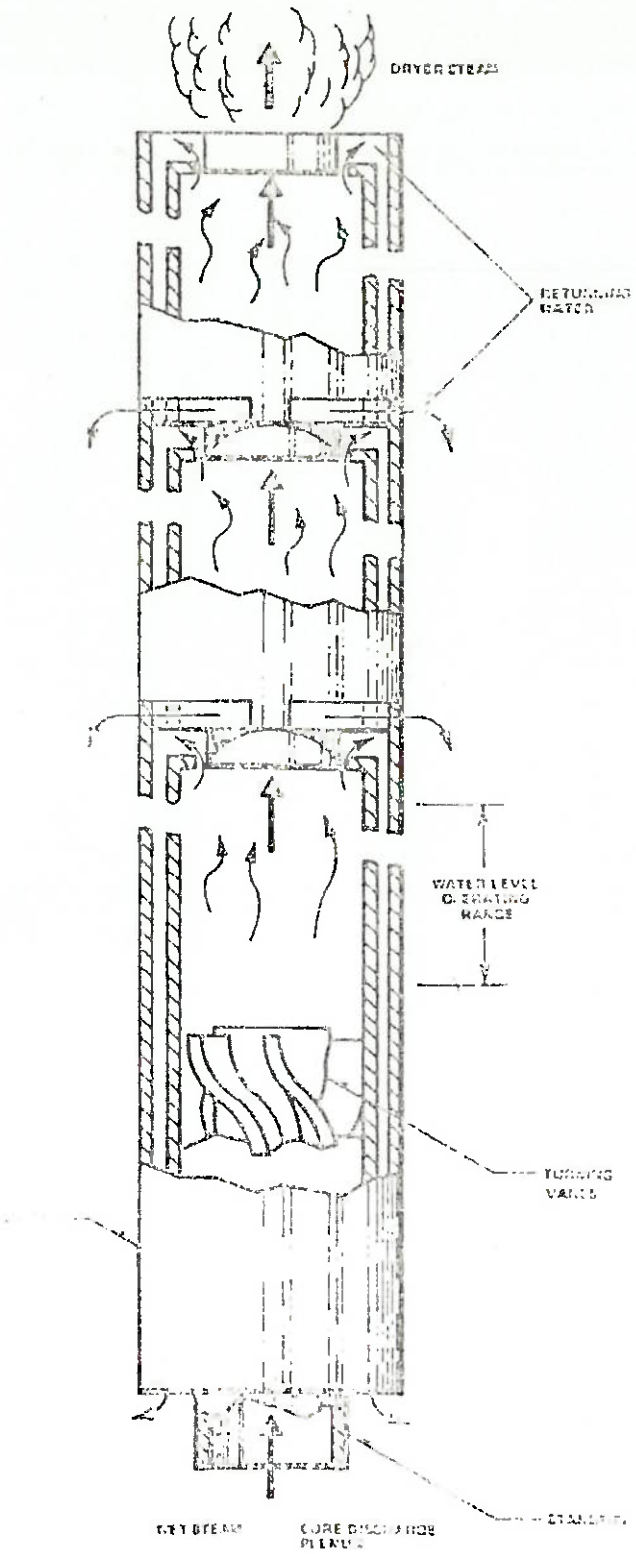


Fig. X.7 - Corte do separador de vapor

O vapor deixa o separador pelo topo em direção ao secador. A água líquida sai em cada um dos três estágios sendo dirigida para a câmara formada entre a blindagem do núcleo e as paredes do vaso do reator. O desumidificador é visto na fig. X.5.

4.2- SISTEMA DE RECIRCULAÇÃO

Esse sistema consiste de dois 'loops' externos ao vaso do reator (fig.X.8). Na parte inferior da câmara anular é feita a sucção do refrigerante por bombas de circulação - a - proximadamente um terço do total de refrigerante é captado por esse sistema -. Com a pressão ligeiramente maior o refrigerante é descarregado no primeiro estágio da bomba de injeção (fig.X.9) localizada dentro do vaso; junto com o fluxo recirculado tere - mos a captação de refrigerante 'comum', isto é, aquele que está descendo através da câmara anular e que ainda não foi captado. Esse fluxo é, então, descarregado no plenum inferior.

O sistema de circulação comporta-se como um sistema de controle. Exemplificando, se o fluxo diminui, mais va - por será produzido, a moderação dos neutrons se apresentará me- nos eficiente provocando a queda das reações e da potência do reator.

O sistema de circulação inclui de 16 a 24 bombas de injeção dependendo da capacidade do sistema nuclear.

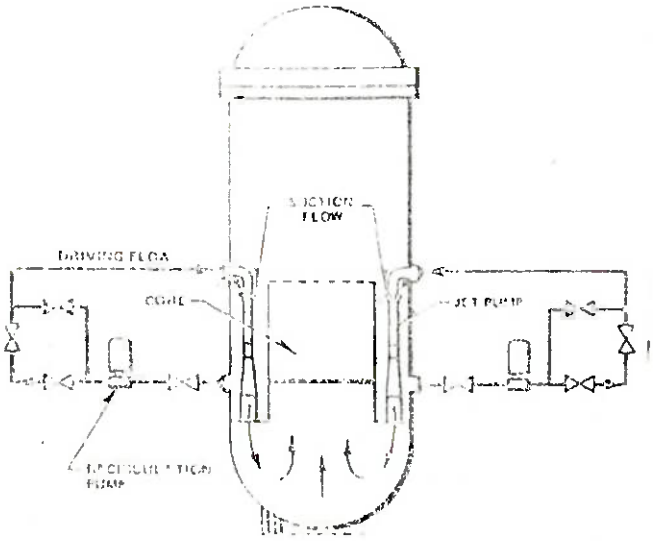


Fig. X.8 - Sistema de recirculação

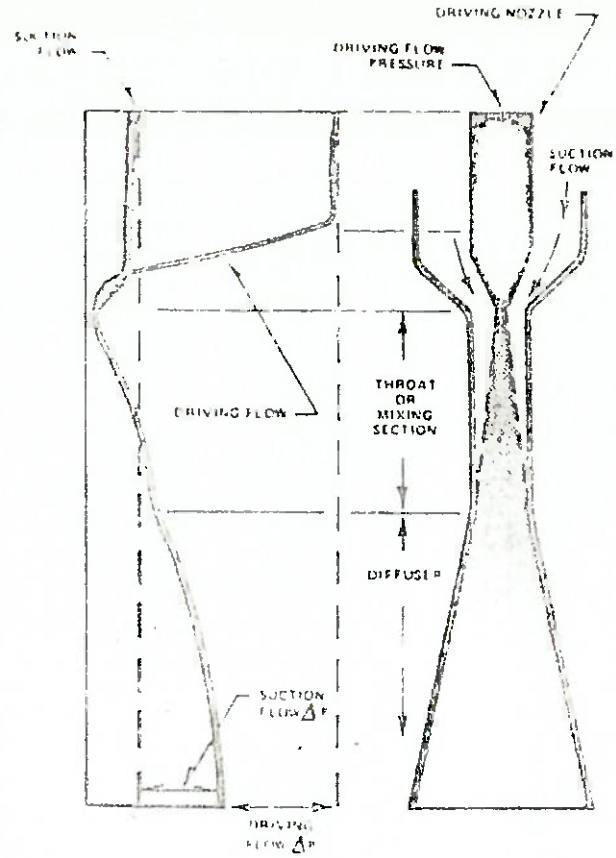


Fig. X.9 - Principio das bombas de injeção

5 - INSTALAÇÕES NUCLEARES AUXILIARES

Assim como os outros LWRs o reator de água em/ ebulição possui sistemas de controle químico e volumétrico da água, sistemas de remoção de calor . Vamos, aqui enfatizar os aspectos que diferenciam o BWR dos outros reatores.

Sistemas auxiliares utilizados durante a operação norral incluem: sistema de purificação da água, refrigeração do combustível e da piscina assim como o sistema de filtração, remoção de calor residual quando da parada do reator.

O sistema de purificação do refrigerante tem / como função a manutenção de uma alta qualidade da água através/ da retirada de produtos de fissão, corrosão e outras impurezas. Durante o acréscimo de volume devido a queda de densidade (ebu-

lição) também proporciona a remoção da água. O esquema é encontrado na Fig.X.10.

A água é removida do reator através da sucção, por uma bomba passando por trocadores de calor regenerativos e não regenerativos onde perde calor,e após o que se dirige à unidade de filtros e desmineralizadores. O fluxo então retorna ao trocador regenerativo onde é aquecido antes de retonar ao reator através da linha de água de alimentação.

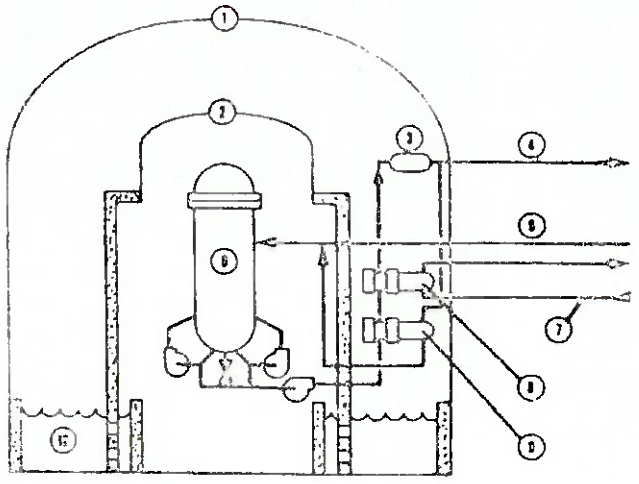


Fig.X10- Sistema de purificação da água do reator.

Após a parada do reator torna-se necessária a remoção do calor residual. Isso é realizado através de uma dragagem na linha de recirculação,passando por trocadores de calor e com retorno pela linha de alimentação.

6 - SISTEMAS DE SEGURANÇA

O edifício do reator é mostrado na fig.X.11. O vaso do reator com todos os seus equipamentos está localizado / num compartimento de concreto denominado poço do reator. Sua função é agir como uma contenção de pressão.

Circundando o poço vamos encontrar o tanque (aço). O tanque está em contato com o poço através de um respiradouro horizontal.

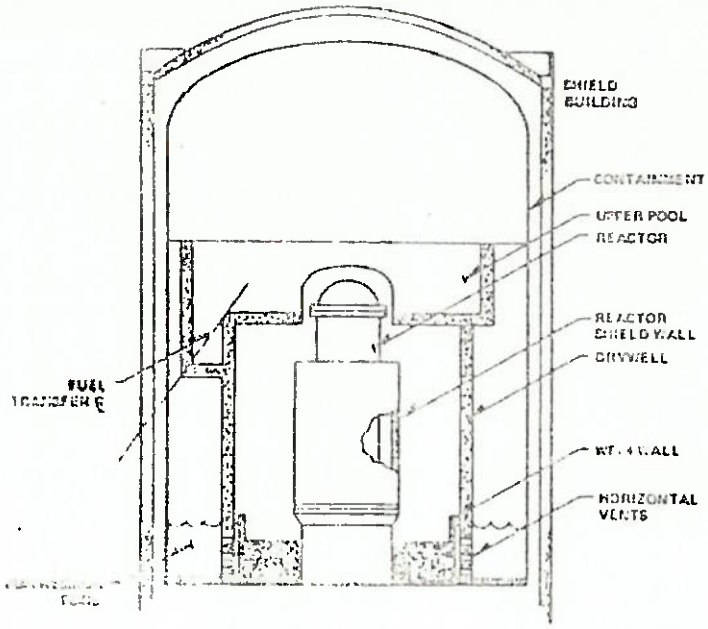


Fig.X.11.- Edifício do reator BWR (MARK-III)

Os sistemas ditos de segurança,pois são utilizados durante operação anormal do reator,incluem sistema de arrefecimento do núcleo isolado,injeção de veneno,sitema de injeção de refrigerante a baixa pressão,pulverizadores de alta e baixa pressão,entre outros.

Quando as barras de controle não podem ser acionadas injeta-se um líquido absorvedor de neutrons (solução de pentaborato de sódio). É o envenenamento do núcleo.

Qualquer anormalidade com a turbina ou acidente que possa vir a provocar perda de refrigerante faz com que o núcleo seja isolado. O sistema de refrigeração de emergência é, então,acionado. A água é retirada dos tanques de condensado da turbina,do sistema de remoção de calor residual,e até do tanque que circunda o poço do reator.

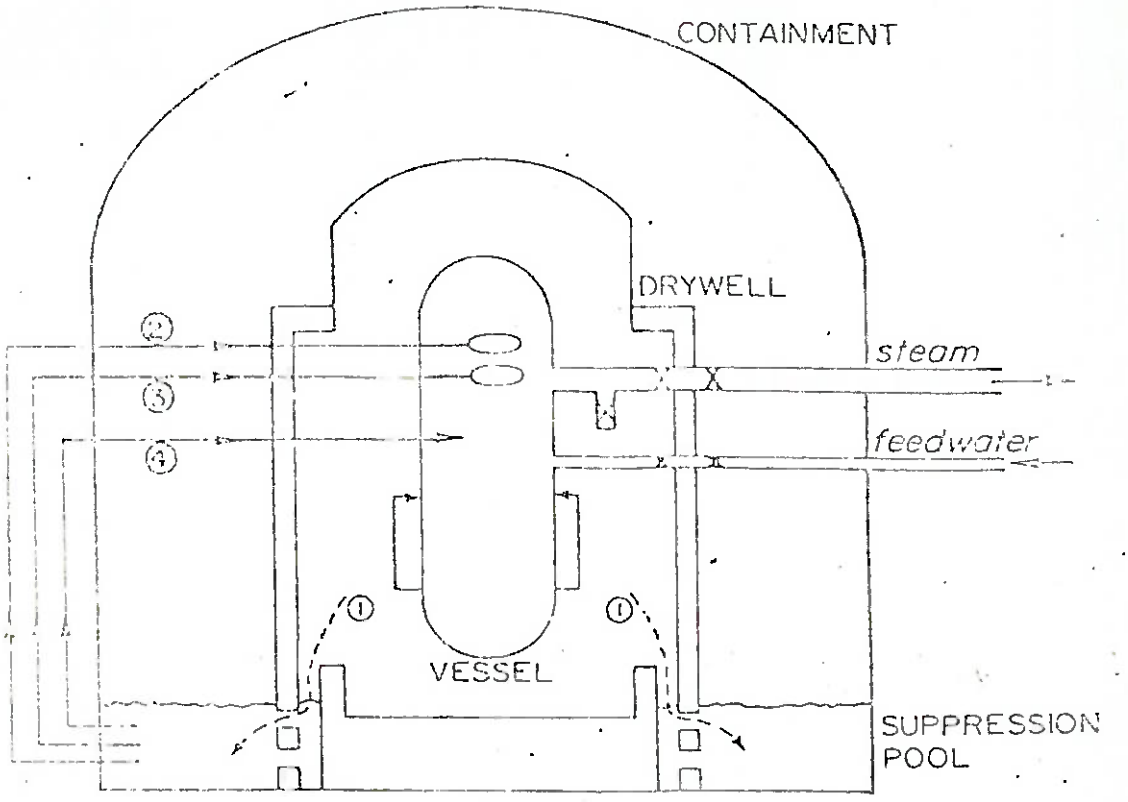
O sistema de pulverizadores de alta pressão , tem a função de despressurizar o vaso de prssão e fornecer água no caso de perda de refrigerante. Previne,ainda,a danificação das unidades combustíveis na eventualidade do caroço ficar "des

coberto".

O sistema de pulverizadores de baixa pressão/ previne a danificação do combustível no caso do caroço ficar descoberto.É utilizado,também em conjunto com o sistema de despressurização automática.

O sistema de remoção de calor residual RHR remove o calor residual gerado pela parada do reator em condições / normais ou anormais. A injeção de refrigerante a baixa pressão, é uma função do RHR. Os objetivos podem ser resumidos em:manter o nível de água no reator após um acidente envolvendo perda de refrigerante;limitar a temperatura da água na piscina;remover o calor residual e calor sensível do núcleo no caso de parada normal ou não.

Um esquema dos principais sistemas de seguarnça é apresentado na fig.X12.



1. sobre-pressão
2. spray de alta pressão
3. spray de baixa pressão
4. injeção de refrigerante a baixa pressão

Fig.X.12 - Sistema de arrefecimento de emergencia (ECR)

CAP.XI- REATORES A GÁS DE ALTA TEMPERATURA-HTGR

INTRODUÇÃO

Vamos analisar neste capítulo o sistema de po - tência com reator a gás de alta temperatura,o HTGR de acordo com reator a gás de alta temperatura,o HTGR de acordo com o fabri - cante GULF General Atomic's.

O HTGR compreende: vaso do reator pré-tensiona do que inclui todo o sistema primário de refrigeração;equipamento de geração de vapor com economizador,evaporador,super-aquecedores e reaquecedores;turbina a vapor,circulador de hélio com fluxo axial;unidades combustíveis hexagonais;mecanismos de barras de controle.

Esse sistema de potência produz vapor super aquecido a 955ºF e 2500psig e reaquecido a 1001ºF e 575psig com rendimento de 39%.

1.- CICLO GÁS-VAPOR

O ciclo gás-vapor que segue o HTGR(Fig.XI.1)apresenta duas pressões para o fluido de trabalho de modo a aumentar a eficiência.

O refrigerante,aquecido no reator,penetra no gerador de vapor onde troca calor com o fluido de trabalho através do super-aquecedor,evaporador e economizador,sendo bombeado de volta para o reator.

O fluido de trabalho ao passar pelo economizador atinge a temperatura de saturação,no evaporador a de vapor saturado e finalmente torna-se super-aquecido no super aquecedor. Esse trajeto é efetuado por duas linhas de fluido de trabalho a diferentes pressões.

Vapor a alta pressão e temperatura,no estado/ super aquecido (955ºF e 2500psig) alimenta o estágio de alta pressão da turbina. O condensado retorna ao reator a uma pressão menor onde é reaquecido chegando ao estágio de baixa pressão da

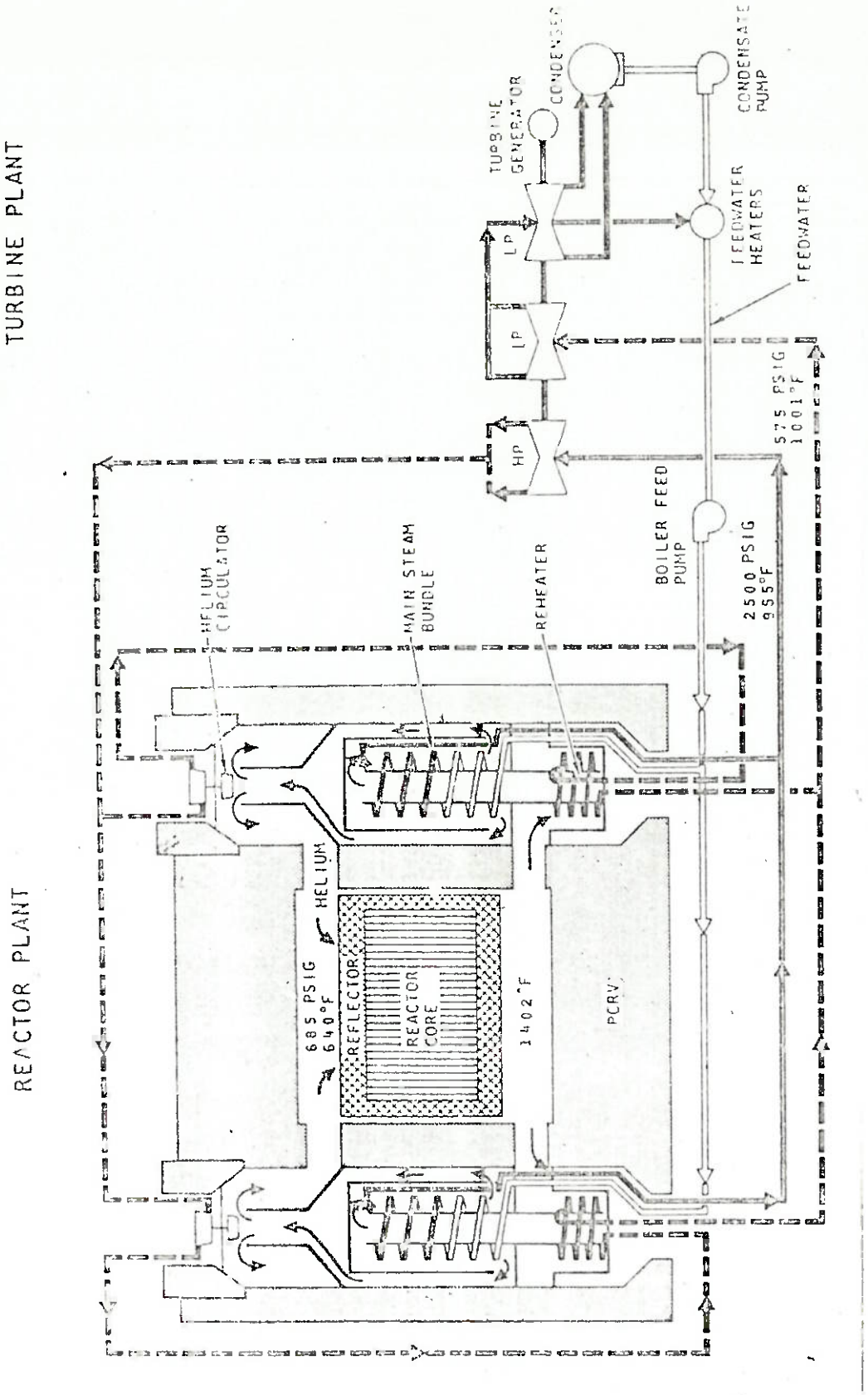


Fig.XI.1-Esquema do sistema de potência com reator HTGR.

turbina a 1001ºF e 575psig. Esse estágio também é alimentado pe lo vapor da turbina de alta pressão.

No aquecedor de água de alimentação o condensado do estágio de baixa pressão se une ao proveniente do condensador sendo bombeado de volta ao reator de onde sai em condições de iniciar o ciclo.

O refrigerante (hélio),a uma pressão de aproximadamente 685psig,passa através do núcleo e depois pelas unidades geradores de vapor retornando ao circulador de fluxo axial, que,então,reinicia o ciclo.

2.- NÚCLEO DO REATOR

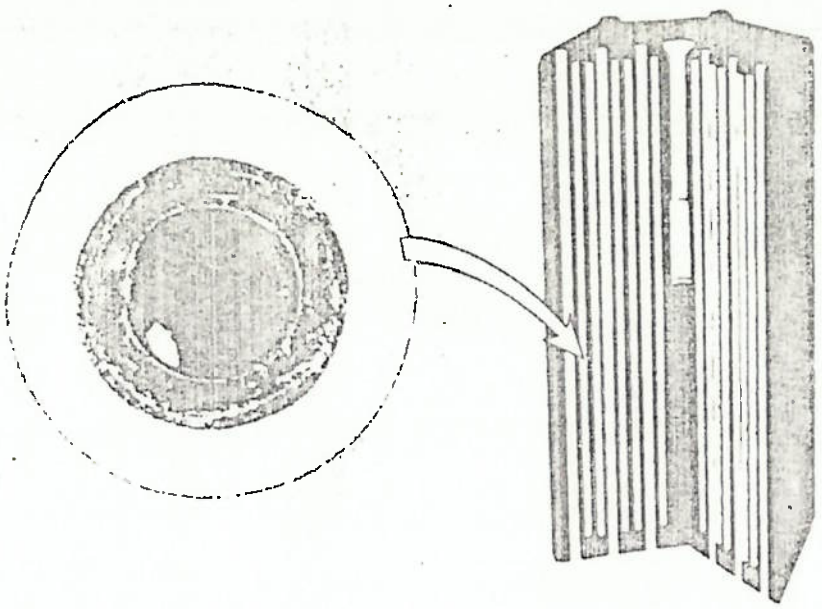
Nesse tipo de reator o grafite é utilizado como revestimento das partículas de combustível refletor,moderador e como material das paredes dos canais de refrigerante.

As partículas de combustível são micro-esferas de UC_2 (material físsil) e ThC_2 (material fértil);sendo as primeiras menores que as últimas de modo a facilitar a reciclagem. Elas são revestidas por material cerâmico,que isola o combustível prevenindo reações químicas e fuga de produtos de fissão.

De modo a se obter uma melhor resitência a irradiação,foram desenvolvidos revestimentos multiplos:Biso e Triso. Biso,são duas paredes a primeira de um material de baixa densidade que protege a parede exterior contra os produtos de fissão, diminui a pressão no combustível devido a absorção de gases de fissão,amortece as forças e deslocamento dos gases do combustível,a parede exterior é de alta resistência e age como um vaso de pressão para a partícula combustível. Triso,a semelhança do revestimento anterior,possui três paredes. (Fig.XI.2)

A figura XI.2-encontra-se na página seguinte.

Fig.XI.2- Partículas combustíveis com revestimento Triso em elemento combustível do tipo bloco hexagonal (GULF.)



Essas partículas são colocadas em tubos e inseridas nos blocos de grafite.

A utilização de partículas combustíveis revestidas introduz uma alta potência específica e alto aproveitamento do combustíveis. O grafite, por sua vez, diminui o número de neutrons parasitas no núcleo, gera altas razões de conversão, altas temperaturas finais do refrigerante e, portanto, alta eficiência térmica.

O núcleo compõe-se de blocos de grafite hexagonais com passagens verticais para o refrigerante. O controle é efetuado por barras de controle; 73 pares nos sistemas de 1160MWe e 49 nos de 770MWe. Essas barras são suspensas por cabos, controladas por sistema elétrico. Feitas de material absorvedor de neutrons, movem-se em passagens verticais existentes no centro dos blocos de grafite.

No caso de parada de emergência do reator, ocor

OVERALL PERFORMANCE DATA

	3000 MWt	2000 MWt
General		
Net plant output	1160 MWe	770 MWe
Net NSS thermal output	2973 MWt	1976 MWt
Net plant efficiency	39%	39%
Net plant heat rate	8800 Btu/kWh	8900 Btu/kWh
Turbine back pressure	2.25 in. HgA	2.25 in. HgA
Main steam flow	8,048,000 lb/hr	5,352,000 lb/hr
Reheat steam flow	7,946,000 lb/hr	5,265,000 lb/hr
Primary Coolant System		
Primary coolant	Helium	Helium
Helium pressure at circulator discharge	685 psig	685 psig
Core inlet temperature	640°F	640°F
Steam generator inlet duct temperature	1402°F	1402°F
Total helium flow rate to steam generators	10,746,000 lb/hr	7,146,000 lb/hr
Number of steam generators	6	4
Number of circulators	6	4
System helium pressure drop	19.50 psig	19.50 psig
Reactor Core		
Number of fuel elements	3944	2744
Fuel residence time	4 years	4 years
Average burnup	95,000 MWd/tonne	95,000 MWd/tonne

re a injeção de pequenas esferas de material absorvente em ca - nais existentes no núcleo junto com cada conjunto de barras de controle.

O ciclo completo do combustível é estimado em quatro anos,assim,um quarto dos elementos combustíveis é troca- do por ano.

Na partida,o reator é alimentado por uma mistura de tório e urânio com alto enriquecimento (93%U235). O isótopo U-233 resultante da conversão do tório,também é encontrado , podendo ser reciclado após um ano.

Devido ao enriquecimento elevado,o núcleo do reator terá menores dimensões.

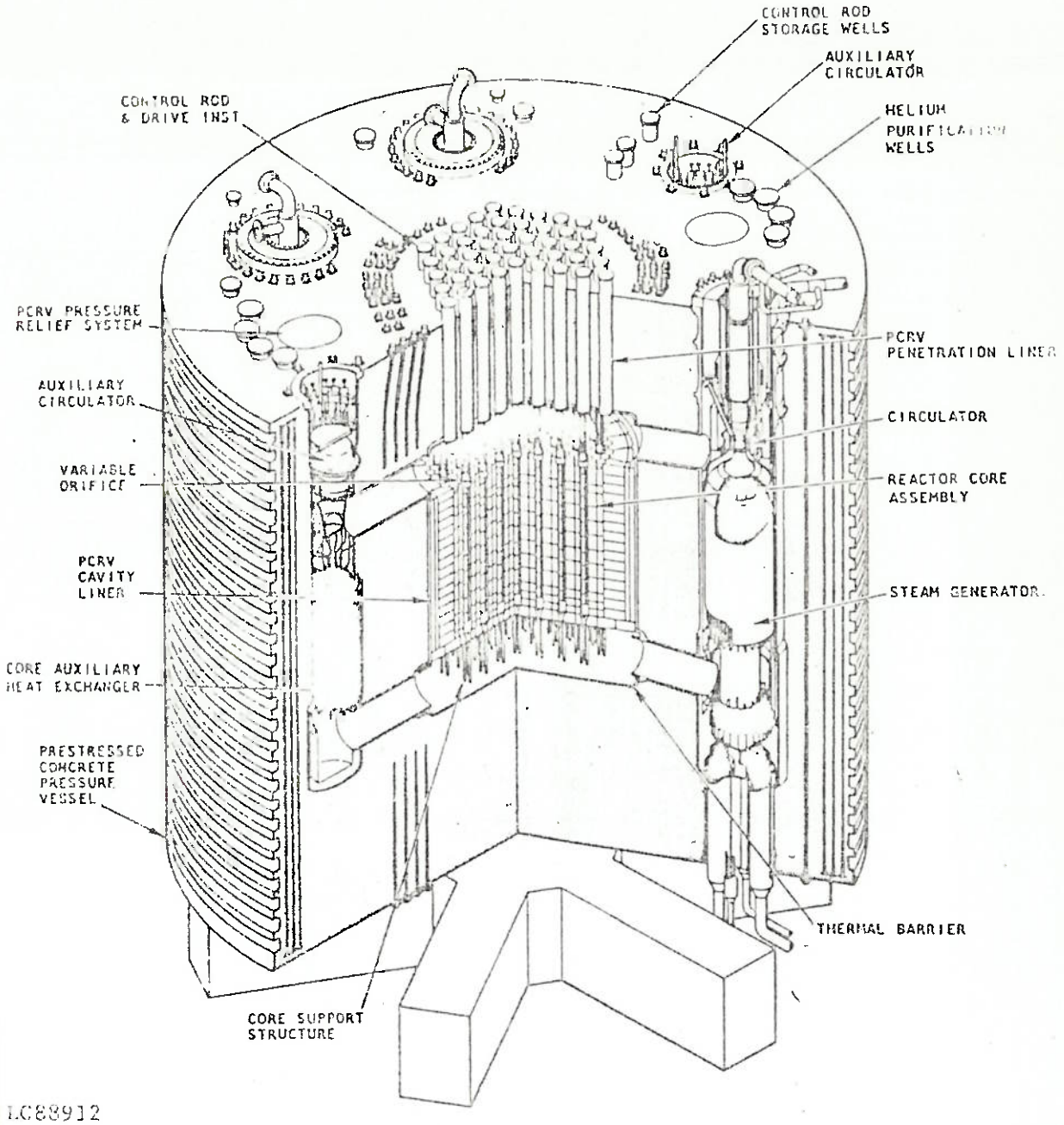
3.- VASO DO REATOR

O vaso do reator é pré-tensionado,de forma cilíndrica e inclui em seu interior além do núcleo,o sistema primário de refrigeração (arrefecimento). Os geradores de vapor e circuladores de hélio encontram-se simétricamente espaçados ao/ redor da cavidade central,assim como os circuladores e trocadores de calor auxiliares. (Fig.XI.3).

O vaso é revestido por aço carbono que constitui uma vedação para o hélio. O concreto é protegido por uma barreira térmica e por uma série de tubos soldados ao revesti - mento. Água flui por esses tubos promovendo a limitação da temperatura do concreto e do revestimento.

A figura XI-3-encontra-se na página seguinte.

Fig.XI-3 Vaso do reator tipo HTGR,2000MWt (GULF)



SISTEMA PRIMÁRIO E SECUNDÁRIO

Vamos começar, falando sobre o sistema primário Em um sitema de 2000MWt encontraremos quatro recirculadores verticais de hélio -simples estágio de compressão, fluxo axial-, movidos por turbinas a vapor de um estágio. Os geradores de vapor são do tipo uma volta com serpentina helicoidal.

A utilização do hélio, gás inerte, como refrigerante reduz os custos de manutenção associado com o ataque quí-

mico e corrosão;a transparência desse gás,também permite uma fácil inspeção visual do interior do vaso de pressão.

A geração de vapor a alta temperatura e pressão (2400psig,950-1000ºF) com ciclo simples de reaquecimento reduz, o total de vapor e fluxo de água de alimentação -cerca de metade do necessário em LWR-.

O ciclo de aquecimento regenerativo de água de alimentação consite de três estágios de aquecedores de baixa pressão e desaerador.

O equipamento de geração de eletricidade é similar aos encontrados em sistemas de potência utilizando combustível fóssil. Isso facilita o intercâmbio de peças e de pessoal.

O HTGR possui seis 'loops' de circulação de água cujo único elemento em comum é o caroço do reator. Cada um desses 'loops' pode ser desligado e o reator continuará trabalhando,a uma potência reduzida. Nos LWRs a parada de um 'loop' representa uma perda de capacidade de um quarto a um meio, no HTGR decresce de um sexto.

Não podemos esquecer,também,que a escolha do hélio como refrigerante gera uma descarga,seja na forma líquida ou gasosa,de material radioativo no ambiente desprezível. Os resíduos como o trítio são absorvidos por esponjas de titânio no sistema de purificação do hélio. O hélio como gás nobre não absorve radiação.

O LWR necessita de um complexo sistema auxiliar de controle químico e volumétrico,o HTGR requer,apenas,um simples sistema criogênico de purificação do refrigerante-localizado no próprio vaso do reator-,e de tanques de armazenamento.

CAP.XII- REATORES -ÁGUA PESADA HWR

A crescente utilização da água pesada em sistemas de potência nuclear deve-se ao fato de ser ela pouco absorvedora de neutrons possibilitando o uso de urânio natural ou com baixíssimo enriquecimento.

O reator desenvolvido no Canadá-CANDU-nada mais

é do que um PWR utilizando água pesada pressurizada como refrigerante e água pesada como moderador. O reator é do tipo tubo de pressão.

Recentemente a Inglaterra vem desenvolvendo um sistema de reator BWR tubo de pressão com moderador água pesada e refrigerante água 'leve'. É o SGHWR.

Nesse capítulo daremos ênfase especial ao CANDU.

1.- SISTEMA BÁSICO

O reator é alimentado com urânio natural na forma de pastilhas sinterizadas de dióxido de urânio (UO_2). Essas pastilhas são arranjadas em tubos de Zircaloy.

Cada unidade combustível (Fig.XII.2)contém 37 elementos combustíveis arranjados em três circulos concêntricos ao elemento central. Essas unidades estão contidas em tubos de pressão que passam concentricamente através dos tubos da 'calandria',mas são separados deles por uma isolação de gás. O calor é removido por um refrigerante que é bombeado através dos tubos de pressão. O refrigerante é a água pesada (D_2O).

O refrigerante circula num sistema fechado de alta pressão,saindo da calandria em direção aos trocadores de calor,gerador de vapor. (Fig.XII.1)

Nos reatores CANDU existe uma completa separação entre o moderador e o refrigerante. O sistema moderador é mantido a pressão atmosférica. O circuito primário,ao contrário,opera a uma temperatura de saída da calandria de aproximadamente 310ºC e a uma pressão de 102Kg/cm^2.

Resumindo,oreator consiste de um vaso denominado 'calandria'o qual é penetrado horizontalmente por tubos de calandria;tubos de pressão localizados concêntricamente dentro dos tubos de calandria são percorridos pelo refrigerante formando a unidade combustível.

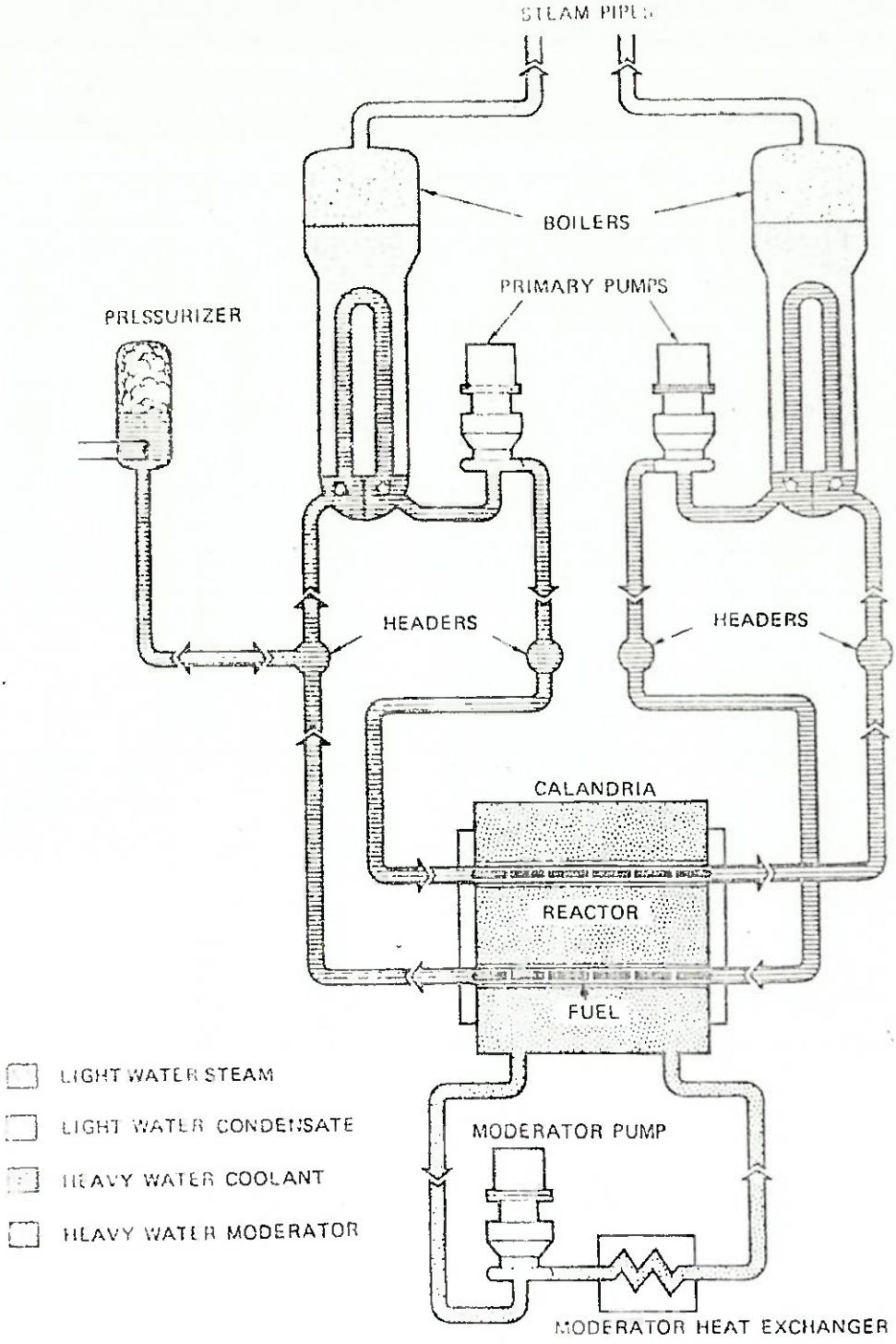


Fig.XII.1- Diagrama simplificado do reator CANDU.

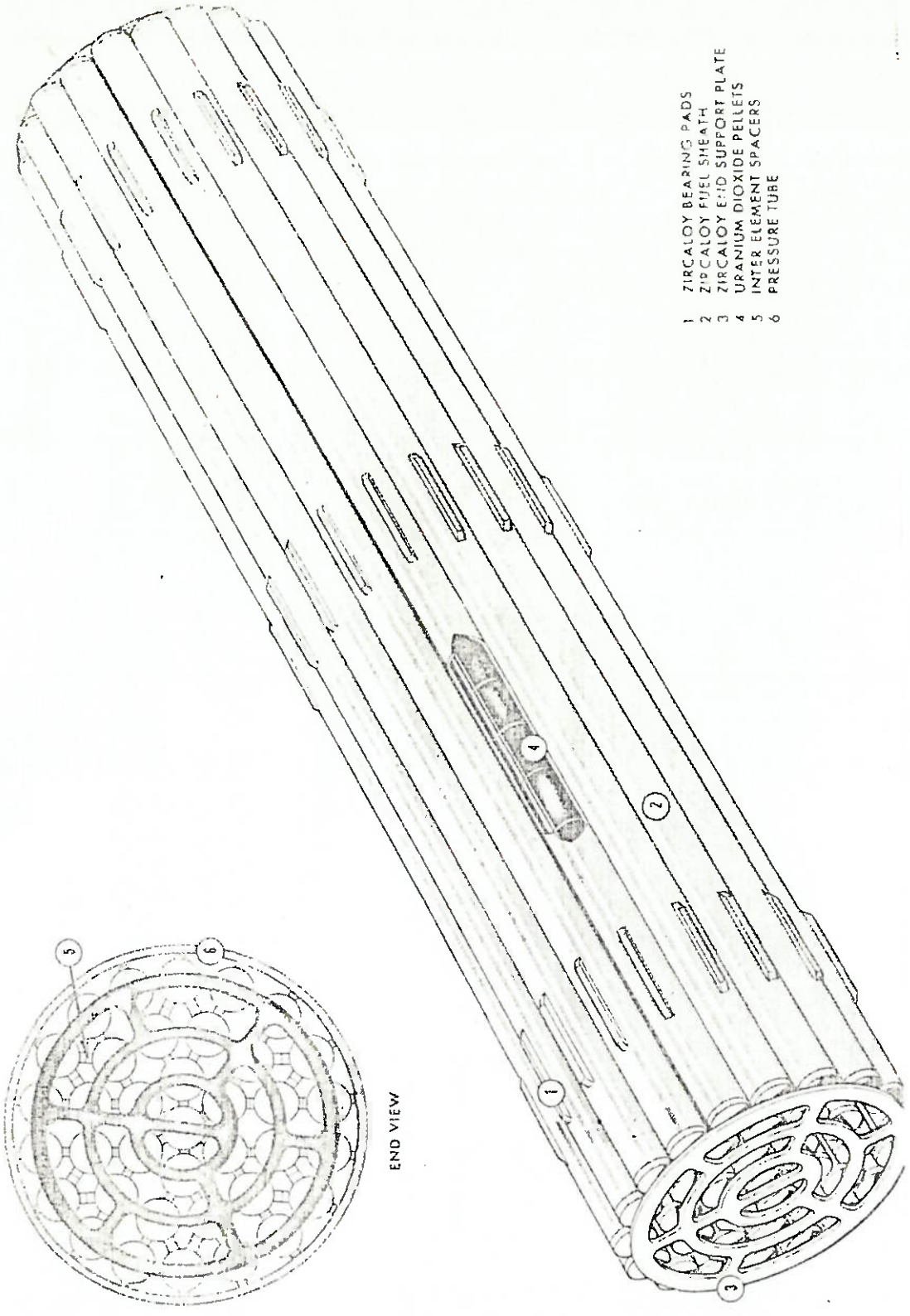


Fig.XII.2- Unidade combustível(CANDU).

