

NOTA DR-59/72

ANTE-PROJETO DE AMPLIAÇÃO DA POTÊNCIA DO  
REATOR IPR-R1

VIRGILIO MATTOS DE ANDRADE E SILVA

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO CURSO DE CIÊNCIAS E TÉCNICAS  
NUCLEARES DA UFMG-CNEN EM DEZEMBRO DE 1971 COMO PARTE DOS REQUI  
SITOS NECESSÁRIOS PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS

Orientador : OMAR CAMPOS FERREIRA

INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS  
UFMG - CNEN  
BELO HORIZONTE - MG - BRASIL  
NOVEMBRO - 1972

NOTA EXPLICATIVA SOBRE A REEDIÇÃO DO  
TRABALHO

A primeira edição deste trabalho, em outubro de 1971, foi feita em número reduzido de modo a permitir sua apresentação como assunto de tese do autor.

A presente edição, em forma de nota técnica, apresenta, em relação à primeira edição, somente modificação na numeração das figuras e tabelas. Os resultados experimentais até agora obtidos, sobre o coeficiente prático negativo de temperatura, envenenamento pelo xenônio, comportamento térmico do novo sistema de refrigeração e dados relativos à segurança e radioproteção (Capítulo 5), poderão ser encontrados em outras notas técnicas e trabalhos de tese já publicados sobre o assunto.

Como esses resultados, confirmaram em grande parte as previsões feitas, resolveu-se não inseri-los na presente edição, mantendo, desta maneira a redação original da primeira edição, com as modificações mencionadas.

Novembro de 1972

A Daisy , a  
minha afeição.

## AGRADECIMENTOS

Agradeço ao DD. Diretor do Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMG/CNEN, Prof. Milton Campos e ao Eng<sup>o</sup> Carlos Márcio Mascarenhas Dale, Chefe da Divisão de Reatores, pelas facilidades e meios concedidos para a realização dessa Tese.

Ao Eng<sup>o</sup> Omar Campos Ferreira, orientador dêsse trabalho, presto meus cordiais agradecimentos pela assistência técnica e pelo apoio constantes. Agradeço-lhe ainda, a oportunidade concedida em permitir-me dar seguimento à idéia, originalmente sua, de ampliar a potência do reator do Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMG/CNEN.

Ao Eng<sup>o</sup> Joaquim Barroso sou igualmente grato pela ajuda inestimável prestada na especificação, dimensionamento, projeto e desenho do novo sistema de refrigeração do IPR-R1 e, ainda, devo agradecimentos ao operador de reator Valter Alves de Amorim pela confecção dos desenhos preliminares dêsse projeto.

Agradeço a cooperação sempre pronta do supervisor do reator, Eng<sup>o</sup> José Mendonça de Lima, que possibilitou-me obter os dados necessários para a avaliação de reatividades no reator, o mesmo acontecendo com os operadores de reator, Luiz Raphael Aun e José Geraldo Coura.

---

Aos colegas, George T. Schnurer de San Diego e K. Antilla da Finlândia, presto os meus agradecimentos pelas informações e pela literatura que colocaram à minha disposição.

A Catarina Maria de Pádua, agradeço pelo cuidado e eficiência na execução dos serviços de datilografia. Fico ainda grato a Lenira Santos pela colaboração na pesquisa bibliográfica.

A todos os amigos do Instituto que colaboraram de forma direta ou indireta na elaboração e execução desse trabalho, expresso-lhes a minha gratidão.

SINOPSE

ANTE-PROJETO DE AMPLIAÇÃO DA POTENCIA  
DO REATOR IPR-R1

VIRGILIO MATTOS DE ANDRADE E SILVA

O Instituto de Pesquisas Radioativas decidiu ampliar a potência do seu reator Triga Mark I, denominado IPR-R1, de 30 Kw para 250 Kw em regime normal de trabalho. Previu-se ainda a possibilidade de funcionar por períodos limitados à potência de 500 Kw.

Apresentam-se as justificativas e as possíveis soluções que deverão ser adotadas visando-se fornecer subsídios para a execução do projeto definitivo.

## SUMARIO

	PAGINA
1. INTRODUÇÃO	1
2. ESTUDO DA EVOLUÇÃO DA DEMANDA DE IRRADIAÇÕES	3
2.1. Frequência de operação à potência máxima	3
2.2. Produção de isótopos no IPR-R1	7
2.2.1. Aplicações industriais	7
2.2.2. Análise por ativação	11
2.3. Conclusões	13
3. AVALIAÇÃO DA REATIVIDADE	14
3.1. Coeficiente pronto negativo de temperatura	14
3.2. Envenenamento pelo xenônio e samário	15
3.2.1. Xenônio	15
3.2.2. Samário	19
3.3. Consumo de combustível	20
3.4. Irradiações de amostras	20
3.5. Balanço de reatividades	22
4. INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE	25
4.1. Instrumentação	25

4.1.1. Câmaras de deteção	25
4.1.2. Registradores	29
4.2. Contrôles	35
4.2.1. Configuração 1,2 dólares	35
4.2.2. Configuração 1,9 dólares	35
4.2.3. Configuração 3,7 dólares	38
5. ASPECTOS DE SEGURANÇA E RADIOPROTEÇÃO	41
5.1. Descrição do reator	41
5.2. Reatores Triga em operação	47
5.3. Limitação da potência	47
5.4. Irradiações de amostras no tubo central	48
5.5. Medidas de caráter geral	49
6. SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO	50
6.1. Especificação dos materiais	55
6.2. Trocador de calor	55
6.3. Torre de resfriamento	59
6.4. Dispositivos de segurança	59
6.5. Funcionamento do sistema fora das condições de projeto	60
7. CRONOGRAMA DE EXECUÇÃO	64
7.1. Fases do programa	64
7.2. Cronograma	65
7.3. Aspectos de ordem geral	65
7.3.1. Substituição do revestimento do poço	65
7.3.2. Armazenagem de 19.000 l de água desmineralizada	65
7.3.3. Armazenagem de elementos combustíveis irradiados	68
8. EXPANSÃO FUTURA	69
8.1. Funcionamento a 500 Kw	69



---

8.2. Funcionamento a 1.000 Kw	71
9. APENDICES	72
Apêndice 1 : Comparação entre as atividades obtidas a 100 Kw e 30 Kw	72
Apêndice 2 : Características do trocador de calor	78
Apêndice 3 : Características da torre de resfriamento	79
10. BIBLIOGRAFIA	80

## 1. INTRODUÇÃO

O reator do Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMG/CNEN, denominado IPR-R1, assim como os primeiros reatores da linha TRIGA, foram projetados para funcionar às potências de 10 a 30 Kw<sup>(1)</sup>.

O IPR-R1 atingiu a criticalidade pela primeira vez em 6 de novembro de 1960, dois anos e meio após o funcionamento do primeiro reator do seu tipo, o reator TRIGA MARK I de San Diego, Califórnia, ocorrido em 3/5/58<sup>(2)</sup>.

A operação desse protótipo, demonstrou posteriormente que os elementos combustíveis de hidreto de zircônio e urânio enriquecido a 20% com revestimento de alumínio, poderiam ser utilizados a potências superiores, ou seja, a 100 Kw<sup>(3)</sup>.

Como consequência desse resultado, já na época da celebração do contrato entre o fabricante do reator (Gulf Energy & Environmental Systems, antiga General Atomic) e o Instituto, foi autorizado o seu funcionamento à potência máxima de 100 Kw. Todavia, o seu sistema de refrigeração foi mantido com a capacidade original de 30 Kw. Desta forma, desde 1960, o IPR-R1 possui essas características, ou seja, potências de regime e máxima iguais a 30 Kw e 100 Kw, respectivamente.

Com a experiência adquirida na operação do protótipo de San Diego e em outros reatores TRIGA, foi novamente alterada a restrição de operação a 100 Kw, passando-a para 250 Kw, limite esse, atualmente considerado definitivo. O funcionamento a potências acima de 250 Kw só é possível com o emprêgo de elementos combustíveis especiais revestidos por aço inoxidável.<sup>(4)</sup>

Em vista desses fatos o Instituto de Pesquisas Radioativas decidiu ampliar a potência do IPR-R1 de 30 Kw para 250 Kw em regime normal de operação, com possibilidade de funcionar por períodos limitados, à potência de 500 Kw.

As justificativas e a análise dos problemas decorrentes dessa modificação, constituem o motivo principal do estudo que se faz a seguir.

## 2. ESTUDO DA EVOLUÇÃO DA DEMANDA DE IRRADIAÇÕES

### 2.1. Frequência de operação à potência máxima

A fim de atender aos pedidos de irradiação de grandes atividades específicas ou que exijam um prazo curto para fornecimento de um dado radioisótopo, torna-se necessária a operação do reator à potência máxima de 100 Kw.

Todavia, o funcionamento do reator a essa potência é limitado pela insuficiência do seu sistema de refrigeração, cuja capacidade nominal é de 30 Kw. Como consequência, a água do poço aquece-se até atingir o limite máximo de temperatura permitido, ou seja, de 42 °C.

Partindo-se de uma temperatura inicial de 22 °C, ao final de 6 horas de operação a 100 Kw, a água do poço atingirá a temperatura máxima.

A fim de que o reator se torne disponível para novas irradiações às mesmas condições iniciais é preciso esperar-se um tempo de refrigeração de aproximadamente 15 horas.

Considerando-se que o número de horas úteis normais de trabalho por semana é de 45 horas, o número de operações a 100 Kw que poderão ser realizadas será de 2 irradiações por semana, com duração de cerca de 6 horas cada

uma.

É importante comparar os resultados do uso desse critério de irradiação com aqueles decorrentes da operação do reator a 30 Kw, 9 horas por dia, durante 5 dias por semana.

Conforme é demonstrado no Apêndice 1, a atividade total obtida no final de uma semana é sempre maior quando se opera o reator a 100 Kw do que a 30 Kw, para os casos mais comuns de produção de grandes atividades, como acontece com o Br-82 (35,9 horas de meia vida) e o Au-198 (2,7 dias de meia vida). No caso do Co-60 (5,2 anos de meia vida), o valor da atividade obtida na campanha de 100 Kw é 10% menor que na campanha de 30 Kw.

Outra vantagem de se operar a 100 Kw é que o reator fica disponível 2 dias/semana para utilização a baixas potências, manutenção, etc.

No caso de meias-vidas curtas, ou seja, inferiores aos tempos normais máximos de irradiação contínua (9 horas/dia), é evidente a necessidade de se operar o reator a 100 Kw quando o objetivo é obter-se grandes atividades específicas.

Outro aspecto a considerar numa irradiação é o prazo de entrega do radioisótopo, muitas vezes condicionado à realização de experiências à longa distância e de natureza complexa, como é o caso de medidas de vazão em rios, turbinas e estudo de movimento de sedimentos marítimos.

Quando a ocorrência de todos esses fatos, conduzem forçosa e frequentemente à operação do reator à potências superiores àquela para a qual o reator foi projetado, evidencia-se a necessidade de se ampliar a sua potência a fim de que se possa acompanhar a demanda.

Essa demanda é caracterizada pela frequência de operação do reator à potência de 100 Kw.

Representam-se na Figura 2-1 as potências médias anuais de operação do reator desde 1951.

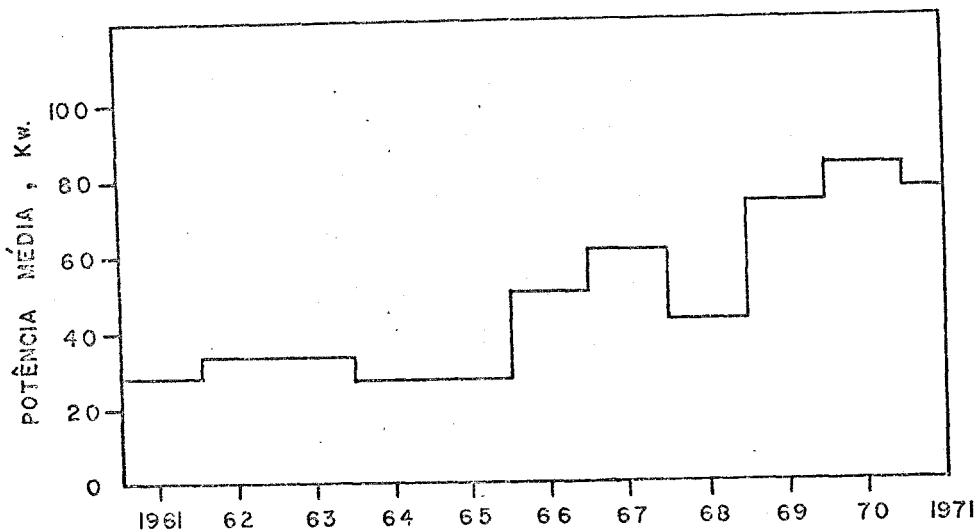


FIGURA 2.1-- EVOLUÇÃO DA POTÊNCIA MÉDIA

A potência média anual foi obtida dividindo-se a energia total gerada no ano pelo tempo durante o qual o reator ficou crítico no mesmo ano, qualquer que tenha sido a sua potência de operação. Vê-se que, quanto maior for esse valor, maior terá sido a frequência de operação do reator à potência de 100Kw, ou seja, maior foi a demanda de grandes atividades específicas e/ou menor o prazo exigido para a entrega de um dado radioisótopo ao usuário.