A calandria contém o moderador, água pesada (D_2O), enquanto que as unidades combustíveis contém os elementos combustíveis e o refrigerante a alta pressão.

A calandria está localizada dentro de uma contenção de concreto que é preenchida com água 'leve'. Essa água, tem a função de proteger o concreto da irradiação por neutrons rápidos e sobre-aquecimento.

O controle de reatividade é realizado por vários sistemas, incluindo barras de absorvedores sólidos, venenos adicionados ao moderador. Várias barras de controle (contendo cadmio) podem ser acionadas por gravidade para uma redução rápida da potência. Quanto aos venenos, usa-se o boro e o gadolineo adicionados ao moderador.

2.- SISTEMAS AUXILIARES E DE SEGURANÇA

Quanto aos sistemas auxiliares, tudo é muito semelhante ao PWR. O sistema de purificação do moderador inclui a capacidade de remover boro e gadolínio. O sistema de purificação do refrigerante é composto por filtros e trocadores iônicos para remoção de impurezas.

Percebe-se, e é evidente, que os sistemas de purificação do refrigerante e moderador são separadds.

O controle de volume do refrigerante é similar ao utilizadd no PWR com pressurizador.

Sob condições anormais, é necessário a parada reator. Barras de controle são acionadas por gravidade e, na impossibilidade da sua utilização, aplicam-se venenos ao moderador (gadolíneo).

No caso de ruptura do sistema de arrefecimento válvulas isolam o reator e um sistema auxiliar de injeção de refrigerante entra em ação. O próprio moderador auxilia a retirada de calor, em seu circuito encontramos trocadores de calor.

Existem, ainda muitos outros sistemas de segurança que, no entanto, não serão descritos aqui. Para aqueles que possuirem um maior interesse indicamos o manual do fabrican

te (CANDU).

3.- CONSIDERAÇÕES FINAIS

Os reatores HWR possuem uma grande vantagem em relação aos LWR, é o moderador -D_2O, água pesada é melhor moderador pois praticamente não absorve nêutrons-. O Candu, em particular, apresenta a vantagem da alimentação com combustível ser feita tubo a tubo, em linha. Esses fatores propiciam uma razão de conversão da ordem de 0,75. Os LWR, tem razão de conversão da ordem de 0,60.

A eficiência desse sistema, no entanto, é baixa, 28%. (Vide Tab.XII.1)

P/ 1000 MWe	PWR Pressurized-Water Reactor	BWR Boiling-Water Reactor	CANDU Canadian Deuterium-Uranium	HTGR High-Temperature Gas Cooled Reactor
Coolant	Ordinary water (H_2O)	Ordinary water (H_2O)	Heavy water (D_2O)	Helium gas
Moderator	Ordinary water	Ordinary water	Heavy water[a]	Graphite
Percent ^{235}U enrichment	2-4%	2-4%	0.7%	93% (initial load)
Fertile (fuel) nuclide	^{238}U(^{239}Pu)	^{238}U(^{239}Pu)	^{238}U (^{239}Pu)	^{232}Th (^{233}U)
Yearly uranium requirements at equilibrium (tons of U_3O_8)[b]	129	121	125	85
Lifetime uranium requirements (tons of U_3O_8)[b]	4,100	4,020	4,160	2,980
Thermal efficiency (percent)	32-33%	33-34%	28-30%	39%
Approximate once-through, [illegible] cooling water requirements (gal/min with 15° F temp rise)	1,000,000	960,000	1,220,000	740,000
Core type	Fuel rods (bundled into assemblies)	Fuel rod assemblies	Fuel rod assemblies (individually pressurized)	Fuel particles dispersed in graphite blocks
Coolant pressure, psi (MPa)	2,250 (15.5)	1,020 (7.0)	1,490 (10.3)	700 (4.8)
Coolant temperature at exit from core, °F (°C)	620 (327)	545 (285)	590 (310)	1,370 (743)

Tab XII. Características representativas do Reator CANDU

Tab XII.2 Parâmetros do reator e condições de operação

REACTOR		NPD	NPD	DOUGLAS POINT	BLW GENTILLY	PICKERING	BRUCE	BRUCE	GENTILLY-2	RIO TERCERO	ENEL-V
NUMBER OF ELEMENTS PER BUNDLE		7	19	19	18	28	28	37	37	37	37
PELLETS (Sintered UO_2)											
Density	Mg/m^3	10.3 ± 0.2	10.3 ± 0.2	10.55 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15	10.60 ± 0.15
O/U Ratio		2-2.02	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015	2-2.015
Length	mm	22.6	19.8	20.1	Optional	20.9	20.9	19	16	16	16
ELEMENTS											
Material		Zirc-2	Zirc-2	Zirc-2	Zirc-4	Zirc-4	Zirc-4	Zirc-4	Zirc-4	Zirc-4	Zirc-4
Outside Diameter	mm	25.4	15.25	15.25	19.74	15.24	15.23	13.08	13.08	13.08	13.08
Min. Cladding Thickness	mm	0.64	0.38	0.38	0.49	0.38	0.38	0.38	0.38	0.38	0.38
BUNDLES											
Length	mm	495	495	495	500	495	495	495	495	495	495
Maximum Diameter	mm	82.04	82.04	81.69	102.4	102.4	102.4	102.4	102.4	102.4	102.4
Number per Channel		9	9	12	10	12	13	13	12	12	12
Number in Reactive Zone		9	9	10.1	10	12	12	12	12	12	12
Spacing Between Elements	mm	1.27	1.27	1.27	1.02	1.27	1.27	1.02	1.02	1.02	1.02
PRESSURE TUBE											
Minimum Inside Diameter	mm	82.55	82.55	82.55	103.4	103.4	103.4	103.4	103.4	103.4	103.4
OPERATING CONDITIONS											
Coolant		D_2O	D_2O	D_2O	H_2O	D_2O	D_2O	D_2O	D_2O	D_2O	D_2O
Nominal Inlet Pressure	MN/m^2	7.9	7.9	9.8	6.4	9.8	9.3	9.3	11.09	11.09	11.31
Pressure Drop/Channel (crud free)	kN/m^2	60.5	169	738	817	565	634	738	758	758	745
Bundles/Channel		9	9	10	10	12	13	13	12	12	12
Maximum Channel Power	MW	0.646	0.985	2.743	3.2	5.125	5.74	5.74	6.5	6.5	6.5
Inlet Temperature	°C	252	252	249	268	249	252/256*	252/256*	266.4	266.4	266.4
Outlet Temperature	°C	277	277	293	269.4	293	298.9	298.9	312.3	312.3	312.3
Exit Steam Quality	%	–	–	–	16.5	–	0/3.5*	0/3.5*	2.9	2.5	~2.9
Max. Mass Flow/Channel	kg/s	4.69	7.21	12.6	11.4	23.8	23.8	23.8	23.94	23.94	23.94
Max. Mass Velocity	$kg/m^2.s$	2530	3650	6630	4340	7210	7170	7170	6998#	6998#	6998#
Max. Sheath Temp. Outside	°C	288	284	301	286	304	302	302	326	326	326
Max. Heat Rating $\int \lambda d\theta$	kW/m	3.45	1.96	4.0	4.8	4.2	4.8	3.7	4.30	4.30	4.30
Max. Linear Element Power	kW/m	43.4	24.6	50.3	60.5	52.8	60.3	46.5	54.08	54.08	54.08
Max. Linear Bundle Power	kW/m	298	447	848	968	1285	1472	1472	1676	1676	1676
Average Burnup	MWh/kg	164	164	192	168	168**	210	204	180	183	183
Maximum Surface Heat Flux	kW/m^2	544	536	1090	975	1150	1265	1131	1288	1288	1288

* Inner Zone/Outer Zone

** Less than Bruce value because of Cobalt Loaded Adjuster Rods rather than Booster Rods

\# Based on cold nominal dimensions and hot fluid properties

Core thermal power	2,140 MWth
Plant efficiency	28%[a]
Plant electrical output	600 MWe
Core diameter	248 in (6.3 m)
Core length	234 in (5.9 m)
Core weight (fuel bundles)	240,000 lb (109 Mg)
Core power density	12 kW/liter (core average within calandria)
Cladding material	Zircaloy
Cladding diameter (OD)	0.515 in (1.31 cm)
Cladding thickness	0.016 in (0.04 cm)
Fuel material	UO_2
Pellet diameter	0.478 in (1.21 cm)
Fuel bundle array	37 rods, arranged in concentric circles
Array diameter (OD)	4 in (10 cm)
Total number of bundles	4,560
Total number of fuel rods	168,720
Total amount of fuel (UO_2)	210,000 lb (95 Mg)
Control rod types	Variable neutron absorber (light-water compartments), adjustable absorbers (such as stainless steel); shutdown by absorbing rods or poison injection
Number of control rods or compartments	From 4 to 21 of each type of absorber
Coolant	Heavy water (liquid, plus some gas phase), >95% D_2O
Total coolant flow rate	60 × 10^6 lb/hr (7.6 Mg/s)
Coolant pressure (entrance to channel)	1,602 psi (11.1 MPa)
Coolant pressure (exit of channel)	1,493 psi (10.3 MPa)
Coolant temperature (entrance)	512 °F (267 °C)
Coolant temperature (exit)	594 °F (312 °C)
Average coolant exit quality	3%
Moderator	Heavy water, 99.75% D_2O (molecular ratio)
Moderator pressure	Approximately atmospheric
Moderator temperature (entrance)	110 °F (43 °C)
Moderator temperature (exit)	160 °F (71 °C)
Total heavy water inventory	1.02 × 10^6 lb (463 Mg)
Maximum fuel temperature	3,832 °F (2,110 °C)
Maximum clad temperature	684 °F (362 °C)
Axial peaking factor	1.5
Radial peaking factor	1.2
Fuel residence time	470 full power days
Design fuel burnup	7,000 MWd/Te[a]
Fresh fuel assay	0.71% ^{235}U
Spent fuel assay	0.2% ^{235}U, 0.3% $^{239,241}Pu$
Refueling sequence	On-line, essentially continuous, refueling
Calandria outer diameter	25 ft (7.6 m)
Calandria length	25 ft (7.6 m)
Calandria wall thickness (stainless steel)	1-1/8 in (3 cm) thick walls, 2 in (5 cm) ends
Number of calandria tubes (Zircaloy)	380
Lattice array	Square with 11 in (28 cm) pitch

Tab XII.3 Características representativas do CANDU

ERRATA

Pg.	§	Linha	Onde se lê	Leia-se
7	4	6	é a lei de desintegração	é a velocidade de desintegração
21	2	4	é físsil	Isso se considerarmos que todo combustível é físsil.
26	4	2	isto é, quanto maior	i.e, quanto maior α , maior a probabilidade de que ...
35	3	2	...do combustível pode vir a danificá-lo	combustível o que pode a vir...
43			anexos	———
49	9	3	...enriquecimento do urânio	enriquecimento do urânio- o Canadá é rico em urânio natural e o ...
87	1	3	arrefecimento residual com quatro ramais...	arrefecimento, teremos os sistemas de arrefecimento residual com...

BIBLIOGRAFIA

1.- PAVAN, Crodowaldo e CUNHA, Antonio Brito da. "A Energia Atômica e o Futuro do Homem", Editora Nacional e Editora da USP, São Paulo, 1968.

2.- HOGERTON, John F. "Atomic Power Safety", U.S.Atomic Energy Commission/ Division of Technical Information.

3.- OSBORNE, Thomas S. "Atoms in Agriculture", U.S. Atomic Energy Commission/ Division of Technical Information.

4.- LAFFERTY JR., Robert H.; BAKER, Philip S.; FUCCILLO JR., Domenic A. e GERRARD, Martha W. "Radioisotopes in Industry". U.S. Atomic Energy Commission/ Division of Technical Information..

5.- KIKUCHI, Chihiro. "Environmental Impacts of Nuclear Power Plants", University of Michigan - Department of Nuclear Engineering, 1974.

6.- EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S.A. - Catálogos sobre o Programa Nuclear Brasileiro e sobre a Nuclebrás e suas atividades.

7.- BIASI, Renato de. "A Energia Nuclear no Brasil", Biblioteca do Exército Editora- Rio de Janeiro, 1979.

8.- SIMON, David N., CARVALHO, Joaquim Francisco de; GOLDEMBERG, José; MENEZES, Luiz Carlos; ROSA, Luiz Pinguelli e OLIVEIRA, Roberto Gomes de. "Energia Nuclear em Questão", Coleção Universidade & Indústria, Instituto Euvaldo Lodi- RJ, 1981.

9.- CARVALHO, Joaquim Francisco de. "Aspectos Econômicos e Estratégicos do Acordo Nuclear Brasil- Alemanha"- Reunião Anual da SBPC, Ciência e Cultura.

10.- O'CONNOR, James J. "$ 4- Million Study urges coal, nuclear", artigo publicado na Revista Power, Março de 1980.

11.- STRAUSS, Sheldon D. "The U.S. vs offshore : A study in Contrasts", artigo publicado na Revista Power, Novembro de 1980.

12.- FON, Antonio Carlos. "A Bomba Brasileira", reportagem publicada na Revista Isto É em 09 de Fevereiro de 1983.

13.- WEIS, Luiz e MARANHÃO, Aluizio. "A Moratória Nuclear", reportagem publicada na Revista Isto É em 19 de Janeiro de 1983.

14.- CARVALHO, Joaquim Francisco de."Transferência de Tecnologia no Acordo Nuclear", entrevista publicada no jornal "O Esta-

do de São Paulo em 05 de Outubro de 1980.

15.- ENCICLOPÉDIA ABRIL. "Energia Nuclear", pg.1512,vol.4; "Física Nuclear",pg.1883, vol.5; "Radiatividade", pg. 4034 e "Reator", pg. 4071, vol. 10.

16.- SORDI, Gian Maria A.A. "Proteção Radiológica em Centrais Nucleares", Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 1979.

17.- SULLIVAN, Raymond P., "Uranium: Key to the Nuclear Fuel Cycle", artigo publicado na Revista Power, Abril de 1978.

18.- SCHWLEGER, Robert G., "The Nuclear Fuel Cycle", artigo publicado na Revista Power, Setembro de 1973.

19.- MAKANSI, Jason. "Solving Power Plant Corrosion Problems- Nuclear Steam Systems", artigo publicado na Revista Power, Abril de 1983.

20.- STRAUSS, Sheldon D., "Instrumentation for Nuclear Central Stations- Nuclear Reactor Instrumentation", artigo publicado na Revista Power, Junho de 1975.

21.- NERO JR., Antony V., "A Guidebook to Nuclear Reactors- Reactors, Fuel Cycles, The Issues of Nuclear Power".

22.- EL WAKIL, M.M., "Nuclear Heat Transport", International Textbook Company, 1971- 4a. Edição.

23.- CESP - "Materiais para Reatores Nucleares".

24.- WILNER, Eduardo. "Física Moderna" - Apostila , vol. I e II

25.- DUBROVSKY, V.- "Construction of Nuclear Power Plants", MIR Publishers, Moscow, 1981- 1a. Edição.

26.- FERRARI, H.M. and ALLIO, R.J.- "Materials Technology- An Interamerican Approach", Interamerican Conference on Materials Technology; "Fuel Development for Power Reactors", The American Society of Mechanical Engineers, May 20-24, 1968, San Antonio - Texas.

27.- THOMPSON, A. Stanley; RODGERS, Oliver E.; "Thermal Power from Nuclear Reactors", John Wiley & Sons, inc., NY, 1956.

28.- LAMARSH, J.R.; "Introduction to Nuclear Engineering", Addison- Wesley Pub. Company- 3rd. printing, 1977.

29.- CANDU- Nuclear Power Station - "An Introduction and Technical Description of CANDU Nuclear Design, Engineering Services and Auxiliary Programs"- Atomic Energy of Canada Limited.

30.- HTGR- Utility Summary; Large High-Temperature Gas- Cooled Reactor; Nuclear Steam System and Fuel Supply- GULF, GULF General Atomic.

31.- BWR- General Description of a Boiling Water Reactor, Nuclear Energy Division- General Electric.

32.- PWR- Tradução e adaptação do original alemão da KWU : "Druckwasserreaktor" pela Assessoria de Planejamento da Diretoria de Tecnologia e Desenvolvimento das Empresas Nucleares Brasileiras S.A., Setembro de 1975.

33.- AMORIM, Engo. Hernani. "Introdução à Ciência e Tecnologia Nucleares- Ciclo do Combustível".

34.- MARGULOVA, T.- "Nuclear Power Stations", MIR Publishers, Moscow - 1a. Ed., 1978.

35.- EL WAKIL, M.M., "Nuclear Energy Conversion" - Intext Educational Publishers - 1971.

PARTE III - A N E X O S

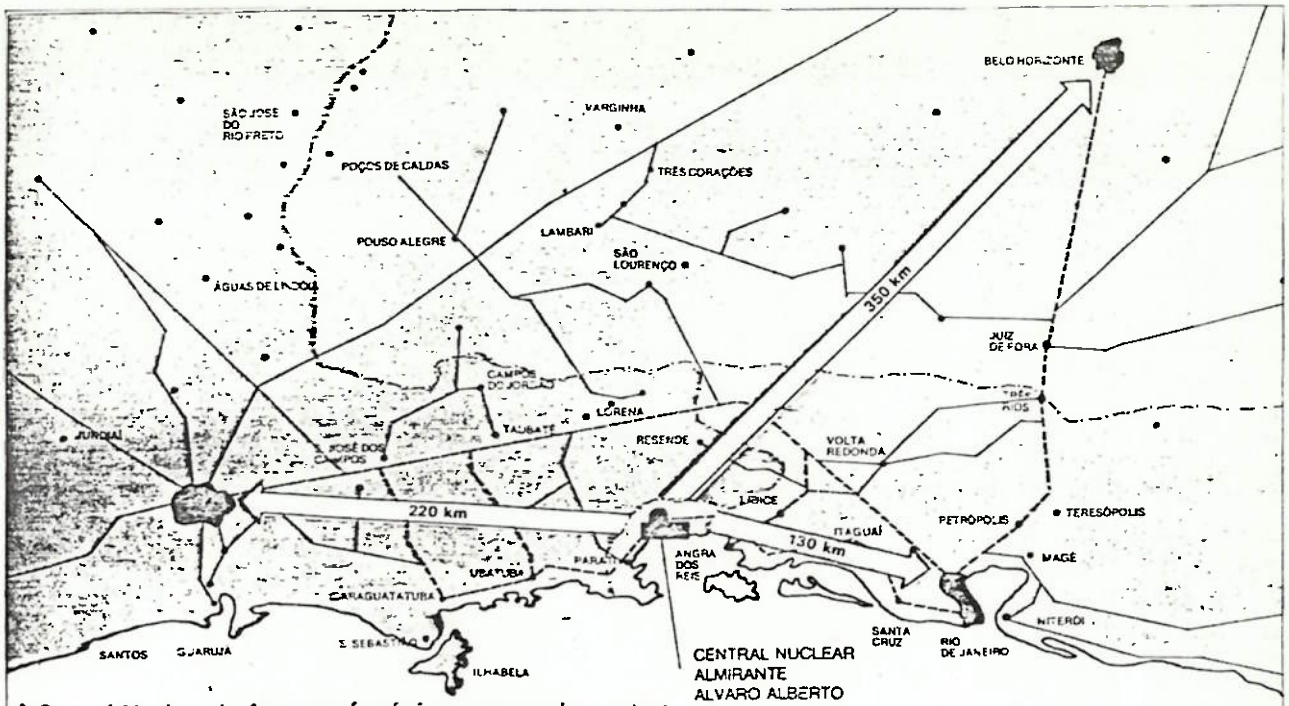
ANEXO A

CENTRAL NUCLEAR ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO

A Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, cujo nome homenageia um dos maiores incentivadores do Programa Nuclear Brasileiro, é constituída de três unidades, conhecidas / por Angra 1, 2 e 3.

Angra 1 tem 626 MW de potência e cada uma das outras duas unidades terá 1245 MW, totalizando 3116 MW de potência. Quando pronta, a Central Nuclear de Angra será uma das maiores do mundo. Situada na praia de Itaorna, município de Angra dos Reis, Estado do Rio de Janeiro, está a uma distância equilibrada dos principais centros sócio-econômicos do país: 130 km do Rio de Janeiro, 220 km de São Paulo e 350 km de Belo Horizonte.

A localização de usinas nucleares envolve uma série de condicionamentos, ligados às características do sistema elétrico, à necessidade de água abundante para refrigeração do condensador de vapor, de facilidades de transporte e montagem de peças pesadas, à proximidade de centros de consumo de energia, à proteção ambiental, às condições de segurança dos operadores e das populações vizinhas, condicionamentos econômicos, etc. Tendo em vista todos estes fatores, os técnicos do governo escolheram como melhor solução, a localização na praia de Itaorna, devido à existência abundante de água, por estar à beira do mar; além disso, a localização no litoral marítimo possibilita o transporte de peças pesadas até o local; e a proximidade dos centros de consumo evita a instalação de dispendiosos sistemas de linhas de transmissão, que elevariam o custo da energia produzida.



A Central Nuclear de Angra está próxima aos grandes centros

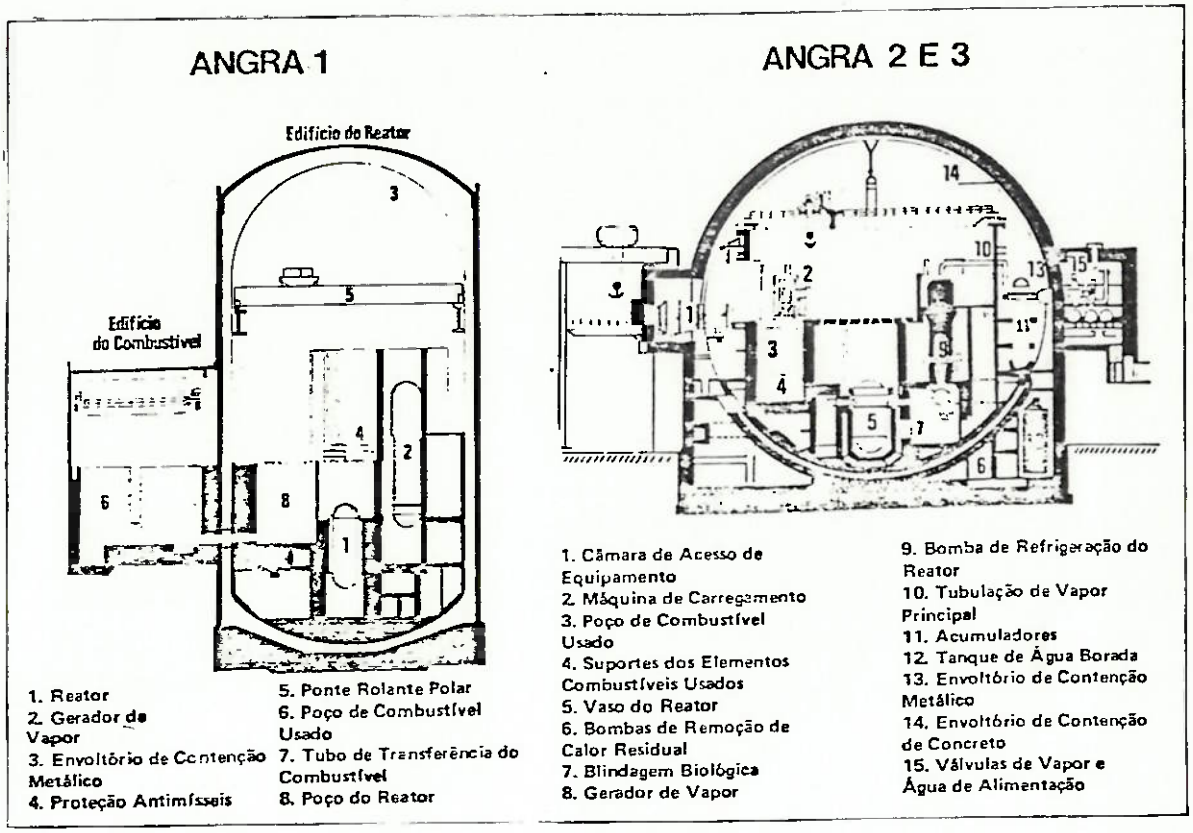
1.- Sistema PWR

O Brasil optou, em seu programa nuclear, pelas usinas que utilizam como combustível o urânio enriquecido a aproximadamente 3% e, como refrigerante e moderador, a água leve (natural). Nesta linha, escolheu, ainda, o tipo de água leve pressurizada, conhecido como PWR (Pressurized Water Reactor). O sistema PWR é constituído por três circuitos de água: o circuito primário, o secundário e o de água de circulação.

A água do circuito primário é aquecida pelo calor decorrente da fissão do urânio no reator, chegando à temperatura de cerca de 300ºC no caso de Angra. Em seguida, a água segue por tubulações até o gerador de vapor, que vaporiza a água do circuito secundário sem, no entanto, entrar em contato / com ela. O vapor resultante, por sua vez, aciona a turbina, que movimenta o gerador, produzindo a eletricidade. Para que a água do circuito primário não entre em ebuliçao, ao ultrapassar os 100ºC, a pressão é mantida elevada - 157 atmosferas - daí o sistema denominar-se "água leve pressurizada".

O terceiro circuito - denominado de água de / circulação - consiste em um sistema de captação de água do mar para esfriar, no condensador, o vapor que se expandiu na turbi-

na. Para condensar o vapor, a água de circulação se aquece ligeiramente. No caso da Central de Angra, esta água utilizada no / condensador é bombeada através de um túnel até a Enseada de Piquara de Fora, cerca de 1 km de distância da usina, sendo lançada de novo no mar.



2.- Angra 1

Decidida a construção da primeira usina nuclear do País, e escolhida FURNAS como responsável pela sua execução, esta realizou concorrência internacional com o objetivo de selecionar a proposta que mais interessava, na época, incluindo o / fornecimento do equipamento e sua montagem. A firma americana / Westinghouse, associada à EBE, Empresa Brasileira de Engenharia, venceu a concorrência.

A unidade 1 da Central Nuclear de Angra é constituída por seis edifícios :

- Edifício do Reator : o principal deles, pelas características especiais de construção, pois é em seu interior que ocorre a fissão nuclear. Repousando diretamente sobre a rocha, é de forma cilíndrica e tem 58m de altura, e 40m de diâmetro. É construído em

de contenção de aço, com chapas de 30mm de espessura. Internamente ao envoltório estão localizados os componentes principais do sistema nuclear gerador de vapor, tais como o vaso do reator, gerador, bombas de arrefecimento do reator e pressurizador;

- Edifício de Segurança : nele, localiza-se a maioria dos componentes dos sistemas destinados a garantir a segurança da usina, como o de Injeção de Segurança e o de Remoção de Calor Residual;
- Edifício do Combustível : onde estão as áreas de armazenamento dos elementos combustíveis novos e usados, bem como os equipamentos que possibilitam a sua movimentação na operação de recarregamento do reator nuclear, recebimento do combustível novo e remessa do combustível usado;
- Edifício do Turbogerador : abriga o grupo turbogerador, seus acessórios, bem como a maioria dos componentes dos sistemas auxiliares convencionais. A potência elétrica instalada na Unidade 1 está concentrada em um único turbogerador;
- Edifícios Auxiliares Norte e Sul : neles, está a maioria dos componentes dos sistemas auxiliares do Sistema Nuclear Gerador de Vapor. Também se localizam os painéis auxiliares de controle, a sala de controle de Angra 1, a maioria dos sistemas de / ventilação, o ar condicionado e o grupo gerador Diesel de emergência;
- A primeira unidade da Central Nuclear de Angra possui uma tomada de água independente para captação de água do mar que alimenta o condensador de vapor. Desse circuito fazem parte as galerias de adução e de descarga da água através do túnel de descarga;
- Próximo ao Edifício Auxiliar Sul, localiza-se o Edifício da Administração, onde são realizados serviços de apoio à operação da usina.

3.- Angra 2 e 3

As unidades 2 e 3 da Central Nuclear de Angra, a serem fornecidas pela Kraftwerk Union A.G., têm o mesmo princípio de funcionamento de Angra 1, apenas com dimensões maiores. São constituídas por seis edifícios principais :

- Edifício do Reator : abriga o vaso do reator e o combustível, que produz a fissão nuclear, bem como o sistema de segurança da usina. Destina-se, também, à estocagem e ao manuseio do combus-

tível novo e usado. A estrutura de concreto é cilíndrica na base e esférica em cima, com 60,4m de diâmetro e 60 cm de espessura. Sua altura é de 57m. O envoltório de contenção de aço é esférico e a chapa tem a espessura de 30mm. O edifício do reator é construído sobre 212 estacas de 110 e 130 cm de diâmetro;

- Edifícios Auxiliares : abrigam todo o sistema auxiliar do reator : os sistemas químicos, o de tratamento do rejeito radioativo, o de estocagem de água de reposição, o de tratamento de água de reposição. Têm 64,65m de comprimento, por 22,65m de largura e 20,0m de altura, com uma área de 2000m2. Os edifícios repousam sobre 153 estacas de 110 cm de diâmetro;

- Edifício da Água de Alimentação de Emergência : abriga o sistema de água de alimentação de emergência e o painel de controle de emergência, que permite desligar a usina, com segurança. Tem 47,8m de comprimento, 25,8m de largura e 7,45m de altura, com uma área de 1270 m^2;

- Edifício do Grupo Diesel de Emergência e de Água Fria : abriga quatro geradores Diesel de emergência, além da estação de resfriamento de água para ser usada na refrigeração dos componentes e sistemas da usina;

- Edifício do Turbogerador : abriga um conjunto turbogerador, / condensadores, sistema do condensador, sistema de água de alimentação e sistema de vapor. Tem 86m de comprimento, 48m de largura, 35m de altura e repousa sobre 180 estacas de 130cm e 110/ centímetros. de diâmetro.

4.- Dados Técnicos

As três unidades são semelhantes em conceito e operação, mas diferem em suas dimensões e potências.

No circuito primário, potentes bombas fazem / circular os refrigerantes através do núcleo do reator, onde o calor é removido para ser, em seguida, cedido ao circuito secundário no gerador de vapor.

Dependendo da potência elétrica solicitada, / mais ou menos calor é fornecido pelo núcleo do reator ao circuito primário, ou menos vapor é produzido no gerador de vapor pelo circuito secundário.

O núcleo do reator contém elementos combustí-

veis composto de um arranjo quadrado de varetas de zircaloy, que encerra pastilhas de óxido de urânio (UO_2). Para controlar a potência do reator existem as barras de de controle, com feixe de varetas com material absorvedor de nêutrons, que são inseridas nos elementos combustíveis de cima para baixo.

Angra 1 : Núcleo do Reator

- 121 elementos combustíveis
- 16x16 varetas com diâmetro externo de 10mm e comprimento de 3,65m
- barras de controle : 37, com 20 varetas cada
- carga de combustível : 51t de urânio, cada quilo produzindo 36,5kw de calor
- concentração média de U_{235} : 2,6% em peso

potência térmica total do sistema primário : 1882Mw

Angra 2/3 : Núcleo do Reator

- 193 elementos combustíveis
- 16x16 varetas com diâmetro externo de 10,75mm e comprimento de 3,90m

concentração média de U_{235} : 2,5% em peso

- barras de controle : 61, com 20 varetas cada.
- carga de combustível : 103,5t de urânio, cada quilo produzindo 36,6Kw de calor
- potência térmica total do sistema primário : 3782Mw

5.- Refrigeração do Condensador

A água do mar, utilizada para a condensação do vapor nos condensadores das três unidades da Central Nuclear de Angra, sofrerá uma elevação de sua temperatura normal. Isto porque, ao condensar o vapor do circuito secundário, tranformando-o novamente em água, absorverá dele o calor de condensação.

Após passar pelo túnel com cerca de 1Km de extensão, ligando a Praia de Itaorna à Enseada de Piraquara de / Fora, a água de refrigeração estará com cerca de 7ºC acima da temperatura da água ambiente, quando operando à plena potência. Prolongados e minuciosos estudos, realizados por equipes de engenheiros e técnicos especializados, demonstram que a temperatura da água tenderá ao equilíbrio térmico natural numa distância

a ocorrer imediatamente após a saída da água no ponto de descarga. Isto acontecerá porque o mar é uma massa de água imensa e / incidem sobre ela os efeitos naturais de resfriamento : evaporação, chuvas e ventos.

Além do mais, a água ligeiramente aquecida forma uma camada superficial, facilitando todos os processos naturais de resfriamento.

ANEXO B

1. Descrição do Circuito/Bàlanço Térmico/Fluxograma Geral

O ciclo de vapor, condensado e água de alimentação é projetado de tal maneira que, com o arranjo o mais simples possível, sejam obtidos resultados ótimos quanto ao comportamento operacional, segurança e economia.

O arranjo básico da parte convencional de uma central nuclear é similar aquele de uma central elétrica convencional a vapor, com a diferença de que a pressão mais baixa do vapor principal e as menores diferenças de entalpia resultantes requerem volumes substancialmente maiores de vapor e componentes de dimensões maiores.

O vapor principal é encaminhado através de tubulações paralelas desde os geradores de vapor até as válvulas de bloqueio e controle da turbina. Saindo das tubulações do vapor, existem tubulações de derivação até um coletor ligado às válvulas de desvio para os condensadores. Entre as válvulas de turbina e as de controle é extraído o vapor para os re-aquecedores.

Após a sua expansão na parte de alta pressão da turbina, o vapor é secado e re-aquecido antes de ser encaminhado para as partes de baixa pressão da turbina. Isto é necessário a fim de evitar uma umidade excessiva capaz de provocar danos de erosão. Tendo concluido a sua expansão nas partes de baixa pressão da turbina, o vapor é condensado mediante água de refrigeração nos condensadores, cada um associado a cada parte de baixa pressão da turbina.

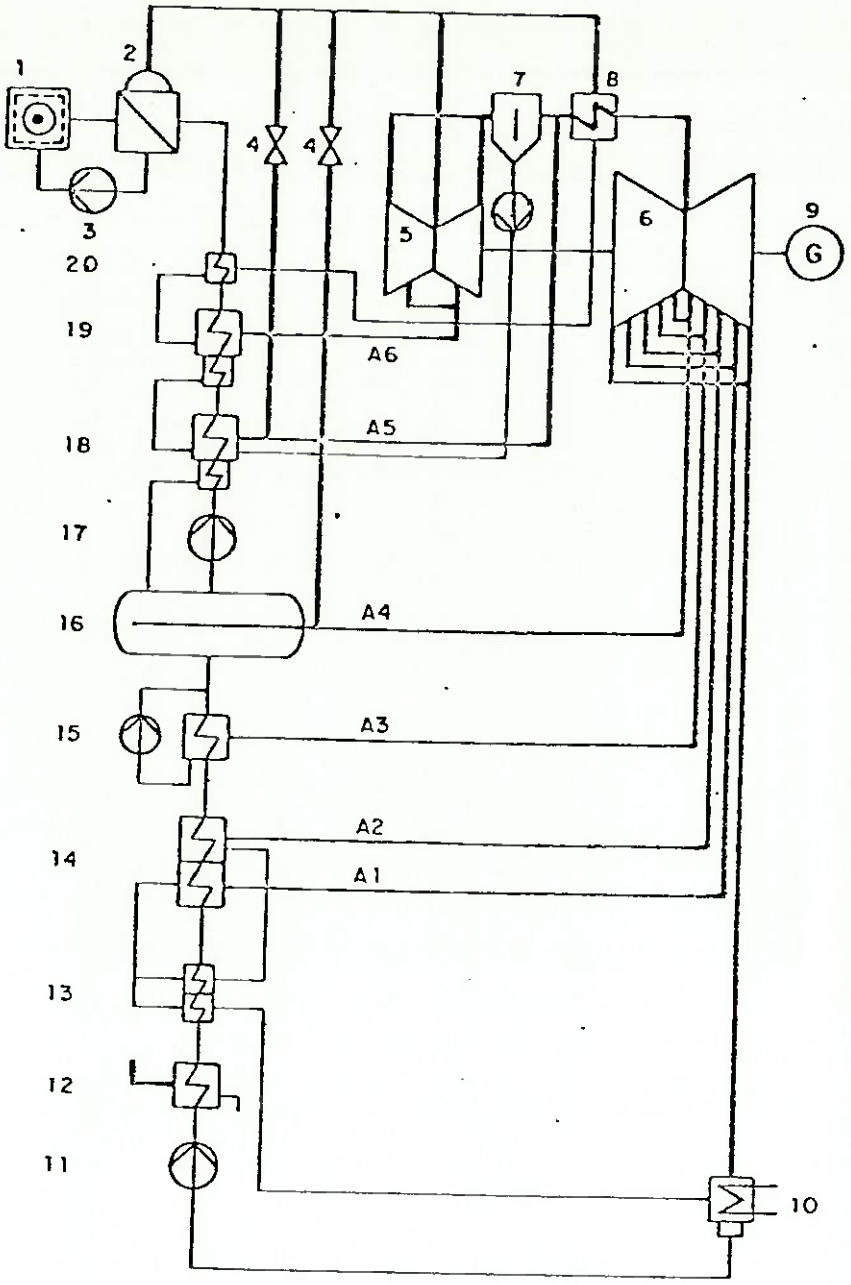
Válvulas de desvio equipadas com dispositivos de injeção de condensado são previstas para descarregar o vapor direto para o condensador durante as operações de partida e parada do reator ou na hipótese de um desligamento rápido da turbina.

O condensado passa dos poços dos condensadores através de um

coletor até o primeiro estágio das bombas de condensado, sendo bombeada de lá, através de um sistema de purificação, para o segundo estágio, percorrendo os conjuntos de pré-aquecedores de baixa pressão, esta água alcança o tanque da água de alimentação. Este tanque tem a finalidade de armazenar e desaerar a água de alimentação. A desaeração é realizada aquecendo-se a água de alimentação até a ebulição com vapor extraído da turbina, cuja pressão é variável com a potência gerada pela usina. Assim, a temperatura no tanque da água de alimentação varia de acordo com a pressão do vapor de extração da turbina. Do tanque da água de alimentação, sendo bombeada através dos conjuntos de pré-aquecedores de alta pressão até os geradores de vapor.

A água existente no ciclo fechado de vapor, condensado e água de alimentação é mantida nas suas qualidades químicas por meio do sistema de purga dos geradores de vapor e adições de produtos químicos. Com o objetivo de evitar perdas de calor e de condensado, a água proveniente da purga dos geradores de vapor, após expansão para a pressão do tanque da água de alimentação, é refrigerada nos trocadores da água de purga que são ligados em paralelo aos conjuntos de pré-aquecedores de baixa pressão, sendo a seguir purificada e reciclada para o ciclo de vapor, condensado e água de alimentação.

A água de reposição do sistema é tratada na instalação de desmineralização, armazenada nos tanques da água desmineralizada e injetada no ciclo quando necessário.



1 Reator.
2 Gerador de vapor.
3 Bomba de resfriamento do reator.
4 Vapor de suporte.
5 Cilindro de alta pressão, turbina.
6 Cilindro de baixa pressão, turbina.
7 Separador de mistura.
8 Reaquecedor.
9 Gerador.
10 Condensador.
11 Bomba principal de condensado.
12 Condensador do vapor de selagem.
13 Resfriador duplex.
14 Pre-aquecedor duplex.
15 Pre-aquecedor de baixa pressão.
16 Tanque de água de alimentação.
17 Bomba principal de água de alimentação
18 Pre-aquecedor de alta pressão A5.
19 Pre-aquecedor de alta pressão A6.
20 Resfriador do condensado do reaquecedor.

Ciclo térmico de uma usina nuclear.

2 Sistema de Vapor Principal

A função do sistema de tubulação do vapor principal consiste no seguinte:

- abastecer a seção de alta pressão da turbina e os reaquecedores, durante a operação normal, com o vapor produzido nos geradores de vapor;
- abastecer o tanque da água de alimentação, os aquecedores da água de alimentação (A5) durante a operação a carga parcial e no caso de um desligamento rápido da turbina;
- descarregar o vapor até os condensadores durante a operação de desvio;
- reduzir a pressão via o sistema de alívio atmosférico durante a operação de alívio quando se abaixa a temperatura da central após o desligamento do reator em caso de uma falha do sistema de desvio do vapor principal;
- abastecer com vapor os pontos de consumo do sistema de vapor auxiliar, durante a operação de carga parcial.

O vapor principal produzido nos quatro geradores de vapor é conduzido em quatro tubulações paralelas até as válvulas de entrada da turbina de alta pressão.

Cada tubulação de vapor tem o seu conjunto de válvulas, localizado na blindagem secundária dentro do compartimento de válvulas do vapor principal e água de alimentação. Este conjunto é composto de válvula de fechamento rápido do vapor principal, sistema de alívio atmosférico, válvula gaveta, válvula de segurança e válvulas de aquecimento.

A função das válvulas de fechamento rápido consiste em evitar o escape de vapor se a pressão no sistema de tubulação do vapor principal cair excessivamente em decorrência de uma fa

lha fora da contenção, protegendo assim o gerador de vapor contra uma operação a seco.

As válvulas de segurança protegem os conjuntos contra sobrepressão caso falhar o equipamento de desvio da turbina.

Durante a operação da válvula de segurança, o vapor é descarregado através de um silenciador. O acidente postulado no qual uma válvula de segurança permanece aberta após ter disparado é coberto por uma válvula de isolamento que está na sua posição aberta durante a operação normal mas pode ser fechada caso a válvula de segurança deixe de fechar. Neste caso, o sistema de alivio atmosférico assume a tarefa de remover o vapor.

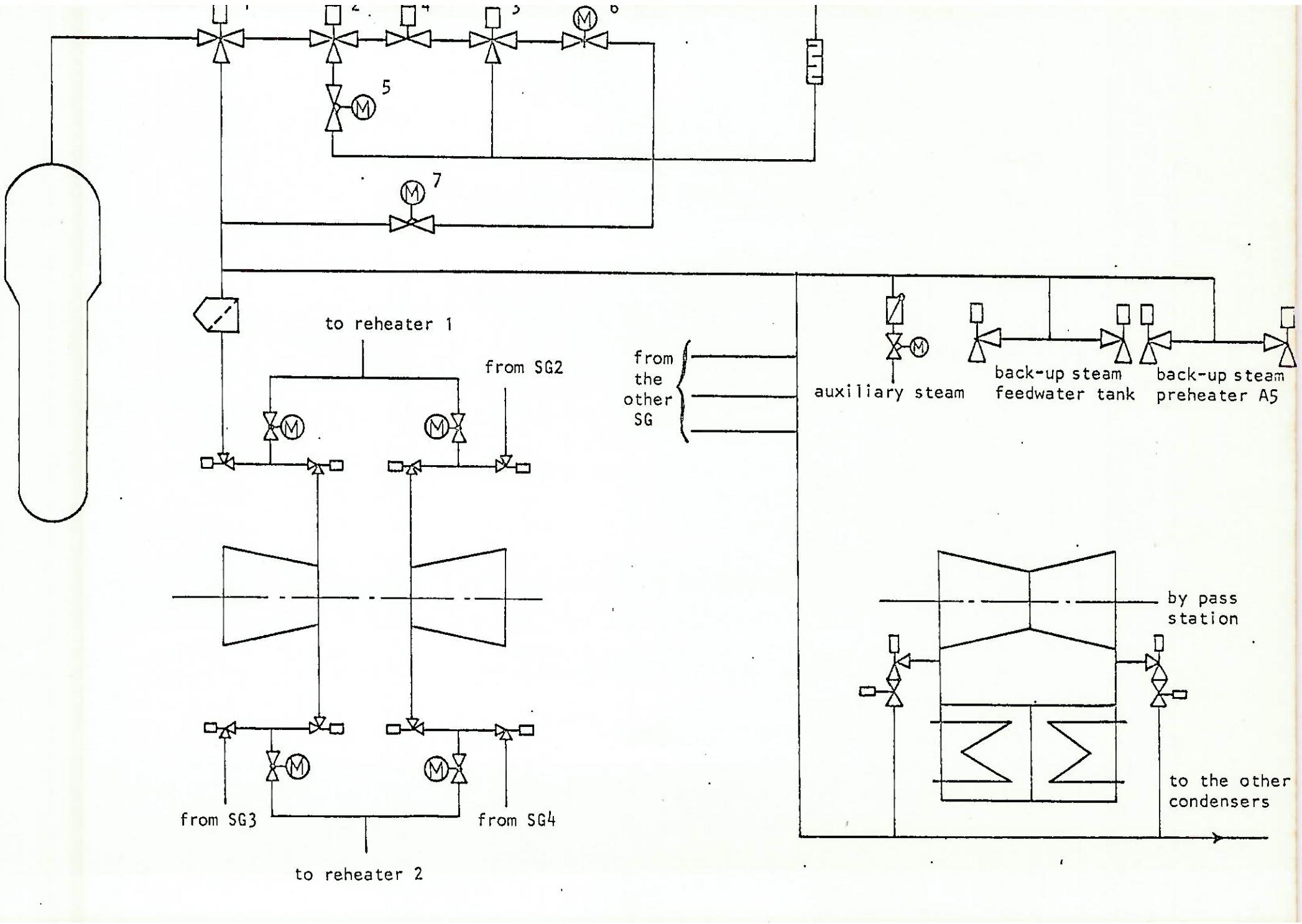
O sistema de alívio atmosférico consiste da válvula do bloqueio e da válvula de controle de alívio atmosférico. Esta última válvula remove o vapor para a atmosfera via o mesmo silenciador utilizado pela válvula de segurança.

Antes de entrar na turbina, o vapor passa através de filtros. O vapor para os reaquecedores é tirado em uma derivação entre a válvula de parada de emergência da turbina e a válvula de controle da turbina, havendo portanto uma interrupção também no suprimento de vapor para os re-aquecedores, no caso de um desligamento rápido da turbina.

As quatro tubulações de vapor vivo são interligadas por tubulações equalizadoras de pressão que saem a montante dos filtros do vapor principal e descarregam para dentro de um coletor, garantindo assim uma pressão uniforme em todas as tubulações. Durante a operação de desvio, o vapor passa através do coletor para o conjunto de válvulas de desvio em cada metade do condensador.

O suprimento de vapor auxiliar e o vapor de suporte para o

tanque da água de alimentação e os aquecedores da água de alimentação de alta pressão também provém do mesmo coletor.


5
7
to reheater 1
from SG2
from the other SG
auxiliary steam
back-up steam feedwater tank
back-up steam preheater A5
by pass station
to the other condensers
from SG3
from SG4
to reheater 2

3 Turbina/Extrações/Vapor de Suporte

3.1 Turbina

A energia térmica do vapor é cedida à turbina a medida em que o vapor se expande nos diversos estágios. Com a expansão o teor de umidade no vapor aumenta (ver diagrama de Mollier) e deve ser limitado à um máximo de cerca de 12%, acima desse teor se acentuam os problemas de erosão nas palhetas.

Para as condições de admissão em questão esse valor é atingido quando a pressão atinge aproximadamente 12 bar o que determina então a pressão de descarga da turbina de alta pressão.

Antes de ser admitido na turbina de baixa pressão, o vapor tem que ser trazido a condições que permitam a expansão até a pressão do condensador dentro dos limites acima.

Para isso o vapor é conduzido através de 2 conjuntos separador de umidade/reaquecedor instalados ao lado da turbina onde a água é separada mecanicamente num primeiro estágio e o vapor, já praticamente seco, é aquecido a cerca de 230ºC por vapor principal extraido antes da admissão da turbina de alta pressão.

Das saídas dos reaquecedores o vapor é conduzido em duas tubulações separadas à turbina de baixa pressão.

Devido ao grande volume específico do vapor nas condições de descarga e à limitação de tamanho das palhetas do último estágio, a turbina de baixa pressão é na realidade formada por 3 turbinas de fluxo duplo.

Válvulas interceptoras são instaladas na admissão de cada uma das turbinas de baixa-pressão para limitar o aumento da velocidade de rotação decorrente da expansão do vapor já admitido pela turbina de alta pressão e do condensado do separador de

mistura no instante de um tipo ou redução súbita de carga.

Após a expansão nos diversos estágios da turbina de baixa pressão o vapor exausto é condensado rejeitando calor para a água de refrigeração nos 3 condensadores.

Cada condensador consta de duas metades cada uma suprida por uma linha independente de água de refrigeração, e o dimensionamento é tal que uma das seis metades pode ser retirada de operação para manutenção (bloqueio de tubos etc) sem prejudicar a operação da usina.

Um sistema de ejetores e bombas de vácuo extrai do espaço de vapor dos condensadores os gases não condensáveis que se infiltram no circuito, mantendo a pressão nos condensadores.

3.2 Extrações

O vapor de extração é levado aos preaquecedores em tubulações separadas providas de duas válvulas de retenção em série (uma delas atuada pelo sistema de óleo de controle da turbina) as quais impedem o fluxo inverso do vapor (dos aquecedores para a turbina) em caso de trip ou rejeição de carga.

Para as extrações A1 e A2 essas válvulas não são previstas devido à pequena diferença de pressão entre os respectivos estágios e o condensador e aos grandes diâmetros das tubulações de extração.

Os condensados de alta pressão provenientes da condensação do vapor principal nos reaquecedores e das extrações nos aquecedores são descarregados, a nível constante, através dos respectivos resfriadores, para os aquecedores de pressão inferior até o tanque de alimentação. O condensado formado no aquecedor A2 é resfriado nos tubos correspondentes do resfriador duplo A1 e A2 e, após equilí-

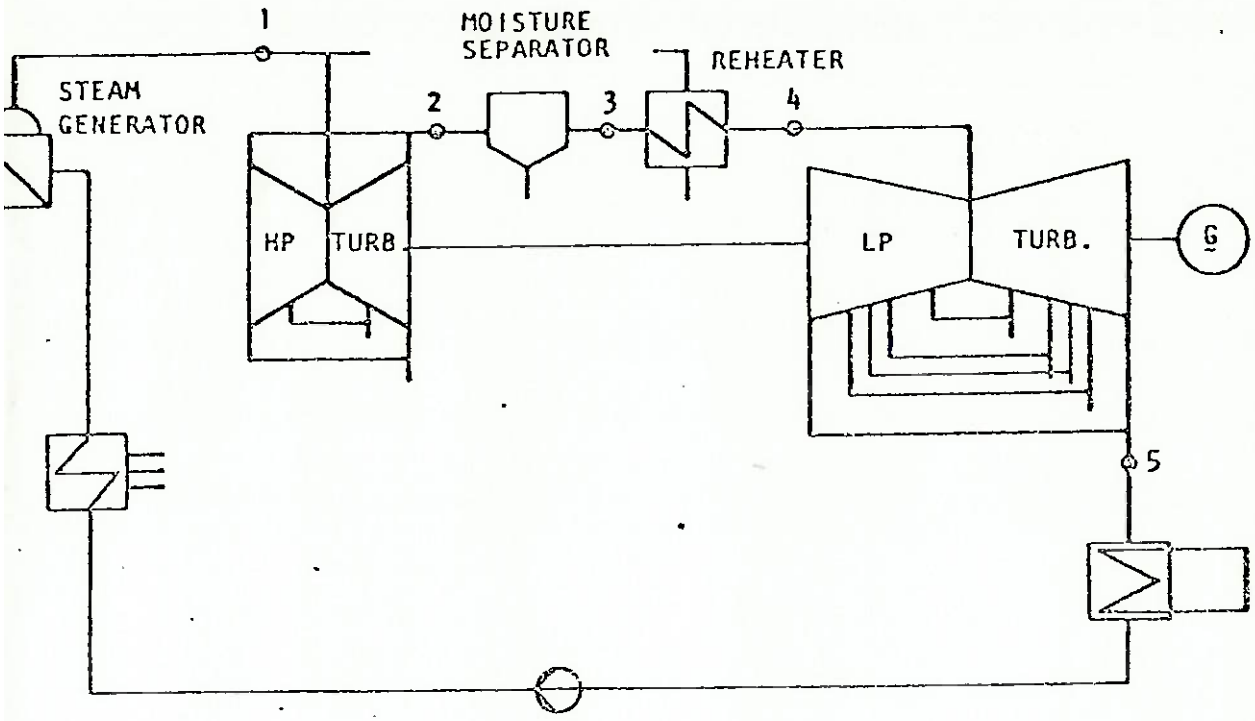
brio de pressão efetuado numa câmara de expansão, flui juntamente com o condensado do aquecedor Alpelo outro feixe de tubo do resfriador para o condensador. O condensado do preaquecedor A3 é por sua vez bombeado para a linha de condensado principal.

3.3 Vapor de Suporte

A pressão das extrações diminui com a diminuição de carga conforme mostra a figura.

Para se manter uma boa desaeração do condensado no tanque de alimentação uma pressão mínima de 2 bar deve ser mantida. Com esta finalidade são instaladas duas estações redutoras de pressão por onde vapor principal é levado ao tanque quando a pressão de extração atinge 2 bar a cerca de 46% de carga .

Para permitir o escoamento dos condensados de alta pressão dos aquecedores A5 para o tanque de alimentação (vencer as diferenças de altura e perda de pressão) duas estações redutoras mantém a pressão nos aquecedores A5 a 4,5 bar, abaixo de 40% de carga.
Essas estações de controle limitam também o gradiente de redução de temperatura de água de alimentação em caso de trip ou redução súbita de carga de forma a minimizar os efeitos de choques térmicos nos preaquecedores e geradores de vapor.



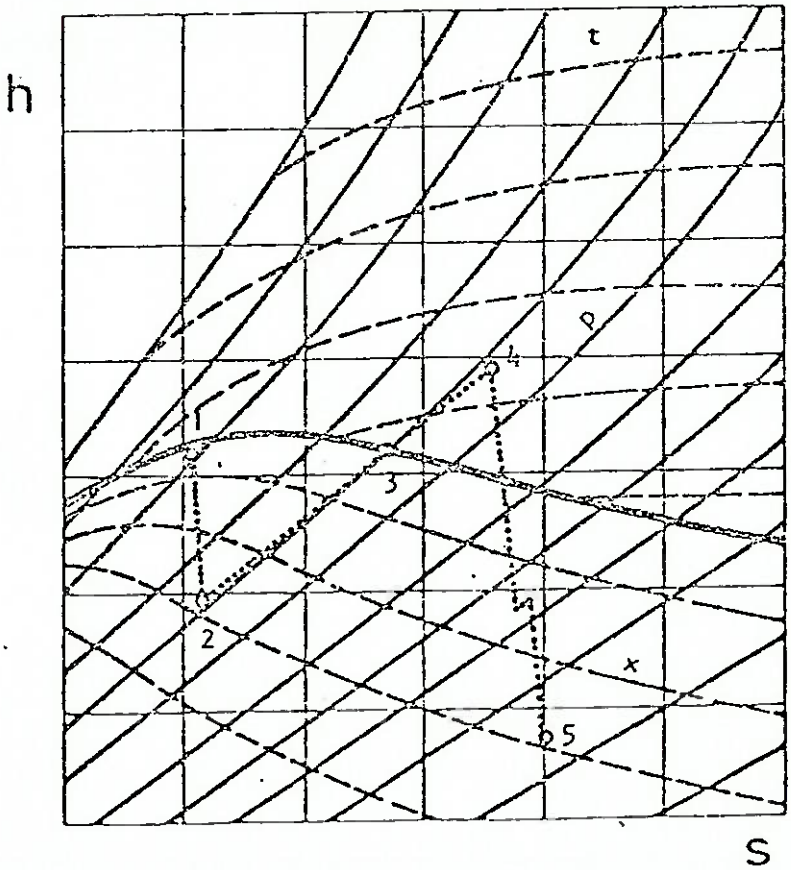
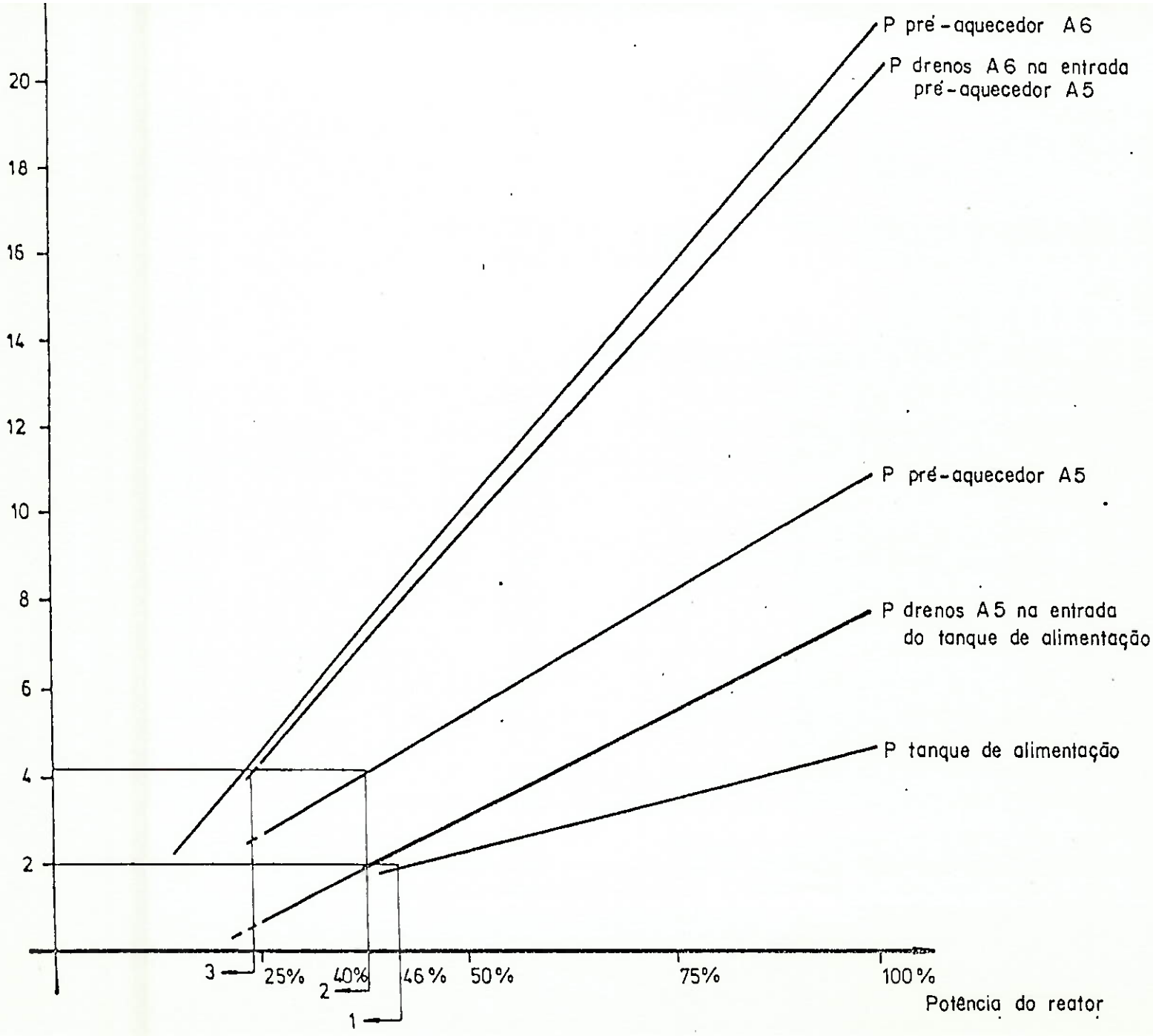


FIG. 1

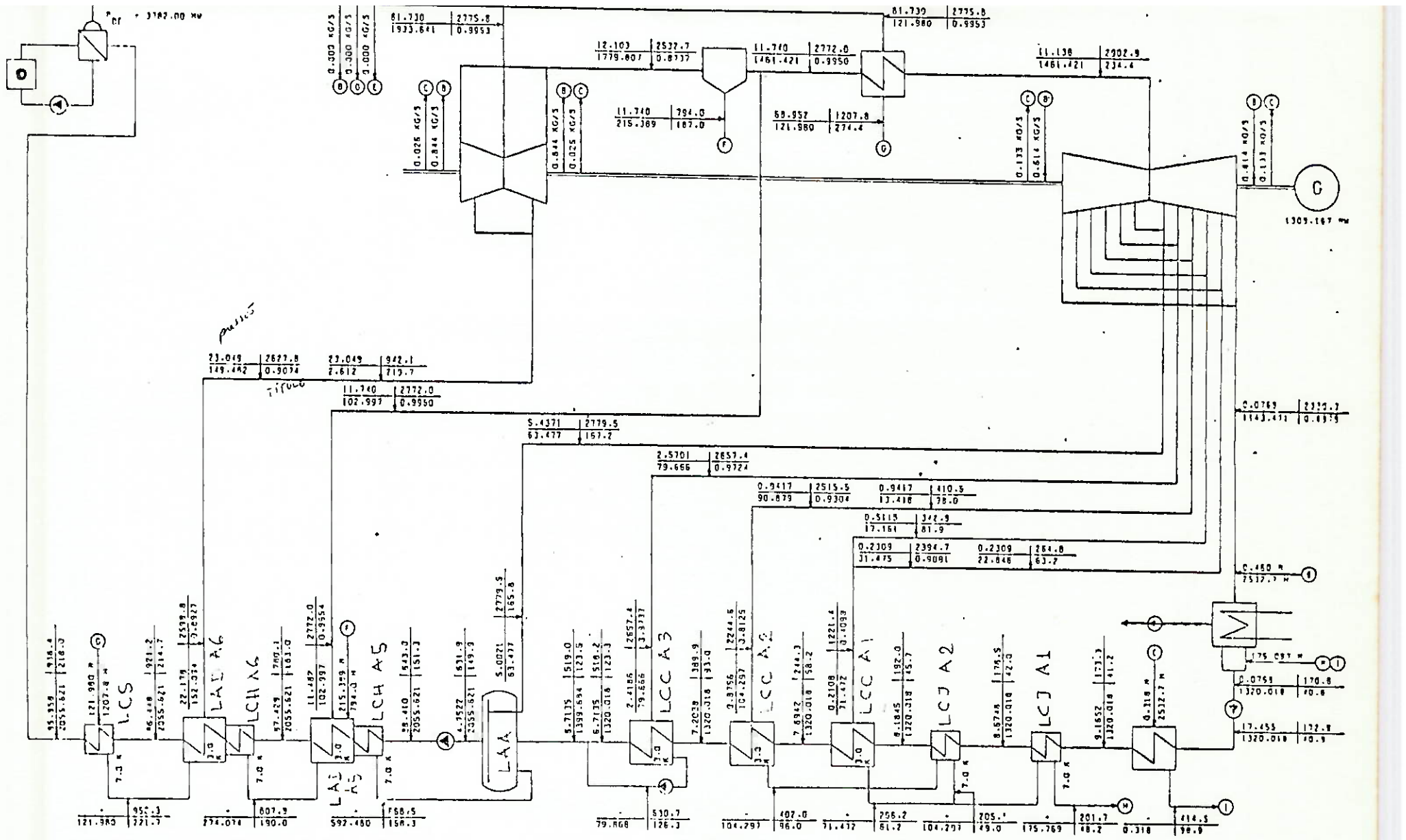
URATED STEAM - CONDENSATION TURBOSET



1- Vapor principal para o tanque de alimentação.

2- Vapor principal para o pré-aquecimento A5.

3- Drenos do aquecador A6 para o condensador (drenos do reaquecedor para o tanque de alimentação.)



(E) SCHU-STUETZLEITUNG

(D) AS-STUETZLEITUNG

BALANÇO TÉRMICO

BAR | KJ/KG
KG/S | °C (X)

M..MASSENSTROM..KG/S

H..ENTHALPIE..KJ/KG

KKW ANGRA II + III

P REAKTOR 100 PROZENT=3765 MW

WAERMESCHALTPLAN
NR. 211002 Y122-33-01001 B

KRAFTWERK UNION

ANEXO C

I. INTRODUÇÃO

A transformação de calor em energia mecânica é um campo importante na engenharia de centrais termo-elétricas. De acordo com a segunda lei da termodinâmica não é possível converter completamente o calor fornecido a um ciclo em trabalho. Uma parcela desse calor será sempre rejeitada do ciclo. O ciclo de Clausius-Rankine com pequenos desvios é na prática a base para o ciclo água vapor real:

Primeiramente o vapor não pode expandir nas máquinas reais isoentropicamente, ou seja, com eficiência de 100%. Após a condensação (rejeição de calor do ciclo) o condensado é comprimido adiabaticamente para a pressão do gerador de vapor, experimentando um ligeiro acréscimo de entalpia e só então aquecido até a temperatura de saturação correspondente (fig. 1 e 2).

No caso de instalações de grande potência são utilizados ciclos com reaquecimento, isto é, o vapor é reaquecido após sua expansão no cilindro de alta pressão da turbina e então admitido nos cilindros de pressão intermediária e baixa (fig. 3 e 4).

2. Turbinas a vapor em Centrais Nucleares e Centrais Convencionais

A definição do tipo e da potência de centrais termoelétricas resulta de estudos de viabilidade econômica considerando desde estimativas de consumo de uma instalação industrial até previsões de crescimento da demanda energética de um país e, evidentemente, as implicações relacionadas ao aproveitamento de potencial energético disponível, recursos tecnológicos e financeiros.

Atualmente constróem-se dois tipos de centrais elétricas a condensação para converter energia térmica em energia elétrica , que diferem, basicamente, pelo método de geração de vapor.

Para os dois tipos de centrais elétricas, foram desenvolvidas duas faixas de turbinas a vapor, nas quais as condições do vapor foram determinadas pela experiência e cálculos econômicos extensivos de forma a se obter o menor custo de geração.

2.1 Condições Iniciais do Vapor

A geração de vapor nas centrais convencionais processa-se pela troca de calor da água de alimentação com os gases de combustão, provenientes da queima na caldeira de óleo combustível , gás, carvão, etc..., que podem atingir temperaturas da ordem de 1300ºC.

Desta forma o vapor gerado é superaquecido, permitindo a utilização de uma menor massa de vapor e em consequência, turbinas menores. As limitações ficam por conta dos materiais empregados, estanqueidade, construção e do ganho térmico em função do investimento.

Nas centrais nucleares com reatores a água pressurizada, o vapor é gerado pela troca de calor da água de alimentação com a água do circuito primário (arrefecedor do reator) nos geradores de vapor. Neste tipo de reator o calor gerado no núcleo do reator, por fissão nuclear, é transferido ao arrefecedor (água desmineralizada e degaseificada), que é recirculado continuamente pelas bombas do arrefecedor primário localizadas entre o vaso de pressão do reator e os geradores de vapor.

A tendência mundial é a utilização, nas centrais com reatores a água pressurizada, de geradores de vapor com tubos em "U", o que implica na geração de vapor saturado a pressões que se situam em torno de 65 bar (fig. 5 e 6).

Em função das diferentes condições iniciais, a massa de vapor em centrais nucleares é tremendamente maior quando comparada com as centrais convencionais, requerendo, como consequência, turbinas de grande porte e de fluxo duplo.

Após a expansão no cilindro de alta pressão o vapor alcança o teor máximo admissível de umidade para o estágio de descarga, cerca de 12% - acima do qual se acentuam os problemas de erosão nas palhetas. Por conseguinte o vapor úmido deve ser levado próximo às condições de vapor saturado por intermédio de separadores de mistura (separação da água mecanicamente) e em seguida superaquecido com o vapor principal nos reaquecedores antes de ser admitido, nos cilindros de baixa pressão , de forma a permitir a expansão até a pressão do condensador dentro dos limites mencionados. Além disso, o vapor deve ser drenado em determinados intervalos nos cilindros de baixa pressão, onde o teor máximo admissível de umidade poderia ser alcançado muito cedo.

2.2 Condições do Vapor na Saída da Turbina

Ao se fixar o vácuo do condensador se define, na realidade, a rejeição de calor do ciclo. Desta forma procura-se aumentar este vácuo tanto quanto as condições ambientais permitirem.

O espinho do vácuo é o grande aumento do volume específico, o que reflete uma maior seção no último estágio e em conseqüência um maior comprimento das palhetas deste estágio.

O comprimento máximo das palhetas do último estágio é determinado por estudos que analisam a frequência e os níveis de tensão de cada palheta individualmente de forma que sua integridade mecânica não seja afetada.

3. Turbinas a Vapor de Grande Porte

3.1 História, Desenvolvimento

Em fins da década de 60 deu-se um salto acentuado no projeto de turbinas a vapor de grande porte. Os resultados da experiência com a operação inicial de máquinas 600 MW em centrais convencionais e 1300 MW em centrais nucleares demonstram a eficácia da alta tecnologia empregada.

A indústria por sua vez entra agora numa fase de consolidação, aguardando que novos avanços no porte das turbinas venham, certamente, a ser efetuados.

3.2 Padronização, Modelos, Limites de Construção

Para as duas faixas de turbinas a vapor, atualmente construídas, emprega-se o princípio modular, de forma que turbinas situadas entre 100 MW e 2500 MW, podem ser montadas a partir de um pequeno número de componentes padronizados. A Kraftwerk Union, KWU, define estas faixas da seguinte forma:

Faixa HMN: Combinação dos cilindros de pressão alta, intermediária e baixa para turbinas a vapor superaquecido.

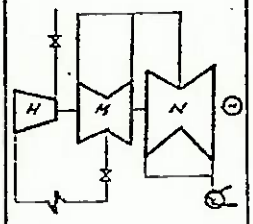
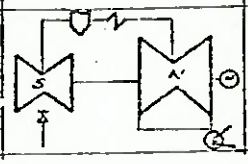
Faixa SN: Combinação dos cilindros de pressão alta e baixa para turbinas a vapor saturado.

Os cilindros de baixa pressão para uma mesma faixa de potência são usados tanto na faixa HMN quanto na SN.

Os cilindros da turbina são selecionados de acordo com a potência, condições do vapor, condições da água de refrigeração e do modo de operação, de forma a se obter a turbina mais econômica.

A tabela 1 mostra a aplicação destas faixas.

Tabela 1 - Aplicação das faixas:

Faixa	Tipo de Gerador de Vapor	Diagrama de arranjo da turbina	Valores Nominais de aplicação das faixas				
			Vapor principal		Vapor reaq.		Vapor de desc.
			Bar	ºC	Bar	ºC	mbar
HMN	- A combustível fóssil - Com reator de alta temperatura refrigerado a gás - Com reator rápido refrigerado com sódio		130 250	500 540	30 70	500 540	20 150
SN	- Com reator a água leve (LWR)		40 70	250 300	8 15	200 250	20 150

3.2.1 Turbinas HMN, Características Construtivas

Dependendo da frequência do sistema de fornecimento, as turbinas da faixa HMN são projetadas como segue:

Faixa de Potência (MW)	Velocidade (rpm)	Frequência (Hz)	Nº polos do gerador
Entre 100 e 1300	3000 3600	50 60	2 2
Entre 1000 e 2500	1500 1800	50 60	4 4

Até o presente momento a máxima potência de aproximadamente 1300 MW para velocidades de 3000 ou 3600 rpm é limitada pela dimensão máxima de geradores de 2 polos.

Um desenvolvimento futuro destes geradores pode ser acomodado pelo atual projeto das turbinas sem extensas dificuldades.

Seguindo o sistema modular, a turbina compreende cilindros' de pressão alta, intermediária e baixa. Todos os cilindros' têm eixos e palhetas forjadas. As rodas são fixadas ao eixo por processo de encolhimento. Os rotores são rígidamente conectados por meio de acoplamentos integrais. Todos os compartimentos dos mancais são montados em fundações independentes das fundações das carcaças.

O cilindro de alta pressão é do tipo de fluxo simples.A forma da carcaça é tal que permite arranjos completamente simétricos evitando o desalinhamento devido a distorções na carcaça durante a operação.

O cilindro de pressão intermediária é do tipo de fluxo duplo. A carcaça é horizontalmente bipartida e de forma simétrica com as vantagens já mencionadas.

Os cilindros de baixa pressão podem ser do tipo de fluxo duplo, quadruplo ou sextuplo, dependendo da potência e da pressão do condensador. As unidades modulares para os cilindros de fluxo duplo são idênticas e intercambiáveis com outros cilindros de baixa pressão de mesma dimensão.

3.2.2 Turbinas SN, Características Construtivas

Dependente da frequência do sistema de fornecimento,as turbinas do tipo SN são projetadas conforme indicado a seguir:

Faixa de Potência (MW)	Velocidade (rpm)	Frequência	Nº de Polos de gerador
Entre 500 e 1300	3000 3600	50 60	2 2
Entre 800 e 2500	1500 1800	50 60	4 4

A limitação de potência de aproximadamente 1300 MW para velocidades de 3000e 3600 rpm também é válida para turbinas do tipo SN.

O cilindro de alta pressão é do tipo de fluxo duplo. A carcaça é horizontalmente bipartida, existindo também uma carcaça interna que se estende por todo comprimento do cilindro, de tal forma que os flanges da carcaça externa estão sujeitos apenas à pressão de descarga do vapor. As quatro admissões de vapor estão localizadas no centro do cilindro, o que significa que tanto a carcaça interna quanto a externa estão sujeitas a tensões térmicas simétricas. O eixo da turbina de alta pressão é feito de uma única peça forjada e no qual são montadas as palhetas móveis.

Os cilindros de baixa pressão podem ser do tipo de fluxo duplo, quádruplo ou sextuplo, e têm características idênticas às da turbina HMN.

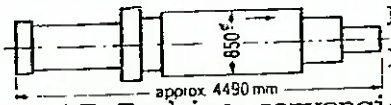
3.3.: Eixos

Consistindo uma turbina de grande porte de uma série de equipamentos, tais como cilindros da turbina, gerador , excitatriz, etc, seu eixo na realidade é uma composição de eixos individuais solidamente acoplados.

Os eixos da turbina são forjados e é de interesse comparar as dimensões e peso destes eixos para uma central de 1200 MW com turbinas a vapor superaquecido e a vapor saturado.

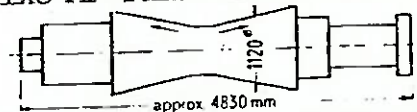
O eixo de alta pressão de uma turbina a vapor saturado tem cerca do dobro das dimensões do eixo de alta pressão de uma turbina a vapor superaquecido. A razão proporcional entre o peso da peça bruta forjada bem como do eixo acabado entre os dois eixos de alta pressão é de cerca de 6:1. Mesmo o eixo de pressão intermediária com cerca de 21 t totalmente acabado é bem modesto quando comparado com as 64 t do eixo de pressão alta da turbina a vapor saturado.

Eixo AP-Turbina Convencional



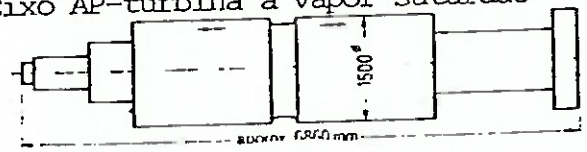
Peso bruto: aprox. 20 t.
Peso acabado: aprox. 10 t.

Eixo MP-Turbina convencional



Peso bruto: aprox. 40 t.
Peso acabado: aprox. 21 t.

Eixo AP-turbina a vapor saturado



Peso bruto: ca.120t
Peso acabado: ca.64t

Comparação entre os eixos de turbinas 1200 MW a vapor saturado e superaquecido.

O eixo tem que ser suportado nos terminais e nas áreas dos acoplamentos entre os eixos individuais, de tal forma que sua curvatura e velocidades críticas não excedam os limi - tes permissíveis.

Dependendo do projeto, o eixo pode ser suportado de um lado (single point) ou em ambos os lados (two points) de um acoplamento.

Os arranjos dos mancais para turbinas a vapor saturado(SN)e a vapor superaquecido (HMN) de 3000 e 3600 rpm são similares.

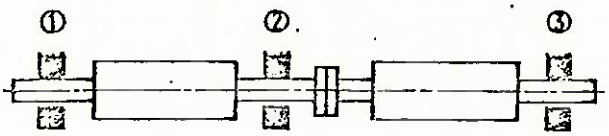
No caso da turbina do tipo HMN o mancal situado entre o cilindro de pressão alta e o de pressão intermediária está exposto a radiação de calor das carcaças da turbina em níveis diferentes de temperatura. Por conseguinte, é inevitável a deformação desigual dos extremos do mancal. Neste caso é utilizado o mancal apenas de um lado do acoplamento de forma a evitar o desalinhamento.

O eixo é dimensionado de tal forma que sua frequência natural situa-se acima da velocidade de operação.

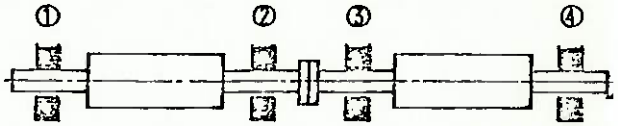
Entre o cilindro de pressão intermediária e os cilindros de pressão baixa são utilizados também mancais de um lado do acoplamento. As velocidades criticas dos eixos indivi - duais dos cilindros de baixa pressão estão abaixo da velocidade de operação.

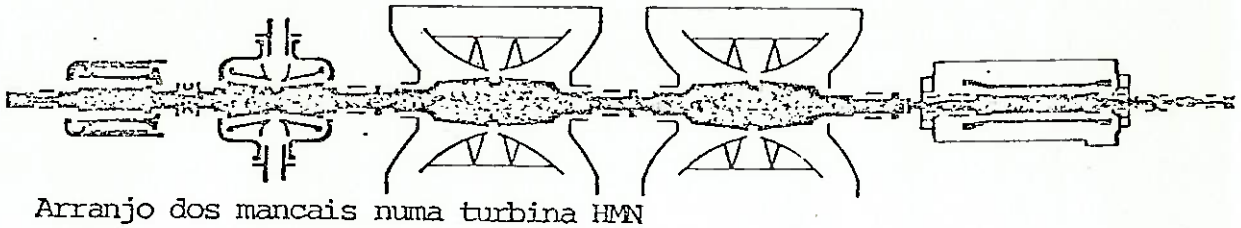
As turbinas do tipo SN de 1500 e 1800 rpm têm o arranjo dos mancais em ambos os lados do acoplamento. A velocidade critica do eixo de alta pressão situa-se acima da velocidade de operação, enquanto que nos eixos de baixa pressão esta velocidade está abaixo da de operação.

Mancal de apoio de um só ponto

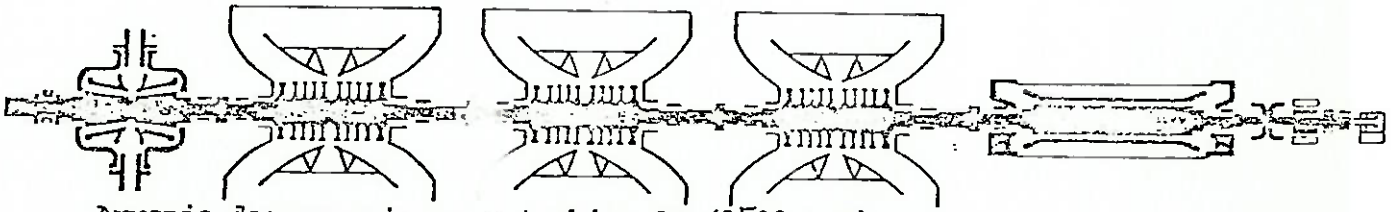


Mancal de apoio de 2 pontos





Arranjo dos mancais numa turbina HMN

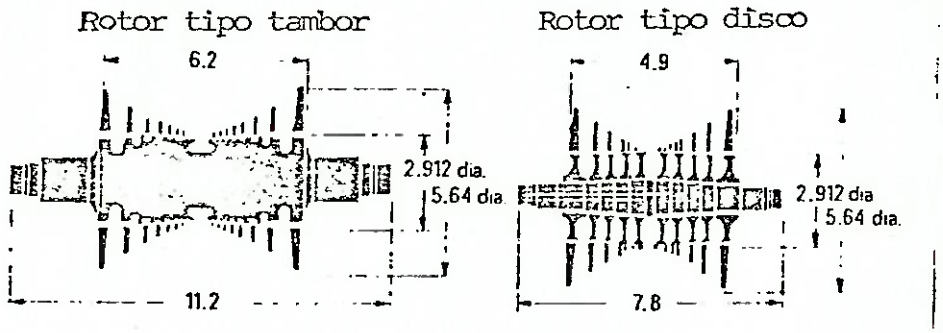


Arranjo dos mancais numa turbina SN (1500 rpm)

3.4. - Rotor, Palhetas

São as partes da turbina onde a energia térmica do vapor é convertida em energia mecânica. A influência no projeto e na fabricação de turbinas a vapor saturado com 1500 e 1800 rpm foi marcante para o desenvolvimento dos rotores e palhetas. Isto devido ao fato de que as forças centrífugas impuseram limites restritos no projeto de turbina de alta velocidade para instalações de grande porte.

O exemplo que se segue, ilustra este fato: se um rotor de construção sólida fosse utilizado para o eixo de baixa pressão com 3000 rpm, resultaria um rotor do tipo tambor com 340 t de peso acabado, um diâmetro de aproximadamente 3m e um comprimento de 11 m. Considerando que não é ainda possível construir-se tal tipo de rotor e também por não ser economicamente viável, o que se fez foi construir rotores tipo disco, onde uma série de discos são fixados por encolhimento no eixo. Com este projeto o peso total do rotor é de 163 t.



Para se ter uma idéia do cuidado na escolha do material das palhetas bem como sua fabricação cuidadosa, vale a pena mencionar como exemplo que num rotor de baixa pressão a 1500 rpm, a velocidade na extremidade das palhetas móveis atinge cerca de 442 m/s. Isto equivale a dizer que a força centrífuga em tais palhetas é de quase 340 ton, o que corresponde ao peso de mais de 450 volkswagens.

É de interesse comparar as pàlhetas do último estágio das turbinas a 3000/3600 rpm e a 1500/1800 rpm.

No primeiro caso as palhetas atingem comprimentos de cerca de 875 mm e pesam cerca de 27 kg e no 2º caso cerca de 1364 mm pesando aproximadamente 80 kg.