Nota-se pela Figura 2-1 que no período de 1961 a 1965 a potência média manteve-se em torno de 30 Kw, época em que o reator funcionava a 100 Kw somente para efeitos de demonstração.

No período de 1966 a 1968 manteve-se em torno de 50 Kw enquanto que nos últimos anos o valor da potência média de operação é de cerca de 70 Kw.

Devido à necessidade de se operar o reator a baixas potências em experiências que envolvem a irradiação de elementos de alta seção de choque ou a utilização do oscilador de pilha (5 Kw), o valor da potência média será sempre inferior a 100 Kw. Desta forma, vê-se que já se atingiu praticamente o seu va-

lor máximo. As Figuras 2-2 e 2-3 confirmam estas conclusões. Nelas estão representadas as potências médias mensais nos anos de 1970 e 1971.

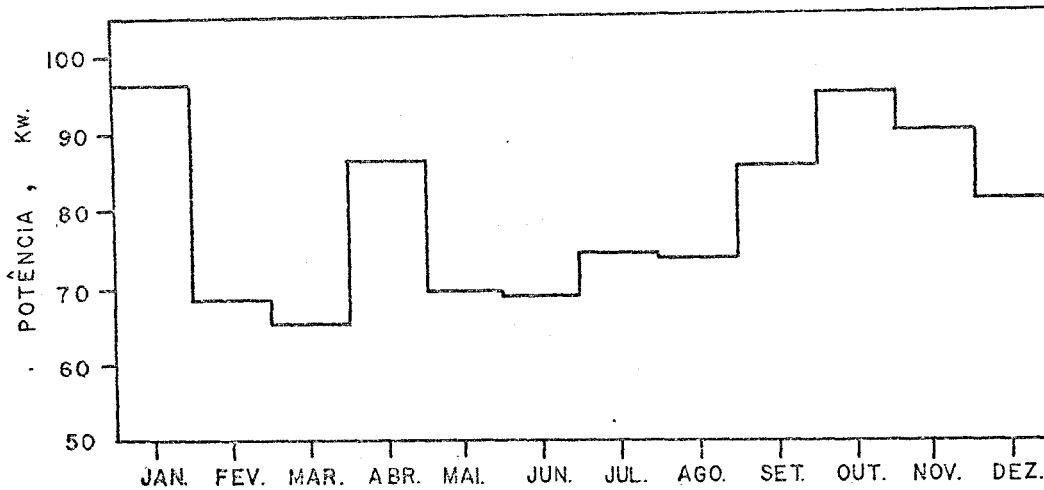


FIGURA 2-2 -- POTÊNCIA MÉDIA MENSAL EM 1970

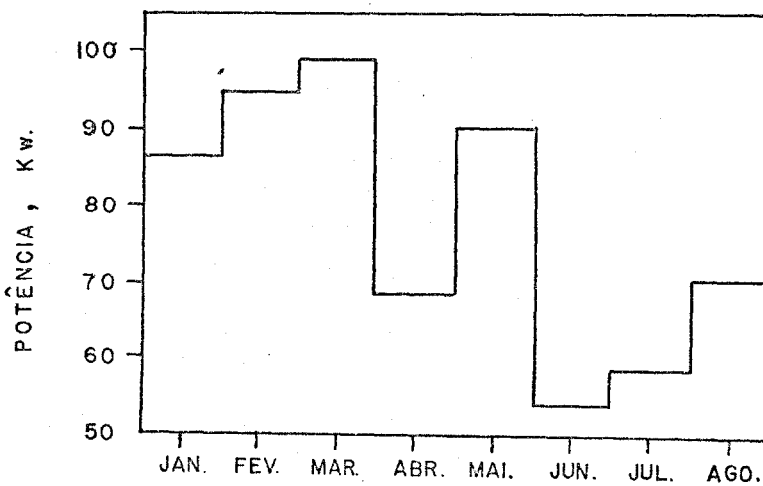


FIGURA 2-3 -- POTÊNCIA MÉDIA MENSAL EM 1971

## 2.2. Produção de isótopos no IPR-R1

### 2.2.1. Aplicações industriais

Entre os isótopos mais frequentemente produzidos destacam-se o Br-82, Au-198, Mn-56, Cu-64, Co-60, Cr-51, I-131 e terras raras.

Entre êsses o Br-82 é o de maior demanda. É empregado como traçador radioativo para medidas de vazão em rios, turbinas e em estudos de poluição de praias por esgotos.

É irradiado na forma de brometo de amônia em pó ou em pastilhas. Exigem-se altas atividades específicas por questões de manuseio na retirada (tempo curto de exposição às radiações), na diluição (pequeno volume de água), no transporte (volume de blindagem) e custo, por ser relativamente caro<sup>(5)</sup>.

A Figura 2-4 mostra a atividade total de Br-82 produzida no período de 1966 a agosto de 1971. Antes de 1966, a atividade total de bromo produzida foi desprezível (0,2 Ci).

A Figura 2-5 mostra a atividade do Br-82 em relação ao total produzido no ano. Vê-se que essa relação, desde 1966, é sempre superior a 50%. A Figura 2-6 representa as atividades específicas máximas ocorridas no período 1966-1971.

O Au-198 era inicialmente utilizado em medidas de vazão, sendo posteriormente substituído pelo bromo. Atualmente, é utilizado em estudos de sedimentologia (marcação de areias) onde se requer altas atividades específicas, da ordem de 5 Ci/g (areias grossas) a 15 Ci/g (areias finas)<sup>(5)</sup>.

O IPR-R1 pode atualmente fornecer cêrca de 3 Ci/g de Au-198 num prazo de 2,5 dias (duas irradiações no tubo central de 6 horas de



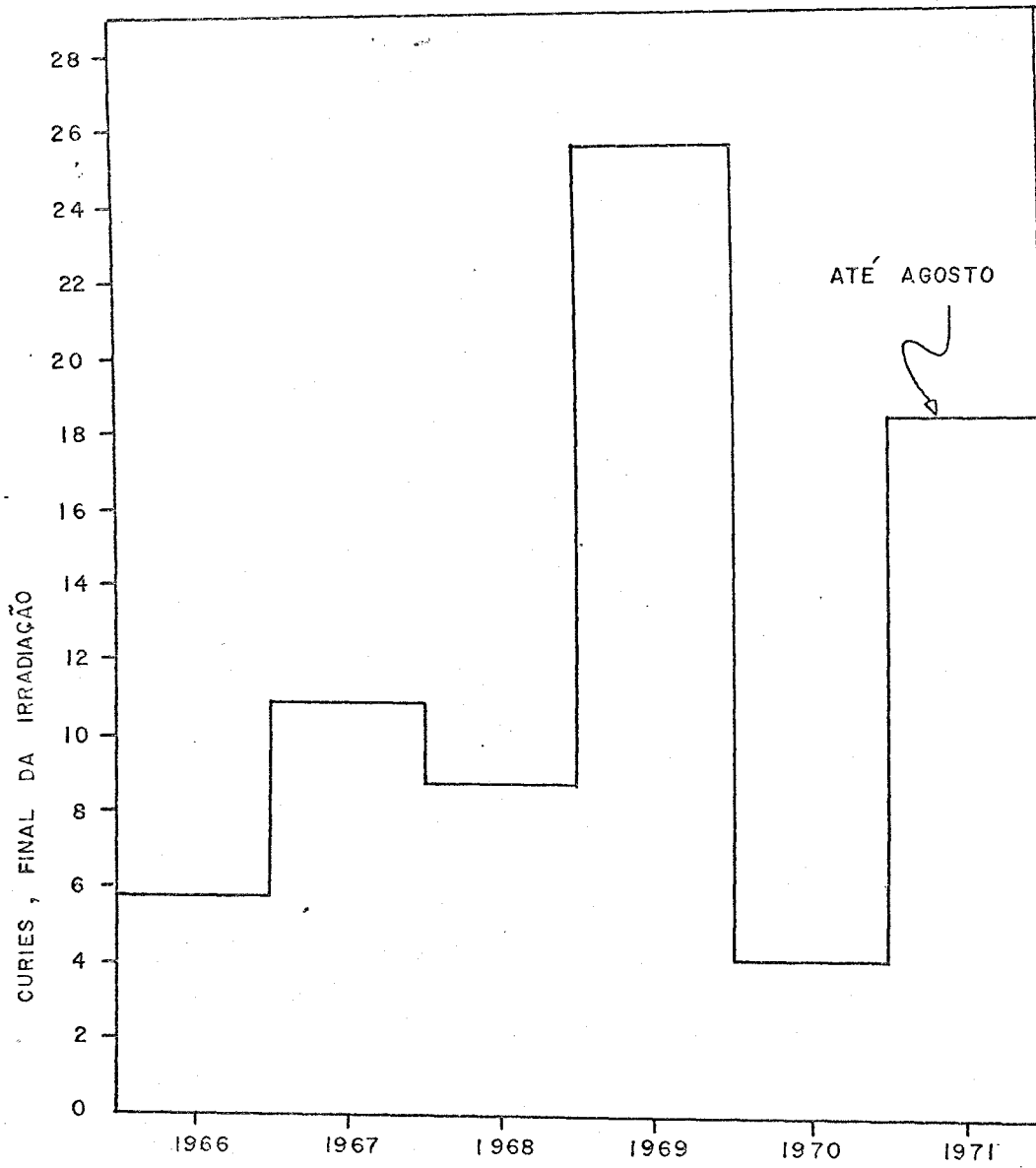


FIGURA 2.4 — PRODUÇÃO ANUAL DE BROMO - 82

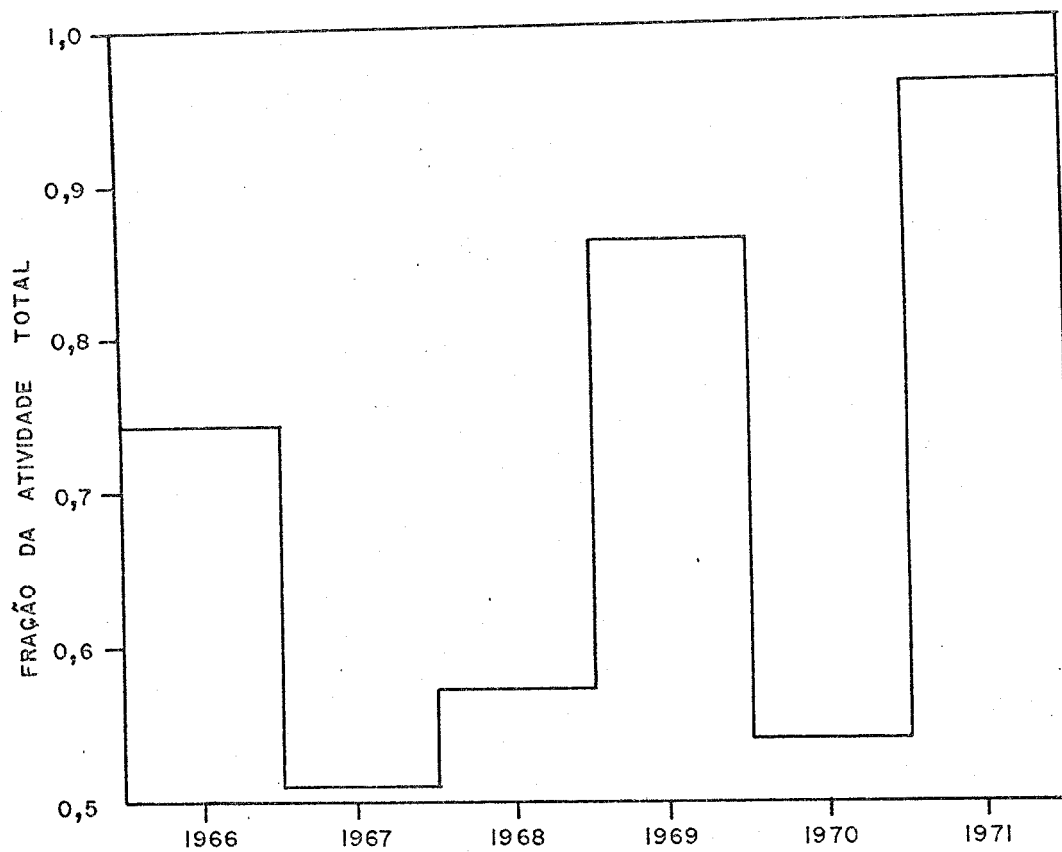


FIGURA 2.5 — ATIVIDADE DO BROMO-82 EM RELAÇÃO A ATIVIDADE TOTAL

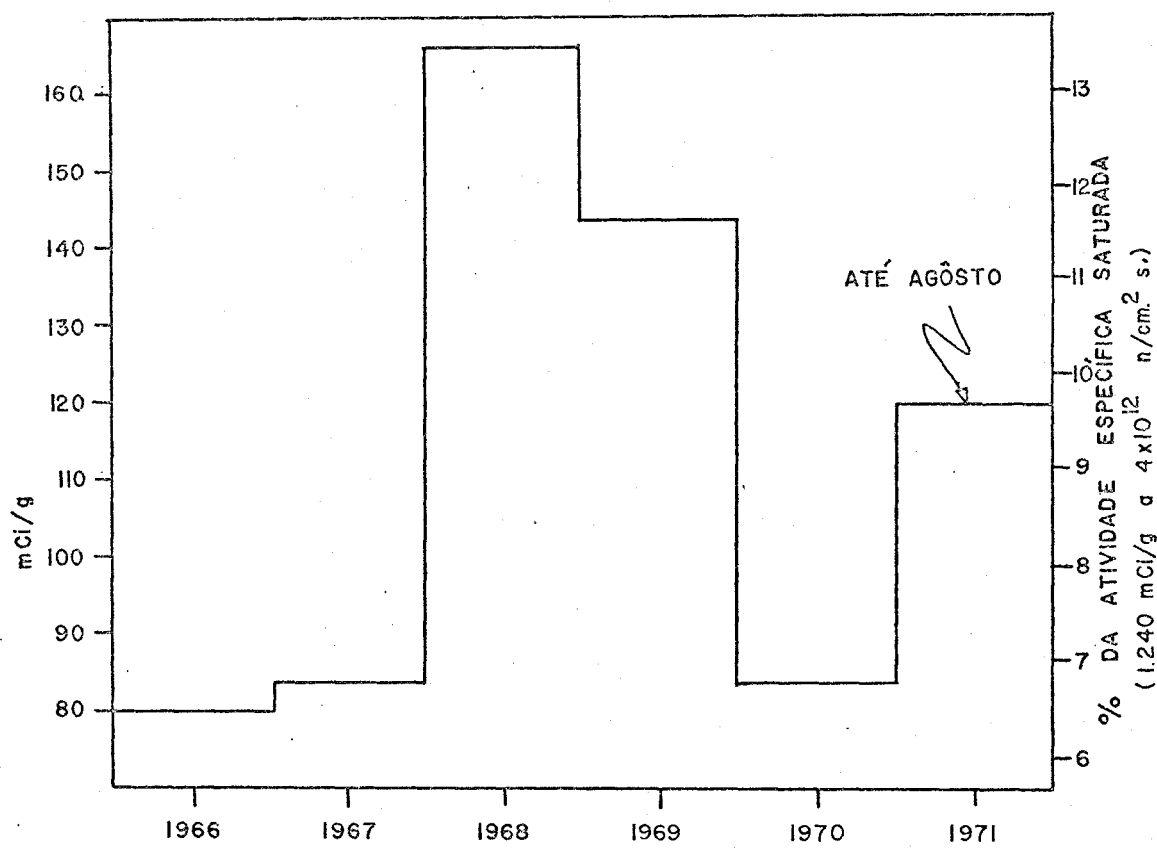


FIGURA 2.6 - ATIVIDADES ESPECÍFICAS MÁXIMAS DE BROMO-82

duração, espaçadas de 45 horas para refrigeração). Com o novo sistema de refrigeração instalado, sem se modificar o núcleo, poder-se-ia fornecer 3 Ci/g, em 9 horas. A 250 Kw (núcleo modificado) poder-se-ia fornecer cerca de 7 Ci/g no mesmo tempo. Em dois dias de operação, a essa potência ( 9 h/dia) poder-se-ia suprir 13 Ci/g, o suficiente para os estudos de marcação de areias finas.

No caso do Co-60 que é geralmente utilizado em medidas de desgaste em fornos, necessita-se de uma atividade específica de no mínimo 12 mCi/g. Foram produzidos em 1970, para uma só experiência, 65 mCi de Co-60 distribuídos em 9 pastilhas de massas em torno de 0,6 gramas. O tempo de irradiação foi de 7 meses, aproveitando-se as irradiações de rotina. Esse prazo seria diminuído para 3 meses no caso do reator modificado para funcionar a 250 Kw. Supõe-se nessa estimativa, para fins de comparação, a mesma frequência de operação a 250 Kw que a 100 Kw (reator não modificado).