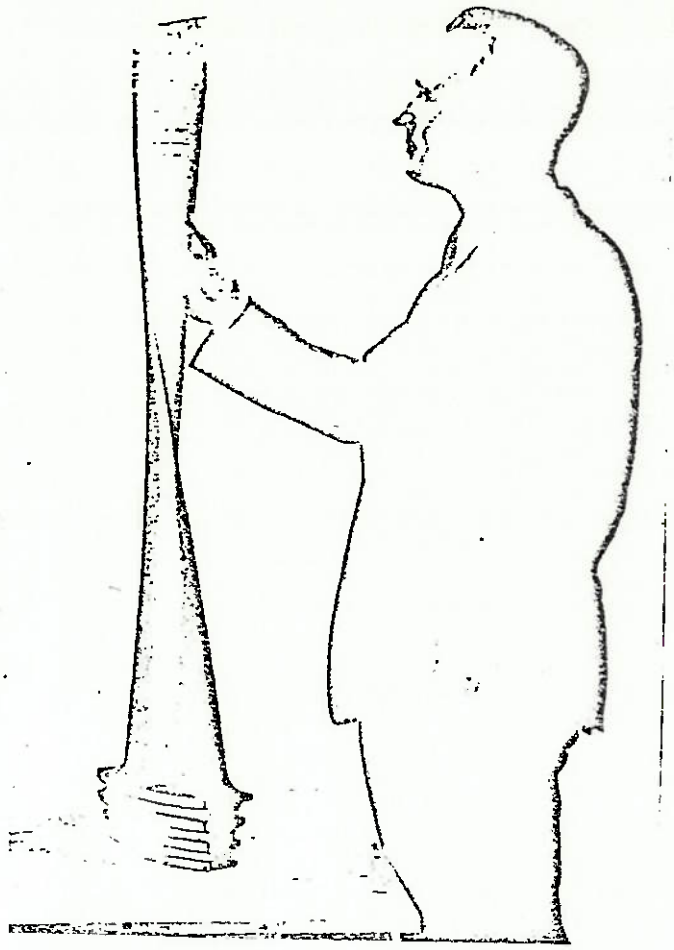
As palhetas dos primeiros estágios têm raízes em "T" invertido e são montadas em rasgos circunferenciais nos discos, ao passo que as palhetas dos últimos estágios têm raízes em forma "cônica dentada" e são montadas em rasgos axiais dos mencionados discos.

Outro assunto que merece destaque é o da remoção do condensado nas palhetas do último estágio de turbinas a vapor saturado. Embora a maior parte do condensado depositado no rotor seja expelida pela ação da força centrífuga, o resultado é que o condensado é arrastado pelo fluxo de vapor para as extremidades das palhetas guias e então atirado em forma de gotas para a fila seguinte de palhetas.

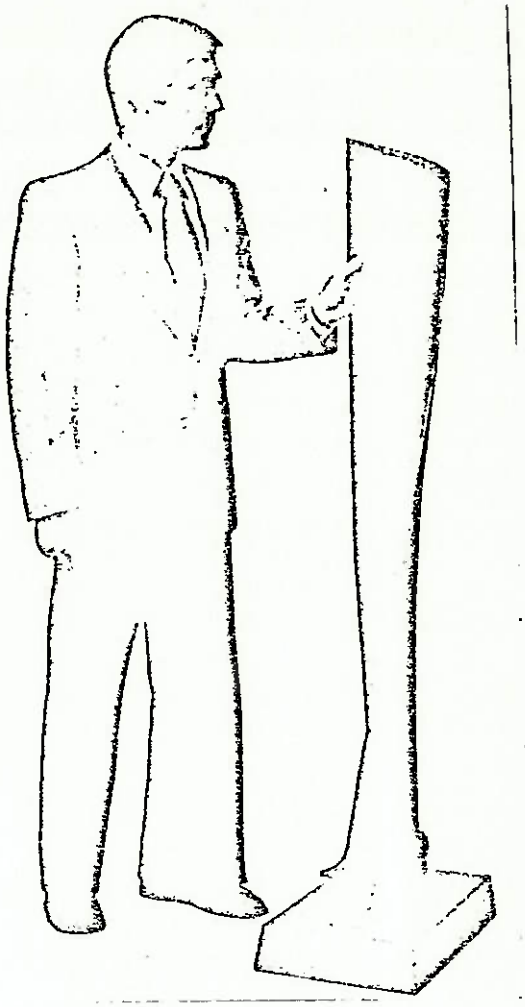
Devido à velocidade relativa quase sônica destas gotas o efeito da erosão acentua-se, principalmente nas palhetas do último estágio.

O método mais efetivo e mais recente de minimizar este efeito é o de remover das palhetas guias o condensado, por intermédio de rasgos para drenagem. Sendo assim, as

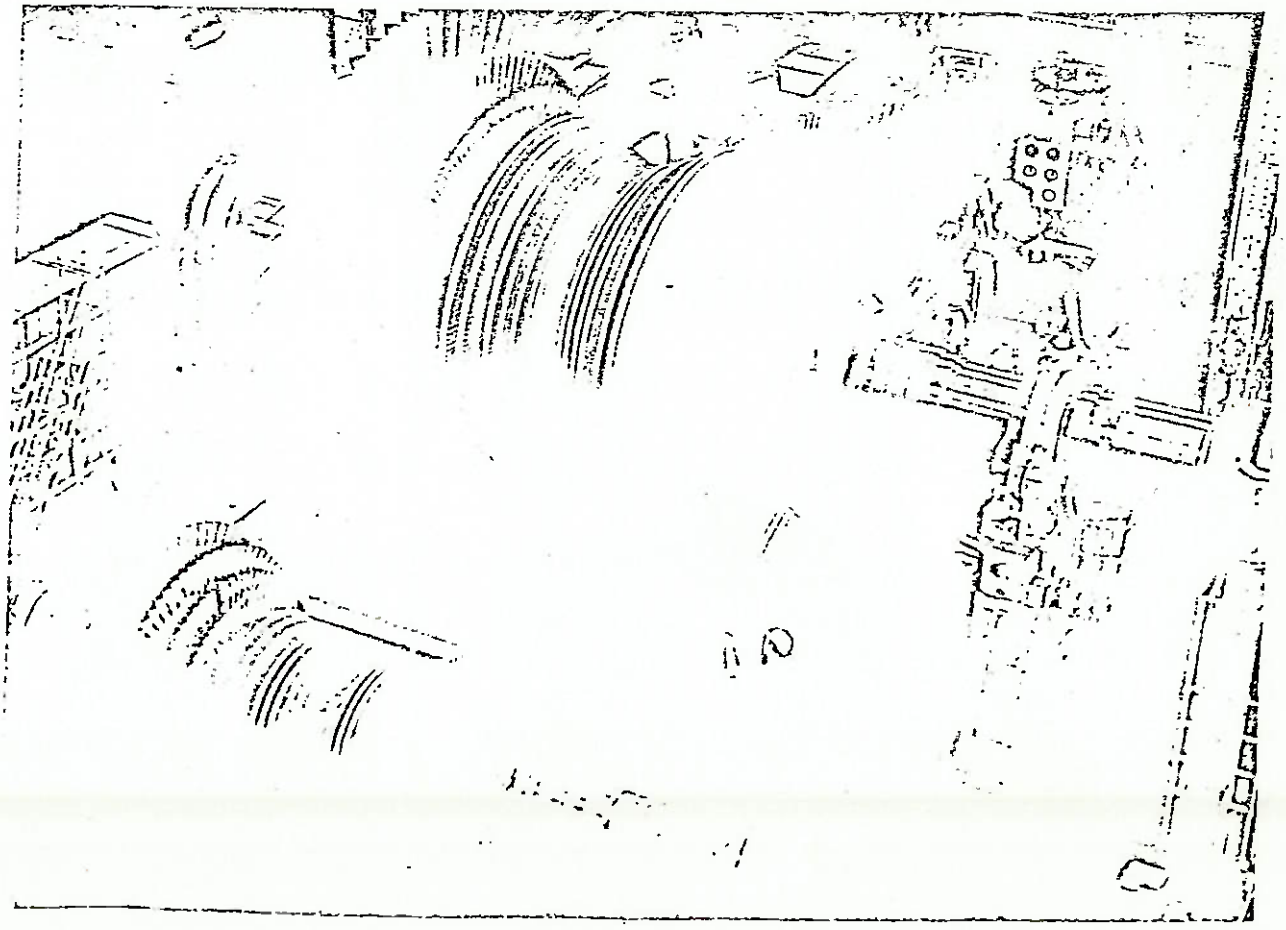
palhetas guias do último estágio são de forma oca, contendo rasgos longitudinais em ambos os lados, por onde o condensado é drenado. Um vácuo apropriado no interior da palheta é mantido por intermédio de uma conexão com o condensador.

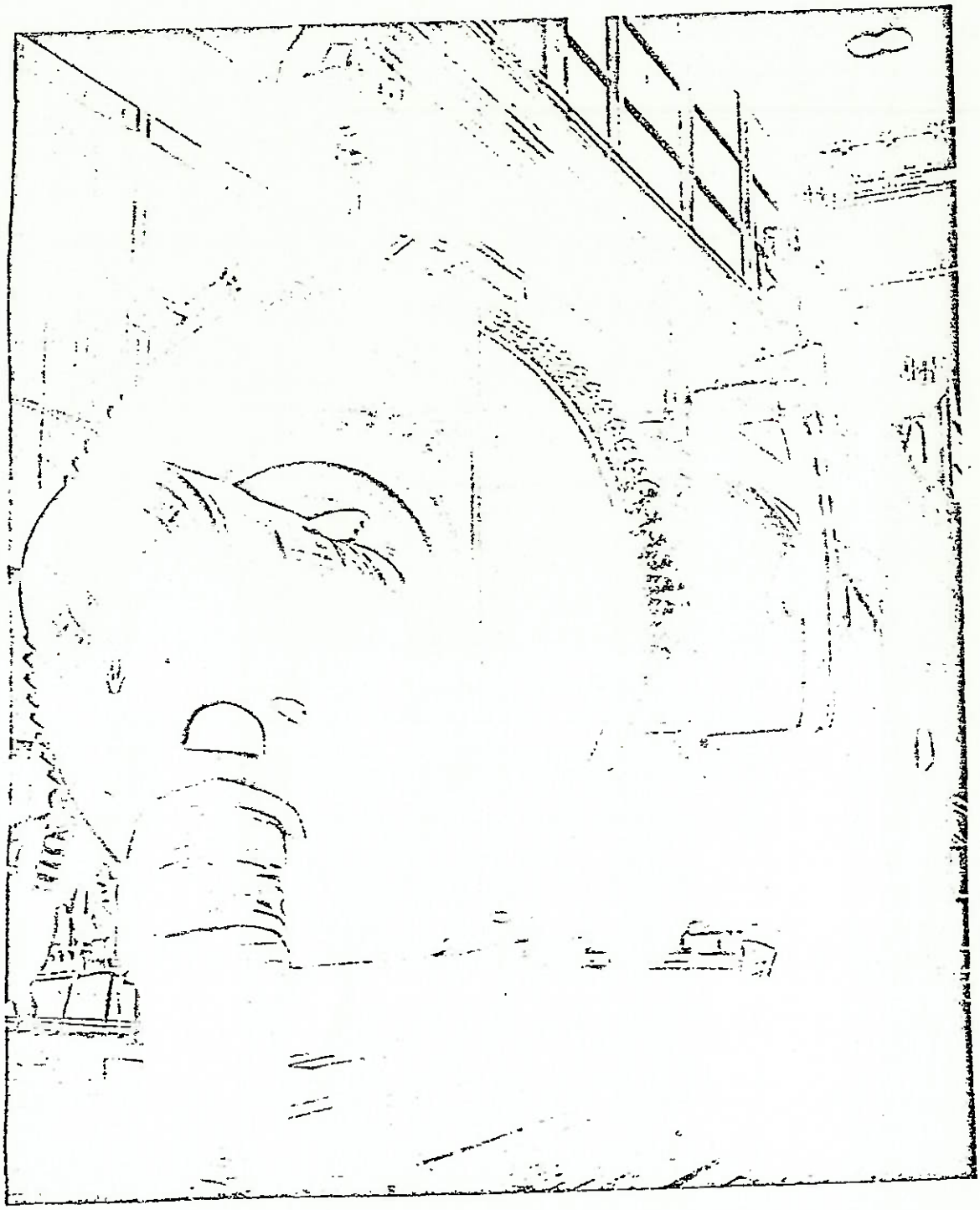


Palheta do último estágio de turbinas a 3000 rpm.

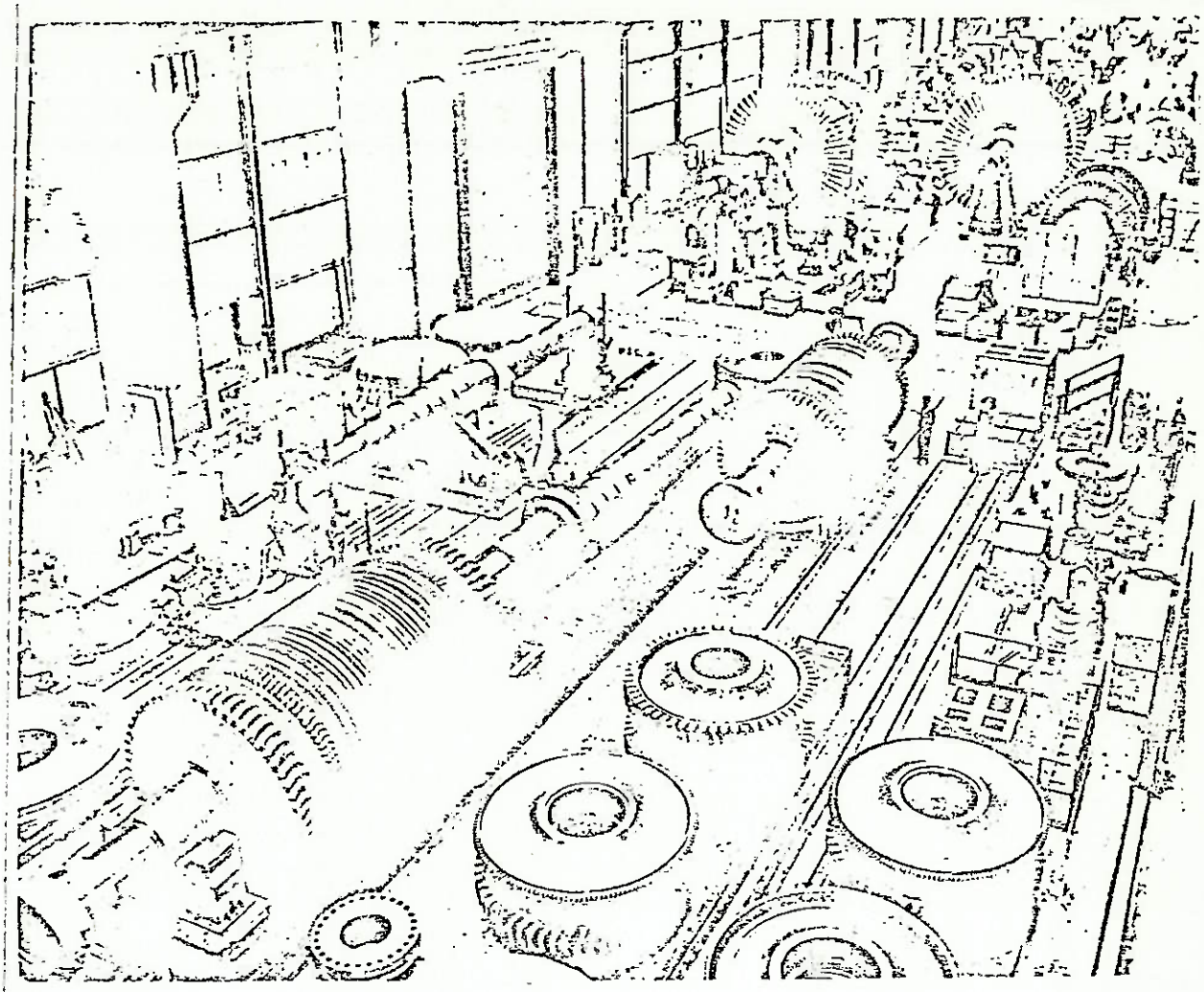


Palheta do último estágio de turbinas a 1500 rpm.

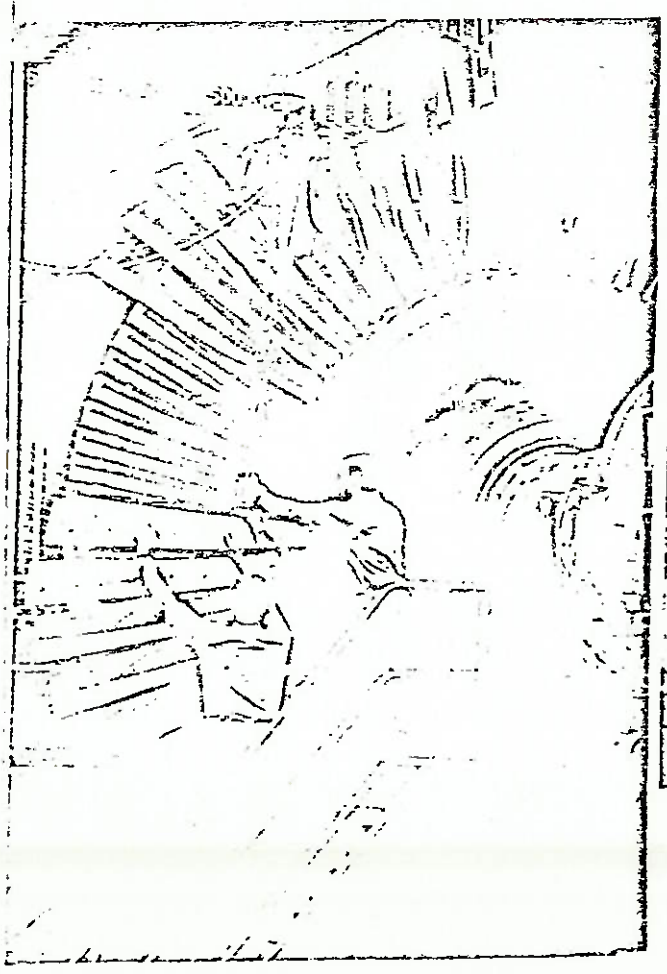




Fixação por encolhimento dos discos



Detalhe de montagem dos discos nos eixos de baixa pressão





Detalhe de montagem das palhetas móveis

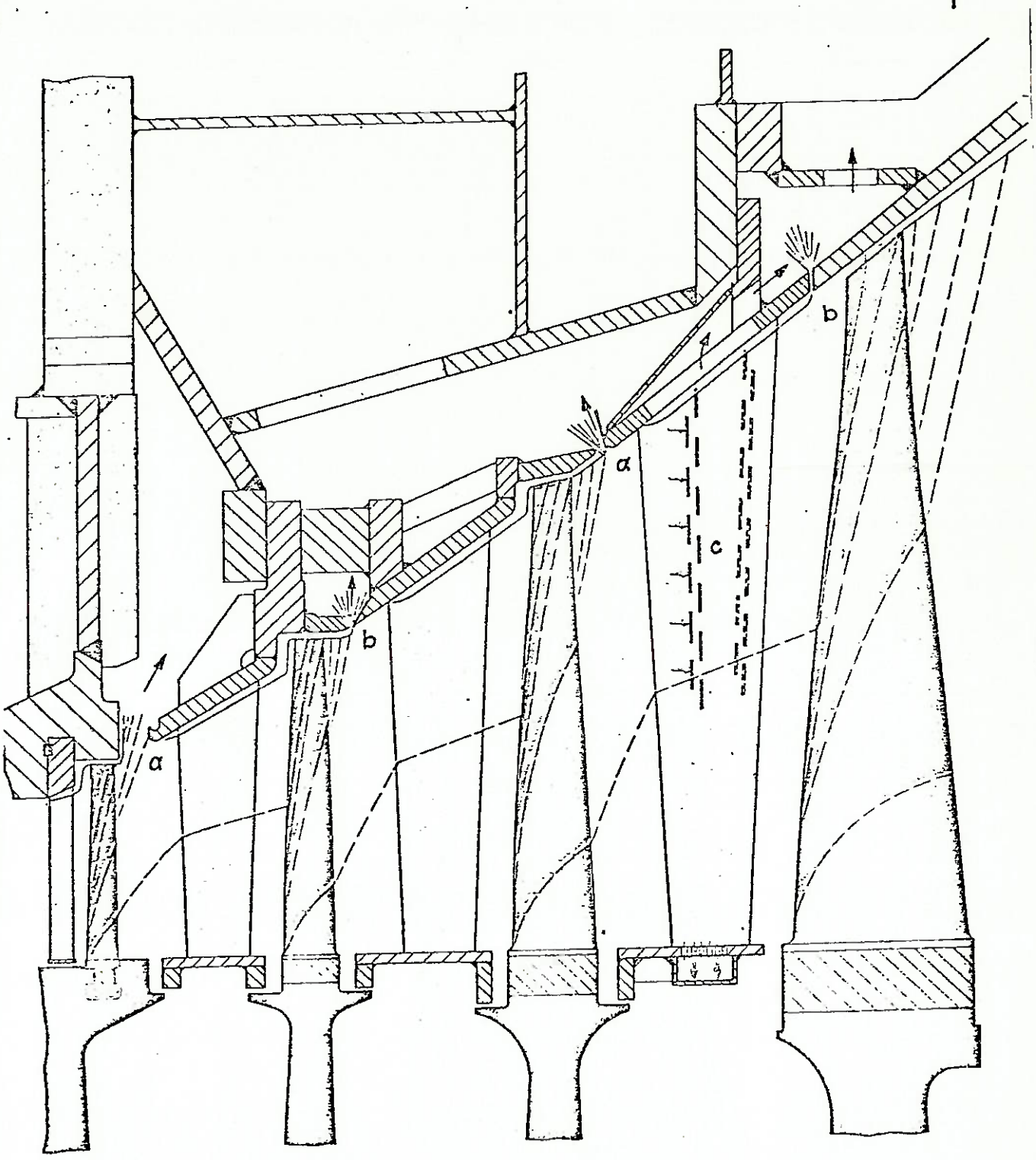
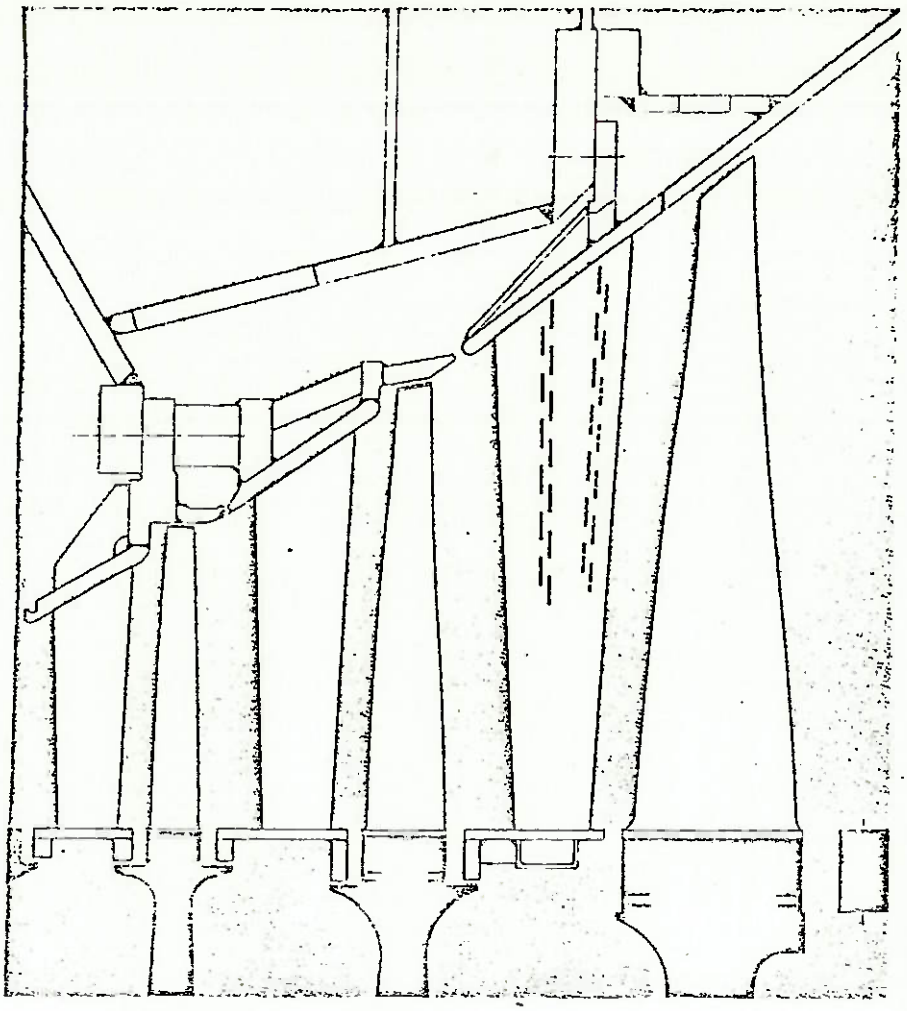


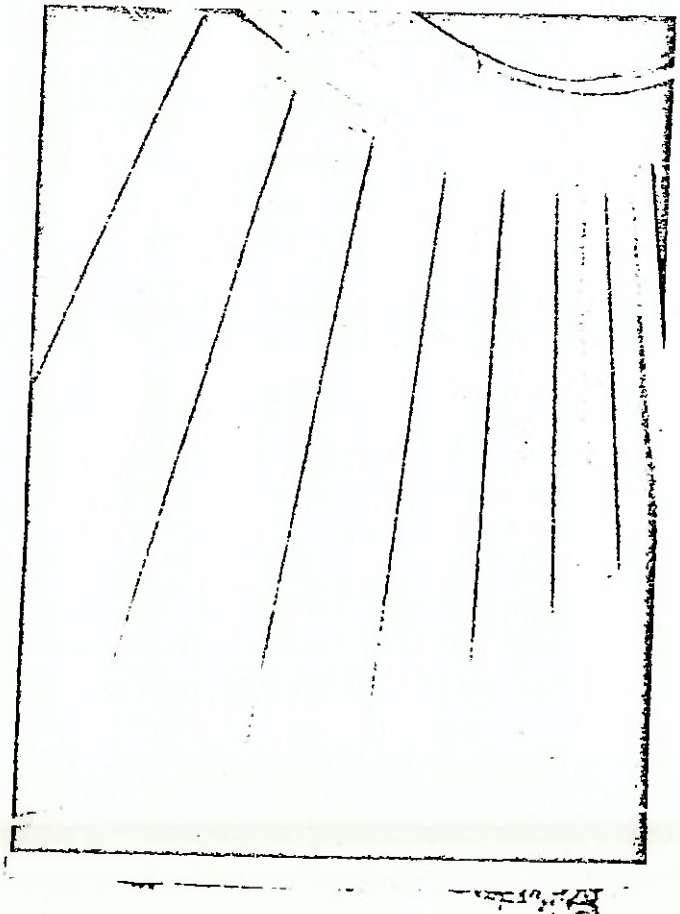
Diagrama de separação da água numa turbina de baixa pressão

a) – Drenagens nas extrações de vapor

b) – Drenagem da carcaça

c) – Ranhuras de drenagem nas palhetas fixas





Palhetas fixas ocas com ranhuras para drenagem de água no estágio final de uma turbina de baixa pressão.

3.5 - Válvulas Principais

3.5.1 - Válvulas de Isolamento e de Controle Combinadas

A função da válvula de isolamento é de interromper o fluxo de vapor para a turbina de alta pressão quando surgirem condições de perigo. Por conseguinte ela é projetada para velocidade alta de fechamento e máxima confiabilidade.

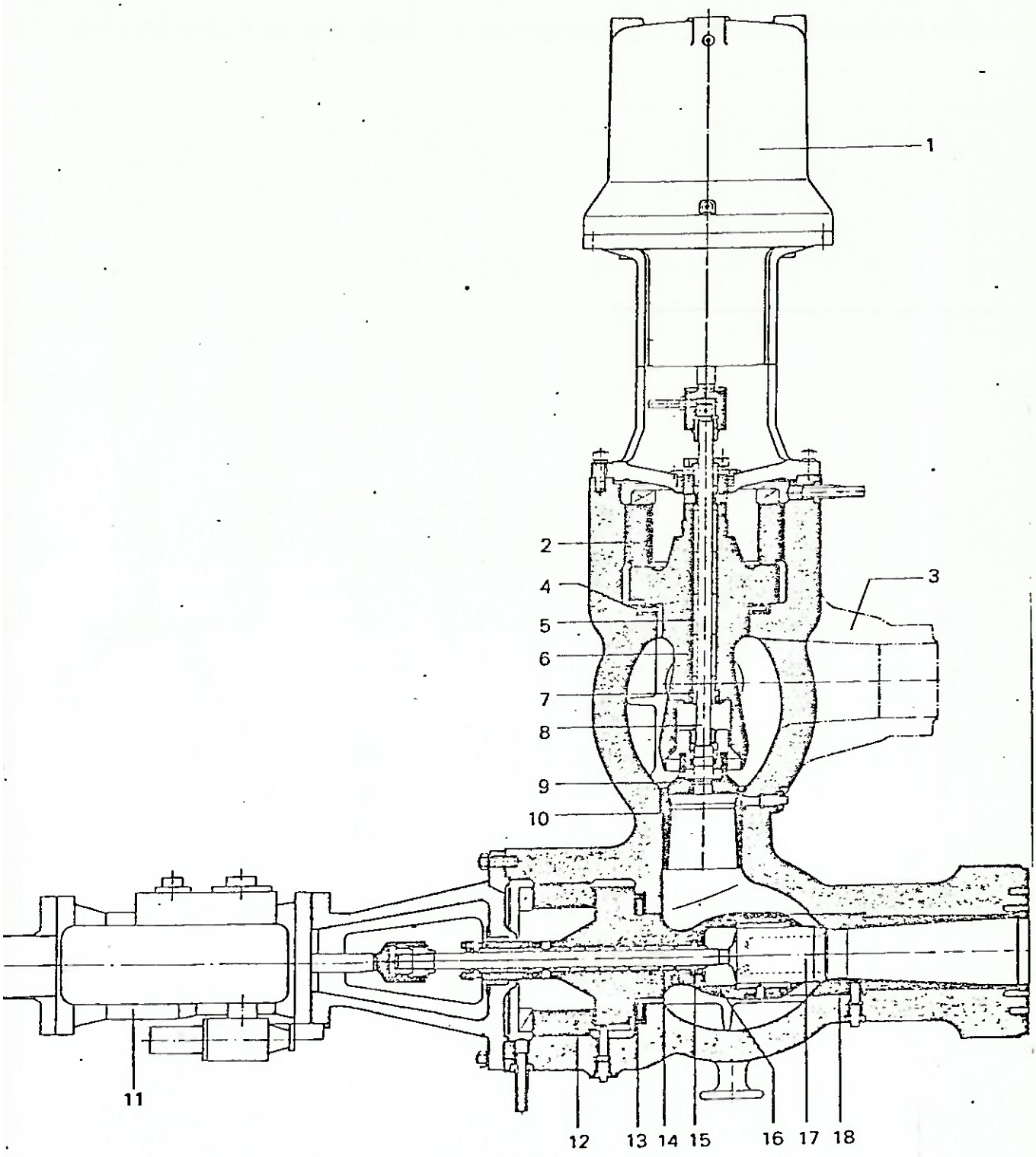
A válvula de controle, por sua vez, regula o fluxo de vapor para a turbina de acordo com a demanda de carga. Uma válvula de isolamento e uma de controle integram um único corpo, com hastes perpendiculares entre si e na posição horizontal quando instaladas na planta. Este arranjo permite um acesso fácil às válvulas e um lay-out mais conveniente das tubulações até a turbina.

3.5.2 Válvulas Interceptoras

A função das válvulas interceptoras é a de limitar o aumento da velocidade de rotação da turbina decorrente da expansão do vapor já admitido pela turbina de alta pressão e do condensado do separador de mistura no instante de um trip ou redução súbita de carga. Estas válvulas são do tipo borboleta e instaladas na admissão de cada um dos cilindros de baixa pressão de uma turbina a vapor saturado.

3.5.3 Válvulas de By-Pass

A função destas válvulas é desviar o vapor da turbina diretamente para o condensador no caso de sobrepressão na linha do vapor principal.
No caso de centrais nucleares 1300 MW com reatores a água pressurizada estas válvulas são capazes de descarregar para o condensador cerca de 45% da vazão de vapor a carga total.



Seção através das válvulas de isolamento e de controle

3.6 - Sistema de fornecimento de óleo

Um grupo turbo-gerador necessita de óleo
- para lubrificar e refrigerar os mancais
- para mover o dispositivo auxiliar de rotação da turbina
- para levantar o eixo a velocidades baixas

Durante a operação normal, o fluxo de óleo necessário é fornecido pela bomba principal de óleo que é acionada pela própria turbina.

Durante a partida ou parada o grupo turbo-gerador é fornecido de óleo por uma das duas bombas elétricas auxiliares.

A pressão do óleo de lubrificação e refrigeração é de aproximadamente 3 bar.

Um outro sistema de fornecimento de óleo é o utilizado para fins de controle. Neste caso o óleo é do tipo resistente à fogo, de forma a minimizar o perigo de incêndio.

Uma de duas bombas acionadas por motor elétrico é suficiente para alimentar todo o circuito de controle.

Existem dois sistemas de óleo para controle com pressões de 8 bar e 32 bar aproximadamente .

3.7 Dispositivo Auxiliar de Rotação da Turbina

A finalidade deste dispositivo é girar o eixo da turbina a uma velocidade determinada durante a partida e parada, de forma a minimizar as distorções térmicas do eixo e da carcaça da turbina.

O dispositivo auxiliar de rotação da turbina pode ser ajustado para qualquer velocidade até aproximadamente 120 rpm.

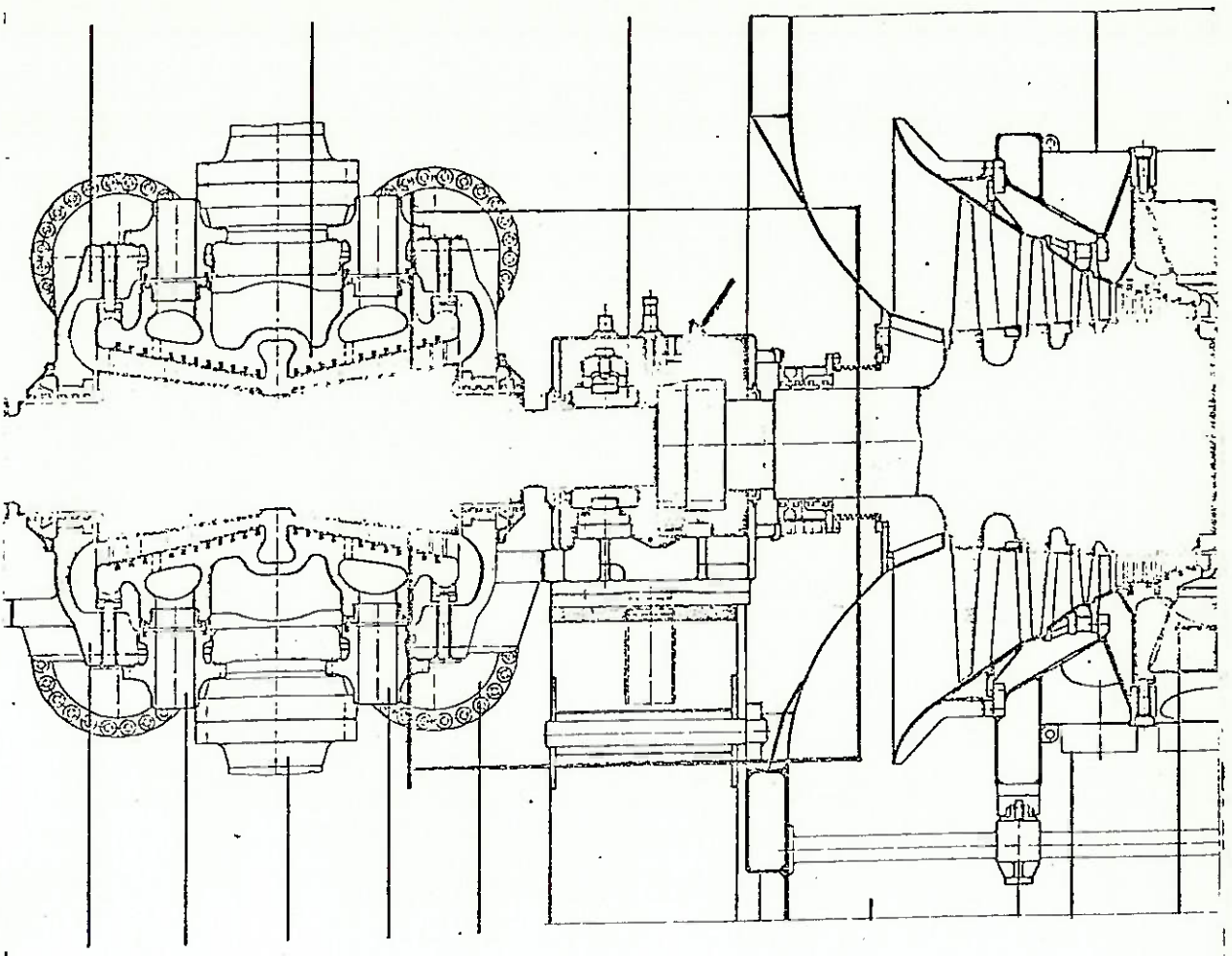
O torque necessário para a operação de rotação é efetuado por uma roda com uma fila dupla de palhetas, movida por óleo a uma pressão de 6,5 bar aproximadamente.

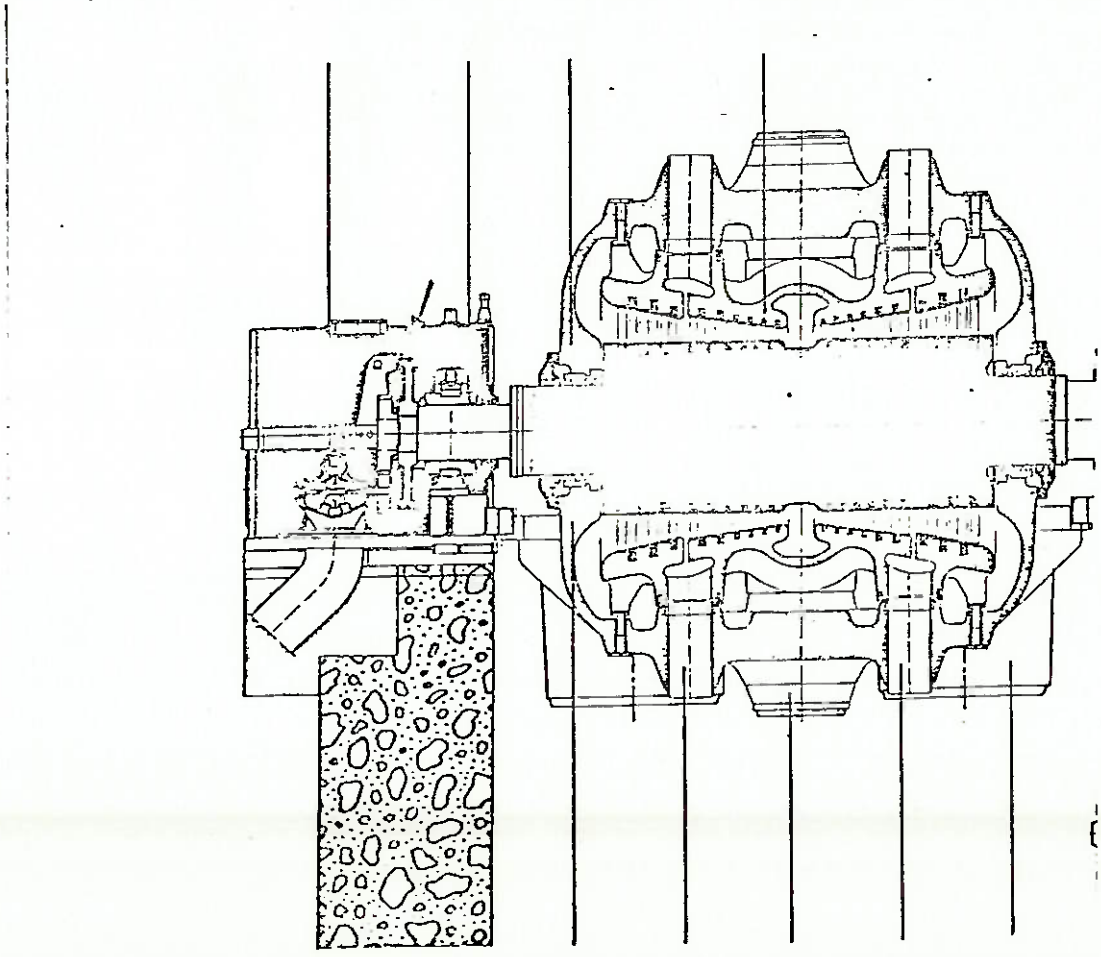
Nas turbinas do tipo HMN este dispositivo está instalado entre o cilindro de pressão intermediária e o de pressão baixa. Nas do tipo SN, junto à bomba de óleo.

Depois de percorrer a segunda fila de palhetas o óleo é levado junto com o óleo de lubrificação do mancal vizinho para a linha de retorno.