Esta hipótese, traduz o fato de que os usuários têm a tendência de utilizar o máximo de fluxo que o reator pode oferecer.

### 2.2.2. Análise por ativação

A maioria dos casos de irradiações de amostras para fins de análise por ativação requer tempos de operação relativamente curtos ( no máximo 2 h ) porém, a potências altas, pois a sensibilidade de detecção é diretamente proporcional ao fluxo.

A Figura 2-7, representa a relação entre o número de amostras irradiadas a 100 Kw e o número de amostras irradiadas a qualquer potência no período de 1967 a agosto de 1971.

A Tabela 2-1 mostra os isótopos produzidos a potências superiores a 60 Kw para fins de análise por ativação.

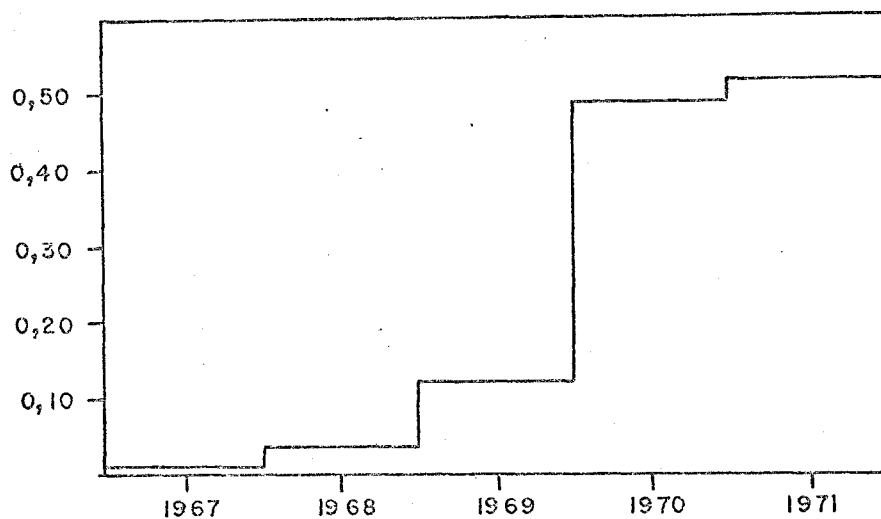


FIGURA 2.7 — FRAÇÃO DE AMOSTRAS IRRADIADAS A 100 Kw.

TABELA 2-1 - ISOTOPOS PRODUZIDOS A POTENCIAS SUPERIORES A 60 KW PARA ANALISE POR ATIVAÇÃO (1967 - 1971)

SUBSTANCIA	ISOTOPO	NUMERO DE AMOSTRAS	% DO TOTAL
Agua	As - 76	4.301	28,7
Minério de urânio	Np - 239	8.006	53,4
Minério de urânio	p.f. *	2.093	13,9
Minério de ouro	Au - 198	228	1,5
Bauxita	Ga - 72	184	1,2
Minério de tório	Pa - 233	116	0,8
	Cr - 51	70	0,5
TOTAL		14.998	100

\* - p.f. : produtos de fissão.

### 2.3. Conclusões

Nota-se em alguns dos gráficos apresentados, uma característica bastante variável da demanda por potências altas, principalmente nas médias mensais (Figuras 2-2, 2-3). Todavia, observa-se que estão sistematicamente acima da potência nominal do reator, atingindo em certos casos, picos de 98 Kw (março de 1971).

Quanto às médias anuais (Figura 2-1), vê-se que não apresentam grandes flutuações, porém possuem um caráter predominantemente crescente.

Estas mesmas observações podem ser feitas com relação às curvas representativas da produção de isótopos para fins de aplicações industriais e análise por ativação.

Portanto, tendo em vista a tendência crescente da demanda e a impossibilidade do IPR-R1 vir a acompanhá-la dentro de suas atuais condições de funcionamento, forçoso é concluir pela ampliação da sua potência de operação.

### 3. AVALIAÇÃO DA REATIVIDADE

O funcionamento do IPR-R1 à potência de 250 Kw exigirá um excesso de reatividade da ordem de 3,7 dólares ( $2,70 \times 10^{-2}$  dK/K) a fim de se compensar as seguintes cargas : coeficiente negativo de temperatura, queima de combustível, envenenamento pelo xenônio e samário e irradiações de amostras.

#### 3.1. Coeficiente negativo de temperatura

A característica mais marcante dos reatores TRIGA é a de possuírem um alto coeficiente pronto negativo de temperatura. Praticamente todas as publicações tratam desse assunto, destacando-se todavia, o trabalho de West et al. que o estuda com maior detalhe (6).

O aumento de temperatura da mistura hidreto de zircônio e urânio provoca aí um endurecimento do espectro de nêutrons. Esse endurecimento quase não é sentido na água em vista da rápida termalização nesse local.

Portanto, a absorção de nêutrons térmicos diminui no U-235, permanecendo praticamente inalterada na água, resultando no decréscimo do fator de utilização térmica ( $f$ ) pela introdução de um fator de desvantagem dependente da temperatura. Esse efeito, denominado efeito de célula, representa cerca de 40% do valor total do coeficiente pronto de temperatura para os elementos comuns

### 3. AVALIAÇÃO DA REATIVIDADE

O funcionamento do IPR-R1 à potência de 250 Kw exigirá um excesso de reatividade da ordem de 3,7 dólares ( $2,70 \times 10^{-2}$  dK/K) a fim de se compensar as seguintes cargas : coeficiente negativo de temperatura, queima de combustível, envenenamento pelo xenônio e samário e irradiações de amostras.

#### 3.1. Coeficiente negativo de temperatura

A característica mais marcante dos reatores TRIGA é a de possuírem um alto coeficiente pronto negativo de temperatura. Praticamente todas as publicações tratam desse assunto, destacando-se todavia, o trabalho de West et al. que o estuda com maior detalhe (6).

O aumento de temperatura da mistura hidreto de zircônio e urânio provoca aí um endurecimento do espectro de nêutrons. Esse endurecimento quase não é sentido na água em vista da rápida termalização nesse local.

Portanto, a absorção de nêutrons térmicos diminui no U-235, permanecendo praticamente inalterada na água, resultando no decréscimo do fator de utilização térmica ( $f$ ) pela introdução de um fator de desvantagem dependente da temperatura. Esse efeito, denominado efeito de célula, representa cerca de 40% do valor total do coeficiente pronto de temperatura para os elementos comuns



"de alumínio" e 55% no caso dos elementos "de aço"<sup>(6)</sup>.

Os outros fatores que contribuem são : o efeito Doppler no U-238 (30% e 20%), fuga no núcleo (25% e 20%) e não homogeneidade no mesmo (5% e 5%). Os números entre parêntesis representam os percentuais do valor total do coeficiente para os casos dos elementos de alumínio e de aço<sup>(6)</sup>.

Na Figura 3-1 estão representadas as perdas de reatividade em função da potência do reator, ao invés da temperatura do combustível, por ser mais cômodo (a 250 Kw, segundo Bårs e Vaurio, a temperatura máxima no centro do combustível é de 250 °C e sob o revestimento é de 130 °C)<sup>(7)</sup>.

As curvas dessa Figura representam os dados obtidos no IPR-R1, no FiR-1 (Mark II, Finlândia)<sup>(7)</sup> e no protótipo de San Diego (Mark I)<sup>(8)</sup>.

Observe-se que antes de obter-se a curva do IPR-R1 fêz-se a calibração da sua potência térmica.

Em vista da boa concordância, extrapolaram-se os dados do protótipo (de 100 Kw a 500 Kw) por meio de polinômios<sup>(9)</sup> a fim de se poder comparar a perda de reatividade com os dados experimentais (até 300 Kw) do FiR-1, também extrapolados para 500 Kw (Figura 3-2).

Vê-se que, para compensar o efeito de temperatura, a 250 Kw, o IPR-R1 necessitará de uma reatividade excesso em torno de 1,7 a 1,8 dólares e, a 500 Kw, de 2,9 a 3,2 dólares.

### 3.2. Envenenamento pelo xenônio e samário

#### 3.2.1. Xenônio

##### a) Durante a operação :

Os dados experimentais obtidos no IPR-R1<sup>(10)</sup> durante 92 horas de operação continua a 30 Kw estão representados na Figura 3-3 em confron -

- VALORES EXPERIMENTAIS AJUSTADOS — SAN DIEGO ( REF. 8,9 )
- VALORES EXPERIMENTAIS — I.P.R. — R I
- △—△— VALORES EXPERIMENTAIS — FIR-1 ( FINLANDIA, REF. 7 )