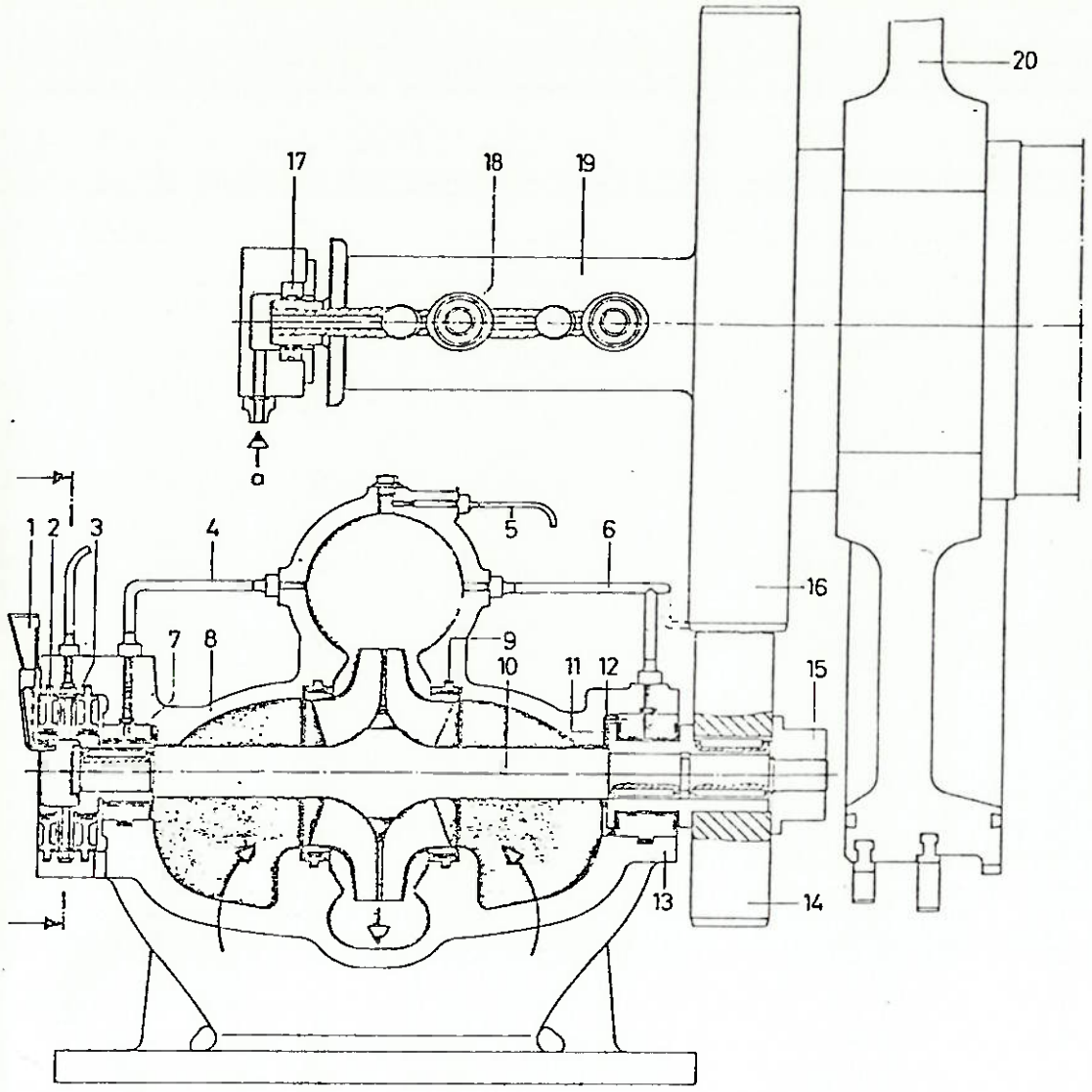
Antes de colocar este dispositivo auxiliar em operação, o eixo é levantado de maneira a evitar fricção a seco e vencer o torque inicial resistente.

A pressão do óleo necessária é neste caso de aproximadamente 125 bar.

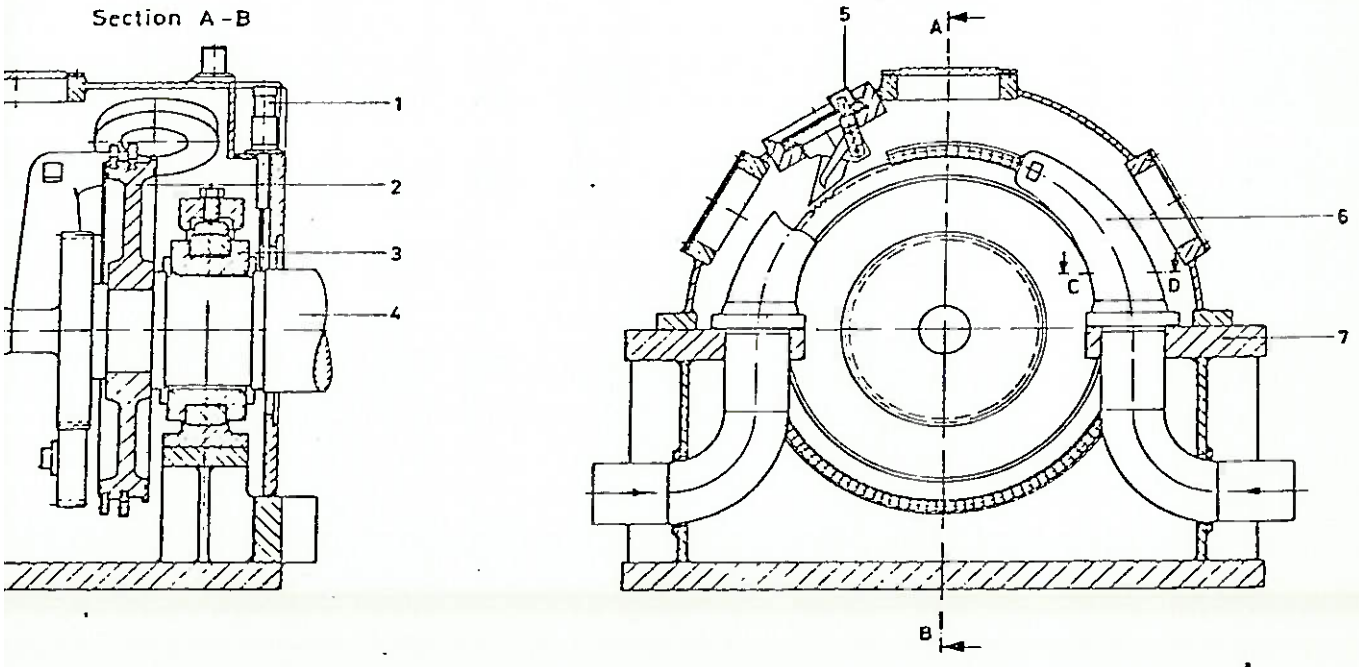




Localização do dispositivo auxiliar de rotação da turbina



Bomba de óleo acoplada ao eixo da turbina



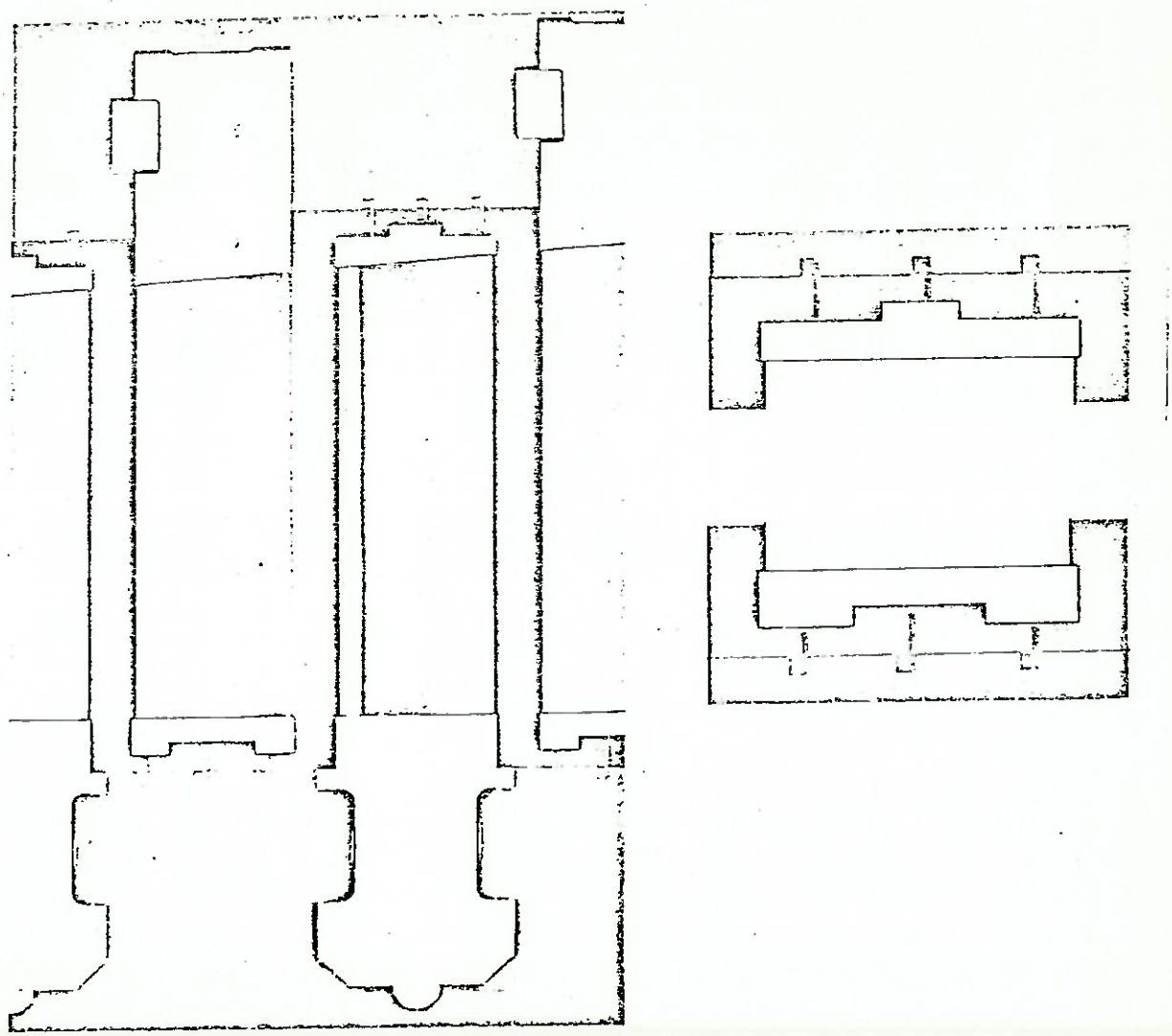
Dispositivo auxiliar de rotação da turbina

3.8 CIRCUITO DE SELAGEM:

Com a finalidade de minimizar, tanto quanto possível, a fuga de vapor, quer da turbina para o exterior, quer de um está - gio para o seguinte, é instalado um circuito de selagem da turbina; este sistema deverá impedir também a entrada de ar exterior para a zona de baixa pressão de turbinas com conden sação.

3.8.1 SELAGEM INTERNA

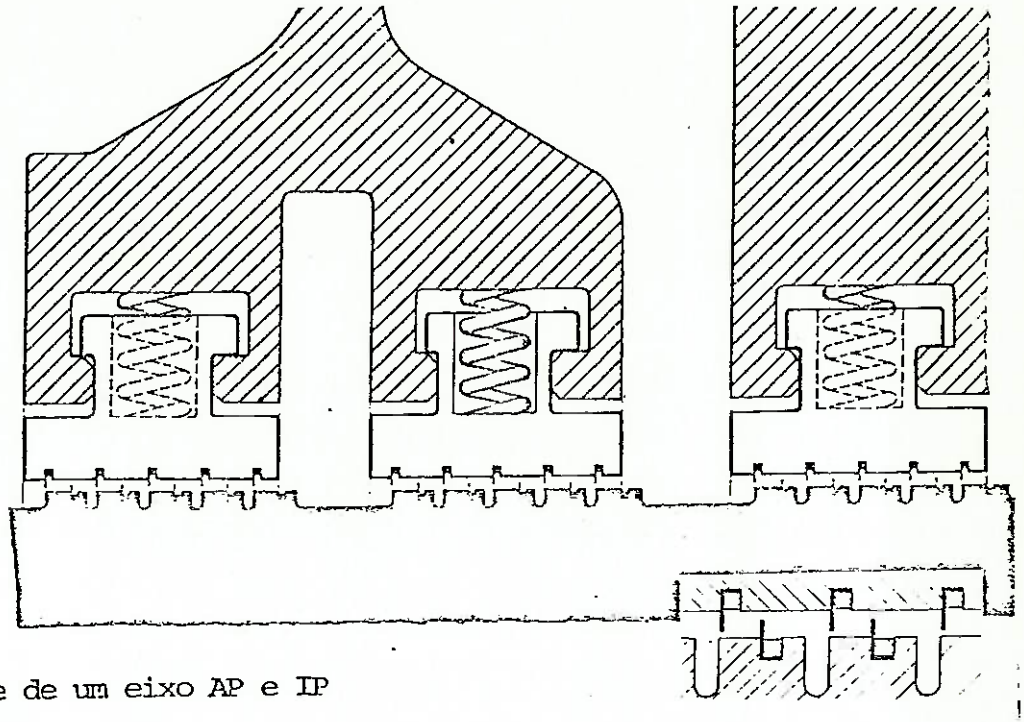
Refere-se aos dispositivos instalados de tal forma que impe- çam a passagem de vapor de um estágio da turbina para o se - guinte, por outras passagens que não sejam os expansores.



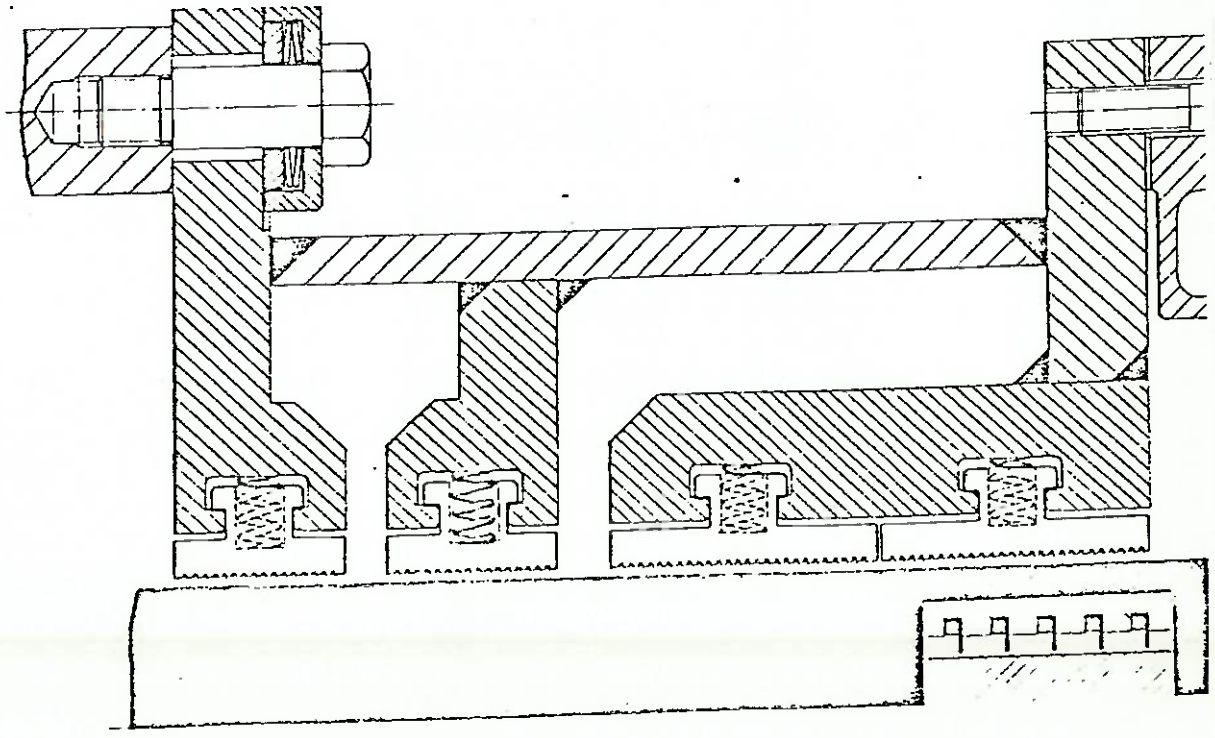
Selagem interna das palhetas móveis e fixas

3.8.2 SELAGEM EXTERNA

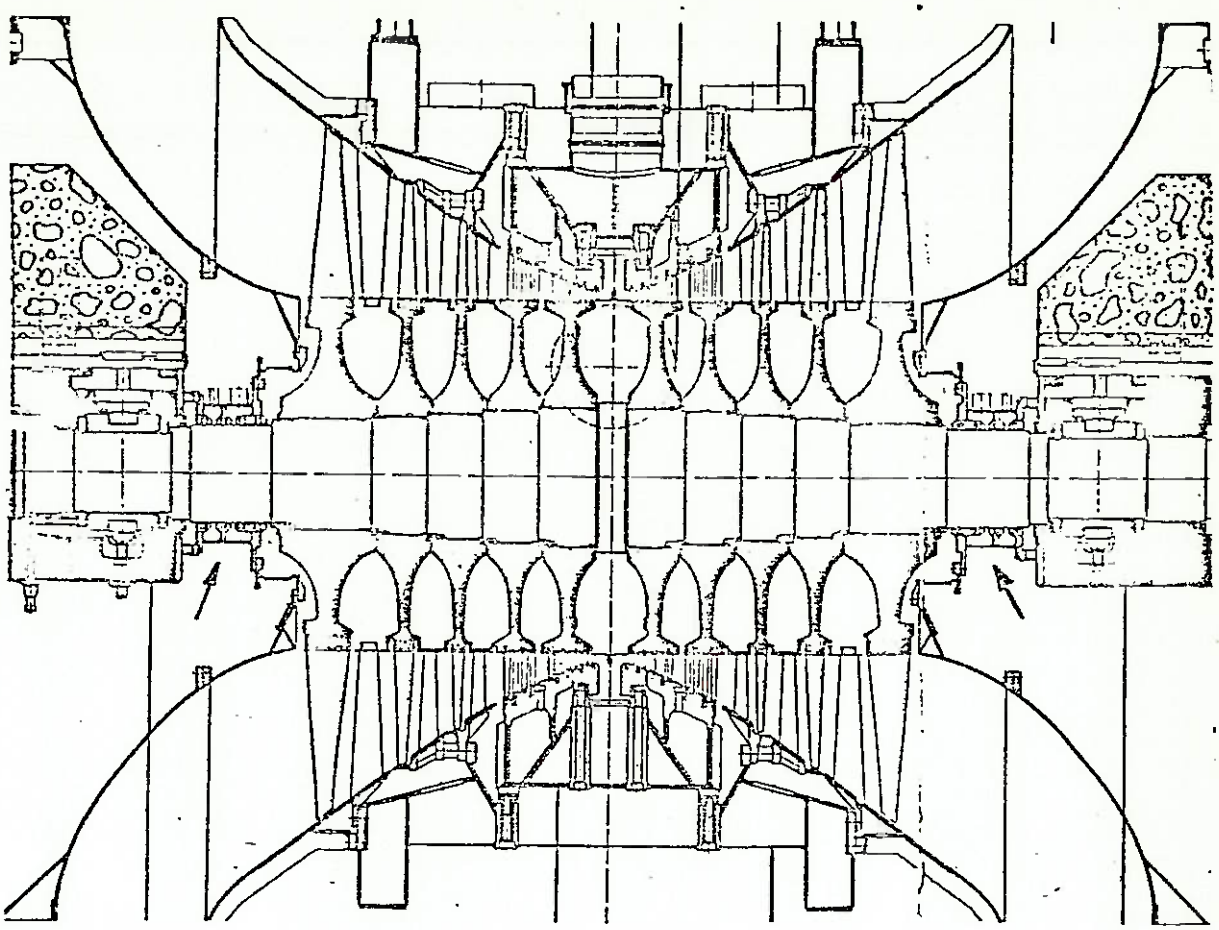
É um sistema projetado para impedir a fuga de vapor para o exterior (alta pressão) ou a entrada de ar do exterior para a turbina (pressão sub-atmosférica - condensação) nos pontos em que o eixo da turbina atravessa a carcaça.

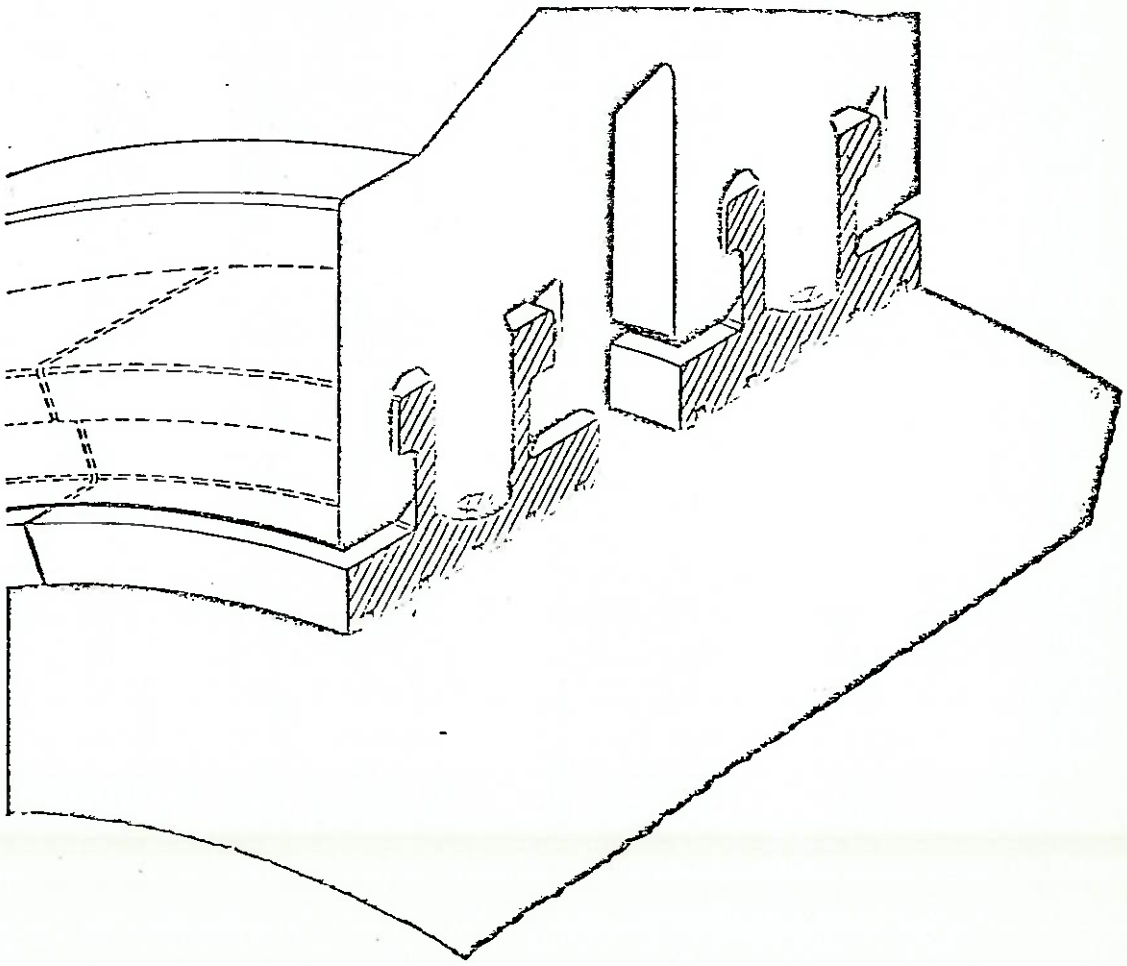


Corte de um eixo AP e IP



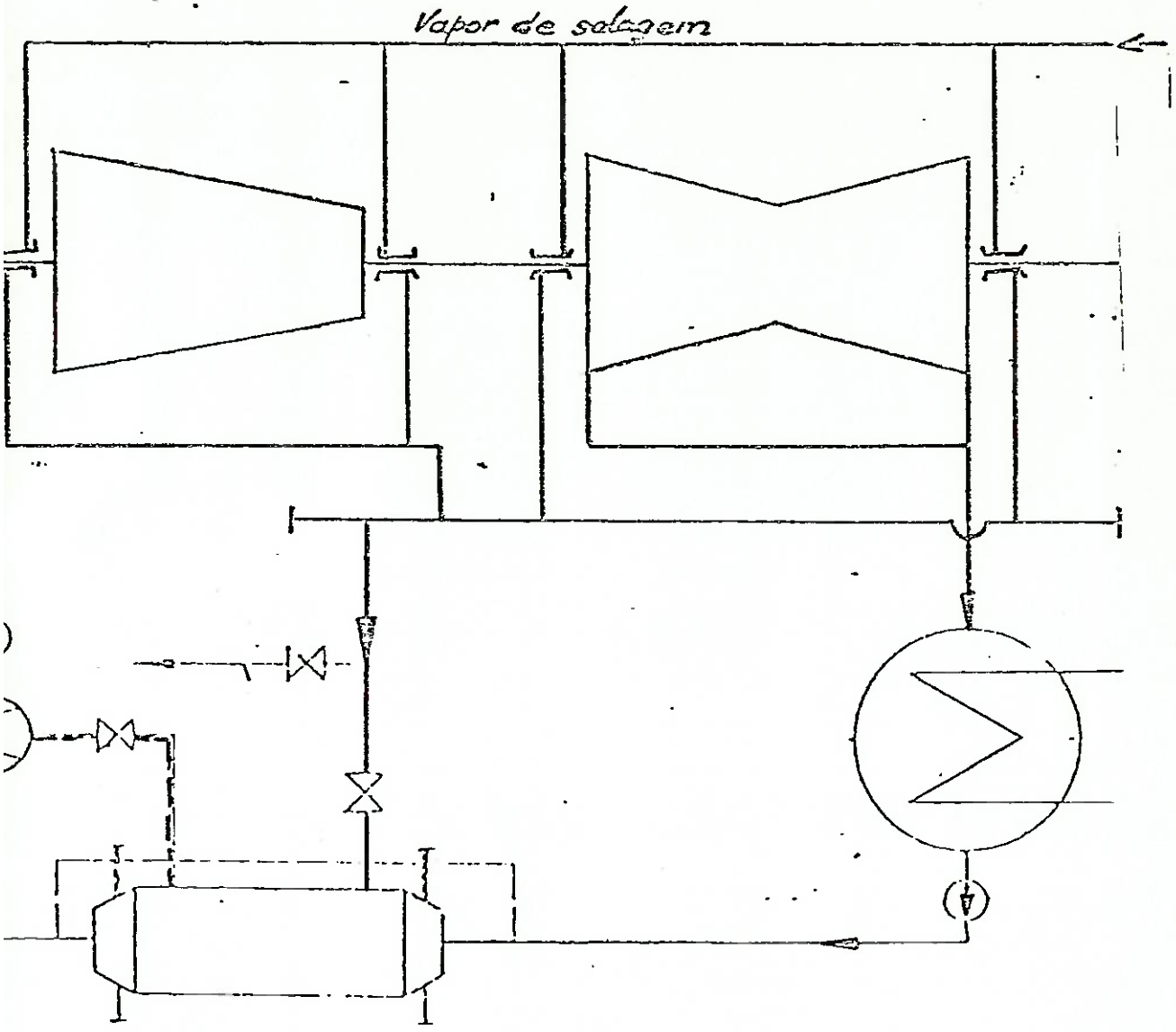
Corte de um eixo LP





Detalhe e locação do mecanismo de selagem do eixo

3.8.3 ESQUEMA SIMPLIFICADO DO CIRCUITO DE SELAGEM



3.9 INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE

3.9.1 CIRCUITO DE CONTROLE

Tanto nas centrais termoelétricas convencionais quanto em centrais nucleares, os controladores de carga e velocidade da turbina agem nas válvulas de controle da turbina. Quando a potência de saída é perturbada ou o valor setado modificado, o controlador de carga atua sobre a válvula de controle de acordo com uma curva pré-determinada. O sistema de controle do gerador de vapor assegura que o vapor gerado coincide com o fluxo vapor requerido pela turbina.

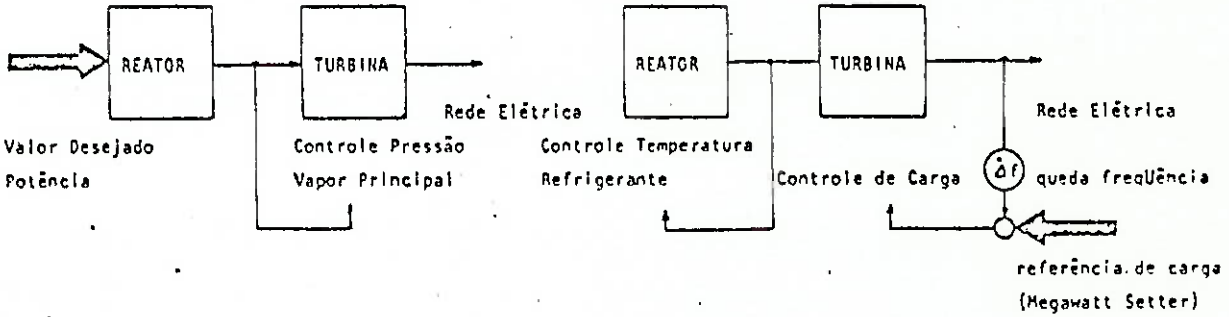
Em centrais nucleares com reator a água pressurizada, o fluxo do vapor para a turbina é regulado pelo sistema de controle da barra de controle que age sobre o circuito de controle da temperatura média do fluido refrigerante. O resultado de se manter a temperatura média do fluido refrigerante constante é que a pressão do vapor se torna a variável sensitível de mudança de carga da turbina.

Se por exemplo o reator oferece uma potência excessiva (válvulas da turbina fechadas), a pressão de vapor aumentará e um circuito de controle de limitação da pressão máxima de vapor atuará desviando o vapor em excesso. Para tanto são previstas válvulas de by-pass do vapor para o condensador.

O circuito de controle de limitação da pressão mínima de vapor reduz e regula o valor setado da potência de saída da turbina se o reator oferece insuficiente potência ou se a demanda de vapor aumenta pela abertura incorreta das válvulas de by-pass com a turbina a carga total.

OPERAÇÃO DE PARTIDA E LIMITAÇÃO

OPERAÇÃO NORMAL
- Carga Constante
- Carga Programada
- Seguidor de FreqUência ou Carga



PRINCÍPIOS BÁSICOS DO CONTROLE DE POTÊNCIA

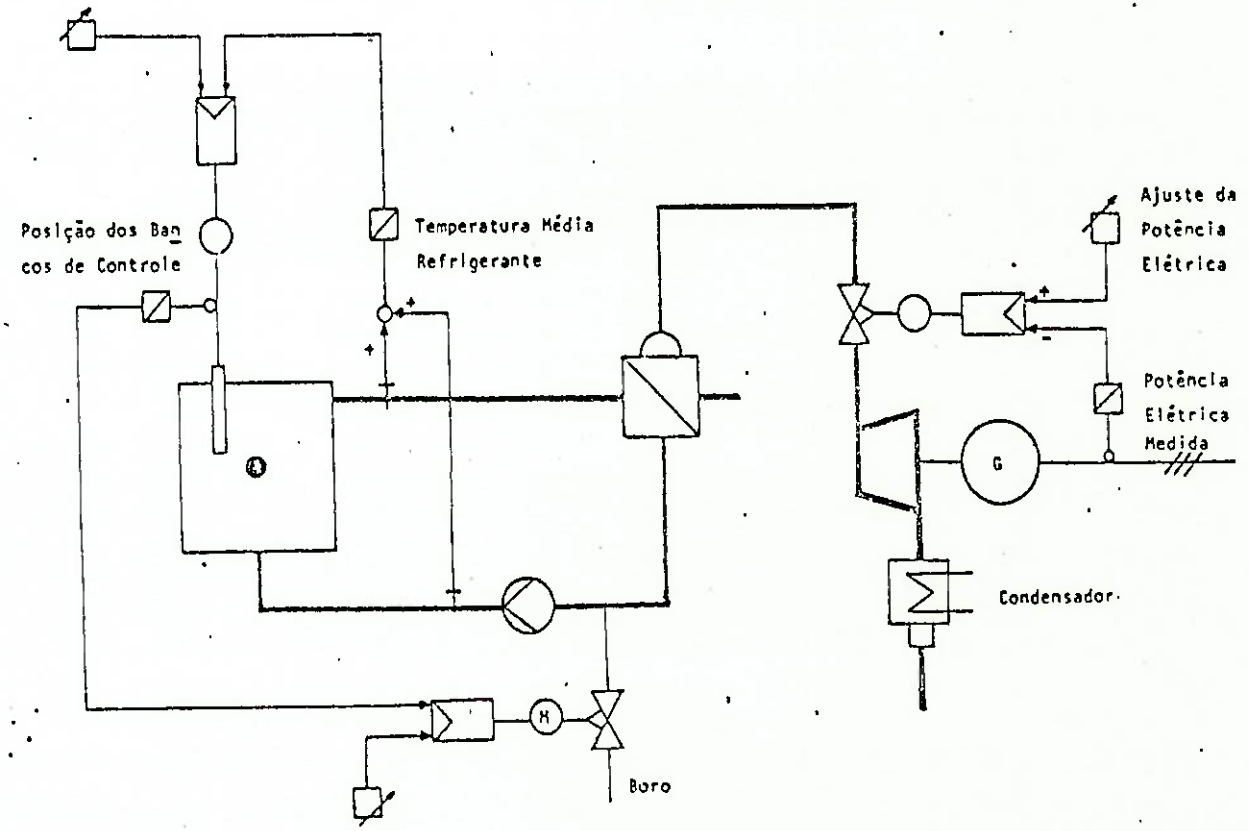


DIAGRAMA BLOCO DO CONTROLE DE UMA CENTRAL NUCLEAR [illegible]

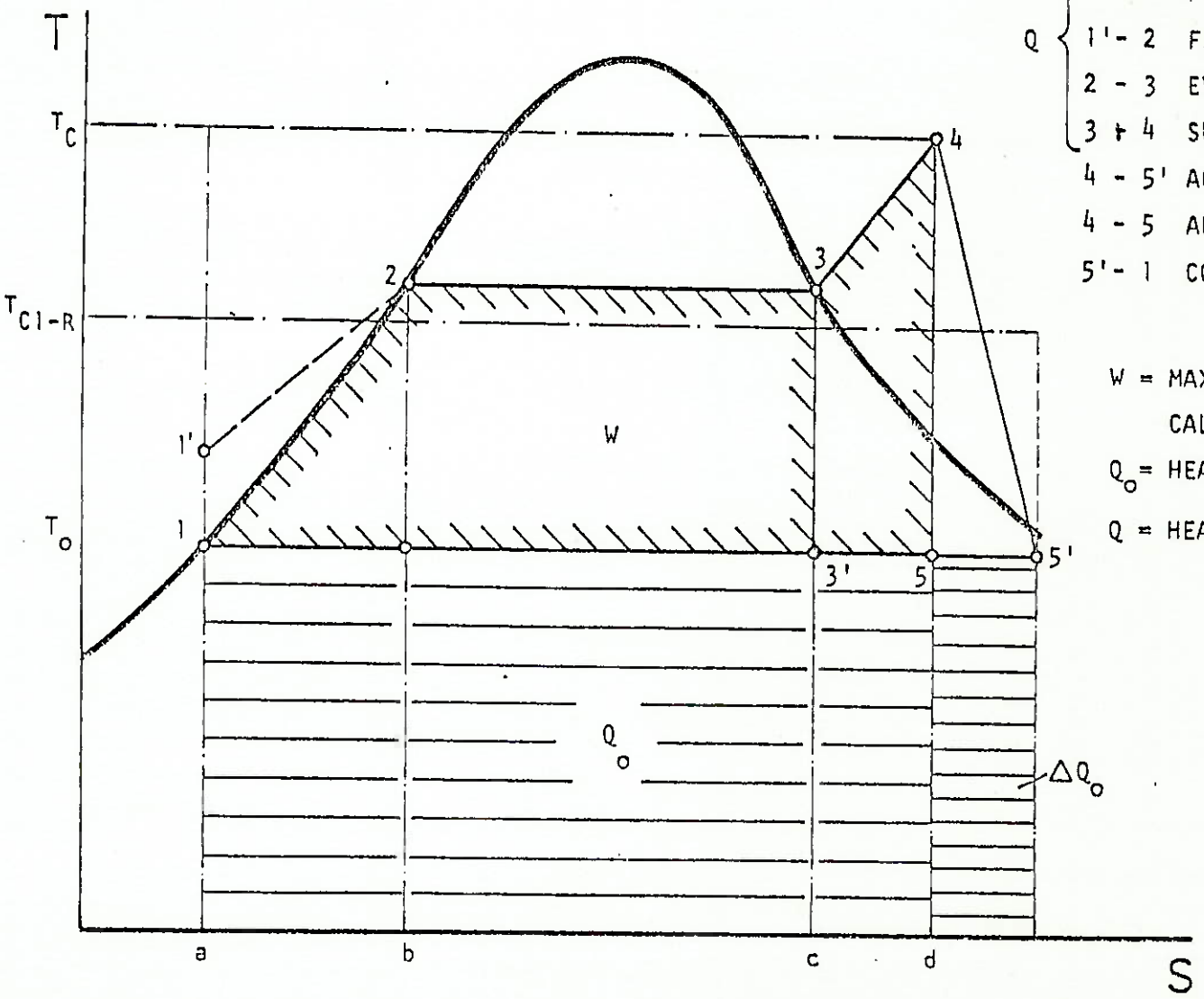
3.9.2 INSTRUMENTAÇÃO

Na tabela abaixo apresentamos os instrumentos de maior importância numa instalação com turbina de grande porte.

A prática demonstrou que o número de variáveis a monitorar aumenta com a potência da turbina.

EQUIPAMENTO	PROPÓSITO
Avaliador de tensões da turbina	Indicar na sala de controle as margens de temperatura aceitáveis nas mudanças de velocidade da turbina durante a partida e a parada.
Medidores de vibração	Permitir a monitoração de cargas e sobrecargas sobre eixo e mancais, de forma a não prejudicar o desempenho do grupo turbo-gerador.
Medidores de dilatação	Monitorar a dilatação da carcaça da turbina em relação às fundações. Monitorar a dilatação diferencial entre as partes fixas e móveis da turbina.
Medidores de velocidade	Detetar sobre velocidades (disparo da turbina) e atuar o sistema de desligamento da turbina.
Medidores de deslocamento das fundações	Detetar qualquer deslocamento das fundações motivado por vibrações.

EQUIPAMENTO	PROPÓSITO
Controle elétrico/hidráulico do by-pass do vapor	Monitorar a pressão do vapor principal, a fim de permitir o desvio do vapor para o condensador, no caso de mal funcionamento ou a não aceitação do vapor pela turbina.
Controle da temperatura do óleo	Manter a temperatura do óleo de lubrificação dentro de limites que possibilitem maior vida para os mancais.
Proteção da turbina	Alertar o pessoal de operação se os valores limites de operação são excedidos e desligar o grupo turbo-gerador, se necessário, para prevenir os riscos de destruição. Desligamento mecânico por mal funcionamento dos mancais. Desligamento hidráulico ou elétrico por baixo vácuo. Desligamento por sobre-velocidade.
Teste das turbinas	Testar automaticamente o sistema de proteção da turbina sem perturbar a operação normal e sem impedir a atuação das medidas de proteção durante o teste.