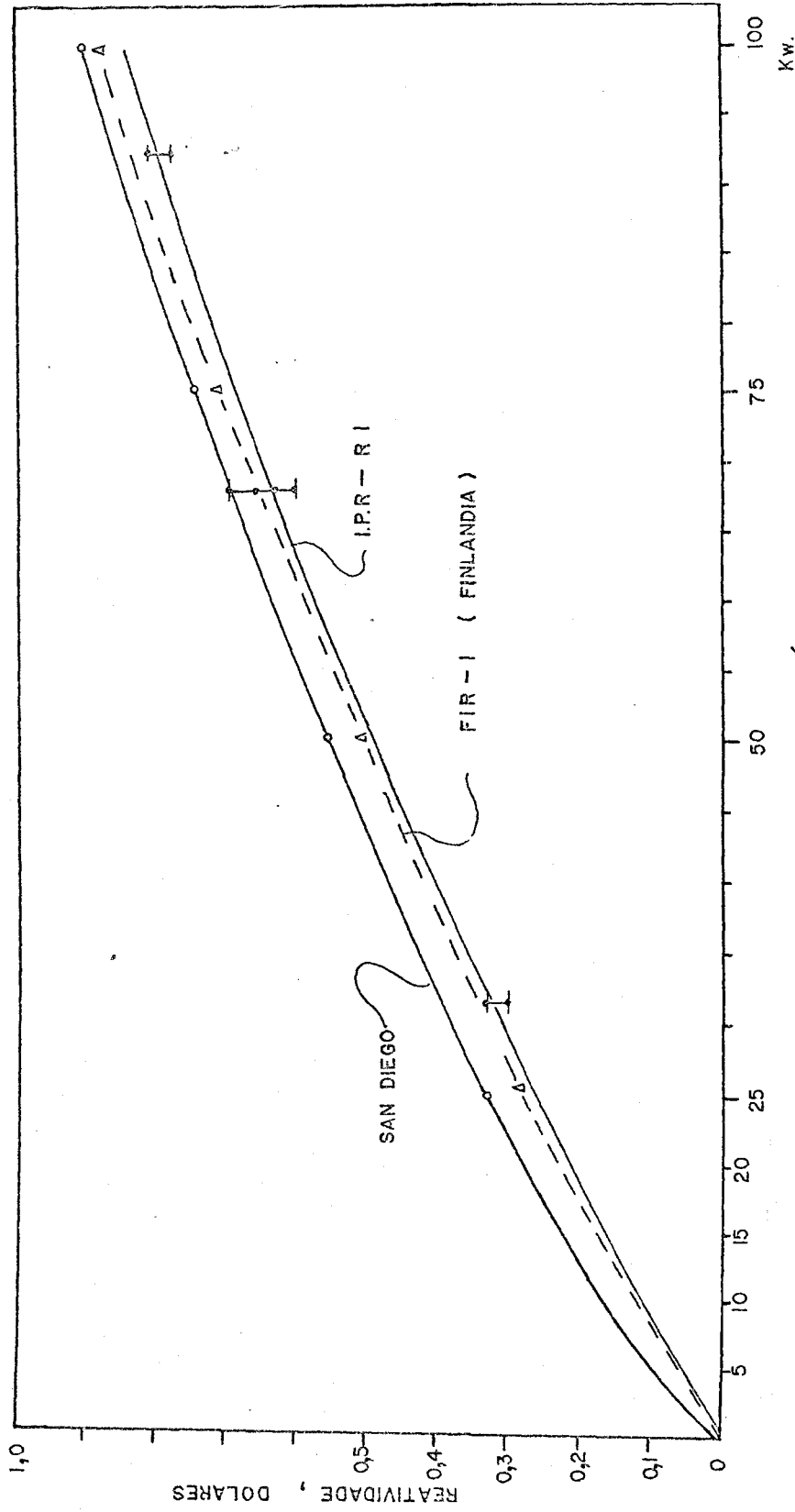


FIGURA 3-1 — PERDA DE REATIVIDADE ATÉ 100 KW. 7 7

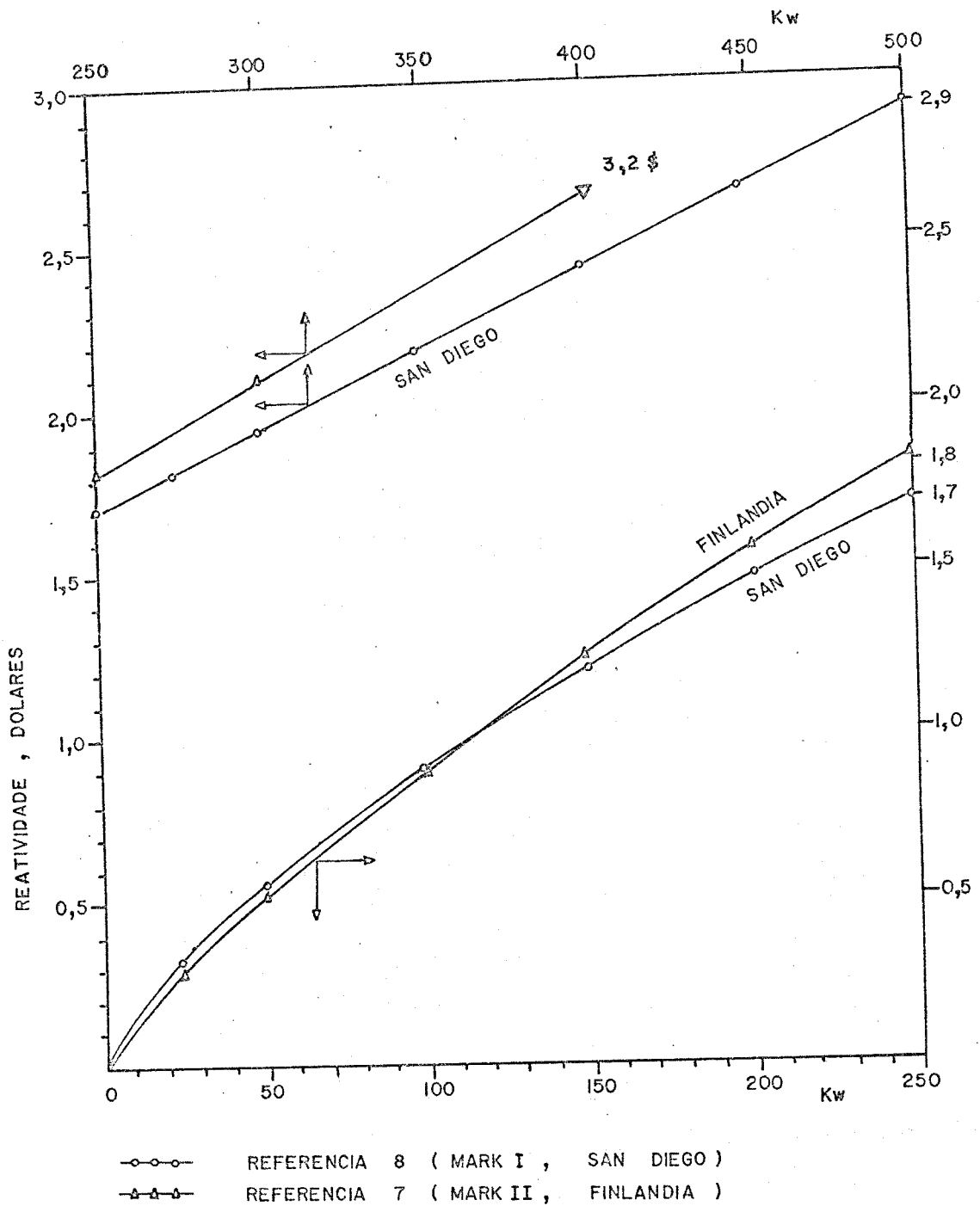


FIGURA 3-2 -- PERDA DE REATIVIDADE EM FUNÇÃO DA POTÊNCIA ( FINLANDIA E SAN DIEGO )