Q
- 1 - 1' PRESSURE INCREASE IN FEEDWATER PUMP (ADIABATIC)
- 1'- 2 FEEDWATER PREHEATING
- 2 - 3 EVAPORATION
- 3 - 4 SUPERHEATING

4 - 5' ACTUAL EXPANSION

4 - 5 ADIABATIC EXPANSION

5'- 1 CONDENSATION

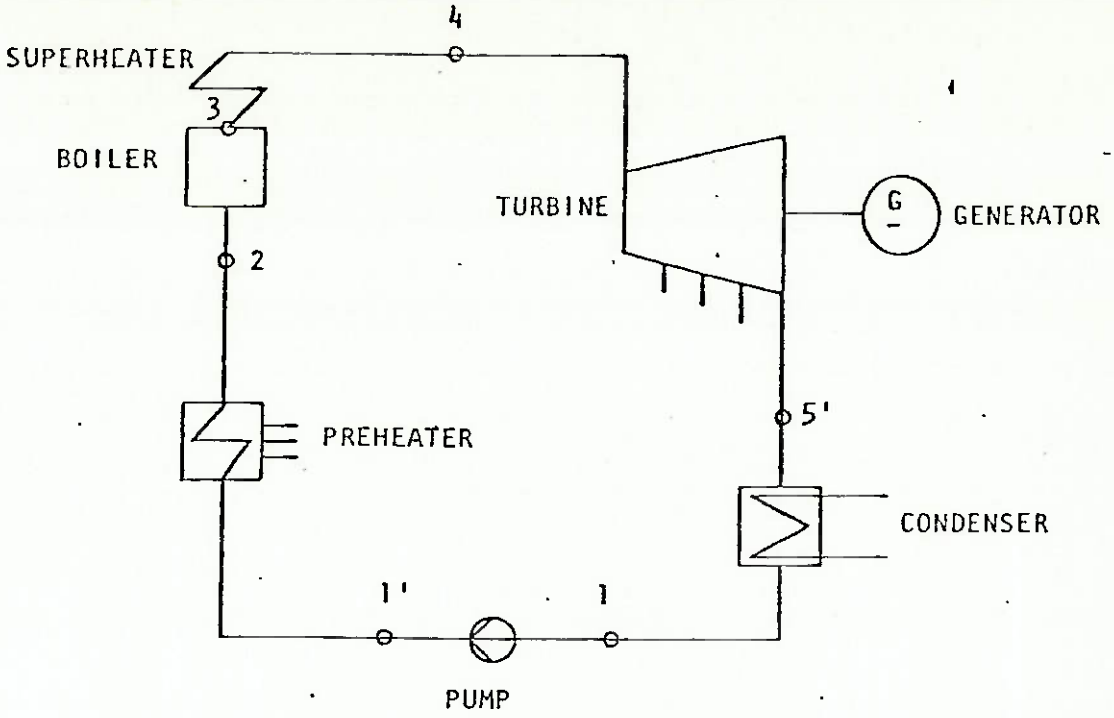
W = MAX. ENERGY TO BE USED MECHANICALLY

Q_o = HEAT REMOVED

Q = HEAT SUPPLIED

FIG.1

T.S DIAGRAM FOR THE CLAUSIUS - RANKINE CYCLE



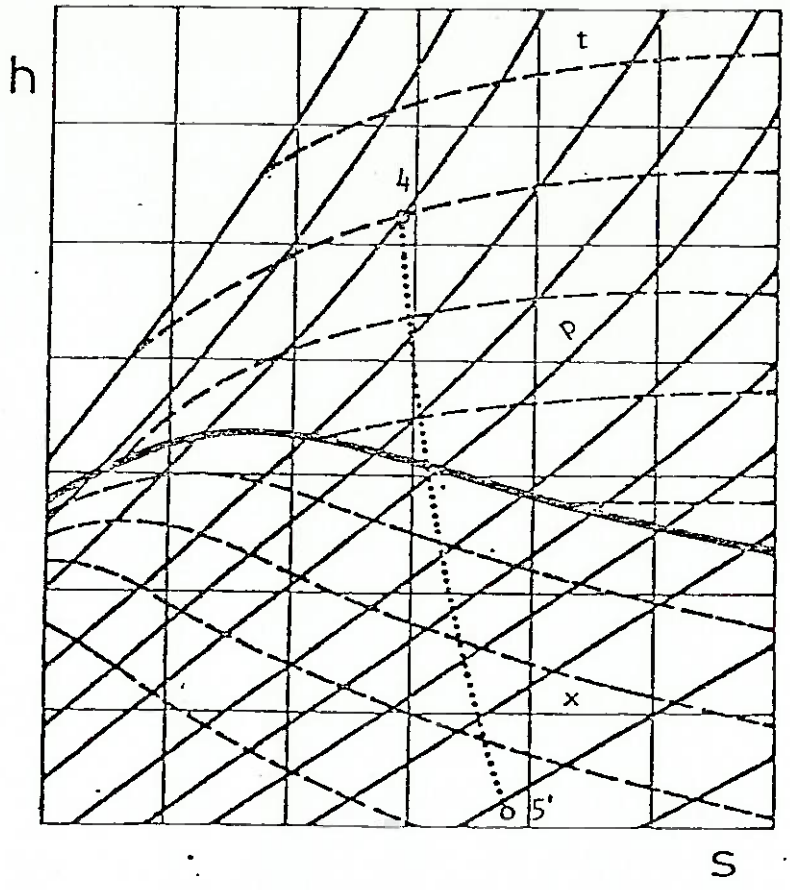
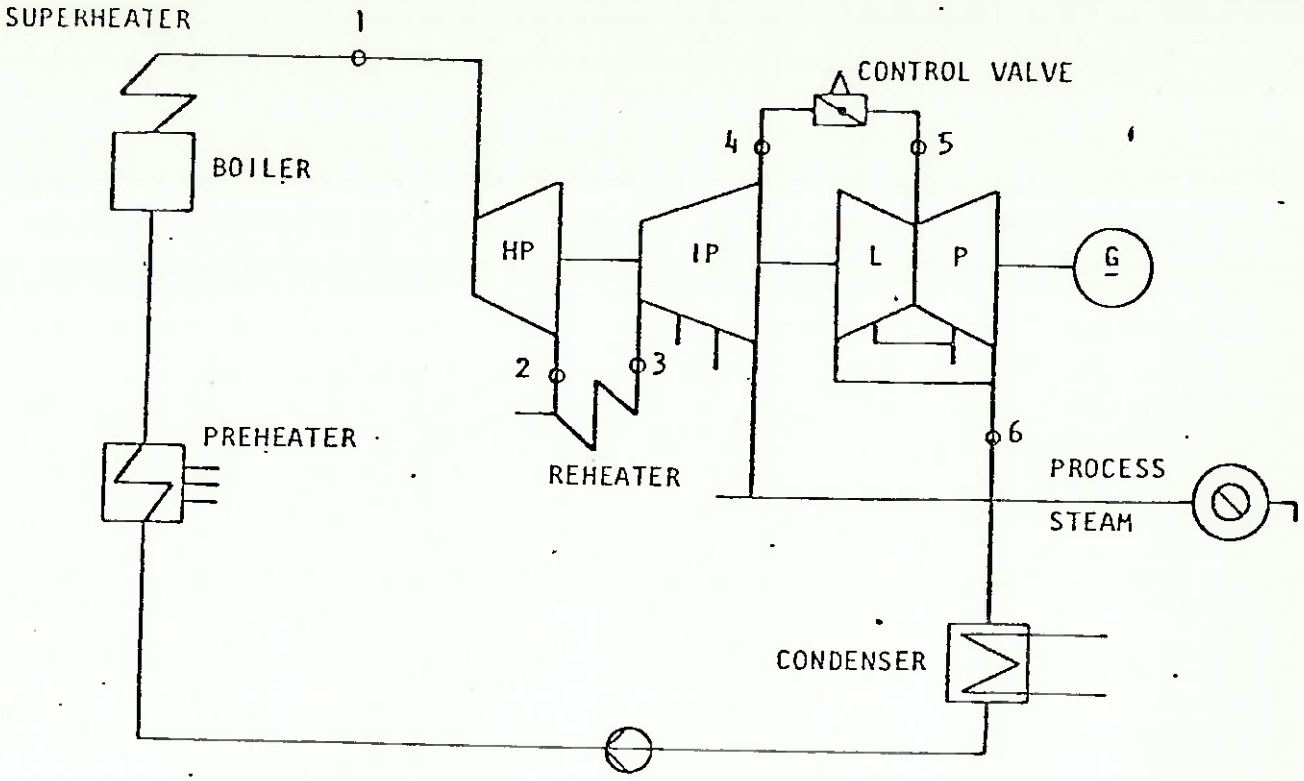


FIG.2

ONDENSATION TURBOSET



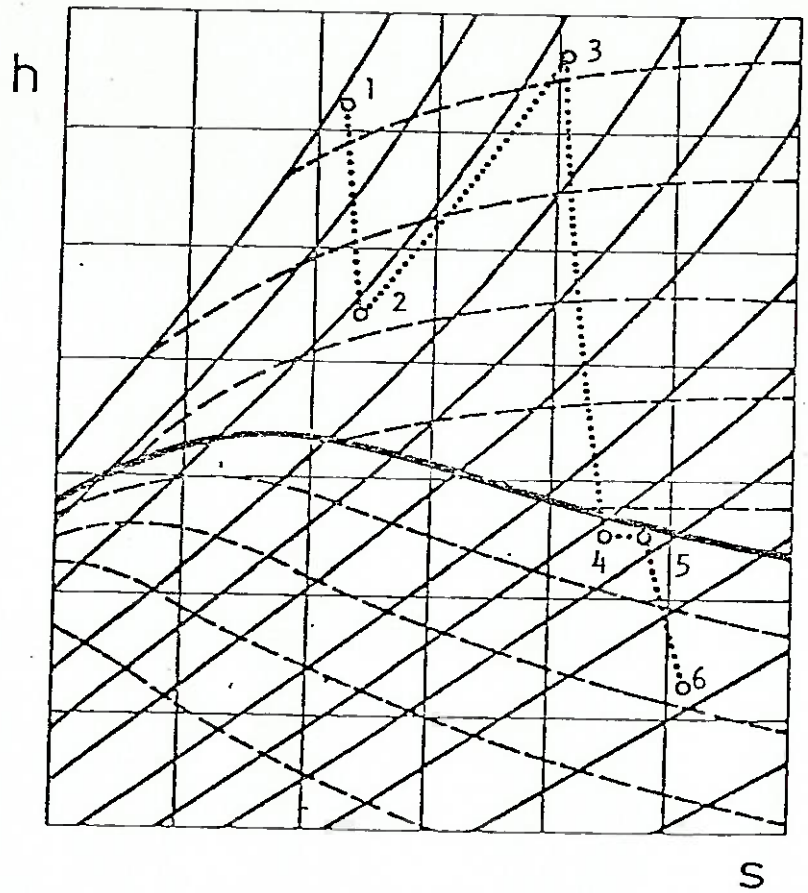
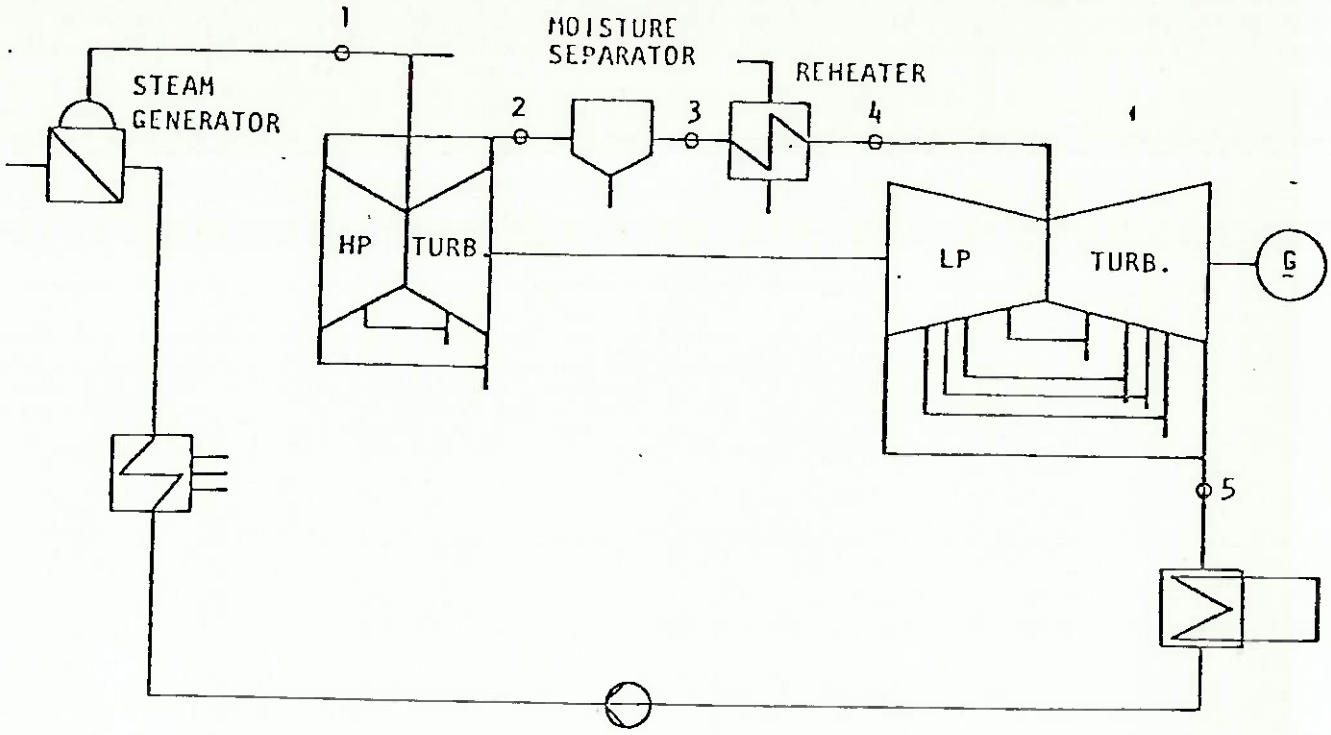


FIG.3

REHEATER - CONDENSATION - TURBOSET



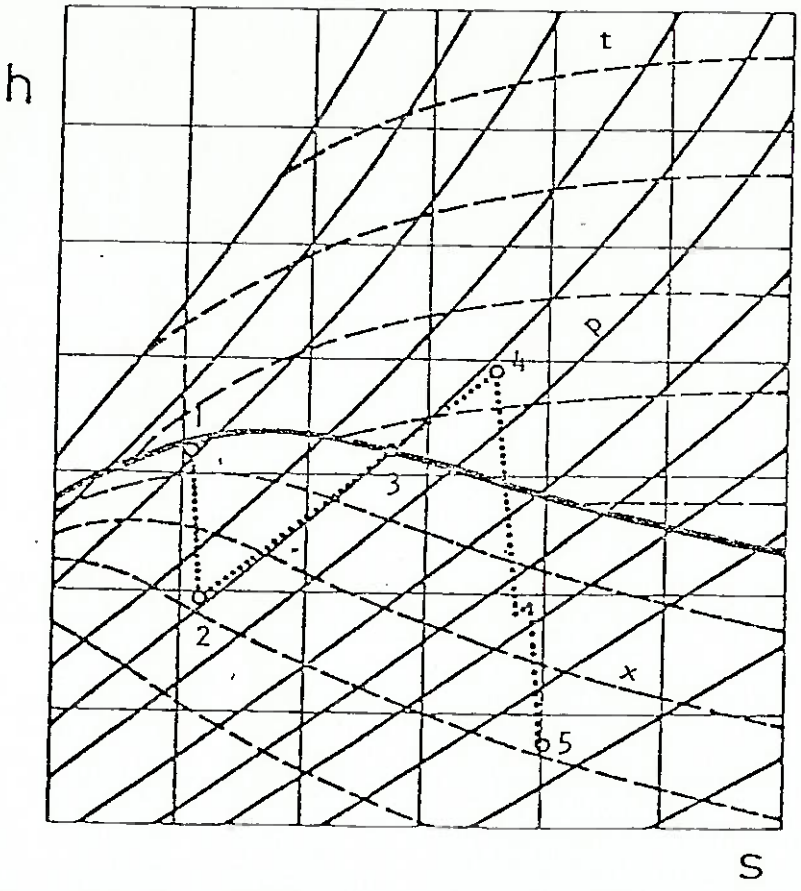
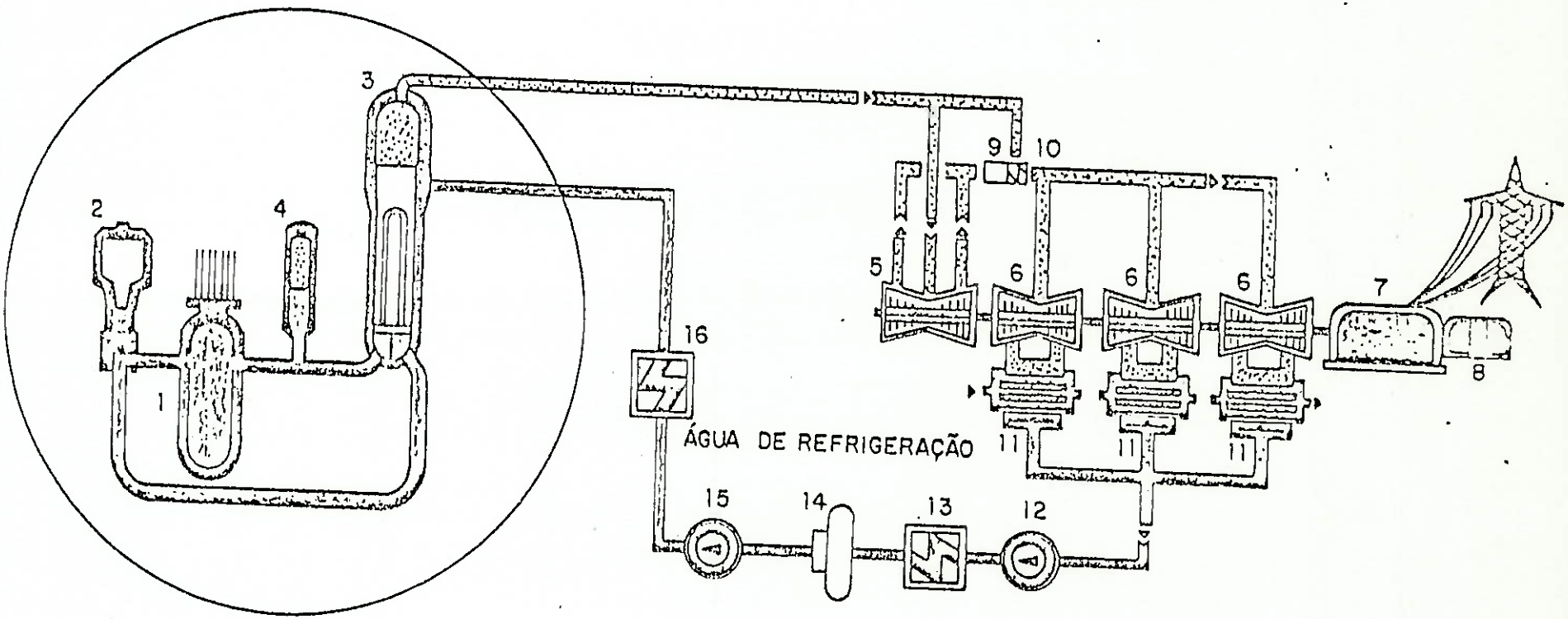


FIG.4

SATURATED STEAM - CONDENSATION TURBOSET

Método de trabalho de centrais nucleares



1 REATOR

2 BOMBA PRINCIPAL DO REFRIGERANTE

3 GERADOR DE VAPOR

4 PRESSURIZADOR

5 TURBINA, SEÇÃO DE ALTA PRESSÃO

8 TURBINA, SEÇÃO DE BAIXA PRESSÃO

7 GERADOR

8 EXCITATRIZ

9 SEPARADOR DE MISTURA

10 REAQUECEDOR

11 CONDENSADOR

12 BOMBA PRINCIPAL DE CONDENSADO

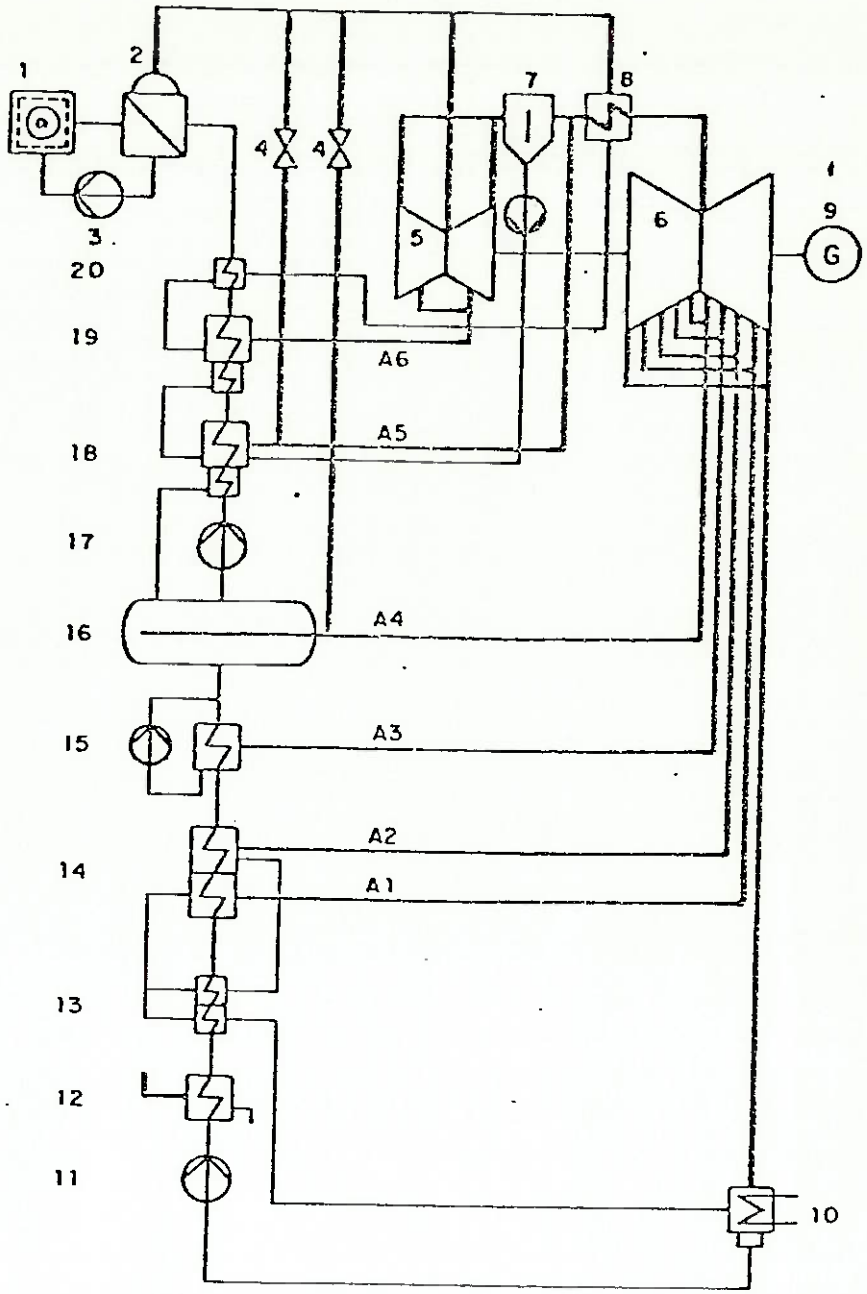
13 PRE-AQUECEDOR DE BAIXA PRESSÃO

14 TANQUE DE ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO

15 BOMBA PRINCIPAL DE ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO

16 PRE-AQUECEDOR DE ALTA PRESSÃO

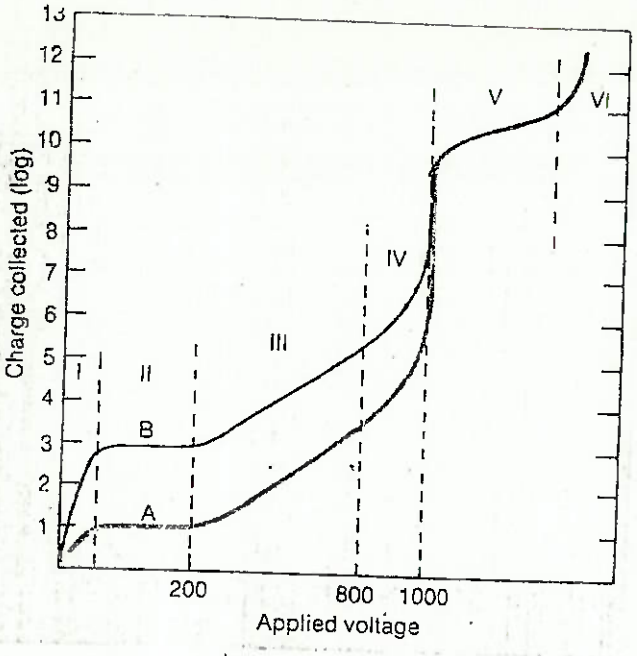
FIG. 5

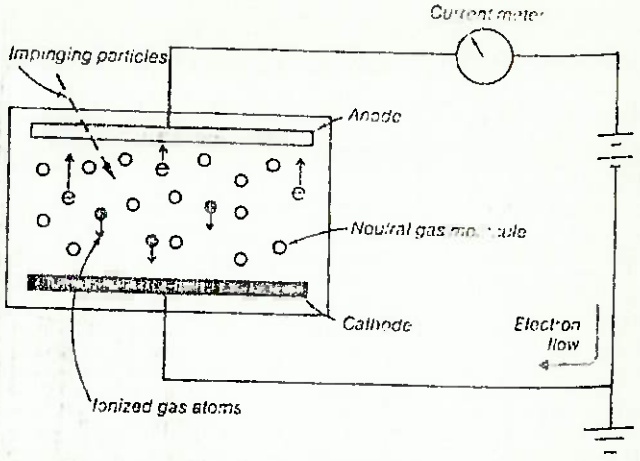


1 Reator.
2 Gerador de vapor.
3 Bomba de resfriamento do reator.
4 Vapor de suporte.
5 Cilindro de alta pressão, turbina.
6 Cilindro de baixa pressão, turbina.
7 Separador de mistura.
8 Reaquecedor.
9 Gerador.
10 Condensador.
11 Bomba principal de condensado.
12 Condensador do vapor de selagem.
13 Resfriador duplex.
14 Pre-aquecedor duplex.
15 Pre-aquecedor de baixa pressão.
16 Tanque de água de alimentação.
17 Bomba principal de água de alimentação.
18 Pre-aquecedor de alta pressão A5.
19 Pre-aquecedor de alta pressão A6.
20 Resfriador do condensado do reaquecedo

FIG.6

Ciclo térmico de uma usina nuclear.





Ionization of gas atoms or molecules provides basis for family of radiation and neutron detectors. Technique involves creating an electric field by application of voltage across electrodes (above). Ions formed by radiation are attracted to electrodes of opposite polarity. Curve (left) shows dependence of current flow on accelerating voltage, due to ion recombination or secondary ionization. Ionization chamber operates in Region II

Detectors put theory into practice

Creation of ion pairs in a gas by nuclear radiation and particles, as a result of ionization, forms the basis of most detecting instruments. The key to putting this into practice is application of an electric field: By placing positively and negatively charged electrodes in a gas located within an enclosed volume, the ions can be made to move in two distinct directions; when they are collected by oppositely charged electrodes, an electric current is produced in the external circuit (schematic, above). Measurement of the current gives an indication of the extent of ionization taking place within the gas volume, hence is a measure of the radiation traversing it.

The amount of charge collected on the electrodes depends both on the size of the ion pulse created and on the voltage applied. Graph at top shows the effect of voltage on charge collection for ionization pulses of two sizes. With low applied voltages, ions migrate relatively slowly, some recombining before reaching the attracting electrode. As voltage is raised, more ions reach the electrodes, and current flow increases for both pulse sizes. When region II is reached, all ions produced by radiation are collected, and current remains constant with further increase in voltage across the electrodes; size of the current is proportional to initial ion-pulse size. This is referred to as the *ion chamber* region.

If the field potential is now increased sufficiently, it will accelerate the migrating ions enough to create secondary ions in collisions with other gas molecules along the path to the electrodes, and current starts to increase once again (region III)– still in proportion to ion-pulse size. This is called the *proportional* region, and chain ionization effects will cause even greater charge collection as voltage increases. Because proportionality is maintained and current magnitudes are far greater and easier to measure, this region offers advantages for radiation monitoring.

Ratio of the charge collected to the original ion charge is known as the gas-amplification factor. Gas amplification—a function only of the gas and the electrode geometry—continues to rise in region III, but soon begins to lose its proportionality to initial pulse size. Thus, by the end of region IV, the two curves merge. Up to this point, the ionization "avalanche" phenomenon is limited to a small cross section of the chamber—that is, just a portion of the electrode surface is involved in charge collection for any ionizing event. As voltage is increased to the onset of the Geiger region (V), the avalanche spreads over the entire electrode surface. The fact that the two characteristic curves are now one means that gas amplification is independent of the number of ion-pairs produced in the original pulse. Thus, although large charge-flows occur in this region, one type of initiating radiation cannot be distinguished from another.

The region beyond this is one featuring continuous discharge, and serves no useful purpose in detection.

Ion chambers

Detectors operated in the ion-chamber region find wide use. One type merely collects electrical charges, and has seen extensive application to personnel protection; this will be discussed below (see page S-7). In reactor monitoring and control, the real workhorse is the one in which charge flows in an external circuit. Continued passage of ionizing radiation produces repeated pulses of current. With a high enough frequency of passage, this becomes a continuous current flow, and the current or voltage level in the external circuit is a direct measure of the radiation intensity surrounding the chamber. Preferred geometry for an ion chamber is a cylinder with a wire anode running axially along its length. Variations in chamber and circuit design and in gas fill determine whether it is operated for pulse counting or current metering.

Alpha and beta detection are not important to control. For gamma detection, chambers generally have heavy-metal outer walls for ruggedness and efficient release of Compton electrons; construction materials generally have low cross-section for interaction with impinging neutrons.

On the other hand, chambers can be designed specifically for detection of neutrons. This is done by incorporating neutron-sensitive materials. There are two approaches. One is based on neutron capture followed by emission of a charged particle. Boron, with its high neutron cross-section, is ideal for this; either the chamber is filled with boron trifluoride gas, or the electrodes are coated with boron.

The second approach to neutron detection is to apply a coating of U-235;

Fission under neutron bombardment readily produces the heavy, charged fission fragments that lead readily to detection. When thus constructed, the device becomes a *fission chamber*. There is a real advantage to operating a fission-type ionization chamber as a pulse counter. If the chamber is small, and properly designed, a neutron-generated pulse will be larger than that for a beta or gamma ray, since a larger number of ion pairs is created by fission fragments than by beta particles or recoiling electrons. By designing the external circuitry to discriminate against the smaller pulses, the indicating meter will essentially record the neutron flux in reference to gammas (or betas).

As discussed below, monitoring of neutron flux is a better indication of reactor power level than gamma flux when reactor power is either on the way down or on the way up shortly after shutdown. Nevertheless, use of a fission chamber here leads to inaccuracies introduced by the presence of strong decay-gamma fields. This has brought yet another modification: the *compensated ion chamber*. Approach here is to build in a mechanism that will automatically "zero out" the current due to gamma radiation, hence cancel the gamma contribution to measured flux.

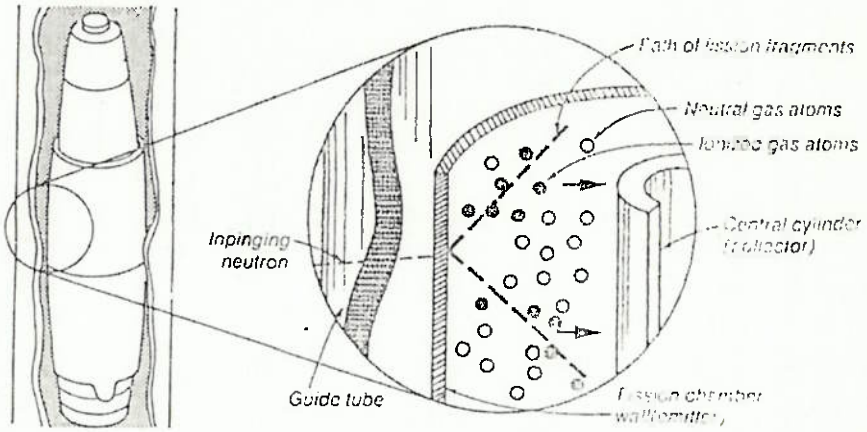
As shown in schematic, p S-6, this is done by introducing another electrode to the fission chamber to create an ordinary gamma-sensitive region; however, electrode polarity is arranged so that the ionization current it generates bucks counter to the fission-chamber current in the metering circuit. This produces a subtractive effect, so that, with limitations, the net current is that attributable to neutron flux. In practice, compensated ion chambers are constructed in cylindrical form, with the three electrodes arranged concentrically. Accuracy is optimized by proper choice of design. Although varying flux level affects the balance between gamma response and combined gamma/neutron response, overall accuracy is suitable for the application.

The proportional counter is a variation of the ion chamber, but resembles it in mechanical design. The characteristic favoring its use, as indicated, is the considerably larger ionization pulse produced. This makes for easier detection, as described, and enables discrimination against one radiation form in favor of another. As with the ion chamber, an electrode coating containing U-235 enhances detection of neutrons. What reduces its value, however, is the steep slope of the gas-amplification curve in the proportional region. This implies extreme sensitivity to electrode voltage, hence large fluctuations in ionization current with small changes in applied voltage. As a result, a highly stabilized power source is required. Nevertheless, the proportional counter finds solid application in reactor control, particularly in the operation of source-range channels during reactor startup (see p S-12).

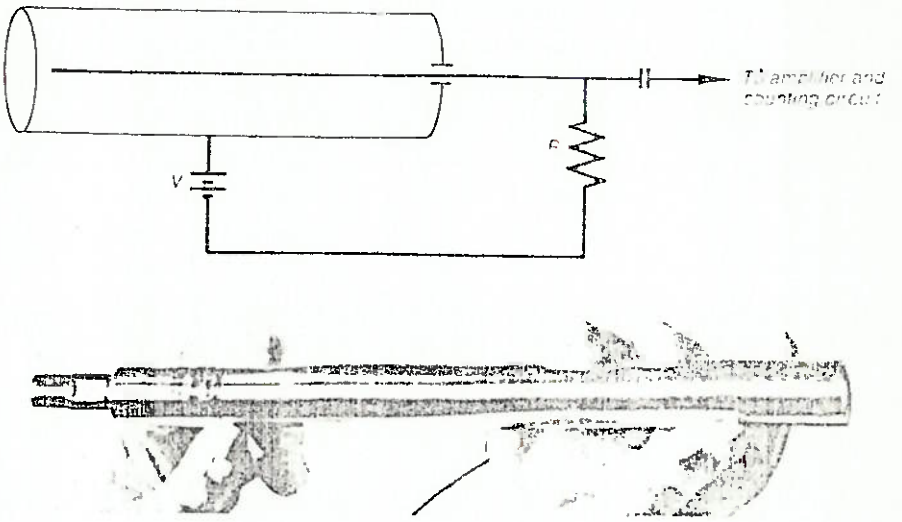
Self-powered detectors

Turning from detectors based on ionizing effects of radiation, we come to an entirely different type, eminently suited to flux-mapping operations in a nuclear reactor. Instead of being a gas-filled device, it is an all-solid unit, based on an entirely different principle. This is the phenomenon whereby a photon or neutron impinging on an electrode results in ejection of either an electron or beta particle, leaving the surface positively charged.

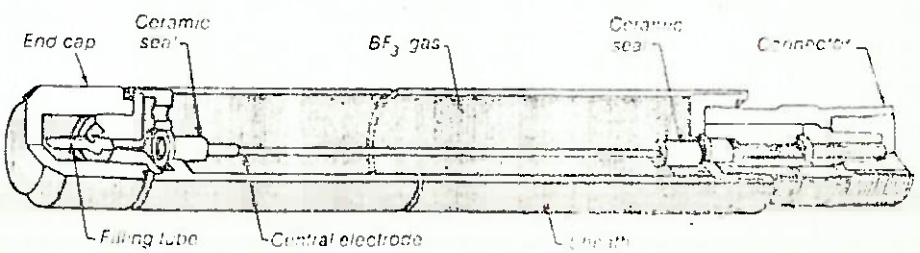
If some electrons are collected on a second electrode and returned to the first through external circuitry, this rate of release can be measured as a voltage or a current. With proper design, this

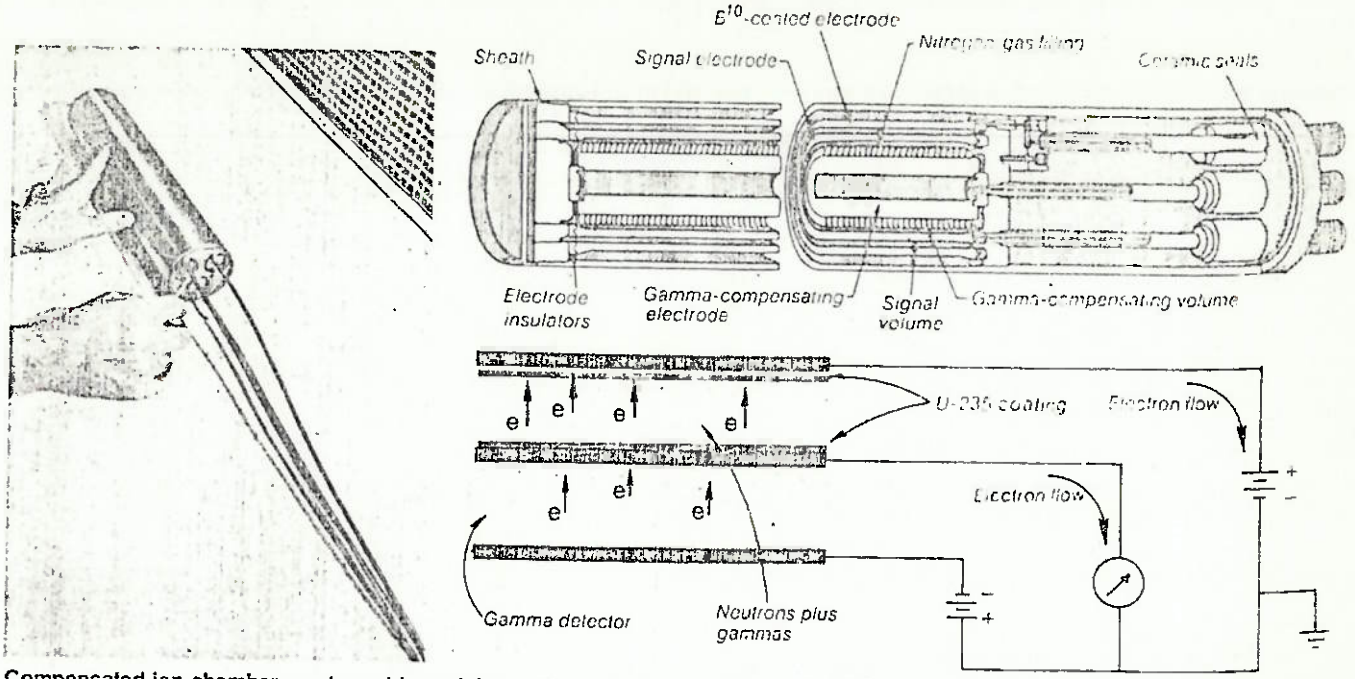


Neutron detectors are ion chambers with neutron-sensitive material. When U-235 is used as lining, fission fragments produce strong ionization pulse. Device is a fission chamber, shown in in-core guide tube (above) and in pulse-counting circuit (below)



Proportional counter is a chamber operating in Region III of ionization curve shown on facing page. Large ionization pulse due to gas amplification allows discrimination between forms of radiation. Boron coating or BF_3 fill adds neutron detection





Compensated ion chamber meets problem of detector sensitivity to both neutrons and gamma radiation. Neutron level is measure of reactor power, but decay gammas can introduce errors. Use of third electrode forms double chamber. One, boron-lined, counts both neutrons and gammas; the other, gammas alone. Proper design and circuitry cancel gamma effect within 2-3%

voltage or current is directly proportional to the rate of impingement of radiation on the emitting electrode, and hence is a measure of radiation intensity. Note that this occurs without the presence of a potential gradient, so that no power supply is needed.

One of three processes is involved in the emission process. The first is neutron capture, creating an excited nucleus in an atom of the emitter material. The nucleus decays through emission of a beta particle, which may have enough energy to escape through the surface. For detection of neutrons, the emitter material must have a large cross-section for neutron capture, with a short period for beta decay. Rhodium and vandium are usually the choices.

The second process also involves neutron capture, but here it is followed by gamma emission. If the gamma ray is absorbed in the emitter itself, electrons may be produced by either the Compton or the photoelectric effect. Some are energetic enough to escape from the surface, leading to the same result as before. This makes for useful measurements, particularly for prompt detection, provided the neutron-beta process does not interfere. Cobalt and platinum are emitter materials of this type.

The final process is one that has applicability to gamma detection. Photons absorbed by the emitter result in Compton and photoelectron production, with subsequent measurement as before. In this case, the emitter must be made of material with high gamma-absorption characteristics but low neutron cross-section.

In practice, the self-powered detector consists of three elements: an emitter, a collector, and an insulator separating them. These are arranged concentrically, with the emitter in the form of an axial wire enclosed by the collector. The insulator is a solid dielectric material that retains high resistance to electrical flow, even when continuously exposed to high radiation intensities. It is this resistivity that limits penetration to energetic electrons from the emitter. The collector, which is electrically conductive, must not produce electrons in any quantity.

Detectors are made in a variety of sizes. Emitter diameters may be as small as 1 mm, with insulator thickness of the order of 0.2 mm and outer diameters of 1 to 3 mm. This makes the self-powered detector particularly attractive for use inside a reactor core. Since such detectors are constructed much the same as small-diameter thermocouples—which, indeed, are themselves used to monitor reactor core temperatures—well-developed technology has been at hand to render the self-powered neutron detector a useful device.

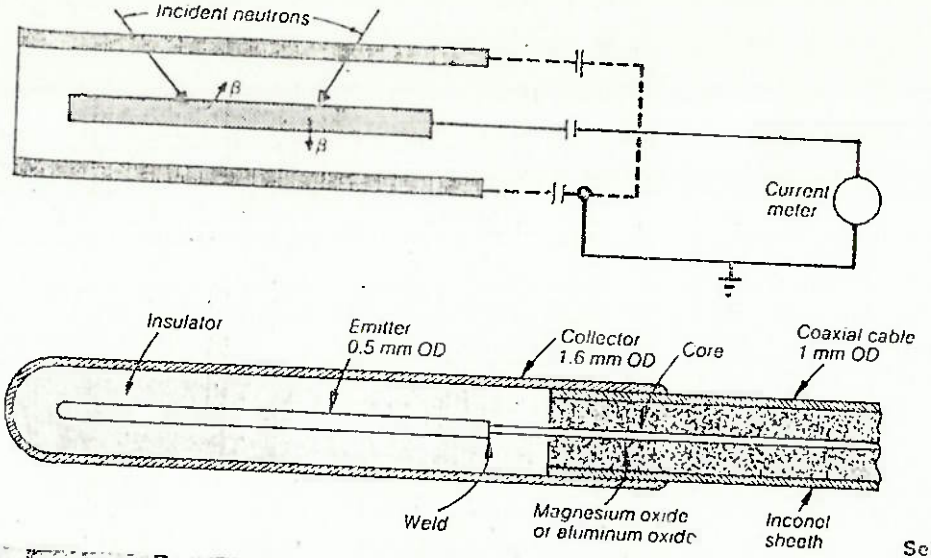
There are some disadvantages, but these can be dealt with. One is slow response because of the finite time for beta decay. Decay constant for rhodium and vanadium is several seconds, and this prevents their application for reactor-control purposes. Emitters working on the gamma-conversion principle respond much more quickly to incident radiation, but their detection sensitivity is considerably lower. At any rate, the self-powered detector is quite satisfactory for neutron-flux mapping, fuel management, and verification of physics calculations.

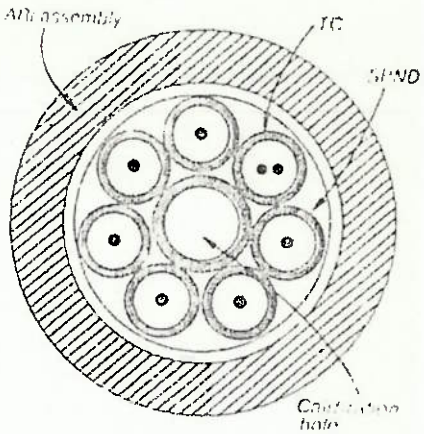
One characteristic that must be lived with is depletion of the emitting material after prolonged exposure to high in-core neutron fluxes. This can account for sensitivity changes of a few percent per year. But this presents no major obstacle, and the problem is met by periodic recalibration check.

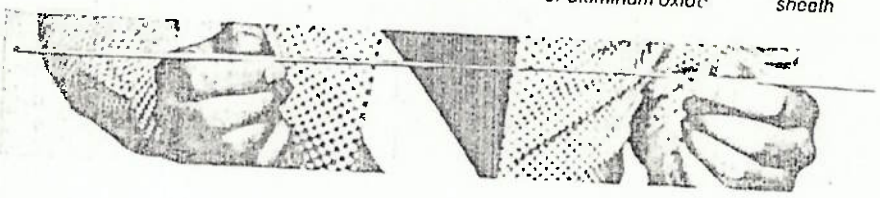
Finally, there are four groups of detecting instruments that are applied mostly to monitoring personnel, general plant areas, or plant effluent. Two of these are based on ionization of gases, the other two upon radiation effects on solids. Returning to the description of gas amplification associated with ionization (page S-4), recall that the maximum charge-flow occurs in the Geiger-Mueller region.

Two points are significant: (1) With further voltage increase, the current remains constant (at least to the end of the useful range of the ionization curve); and (2) the two curves merge. The first point provides the advantage that the voltage supplied need not be stabilized. From the second, it is apparent that the instrument's indication is independent of the initiating pulse. These characteristics make the Geiger-Mueller tube a useful portable device (battery-operated) for surveying operating areas for rapid indication of radiation leakage, though without great precision.

Another device puts gas ionization to use in a different way. Here, a fixed charge is applied across the electrodes.







Self-powered detectors require no source of power, are ideal for on-line, in-core operation. Basis is ejection of electron or beta particle when gamma or neutron impinges on central emitter. Charges penetrating solid insulator and reaching collector produce current flow in external circuit. Commercial unit (above) has six detectors, one thermocouple

and the power supply is removed. Ionizing radiation has the effect of partially discharging the chamber. After an interval of use, the charge remaining on the electrodes is an indication of the total amount of radiation that has penetrated the chamber during the interval.

This idea is embodied in a device small enough to be worn in a shirt pocket, resembling a fountain pen. It can be charged at the beginning of a day and read at the end, thus indicating a person's exposure during a work period. One type incorporates the electrometer principle: A quartz fiber, hinged to the center electrode, is attracted to it to a degree depending on the amount of charge remaining. By viewing its position, the operator takes measure of the total ionizing radiation that has passed through. A built-in microscope and reticle enable measurements by eye at any time. Adaptable to all types of radiation, the pocket dosimeter is in standard use at all nuclear installations.

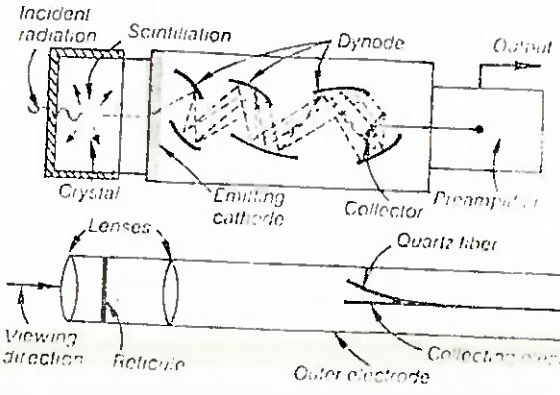
Because this device does not give a permanent record of exposure to radiation, another type is usually worn in addition by operating personnel. This incorporates a piece of photographic film as the sensitive element. The emulsion is activated by radiation; when developed, the degree of opacity is a permanent measure of total radiation exposure. The film badge also can be designed to selectively indicate different types of ionizing radiation on a single piece of film. Among its disadvantages are poor accuracy and the chemical processing needed to make the measurement. Nevertheless, it has seen wide use over many years.

The last type depends on emission of light by crystals or glass that have interacted with radiation. This is the principle of luminescence. The simplest form is the scintillation counter. It features a phosphor, such as naphthalene or sodium iodide. Entering radiation absorbed by a crystal atom "excites" it, causing it to release a scintillation of light immediately. Since the intensity of the light is small, a photomultiplier tube is used to enhance its effect and produce a measurable electrical current (see diagram).

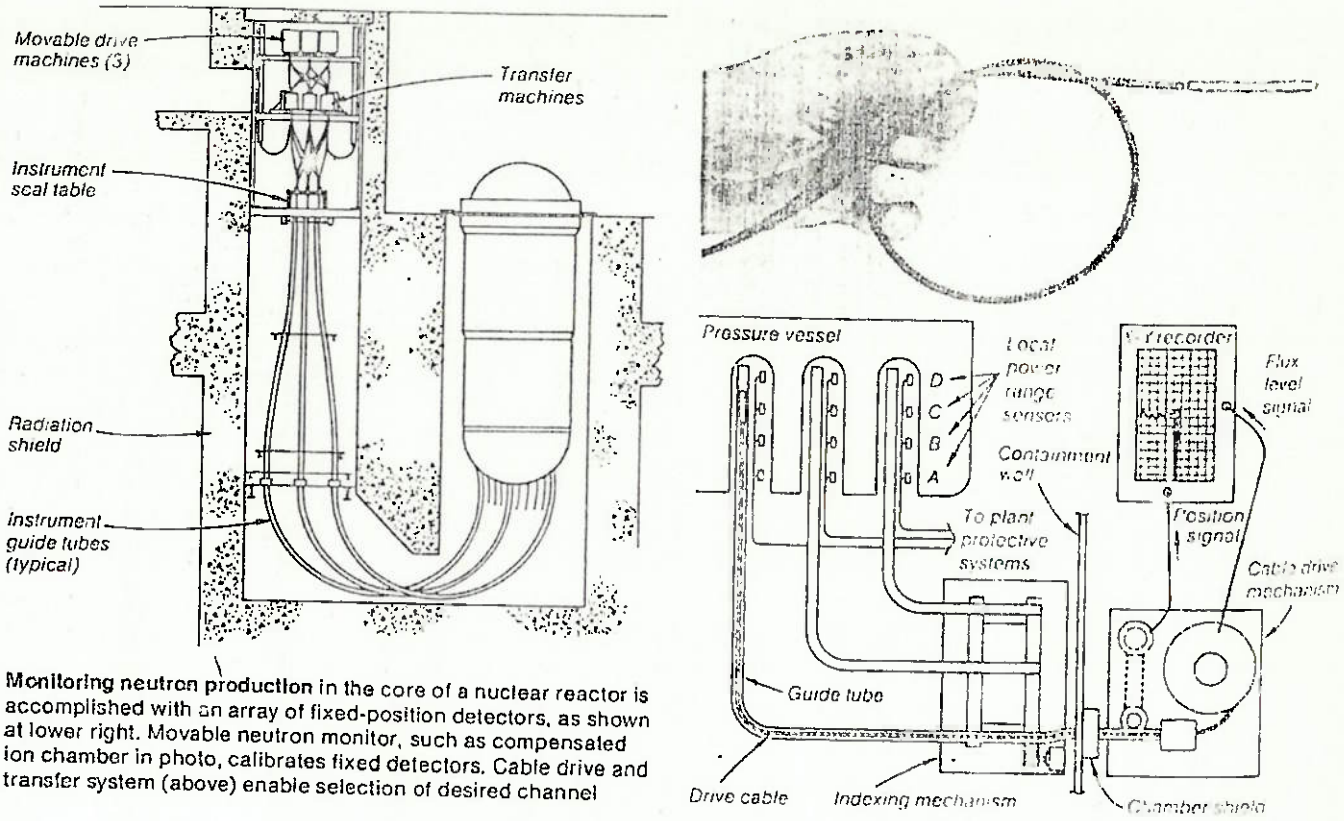
Feature of interest is that the intensity of the emitted light is proportional to the energy absorbed, hence indicative of the *nature* of the ionizing radiation. This principle is put to use in analyzing with great accuracy the types of radioisotopes being discharged with plant effluent.

Thermoluminescence works on the same principle. While the crystal atom is excited here as before, it remains in the excited state until it is de-energized in some manner. This can be done by heating the crystal when one is ready to "read" it, causing visible light to be emitted. Total light emitted indicates total dose received. Inorganic crystals such as lithium fluoride have been fashioned into useful personnel dosimeters (TLD); accurate, reliable and rugged, they can be adapted to detection of most radiation types.

In a variation on this, de-excitation energy is provided by ultraviolet light. The detecting element here is a silver-activated phosphate glass. Entering radiation creates fluorescence centers in the glass matrix; the reading is taken by irradiating the glass with UV light, and using a photomultiplier tube to measure the emitted intensity. Radiophotoluminescence (RPL) dosimeters are not so well developed as TLDs, but promise similar capabilities.



In scintillation counter (left), gamma ray produces light which photomultiplier converts to current. **Pocket dosimeter** is ion chamber with charged electrode, position of fiber changes with irradiation



Monitoring neutron production in the core of a nuclear reactor is accomplished with an array of fixed-position detectors, as shown at lower right. Movable neutron monitor, such as compensated ion chamber in photo, calibrates fixed detectors. Cable drive and transfer system (above) enable selection of desired channel

In-core data provides for fuel management

How reactor manufacturers incorporate detection instruments into plant designs is a matter of choice, depending on the functions the instruments are intended to serve and the service conditions. Applications relate to verifying core physics and calculations of thermal distribution patterns, confirming operational safety margins, optimizing fuel distribution for uniform power generation, optimizing fuel management throughout the operating life of a core, and providing information for use by plant protective systems.

Early systems were small enough to allow detecting systems to be located outside the reactor vessel. But today's systems are so large and complex that information obtained in this way cannot provide sufficiently useful information to assure most-effective fuel management, or to monitor for reactor instabilities. Also, in the experimental and prototype days, it was feasible to place activation devices within the core. These are foils, wire, or spheres that become radioactive under neutron bombardment, to a degree depending on the local field intensities and the length of time exposed. Periodic analysis of resultant radioactivity levels would then supply a picture of the operating history of the reactor up to that time.

However, the process is time-consuming, often requiring that the plant be shut down for removal and analysis of the detectors. This is hardly tolerable today, with ever-increasing emphasis on the need for high plant availability. Nor does it lend itself to real-time adjustment of control elements to compensate for hour-to-hour and point-to-point variations—so vital to enhancement of operating fuel economy. Finally, it is not adaptable to use of in-core systems for plant protection.

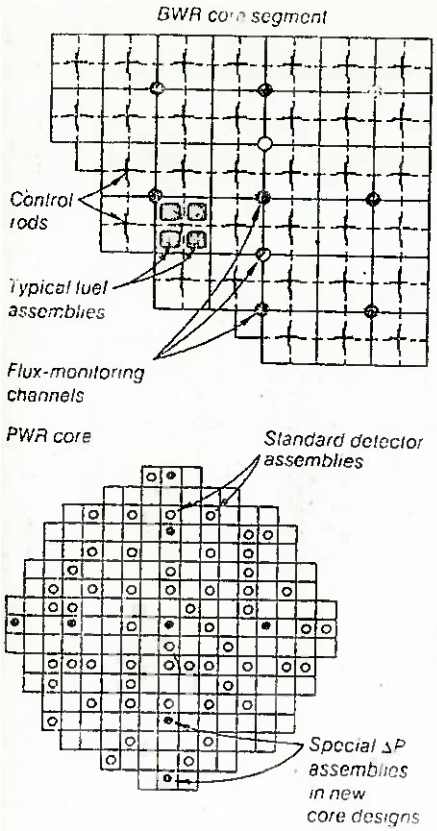
Detectors and systems selected for in-core use must meet demanding environments. Conditions, of course, depend on reactor type, hence comprise a rather wide spectrum. Maximum ambient pressures can range from 2300 psi in a pressurized-water reactor down to 700 psi in a high-temperature gas-cooled reactor. The latter imposes the most stringent temperatures, as its name would indicate—perhaps 1400F at core exit. PWR coolant may reach 650F, and BWRs operating at the 1000-psi steam-saturation temperature will subject instrument thimbles to close to 600F.

Nuclear fission subjects detectors and associated cabling to neutron bombardment at a rate of 10^{14} per cm^2-sec, and to gamma ray intensities of up to 10^{10} Roentgen/hr. Superimpose the effect of a boiling-water environment and high fluid-flow velocities—maybe sodium at 1000F at some future time—and you can appreciate the tremendous problems that system designers have largely overcome.

Functional requirements

Added to all these hostile conditions is the very small amount of space available to instruments within the core of a nuclear reactor. Space is at a premium due to hydraulic, neutronic, and mechanical requirements. Moreover, the functions to be served are far more than can be handled by a mere one or two units. For example, consider the set of requirements used as design criteria by one manufacturer for its in-core instrumentation system:

- To provide the three-dimensional flux distribution throughout the core, enough fuel assemblies should be instrumented to characterize a complete octant.
- Detectors should be distributed throughout the core to assure uniform coverage across the core.
- Maximum benefit from fuel and core symmetry requires precise location of the detector at the center of the fuel assembly.
- To provide information on axial



Fuel-subassembly arrangements are shown for a BWR core octant (top) and a PWR core. Circles indicate monitoring channels (shown for 3 ranges in BWR)

actor control

lux (power) symmetry, multiple detec-ors must be arrayed in sufficient fuel ssemblies. ("Axial tilt" is the term used o denote an asymmetric flux distribu-ion in the vertical direction.)

- Instruments must be capable of monitoring power distribution contin-ously.
- To allow for degradation of instru-nents during service life, the system hould provide for periodic calibration heck.
- Detector sensitivity must be suf-icient to distinguish local fuel operating hanges during reactor operation from mall local structural features. (Exam-les of former: gaps created in fuel, or ssemblies moving out of position.)
- Means for monitoring coolant tem-eratures at fuel assembly exits must be ncorporated.
- Instrumentation must not interfere ith fuel-assembly design or reactor-essel internals, must not hamper either efueling operations or in-service in-pection.
- Installing, removing, and replacing nstrumentation must be done in such a ay as to minimize both personnel ex-osure to radiation and disposal of ra-ioactive waste.
- The system must have sufficient re-undancy to allow for expected instru-ment failures within an operating core cycle.
- Failure of system components should result in minimum plant down-time for repairs and minimum degrada-tion of performance.
- The requirements of the entire in-core instrumentation installation should have minimal effect on containment space and arrangement, and cable pene-trations.

By and a large, all nuclear-instrumentation systems are designed with such criteria in mind. Within this framework, they have been engineered to the point where they are equal to the task assigned to them—broadly, to provide the information needed by the plant operator to make best use of a nuclear-fuel loading, with minimum time loss for correction of less-than-optimum conditions.

Keeping track of core-power distribution patterns over the full power-operating range is, of course, the basis of in-core instrumentation—both for economic reasons and to satisfy AEC (now NRC) license requirements. At the same time, intelligent fuel management dictates continuous generation of data to estimate the pattern of fuel burnup throughout the core. Value of the in-core system is highlighted by the recent requirement that it be used to calibrate the plant-protective instrumentation system located *outside* the core ("ex-core"). Indeed, the trend of the future may be to use signals from the in-core system itself to provide the protection function. This is questionable, however, since safety systems must be redundant, and space inside a reactor core may be too limited to allow this luxury.

System features

Discussion of in-core systems is limited to exclude gas-cooled reactors. Their extreme environments preclude installation of detecting systems among fuel assemblies and allowing them to remain in during operation; hence, all reactor-monitoring functions must be served by external sensors.

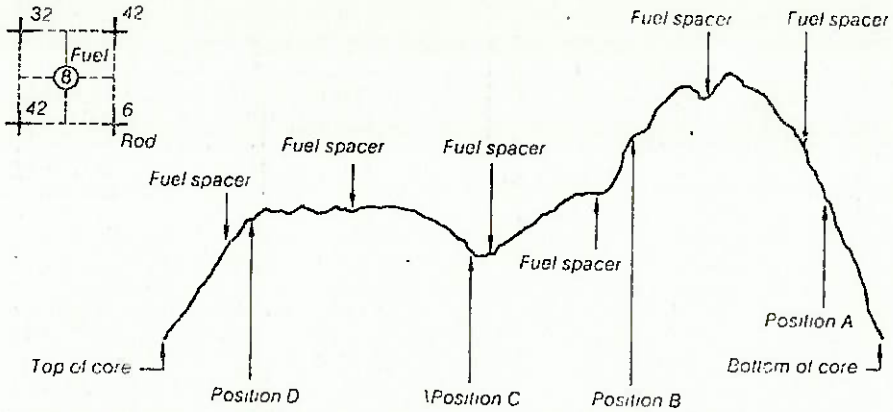
In pressurized-water reactors, the in-core system comprises a set of instrument guide tubes distributed selectively among the fuel assemblies (and paralleling them). These house instrument assemblies, and thermocouples to monitor coolant exit temperatures. The guide tubes, extending for the full length of fuel assemblies, provide an isolated region in which small neutron detectors monitor the full height of the core. Before reactor startup, the guide tubes are pushed into the core together with the detector assemblies; they remain in place during reactor operation, being retracted only during maintenance or refueling shutdowns.

In the latest designs, guide tubes are fixed components *within* the fuel assemblies. The movable flux detectors are miniature fission chambers (ion chambers coated with fissile material). These are inserted into the thimbles by drive units, transfer units, and interconnecting tubes. The latter two features make it possible for one detector to perform core traverses in several fuel positions. Information from the detector during a run is brought out by electrical leads. Detectors first are driven from bottom to top of the core, then withdrawn slowly while flux-level indication is recorded continuously. Result is a vertical flux plot for that position. Repeating this for several core positions provides a three-dimensional "map" for the core.

The thermocouples (chromel-alumel) enter the reactor vessel with the instrument assemblies, extending to a position above the upper core plate. They are positioned at preselected locations to determine coolant outlet temperatures, for use in monitoring coolant enthalpy distribution. Together with the flux distribution, this provides the power profile across the core at any time during the fuel cycle. Fixed-instrument data also can be used to check calibration and response of ex-core detectors, and to determine fuel burnup, linear power densities, and remaining fuel inventories. Data also indicate trends of core conditions that may warrant corrective action before a condition becomes excessive.

Other PWRs feature several variations. For one, the movable in-core detectors are of the self-powered type (page S-7). Because no external power source is required, a large number can be inserted and allowed to remain in-core during operation without excessive perturbance of core characteristics. Actually, they contain multiple detector heads within each probe—anywhere from four to seven—so that several axial points in one core position may be monitored concurrently. Some reactors feature as many as 61 instrument locations, so that more than 400 points in the core (at all levels) may be monitored without moving the probes during reactor operation. Point of interest: Heavy-water reactors, manufactured in Canada, use *only* self-powered detectors. Reason is that these are more conservative of neutrons—a vital consideration in reactor designs featuring natural rather than enriched uranium.

In boiling-water reactors (BWR), all



Vertical flux profile is mapped out by the movable probe and system depicted on page S-8. Inset shows positions of control rods adjacent to channel (0, fully inserted; 42, withdrawn). Sharp dips indicate presence of fixed in-core detectors and spacers

nuclear monitoring is performed by in-core systems. However, these systems comprise both fixed and movable sensors, and all are of the fission-chamber type. They are used for reactor startup and control-rod monitoring, as well as for operation at power.

The latter function is embodied in the LPRM (local power-range monitoring) system. This constitutes part of the plant protective system, and consists of an array of neutron-detecting assemblies within as many as 43 vertical housing tubes, four to a tube. The LPRM detectors are distributed to form four radial planes throughout the core. Combined with this is the Flux Mapping & Calibration (FM&C) system, which serves both to calibrate the fixed LPRM detectors and to determine neutron-flux profiles. It features a traversing, neutron-sensitive probe, driven from the reactor containment into the guide tube extensions of the LPRM detector-assembly calibration tubes. One probe is provided for every seven to nine tubes. The FM&C system can provide flux plots for an entire core within about an hour, with accuracies unobtainable with earlier, far-more-cumbersome activation techniques. Core-physics calculations are confirmed; critical points are quickly checked for effects of local disturbances.

Heart of the system is the flux probe consisting of a detector and the associated signal/drive cable. The detector is an 0.180-in.-diameter fission chamber with 1-in. active length. Its outer wall is a titanium cylinder coated with neutron-sensitive uranium-235. The chamber can operate in a neutron-flux level up to 10^{14} (100-trillion neutrons/cm^2-sec). With 100 V dc applied, the chamber produces 7×10^{-18} amp/unit flux. Current from the detector is carried in one of the three conductors from the probe's location in the core to the amplifiers and readout equipment, a distance of a few hundred feet.

Readout instruments and electrical controls for the flux-probe drives are panel-mounted in the main control room. The equipment—one set for each group of guide tubes and associated drive system—consists of a flux probe and dc amplifier, plus a dc power supply to energize the fission chamber. An ordinary X-Y recorder charts the flux variations in each channel traverse.

A typical trace taken at full-power conditions is shown at top of this page. The ordinate is in units of watts/cm^2, and the abscissa indicates distance above bottom of the active fuel. Along the abscissa are shown locations of the top and bottom of the active fuel, the fuel-rod spacers, the four local power-range sensors (LPRMs), and the degree of control-rod insertion.

Presence of the LPRMs perturbs the trace slightly; conversely, changes in an LPRM reading are observed as a sensor is driven past the stationary chamber. The numbers in the small circles in the figure inset, above, shown on the flux trace indicate depth of insertion of the four control rods located around the position of the probe.

Overall power monitoring. As indicated earlier, only in the BWR does in-core instrumentation serve the control and safety function. The detectors just described provide the data base for this purpose, with grouping and associated circuitry organized into the average power-range monitoring (APRM) system. APRM actually comprises six subsystems, each of which averages the inputs from about 20 neutron detectors. Thus, average power can be determined for each of the six segments constituting the core. They may be controlled independently so that all are working at nearly the same power density. Only when the *overall* power level—the average of the values for all segments—becomes too high for the recirculating cooling-water system to handle is a signal generated to shut the reactor down.

Out-of-core

Reactor power could be monitored thermodynamically from measurements of coolant-flow rate and its temperature rise in traversing the reactor. But, in terms of neutron population changes, this is a slow, macroscopic procedure, and hence not suitable for control and protective purposes.

Since reactor power is always proportional to neutron-flux levels, rapidly responding neutron detectors are ideal for power monitoring. Except for BWRs, as discussed, detectors located outside the pressure vessel are used for this purpose, because they are not subject to limitations of space existing within the core, and because less-hostile environmental conditions—radiation levels four magnitudes lower and ambients at least several hundred degrees cooler—assure longer instrument lifetimes with adequate accuracy and reliability. As a result, ex-core instruments are quite large, one detector sometimes extending over an area the size of that monitored by six or seven in-core units. Drawings, facing page, illustrate how out-of-core sensors are located around the vessel.

Information supplied by these detectors is used in maintaining the reactor at a stable, predetermined power level, and in altering this level as required. Mechanism for accomplishing this is by regulating the positions of the many movable control rods built into the reactor core. The range over which this control function is exercised is extensive: Neutron levels monitored may vary by as much as 10 to 12 orders of magnitude, power levels extend from zero to perhaps twice the rated full-power range.

With current technology, no single instrument channel can provide satisfactory control over so extensive a range. The usual approach is to divide the complete range of measurement into three separate, smaller ones, with a certain amount of overlap between adjacent ranges. A single set of detectors is associated with each range; the overlap—one or two decades—assures smooth transfer of control from one set to the next set as it comes into play. In the interest of plant safety, and to meet regulatory requirements, each of the monitoring systems is redundant: Vendors provide from two to four duplicate channels for each range of control.

Monitoring reactor startup

At the bottom of the scale is the "source range" of control. With a reactor in the quiescent state, before being started, the rate of spontaneous fission among the uranium atoms is barely per-

isors: Key to reactor control, protection

ceptible if no external stimulus is present. If the configuration of fuel assemblies plus control rods is such that a single entering neutron could trigger a rapid chain reaction, there would be no way to anticipate and prevent such an event. To avoid this possibility, a neutron source is installed in the reactor and kept there at all times; this assures a measurable count, even when the reactor is in the safe shutdown condition (all control rods inserted).

Over the entire source range, neutron production rates are so small that they are measured in terms of individual neutron pulses, and meter display is in counts per second. The range covers five to six decades of neutron population, or reactor power. At the low end, safety dictates measured count rates of 1 to 10 counts/sec. The counter must be positioned and the source strong enough to provide this. The upper limit of the range depends on the ability of the detector and its circuitry to discriminate between neutron pulses without saturating. Proportional counters or fission chambers, best for this application, are suitable up to about 10^6 (one million) counts/sec.

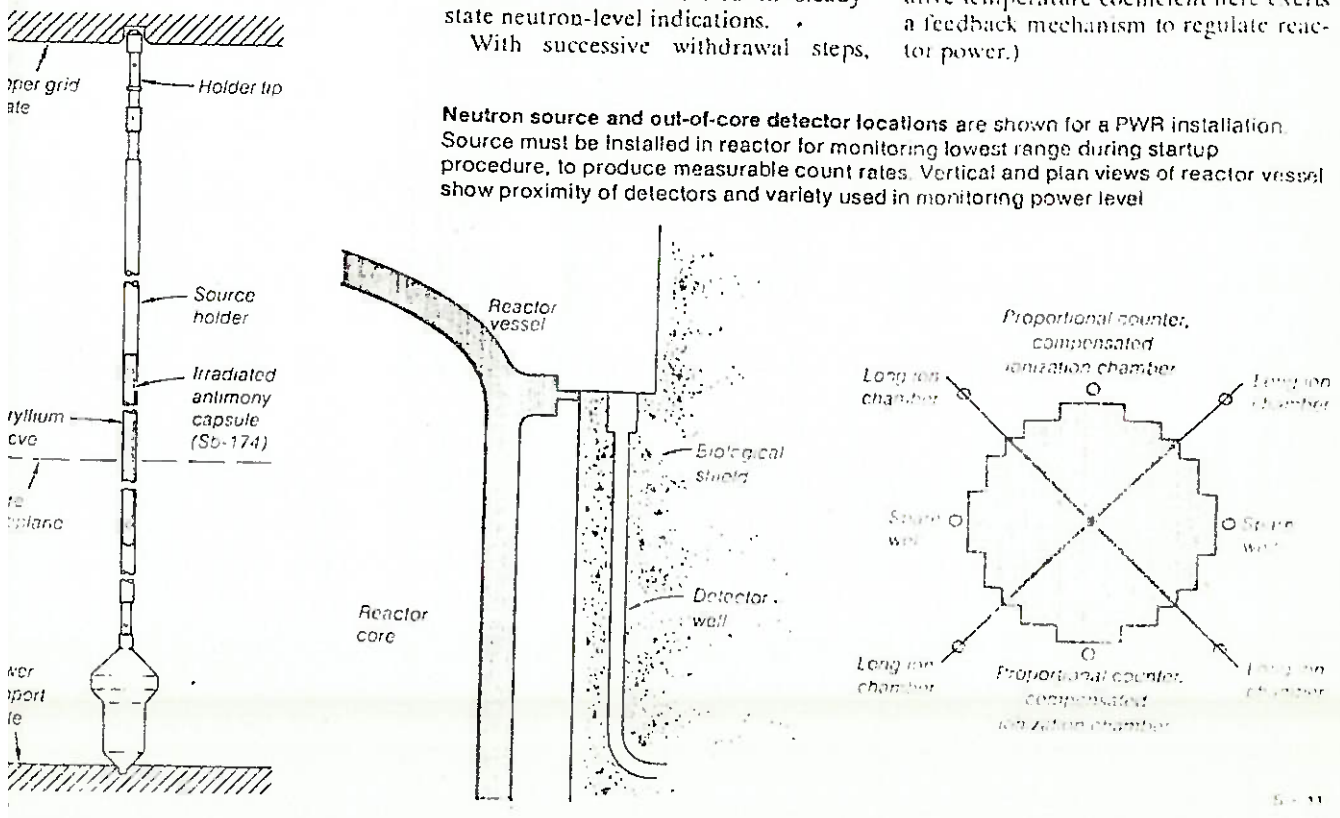
Care must be exercised in interpretation of source-range instrumentation in certain cases. For example, within a short time following a reactor shutdown, gamma levels due to prior operation can be sizable—even though neutron population may be quite low. If gamma pileup were to result in a noticeable meter reading while the reactor was being restarted within this period, it could mask the true rate of buildup of neutron activity, leading the operator to underestimate the proximity to a self-sustaining chain reaction—the condition known as "criticality." Thus, source-range detectors must have high sensitivity to neutrons in the presence of a strong background of gamma radiation.

Readout of neutron activity over so wide a count range dictates special metering circuitry. The preferred type produces a logarithmic readout. This is accomplished by applying the counting-chamber output to an electronic circuit, which develops a voltage or current proportional to the *logarithm* of the input count rate (within its limits of capability). The result is a "log n" meter. With logarithmic response to the neutron flux, a meter reading of, say, 15% of full scale denotes a count-rate only one-millionth of the full-scale rate. Unfortunately, readout accuracy of such an instrument is not so good as one with linear output over the major portion of the range covered.

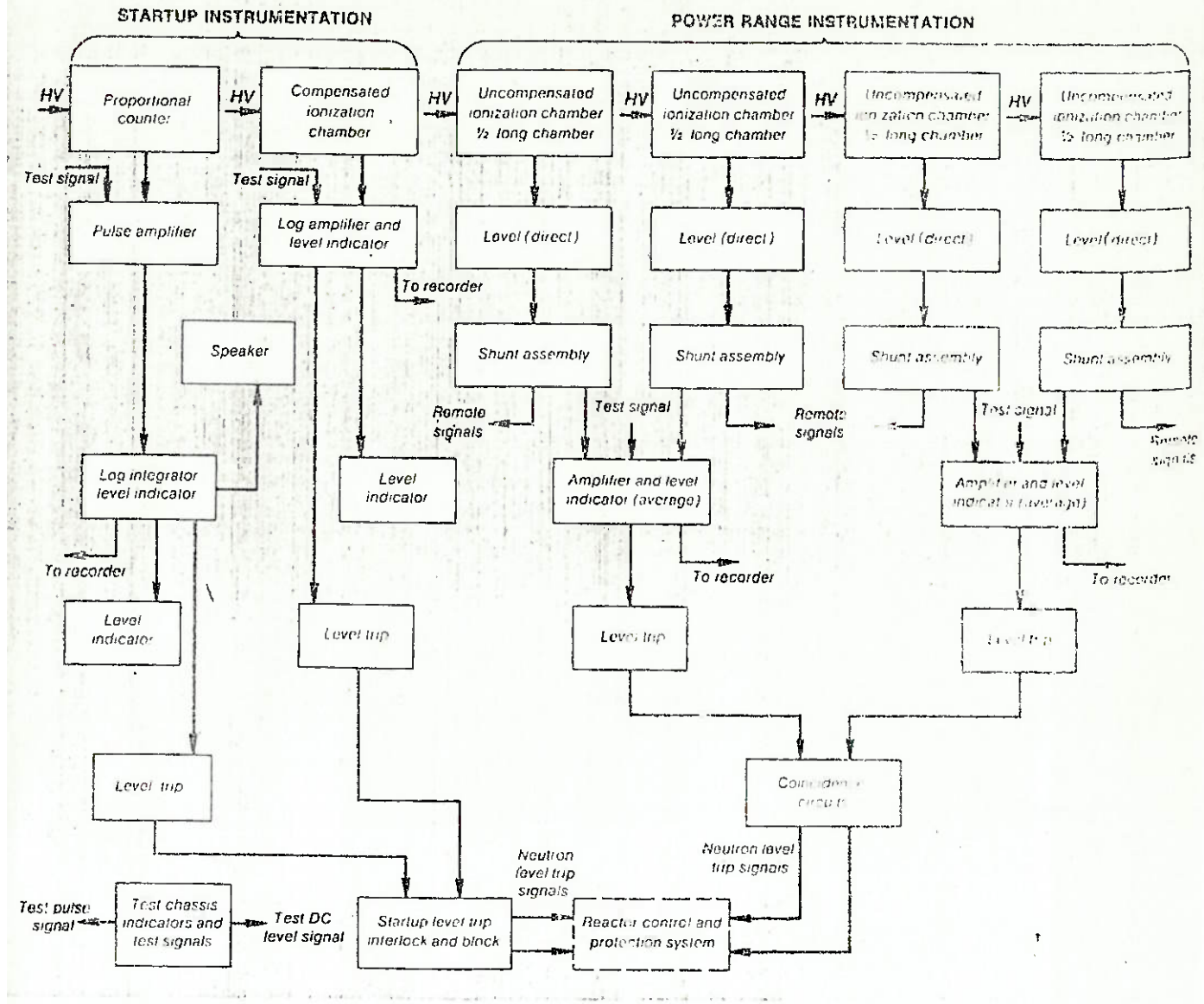
Initial reactor startup involves successive additions of fuel assemblies and cautious withdrawals of control rods (or soluble poison), to determine whether a critical configuration has been reached. The fission-limiting rods are removed in very small steps, with pauses to assure that most delayed neutrons have been released and are reflected in steady-state neutron-level indications.

With successive withdrawal steps, successively higher steady-state counting rates are produced on the monitoring instrumentation. Well before reaching the upper limit of the source-range channel, the second or "intermediate" range is brought into play. Since neutron pulses now occur too close together to be resolved, output of the detector circuit has the nature of a dc signal with a statistical fluctuation. Since the output still includes a gamma background—though relatively smaller than in the lower range—its contribution must be considered. With proper design of detector and readout, the gamma effect can be kept small.

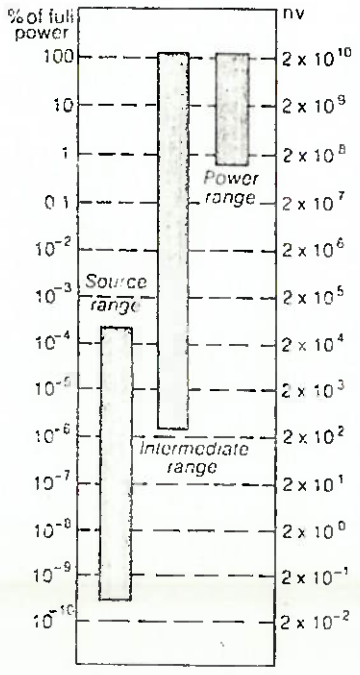
By this time, the chain reaction will be self-sustaining. The remaining step involves careful increase of neutron production to the point of useful power generation. As rod withdrawal continues, neutron levels will continue to climb another six or seven decades before the upper limit of this range is approached. Throughout the intermediate range, neutron-flux level—hence, reactor power level—is increasing exponentially on its way toward the operating power range. Consequently, it is particularly important that the rate of increase be kept within reason—no more than about a decade per minute. Otherwise, entry into the power range at too high a rate undoubtedly would bring safety systems into play to shut the reactor down. (Note: The need is not so great in the power range, since the negative temperature coefficient here exerts a feedback mechanism to regulate reactor power.)



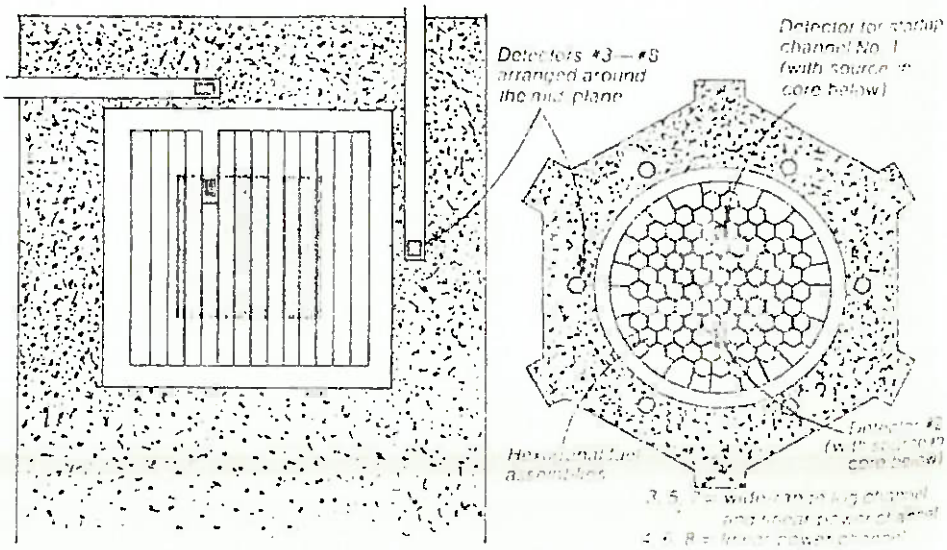
Neutron source and out-of-core detector locations are shown for a PWR installation. Source must be installed in reactor for monitoring lowest range during startup procedure, to produce measurable count rates. Vertical and plan views of reactor vessel show proximity of detectors and variety used in monitoring power level

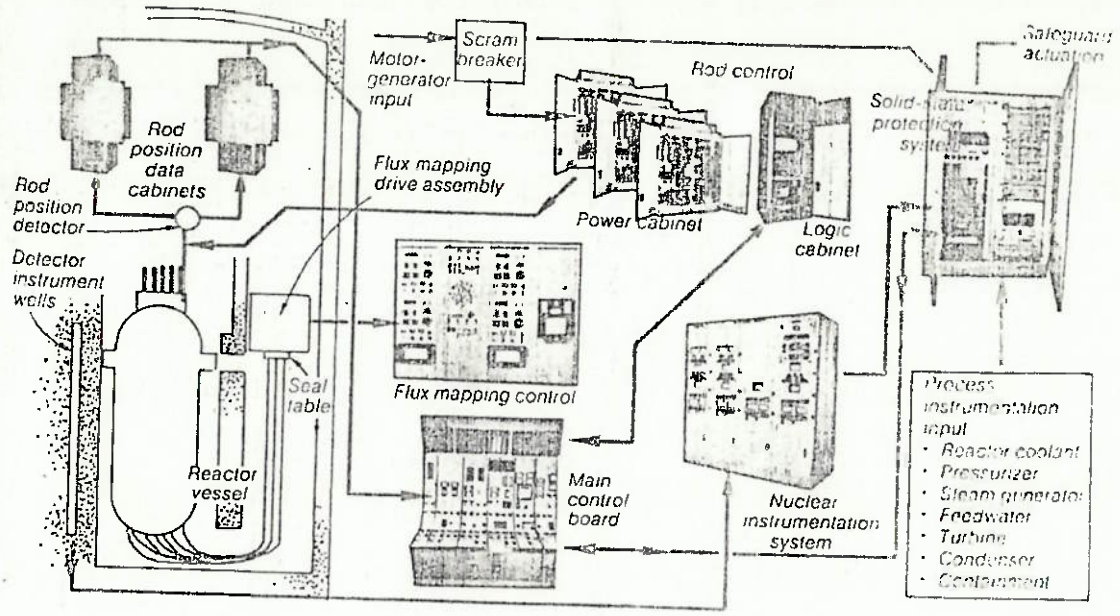


Array of detectors and electronics comprising control instrumentation for a PWR. Each channel shown actually represents two



Span of monitoring range (left) for neutron detectors located outside core is representative of most systems, with newer wide-range systems combining intermediate and power ranges into one range; neutron flux (nv) is measured in n/cm²-sec. Elevation and plan views indicate distribution of detectors around core of HTGR





Flow paths for information between reactor and control area are shown for reactor-protection, reactor-control, and process-control systems. Protection system calls for reactor trip when any condition essential to safe operation exceeds preset limits. To avoid unnecessary shutdown, logic requires over-limit signals from two measurements to initiate trip

For these reasons, electronic differentiating circuitry is used to determine and display the *rate of change* of neutron flux. This is the period meter, or ratemeter. Since it is best to observe reactor period as early as possible in this range, despite background gammas, a gamma-compensated ion chamber is used in conjunction with it. And, as before, neutron level is indicated on log-n meters, since a large number of decades is encompassed in this range.

Power-range channels are activated when the fission rate in the core generates about 1% of the power that the reactor is designed to produce. To allow for small and controllable power excursions at the operating level, power-range instrumentation actually extends to about 150% of full power. Gamma compensation may not be needed in this range. What is essential is sensitive and accurate instrumentation. This requires use of a neutron-level meter, which is suitable here because of the limited range involved—two or at most three decades.

Regulatory requirements

Understandably, the brunt of requirements of regulatory agencies falls upon that portion of nuclear-instrumentation systems assigned to plant control and protection. The essentials are presented in Appendix A to Section 10, Part 50, of the Code of Federal Regulations (10 CFR 50), "General Design Criteria for Nuclear Power Plants," and in IEEE Standard 279-1971 (Nuclear Regulatory Commission Guide 1.22), "Criteria for Protection Systems for Nuclear Power Generating Stations." Key features prescribe separation of control and protection functions, redundant and independent safety systems, and periodic on-line system tests.

Representative of ex-core instrumentation systems meeting these requirements is one that is found in many PWR plants. It keeps reactor power generation under surveillance from source level to 120% of full power. This is accomplished by means of thermal-neutron detectors located in instrument wells in the primary shield, adjacent to the reactor vessel. System provides indication, control, and alarm signals for reactor operation and protection.

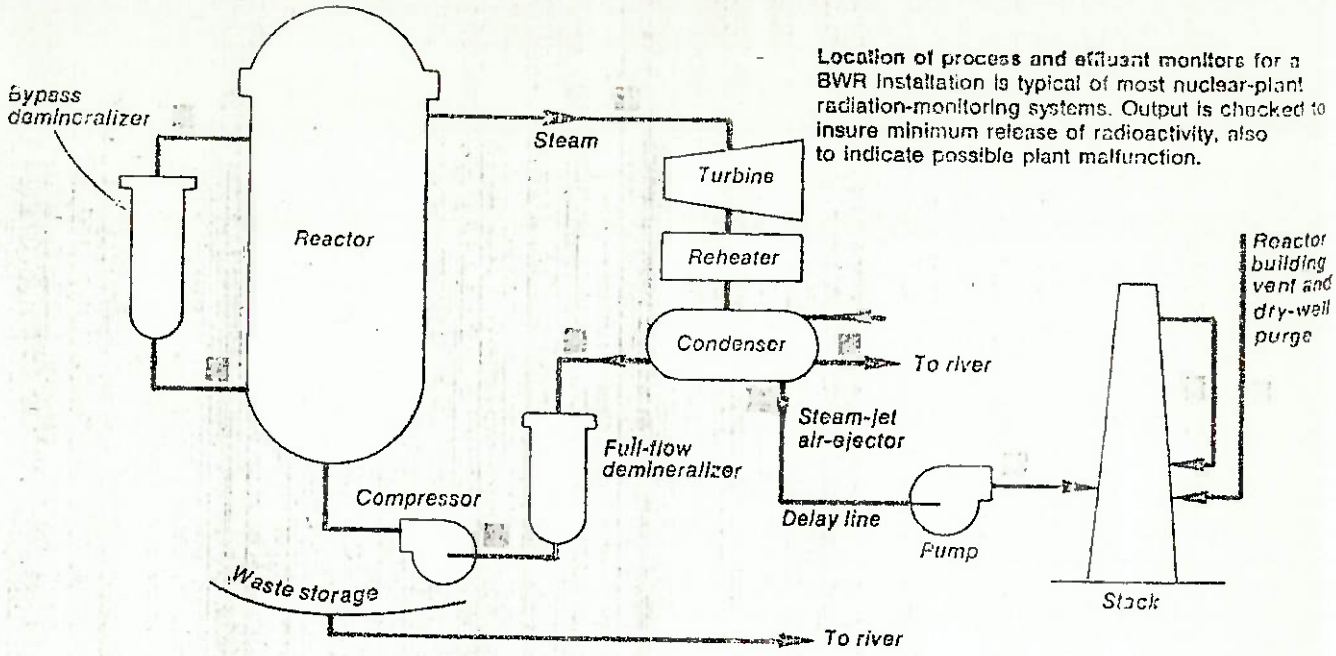
Eight detector assemblies are used. Two are proportional counters, used for the source-range channels. These are placed opposite each other at mid-height of the core. Accompanying each is a compensated ion chamber, used for the intermediate range. The other four are "long chambers," ion chambers extending full core height—about 12 ft. The inner electrodes are divided into two sections, so that they actually constitute eight separate uncompensated chambers extending over either the upper or lower half-core height. These are located in instrument wells at the four corners of the reactor cross-section.

Source-range pulse signals are conditioned by solid-state electronic amplification and discrimination circuitry to provide neutron-level information, reactor-trip and alarm signals to the Reactor Control & Protection System. They provide audible count-rate signals at the beginning of startup, as well as alarms during shutdown in case of unplanned reactivity rises. De-signals from the intermediate-range chambers are fed to solid-state logarithmic amplifiers in the control room, where they provide high-neutron alarm and reactor-trip signals. Also, they automatically disconnect the source range channels when flux level is well up in the intermediate range.

The long ion chambers provide 12 individual current signals for three measurements in the power range. Four are supplied directly by the upper sections of the chambers, and four by the lower sections. These are displayed on the main control board, and alert the operator to excessive axial tilt; signals also serve as part of the overpower-protection system. The four total-current signals provided by the eight chamber-sections taken as pairs are also displayed. These supply overpower trip signals, rod-stop signals, and indication of rod drop.

Variations on this approach exist, of course. In one, the safety channels feature three fission chambers, stacked one above the other, to provide a slightly more detailed picture of axial flux symmetry. At the same time, the center chamber is used as a wide-range detector to monitor neutron flux over a combined intermediate and power range. The idea of wide-range channels is an attractive one, having seen recent introduction in all three major reactor types. Reason is the potential for use of fewer detectors, which makes for a simpler and more economical system.

The wide-range channel derives its signal from a single sensor, but makes use of it in two ways. First, it applies the technique known as Campbelling, or the mean-square-voltage method, over part of the range. This is possible because the signal presented by pulses occurring close together—almost "piling up"—has somewhat of an ac-wave form. The technique involves circuitry that develops a signal proportional to the square of the ac-signal amplitude, hence is a direct measure of reactor power. This is then conditioned to provide a logarithmic output, suitable to cover all but the upper portion of the expanded counting channel. Second, a linear counting channel working from the same signal covers the upper two decades—the power range.



Location of process and effluent monitors for a BWR installation is typical of most nuclear-plant radiation-monitoring systems. Output is checked to insure minimum release of radioactivity, also to indicate possible plant malfunction.

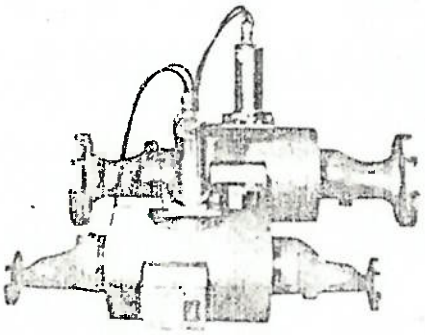
Variety of detectors and systems monitor process, effluents, area, and personnel

Up to this point, we have been concerned with reactor operation, and the focus for monitoring has been neutron level. When we move to plant process, area, and personnel, we are concerned only with radiation that succeeds in escaping the reactor and its shielding. The emphasis, therefore, switches to gamma, beta, and alpha radiation, with neutrons of concern only in areas close to the reactor.

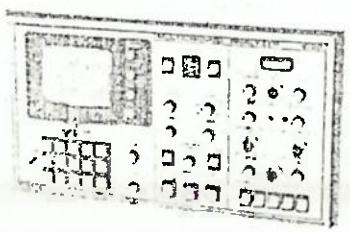
Plant fluid systems and areas are monitored to ensure minimum release ("as low as practicable") of radioactivity in effluent gases and liquids. Regulatory goals are based on radiation dose to the body—for example, no more than 10 millirem/yr to a single organ, 3 mrem/yr to the entire body, due to liquids released from one reactor.

Radiation levels are monitored at selected plant locations; alarms are activated if any exceed preset values. Total effect of the system is thus to give warning of hazard to human health and to announce a possible plant malfunction that could result either in a health hazard or in damage within the plant.

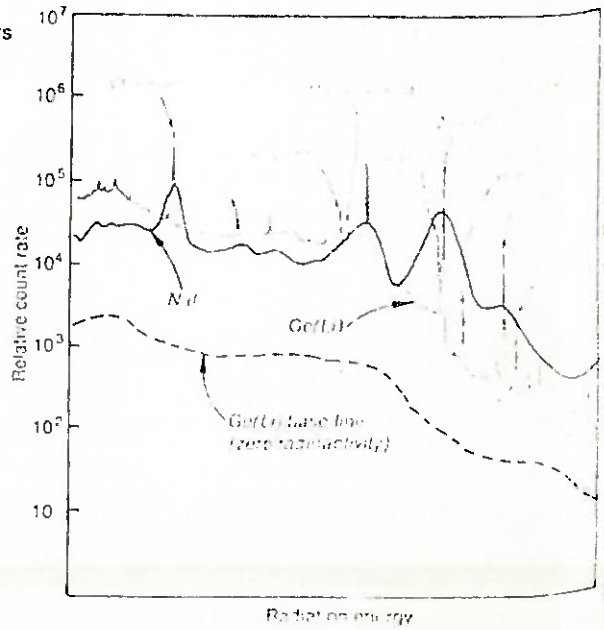
System layout, above, shows typical monitor locations. Radiation monitors are generally the same for all plant types, with variations due to the coolant cycles involved. Thus, it is essential to monitor the activity in the main steam line of BWRs, since steam is generated directly from the reactor cooling water.



Coolant is monitored by sensors in coolant stream or nearby. Best location is immediately downstream of reactor



Effluent monitoring with crystal scintillator—aided by multichannel analyzer (left)—helps identify specific gamma emitters. Chart compares discriminating ability of sodium iodide and lithium-drifted-germanium crystals



In a PWR, where a heat-exchange loop separates core coolant from the turbine loop, scintillation counters monitor the steam generator for indication of a possible primary-to-secondary leak. Other liquid lines monitored include component-cooling liquid, waste-processing liquid effluent, and service water. Gamma-sensitive scintillation counters are used in all cases; high activity either sets off an alarm or initiates automatic valve closure.

Another vital point of surveillance is the PWR primary coolant. Coolant monitoring is useful for alerting operating personnel to abnormal leakage of fission products through fuel cladding. Selected approach is to sample and continuously monitor the letdown stream of the primary coolant system. Coolant-monitoring detectors are placed either within or external to the stream. In-stream location gives greater sensitivity, but leads to maintenance problems. These can be minimized by using either noncontinuous sampling or a specially designed ionization chamber. Effluent monitors are located ahead of discharge points, and both ahead and downstream of treatment equipment.

The effluent sensor is a gamma scintillation detector, with both a logarithmic readout for gross (total) fission products and a linear readout for selected activities. Instrumentation features a sodium iodide (NaI) scintillation crystal, viewed by an amplifying photomultiplier tube. Proper adjustment determines the particular fission product to be monitored. With issuance of Regulatory Guide 1.21, it has become apparent that greater system sophistication is needed, so specific isotopes—cobalt-58 and manganese-54, for example—can be recorded, as required by law (graph, facing page).

Designed to meet this need is a crystal of lithium-drifted germanium—known as Ge(Li)—with ability to resolve gamma activities beyond the capability of NaI crystals (see graph). Combined with the newer multichannel analyzers, systems are capable of analyzing the radioactivity detected into narrow energy ranges, for identification and counting (see lower illustrations, p S-14). Featuring as many as 4096 measurement "channels," such systems will scan the entire fission-product energy spectrum in a matter of several minutes.

Gaseous effluents are monitored with similar systems. Check points include containment vent, condenser air ejector, main plant vent, and stack exhaust. Systems are designed to meet regulatory requirements for surveillance of beta and gamma activities (and alpha where detectable), both with regard to "as low as practicable" criteria—dictating high-sensitivity equipment—and to assure tolerable airborne radiation exposure in unlimited-access areas. Latest NRC design objectives for a water-cooled reactor are 15 mrem/yr to the skin, 5 to the whole body.

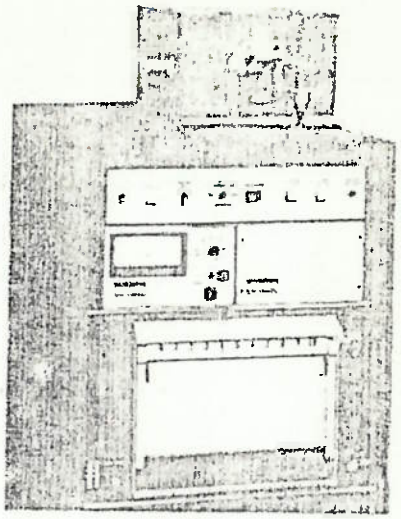
Gamma emitters such as argon or xenon can be monitored externally with G-M tubes and scintillation counters, but flow-through chambers are preferred for monitoring tritium and other emitters of soft beta radiation. Standard detectors described above can be used to check charcoal adsorbers for iodine. Particulates are checked by adding fixed or movable prefilters. Moving-filter samplers, though lower in sensitivity, are used to factor out background radiation.

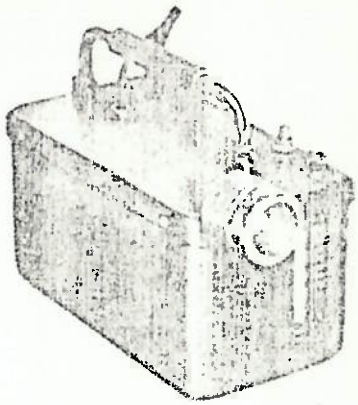
BWR plants are illustrative of gas and particulate monitoring. As described earlier, their main steam lines—joining the reactor vessel directly to the turbine—are checked continuously for evidence of severe core transients. Detectors are arranged so that each views all steam lines with approximately the same exposure. Targets for detection are fission products (krypton, xenon, etc) as well as nitrogen and oxygen isotopes activated by exposure to core neutrons. Each ion-chamber detector and instrumentation channel feeds signals to a logarithmic ratemeter. Either high radiation levels or failure of a monitor will initiate signals that close flow lines or shut the reactor down.

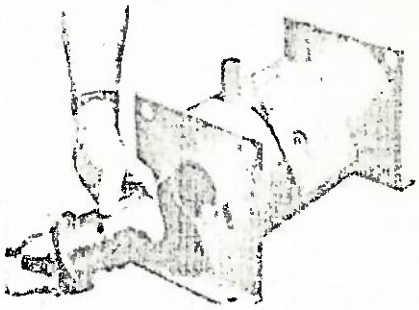
Condenser offgases are monitored for gross gamma radiation, and samples are taken prior to treatment. Indications of increased activity alert the operator to the need for appropriate corrective action. Discharges from the reactor containment and from offgas vent pipes are continuously monitored for gamma radiation and sampled for halogens and particulates. A permanent record of radiation exhausted to the environment is kept for regulatory agencies.

Representative gas samples are drawn through a shielded chamber containing a scintillation detector, and through filters which collect particulates and halogens, primarily iodine. Sample streams are then returned to their source. The instrumentation channel includes a detector, a process radiation monitor, and a continuous strip-chart recorder. The recorder and a five-decade meter provide readout in the control room. The process radiation monitor has three adjustable trips, which alarm in the control room. Similar procedures are applied to containment exhaust air.

The post-accident radiation-monitoring system is another surveillance feature. This is a dual-channel system designed to monitor gross gamma radiation levels, oxygen levels, and hy-

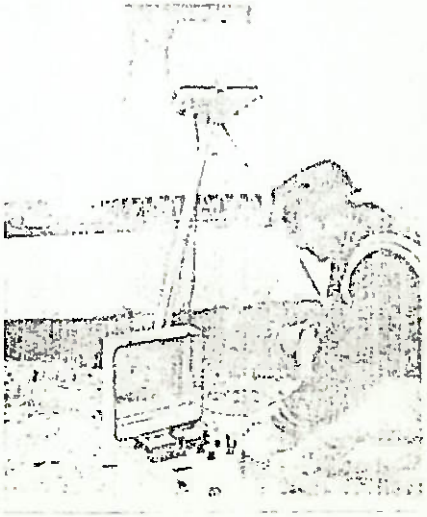


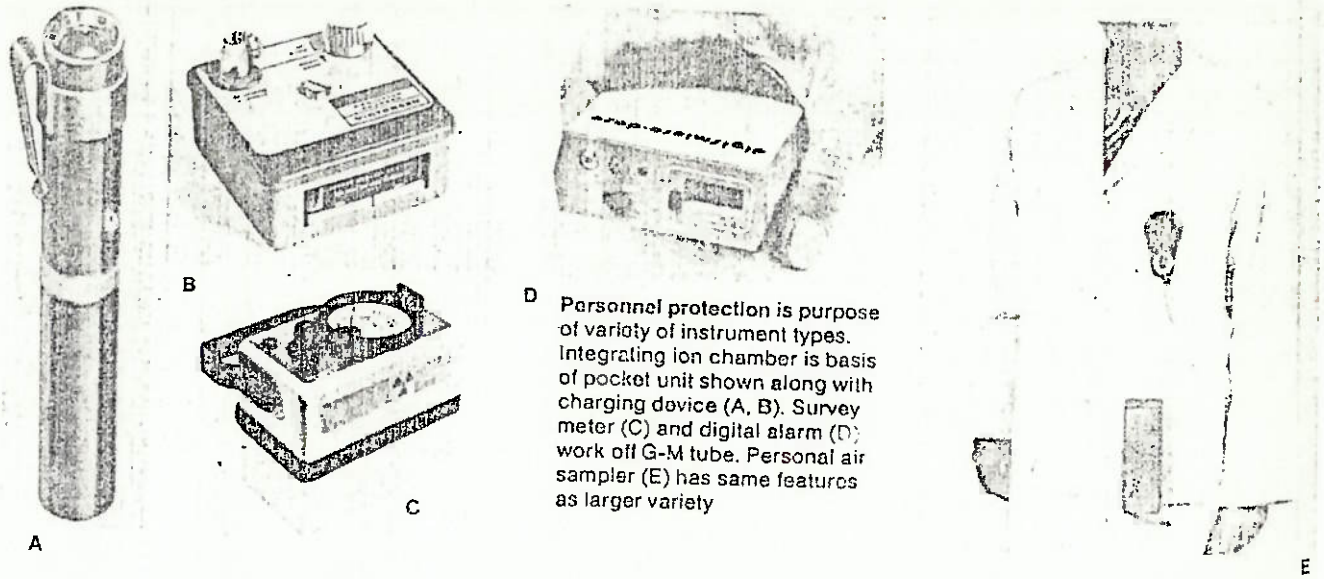




Air systems check gaseous and particulate contamination. Particulate monitors (top and center) move air through filter, use scintillator or G-M tube to measure deposited material. Gas monitors (sampler shown at bottom) use charcoal adsorbers

Area monitors (ion chamber or G-M tube) survey both in-plant and site boundaries





Personnel protection is purpose of variety of instrument types. Integrating ion chamber is basis of pocket unit shown along with charging device (A, B). Survey meter (C) and digital alarm (D) work off G-M tube. Personal air sampler (E) has same features as larger variety

drogen levels inside the primary containment and suppression chamber in the event of a loss-of-coolant accident (LOCA). This system provides indication of the monitored variables in the control room.

Gas-cooled reactors (HTGRs) have monitoring systems essentially similar to those described, with variations due to differences in plant design—concrete containment, helium circulators, and once-through steam generators with reheat, for example. Systems are thus more extensive: up to 45-50 sensors for process, gas and liquid streams.

Geiger-Mueller counters monitor the reheat steam lines for tube leaks. High gamma activities indicate in-leakage from the primary coolant system, resulting in automatic shutdown of the coolant loop. Vent-exhaust-stream samples, drawn through particulate and iodine filters, are examined by scintillation counters (low activity levels) and G-M tubes (high levels). High activities automatically close turbine-building vents, air dampers, and waste-gas surge-tank outlets.

Area and personnel monitoring

Area monitors check for airborne activity in inhabited spaces outside the containment. Indoor areas surveyed include control room, instrument room, turbine building, spent-fuel building, waste-handling room; recording is optional. Goal of outdoor monitoring is to assure minimum levels at the general plant site, and particularly at site boundaries (with recognition given to prevailing wind direction). Latter is a regulatory requirement, hence permanent records are maintained.

Instrumentation is basically the same as for process and effluent monitoring, but more sensitive, because of the low levels to be detected. Additionally, BF_3-filled proportional counters are used for neutron detection in areas near the reactor. To cover the wide activity range involved, either logarithmic or multiple-scale meters are provided. Equipment is stationary and generally ac-powered; readout is either direct or remote, instantaneous or cumulative. Devices for monitoring radiation cumulatively include integrating ion chambers, thermoluminiscent dosimeters, and phosphate-glass detectors.

Personnel dosimeters detect beta and gamma radiation as well as neutrons, monitoring both normal plant operations and reactivity surges. Portable area monitors, of the type described, are included in this category for hand-survey of rooms or equipment suspected of contamination.

The most familiar detectors used for personnel are photographic film badges. Though wanting in accuracy, these cover a broad dose range—normal background levels to 1000 R (cumulative). Photographic film can record gamma, beta, and neutrons; cost is low. Disadvantages are the need for frequent replacement, temperature and humidity effects, and difficulty of processing to measure density (hence, radiation exposure). Pocket ionization chambers are another mainstay of gamma dosimetry. Although subject to charge loss, limited to lower dose ranges, and requiring periodic recharging, these offer the advantage of immediate dose readout in the self-reading type.

Accuracy of pocket chambers is better than for film badges, but the former still leave something to be desired. Detectors based on thermoluminescence and photoluminescence, developed for this purpose, are more capable of resisting environmental conditions. Of the two, TLDs are the more highly perfected and appear more accurate—and lower in cost.

Portable survey instruments for beta, gamma, and neutron detection are battery-powered, display intensity levels instantly. Accurate readout requires proper maintenance and frequent calibration checking. The latter is accomplished with sealed, precalibrated radioactive sources—cobalt or cesium for gamma monitors, plutonium-beryllium for neutron detectors. ■

We acknowledge the help of the entire nuclear industry for supplying much of the information on which this report is based. Particular gratitude goes to Messrs J Meyers, R Schultz, G Lilly, J Nay, G Quale, T Pearson, Jas Smith, Jos Smith, J Faul, J House, R Bennett, R Dalry, R Higginbotham

Reprints of this Special Report are available at nominal cost. For a complete price list covering this and other reports, write to:
Power Reprint Dept
1221 Avenue of the Americas
New York, NY 10020

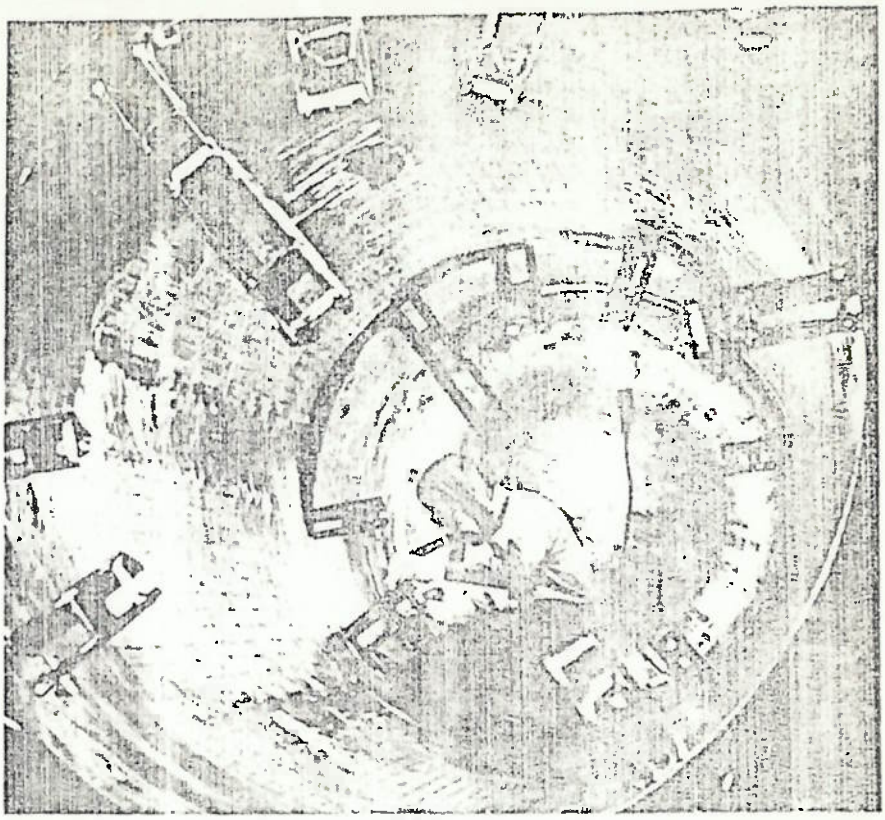
References

1 J F Boland, "Nuclear reactor instrumentation (in-core)," Gordon & Breach Science Publishers, 1970
2 M W Jervis, "Nuclear reactor instrumentation," Temple Press, 1961
3 K G Lish, "Nuclear power plant systems and equipment," Industrial Press Inc, 1972
4 R L Heath and J E Cline, "Effluent monitoring in nuclear plants using on-line gamma ray spectrometry," 1973
5 H Goldstein, "The attenuation of gamma rays and neutrons in reactor shields," US Atomic Energy Commission, 1957
6 J M Harrer and J G Beckerley (ed), "Nuclear power reactor instrumentation systems," Vol 1 (1973) and Vol 2 (1974), US Atomic Energy Commission
7 L B Higginbotham and J T Collins, "The control, monitoring, and reporting of radioactivity in effluents, Part 2," *Nuclear Safety*, Jan-Feb 1975
8 S Glasstone and A Sesonske, "Nuclear reactor engineering," D Van Nostrand Co, 1963

Nuclear steam systems

Degradation of nuclear steam systems by corrosion has plagued the utility industry since the very start of nuclear-power use. Some of the consequences are staggering—especially when the integrity of the steam generator itself is threatened. To illustrate: Severe corrosion has forced more than one utility to replace an entire steam generator in a pressurized-water-reactor (PWR) system, originally designed for a 30-40-yr life, after less than 10 years. Cost of replacement? Up to $100-million, not including hundreds of thousands of dollars each day for replacement power.

While the economic penalties of corrosion are great, they should not be a shock. After all, it's tough to be the youngest utility power-generation cycle as well as the most sophisticated. Keep in mind that the possibility of severe corrosion problems varies markedly between the boiling-water reactor (BWR) and the once-through and recirculating PWR steam generators (Fig 9). For all three designs, however, industry is developing innovative ways of fighting back.



Corrosion concerns in nuclear systems go beyond the steam-generation equipment; here, highly resistant metal is being applied to nuclear fuel-reprocessing vessel

Corrodents and sources

Regardless of design, common difficulties stem from a combination of impurities and corrosion products that create an aqueous environment ripe for corrosion: O_2, chlorides and other ionic species, oxidants, and copper and iron corrosion products.

O_2 enters the system through leaks in the feedwater heaters, condenser, and connecting piping, especially during startups and shutdowns. In addition, in BWRs, water undergoes considerable decomposition in the high radiation fields of the reactor core, producing up to 300 ppb of O_2. Because of this decomposition, controlling the amount of O_2 in the system is especially difficult in BWRs.

Chlorides and other harmful ionic species generally enter the system through leaks in the condenser, although improperly operated condensate polishers can be another source. Copper and copper corrosion products originate at feedwater heaters of copper construction, although use of high-copper alloys is gradually being phased out in nuclear plants. Excess phosphates and hydrazine from water-treatment programs are also possible corrodents to certain materials when they are present in concentrations beyond what is recommended, and when there is also a high ingress of O_2.

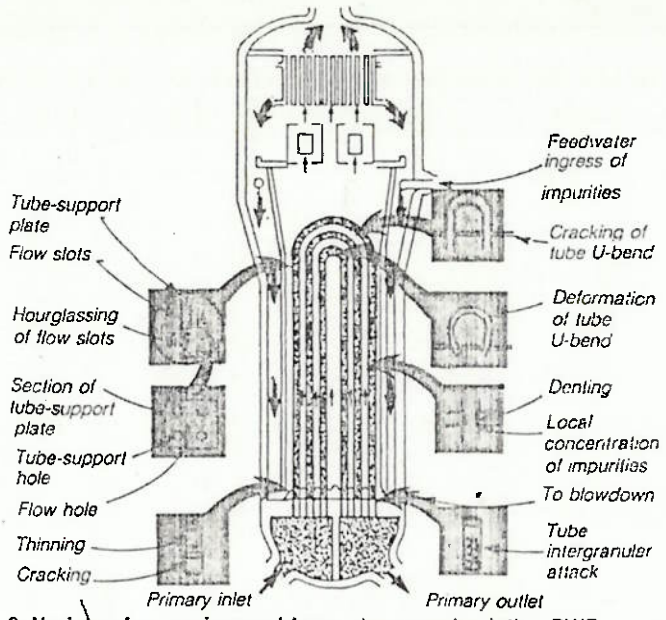
Table 4: Characteristics of condenser-tube materials

Material	Advantages	Problems
Copper-based alloys	1) Noble materials 2) Less susceptible to biofouling	1) Sensitive to ammonia 2) Prone to SCC from sulfur species 3) Under-deposit attack 4) Galvanic sensitivities 5) Narrow acid-base oxide stability
Iron-chromium-based alloys	1) Broad stability in acid-base environments 2) Intermediate nobility	1) Prone to pitting/crevice corrosion 2) Under-deposit attack 3) SCC in high-acid-chloride solutions at room temperatures
Titanium-based alloys	1) Broad stability of protective oxide films	1) Susceptible to vibration fatigue 2) Possible hydriding attack 3) Inherently active material 4) More susceptible to biofouling

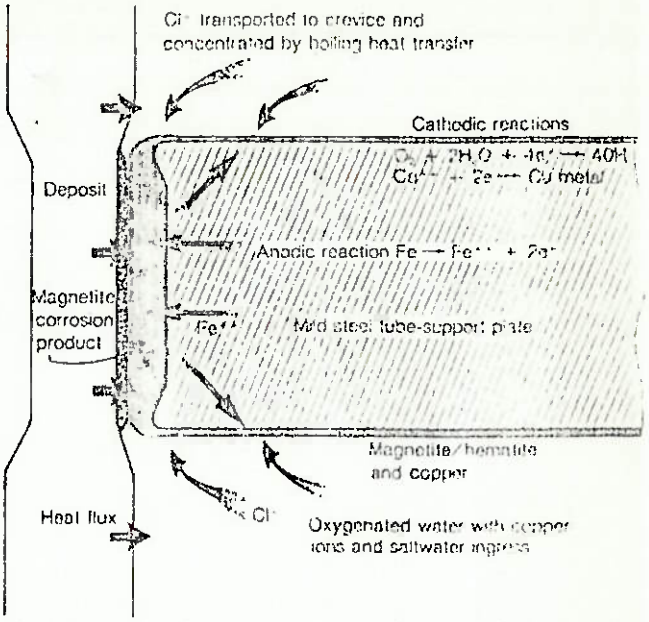
PWRs suffer most

Perhaps the most serious problem afflicting the PWR steam generator today is a phenomenon called tube denting (Fig 10). This is the primary heat-exchanger problem that has preoccupied nuclear designers over the past four years. Through extensive research, the following elements have been identified to date:

- Denting is the result of acid chloride corrosion of the carbon steel support plates, and within the tubesheet, at the points of intersection with tubing.
- The corrosion product formed is magnetite (Fe_3O_4), and both copper and chlorides are present within the damaged area.
- The corrosion product expands into the annular space (drilled holes) around the tubes, occupying about twice the



9. Variety of corrosion problems plague recirculating PWR steam generators



10. Tube denting has necessitated replacement of recirculating PWR steam-generator tube bundles

volume of the material that it replaces.

- In expanding, it exerts enough compressive force to deform the tube and the support-plate ligaments between the tube hole and water-circulation holes.
- One side effect is a narrowing of the center portion of flow slots located along the center line of support plates, which creates an "hourglassing" effect.
- Another is the oblongation of some tubes at the U-bend region, accompanied by cracking and leakage.

Tube denting arose in recirculating PWRs after utilities switched from a phosphate-based to an all-volatile (AVT) water-treatment program. It has also been a minor problem in plants with poorly operated polishers. Once-through PWRs have used AVT from the beginning, with no reported denting problems. Also, denting tends to be associated with brackish-water- or seawater-cooled plants.

Tube wastage is another problem that can be attributed to water-treatment chemicals—this time phosphates (Fig 11). This is a gradual thinning of the tube wall due to the thermal concentration of phosphate in heated crevices and sludge piles that produces highly acidic conditions.

Pitting. Only recently has pitting been considered a potentially serious problem, and it is not just seawater-related. At least two plants with different cooling waters have reported widespread pitting of steam-generator tubes. For this reason, researchers suspect that pitting here is associated more with sludge and scale containing copper or copper oxides, and that it is not due exclusively to chlorides. In particular, copper plates out onto the tubes and sets up a localized battery cell. The corrosion-product oxide left behind tends to be rich in chromium. Vertical steam generators are particularly prone to pitting at the bottom of the tubes where the sludge pile often accumulates to depths of up to a foot.

Intergranular attack (IGA)/stress-corrosion cracking (SCC). This corrosion mechanism occurs at the grain boundaries of tubing material, in the tubesheet crevice, above the tubesheets in the sludge pile normally present in units on phosphate treatment, and within the tube-to-tubesheet and support-plate crevices. Recirculating and once-through designs have had this type of damage. In recirculating PWRs, IGA/SCC is usually initiated in areas where caustic-forming impurities concentrate, but researchers caution that its exact cause has yet to be identified.

In BWRs, the two principal mechanisms at work are IGA/SCC with sensitization of Type 304 stainless steel, followed by SCC caused by thermal fatigue. The latter has occurred frequently in the carbon steel feedwater nozzles. Though it also occurs on PWR feedwater nozzles, it is not as great a concern because smaller sections are affected and the nozzles are more accessible since they are on the secondary side of the unit.

IGA/SCC attacks heat-affected zones adjacent to girth welds that join austenitic steel piping—usually Type 304—of recirculating bypass lines, core-spray lines, reactor-water-cleanup lines, and control-rod-drive return lines.

Keeping corrodents out

The preceding discussion indicates that many corrosion problems in nuclear plants could be held at tolerable levels if chlorides and copper were kept out of the system. Two factors that would help achieve this are (1) a feedwater/steam system containing no copper and (2) a leak-proof condenser (Fig 12). Prevailing economics and the variations in cooling-water supplies make it difficult to meet these two conditions for new plant or for replacing components (Table 4). But engineers today are choosing improved construction methods and more sophisticated materials.

A state-of-the-art condenser today for seawater- or brackish-water-cooled powerplants is fitted with tubes fabricated from titanium, AL6X, or AL29-4C stainless steel—including the condensing section, peripheral tubes, and air-cooling section. Some recent experience indicates that AL6X can be prone to pitting, but newer refinements in alloying are reducing the ill effects. Other steel alloys—austenitic, ferritic, and duplex with high molybdenum content—are highly resistant to pitting and are a good choice, provided that the material has been tested with the cooling water.

Fresh-water service is not so arduous. A low- or zero-molybdenum stainless steel such as Type 304 is generally adequate. If copper can be tolerated in the system, 90/10 or 70/30 copper/nickel is generally selected.

Table 5: Secondary-water-chemistry limits for normal operation

Parameter	Recommended limit		
	Blowdown	Feedwater	Condensate
Cation conductivity, μmho/cm	0.8 max	0.2 max	—
Chloride, ppb	20.0 max	—	—
Sodium, ppb	20.0 max	3.0 max	—
pH (iron systems)	9.0 min	9.3-9.6	—
pH (iron/copper systems)	8.5-9.2	8.8-9.2	—
Ammonia, ppb	—	*	—
Dissolved oxygen, ppb	—	3.0 max	10.0 max
Hydrazine, ppb	—	**	—
Total copper, ppb	—	2.0 max	—
Total iron, ppb	—	20.0 max	—
Silica, ppb	300.0 max	—	—

* Consistent with pH
** 3 × limit for oxygen

Table 6: Methods of overcoming SCC in nuclear-steam system materials of construction

Material	Use	Metallurgical improvement	Status
Zircaloy 2,4	Fuel-rod cladding for BWRs and PWRs	Duplex tube with Zirconium barrier on inner surface	In demonstration
Alloy X-750	Bolts, pins, coil and beam spring components in BWRs and PWRs	Microstructure modification via two-step thermal treatment	For replacement parts, but long-term resistance not verified
Alloy 600	Steam-generator tubes for PWRs	Thermal treatment to modify grain-boundary composition	For new steam generators and replacement tube bundles
NiCrMoV and CrMoV steels	Turbine rotors and discs for BWRs and PWRs	Reduce or eliminate phosphorus, sulfur, and other impurities via new refining processes.	Commercially available if specified but overall resistance to SCC not fully determined
Type 304, 316 austenitic stainless steels	BWR piping	Modify Type 316 chemical specifications — less than 0.2% carbon, 0.06-0.1% N_2	Qualified and ready for all new plants and retrofits

Just as important as material selection is compatibility of materials used for attachments and the strength of the attachments themselves. To illustrate: One problem with titanium and stainless steels is that they can cause galvanic attack on some materials used in the balance of the condenser, if high-conductivity corrosive water is the coolant. Before retrofitting, check compatibility through laboratory tests.

For preventing ingress of corrodents and air (O_2), many powerplant specialists recommend use of an all-welded waterbox/condenser tubesheet/shell interface.

For nuclear-system feedwater-heater tubing, the best choices appear to be austenitic stainless steels because they can resist both O_2 and atmospheric corrosion. They also can be operated in the optimum pH range of 9.2-9.6 and do not contribute to iron- or copper-based corrosion-product buildup in the steam generator. However, they are susceptible to chloride-induced SCC.

When leaks do occur, condensate polishers are supposed to protect the steam generators in nuclear systems. In fact, BWRs and once-through PWRs have experienced fewer problems with corrosion caused by condenser leakage because the direct steam cycle of PWRs and the susceptibility of the BWR reactor core to deposition dictated the use of condensate polishing from the beginning.

Once-through units typically have full-flow condensate polishing, while the polishers of many recirculating units are not on line as often, even though the capacity is provided. Surveys have shown that polishers do indeed provide a needed measure of protection against corrosion as long as they are operated properly. If they are not, ionic leakage can occur from powdered-resin polishers when operated past the breakthrough point, or from deep-bed units during the regeneration process. Therefore, you should exercise caution and analyze the chemicals used in the polisher. There is an instance of one utility that for months had been using a caustic that had been contaminated with chlorides.

Regardless of what combination of external treatment is used at a nuclear plant, the operator must be aware of what limits on impurity concentration should be allowed. Table 5 gives the recently proposed guidelines from the Electric Power Research Institute (EPRI) for recirculating PWR systems using an AVT water-treatment program.

Internal treatment

Preventing corrodents from entering the system is the best protection against corrosion, but it is not always practical to attain zero-concentration levels. In large central-station plants, even a few parts per billion of a contaminant can add up to hundreds of pounds of sludge depositing in the system over months of continual operation. In addition, pH of the system must be maintained to prevent deposition of dissolved solids. For these reasons, internal treatment is used in conjunction with pretreatment to inhibit the formation of corrosive species.

Most recirculating PWRs began operations with a phosphate program. As in lower-pressure fossil-fired units, the key feature in this treatment approach is the addition of sodium phosphate as a buffer and to precipitate impurities entering through system leakage points.

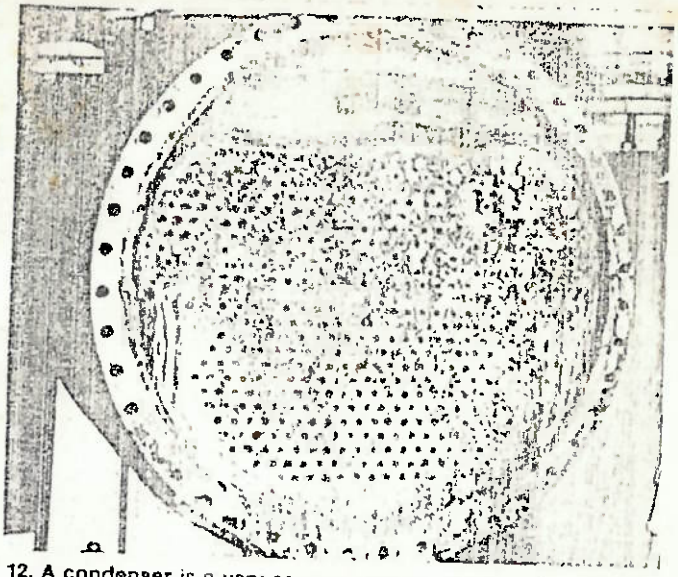
In this program, maintaining control of the sodium-to-phosphate ratio is essential to preclude the occurrence of free caustic in the secondary water. However, with any inleakage of contaminants, control of this ratio becomes difficult, and plants continuing to use it experience tube wastage.

Most others changed to an AVT approach that had been concurrently under study as an alternative to phosphates — but one that did not offer the desirable buffering action. It involved a chemistry based entirely on the use of volatile amines: (1) use of ammonia or a substitute derivative that volatilizes readily, adjusting pH as needed to limit preboiler corrosion-product deposits, and (2) a volatile oxygen scavenger, such as hydrazine, as a further check on corrosion.

Once-through PWRs have traditionally been operated on AVT programs, although some use a combination approach: an AVT program for normal and continuous operation, and phosphates for



11. Phosphate wastage results from poorly controlled steam/water chemistry



12. A condenser is a very common source of impurities and it must be fully protected from leaks

pH buffering in the event of a condenser leak.

A new development in additives is use of neutralizers as an off-line remedy for acid/chloride-induced denting. Boric acid, lithium hydroxide, calcium hydroxide, sodium hydroxide, and sodium phosphate are all candidates, but none has been proved commercially.

A potential additive for the BWR pipe-cracking problem just gaining some acceptance in the US is H_2 to feedwater to reduce O_2 concentration below the level that induces cracking. At least two successful claims have been made recently for preventing BWR pipe cracks with H_2 addition, but many in the industry still feel it is an experimental technique.

Evolving metallurgy

For BWR powerplants, the solution to the SCC problems appears to lie in extensive use of so-called nuclear-grade materials—variations of Types 304 and 316 stainless steels. These are lower in carbon, phosphorus, sulfur, and other impurities and, as a result, are less susceptible to sensitization and cracking (Table 6). At least one vendor to date has qualified the new materials and will use them in new plant construction.

Existing plants may have to rely on replacing cracked pipe and using corrosion-resistant cladding on closure welds or modified welding procedures. Two candidate welding procedures are last-pass heat-sink welding and the induction-heating stress-improvement technique. Keep in mind that there is still a question as to whether these techniques benefit materials that already contain flaws.

Optimizing materials to reduce corrosion is even a greater concern in PWRs. Carbon steel support plates have been replaced by Type 400 stainless steels in new plants, and lab tests indicate they should be successful in arresting denting.

For the tubing material itself, two approaches are being taken. One is to thermally treat the conventional alloy 600 and 800 material to improve resistance to SCC. The other is to specify the higher nickel/chromium alloys, which include the molybdenum-containing Hastelloy alloy G, Inconel 690, Incoloy 800, and a special Japanese alloy called SRC-3. Early laboratory evaluations indicate that the 690 material—lower in carbon and higher in chromium than alloys 600 or 800—is superior to thermally treated alloys 600 and 800, although no long-term data are yet available.

Many design changes

Corrosion problems in PWRs have prompted many design changes. One example is the redesign of steam-generator-tubing support plates. Broached support, egg-crate, and cross-grid designs minimize corrosion-product buildup and subsequent denting.

Other design changes implemented for added corrosion protection exact a penalty in performance or economics. To illustrate: An important consideration for once-through steam generators is whether to route moisture-separator drains (MSD) to the high-pressure feedwater heaters or to the condenser hotwell. The first option is the thermally efficient one. But the second one markedly reduces the concentration of many corrosive impurities because the MSDs pass through the condensate demineralizers. For these reasons, design changes for corrosion protection must be evaluated carefully.

Recent work has defined chemical cleaning systems capable of removing magnetite sludge and buildup in tube-to-tubesheet and support-plate crevices that are generated in PWRs using AVT. To date, at least one nonproprietary solvent system and application method has been successfully tested in a model steam generator.

Implementing a successful chemical cleaning program requires a clear understanding of how the solvent will affect the various metal surfaces. One major concern is the corrosion potential of ferric ions that are released when magnetite dissolves; these ions are then available to harm surfaces. Use of hydrazine in EDTA-based solvents and properly controlling pH has been shown to give protection against the release of ferric ions. Another note: Utilities with copper-bearing components may require a separate solvent formulation or a multistep cleaning process because of the added problems with copper oxide.

Monitoring corrosion rates

High-temperature aqueous corrosion of carbon steel produces H_2 and magnetite. One method of detecting the severity of this corrosion mechanism is to continuously monitor the H_2 content of the steam. Such a monitor must be calibrated at least annually because H_2 is derived also from hydrazine decomposition and the permeation of primary-side hydrogen through the steam-generator tubing. Thus, changes in system chemistry significantly affect the accuracy of the monitor in detecting corrosion levels. Nevertheless, one utility already has installed an H_2-monitoring system, and others are considering it.