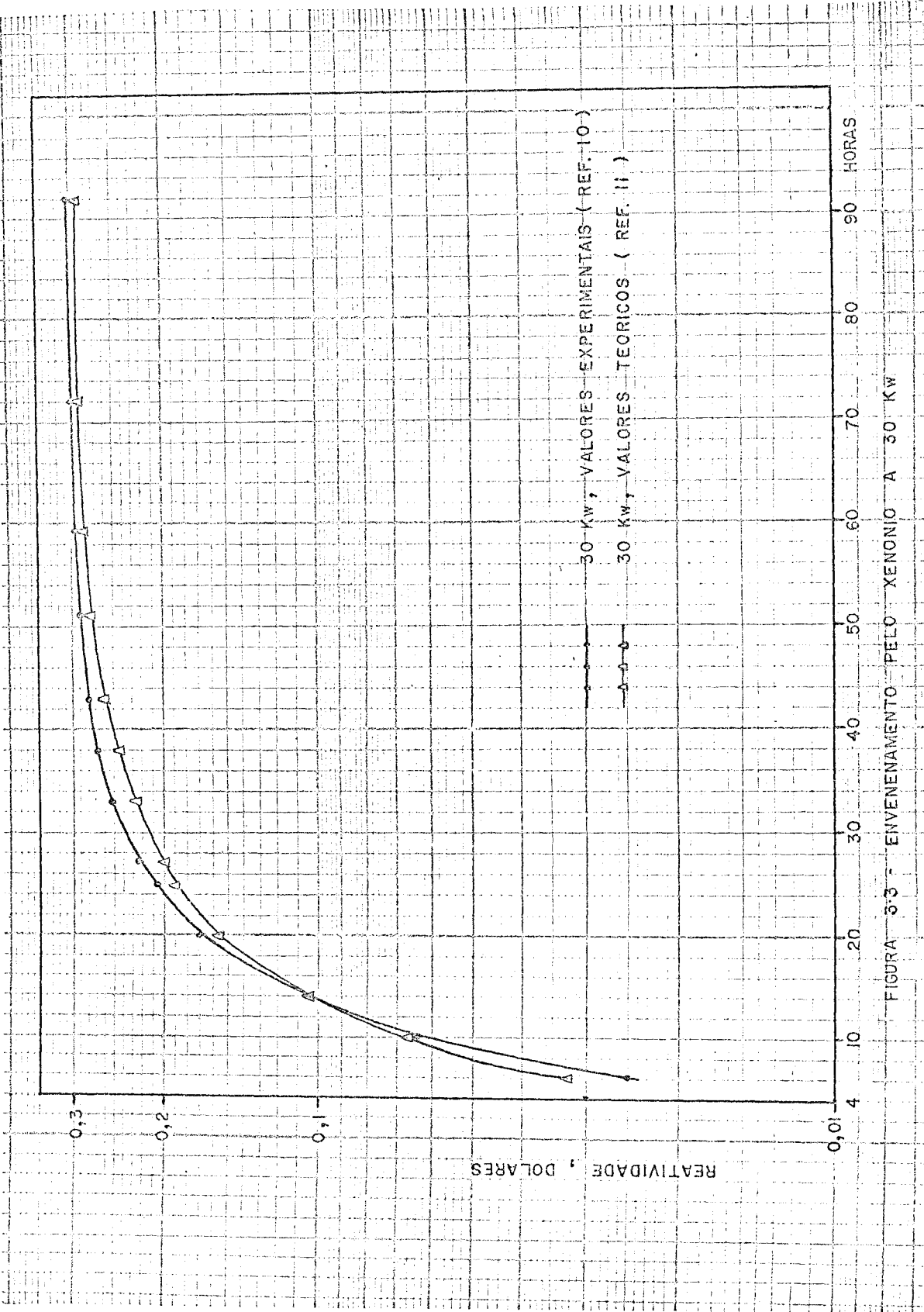


FIGURA 33 - ENVENENAMENTO PELO XENONIO A 30 KW

to com os valores teóricos previstos<sup>(11)</sup>.

Tendo em vista a boa concordância obtida, pode-se obter o valor da reatividade a 250 Kw e no equilíbrio a partir do valor medido a 30 Kw (no equilíbrio) e de acordo com Lamarsh<sup>(12)</sup>:

$$\rho = K \cdot \frac{\phi_T}{\phi_X + \phi_T} \quad \text{onde,}$$

- $\rho$  = reatividade devido ao xenônio, no equilíbrio.  
 $\phi_T$  = fluxo térmico médio à potência de operação.  
 $\phi_X$  =  $7,56 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  = constante.  
K = constante.

Como o fluxo médio no reator a 30 Kw é de  $4,8 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ , a 250 Kw o seu valor será  $4 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ . Em vista disso, a reatividade absorvida pelo xenônio a 250 Kw será 5,8 vezes maior que a 30 Kw, ou seja, cerca de 1,8 dólares.

A 500 Kw, o valor da reatividade será da ordem de 2,8 dólares:

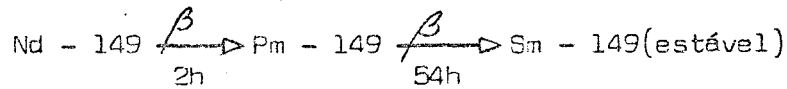
#### b) Após o desligamento

O efeito do crescimento do xenônio após o desligamento é desprezível em reatores que operem à fluxos inferiores a  $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ <sup>(12)</sup>, por esta razão, não será considerado no caso do IPR-R1.

A 500 Kw o efeito não será levado em consideração devido à pouca duração da operação (1 hora).

#### 3.2.2. Samário

O samário 149 é formado indiretamente de acordo com a reação de desintegração :



No caso de reatores cujos fluxos sejam inferiores a  $10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>.s, o envenenamento devido ao samário, após atingido o equilíbrio, não depende do fato do reator estar funcionando ou não. A reatividade negativa no equilíbrio é de  $4,6 \times 10^{-3}$  dK/K segundo Lamarsh<sup>(12)</sup> e de  $12 \times 10^{-3}$  dK/K segundo o "Technical Foundations"<sup>(8)</sup>.

No caso específico do IPR-R1 este efeito não deverá ser levado em conta pois, os elementos combustíveis, mesmo novos, já são artificialmente envenenados pela colocação de dois discos de óxido de samário ( 3 g cada ) nas extremidades de sua parte ativa. A quantidade de veneno queimável é tal que o elemento combustível durante toda a sua utilização, possui uma quantidade de samário sempre igual àquela do equilíbrio<sup>(8)</sup>.

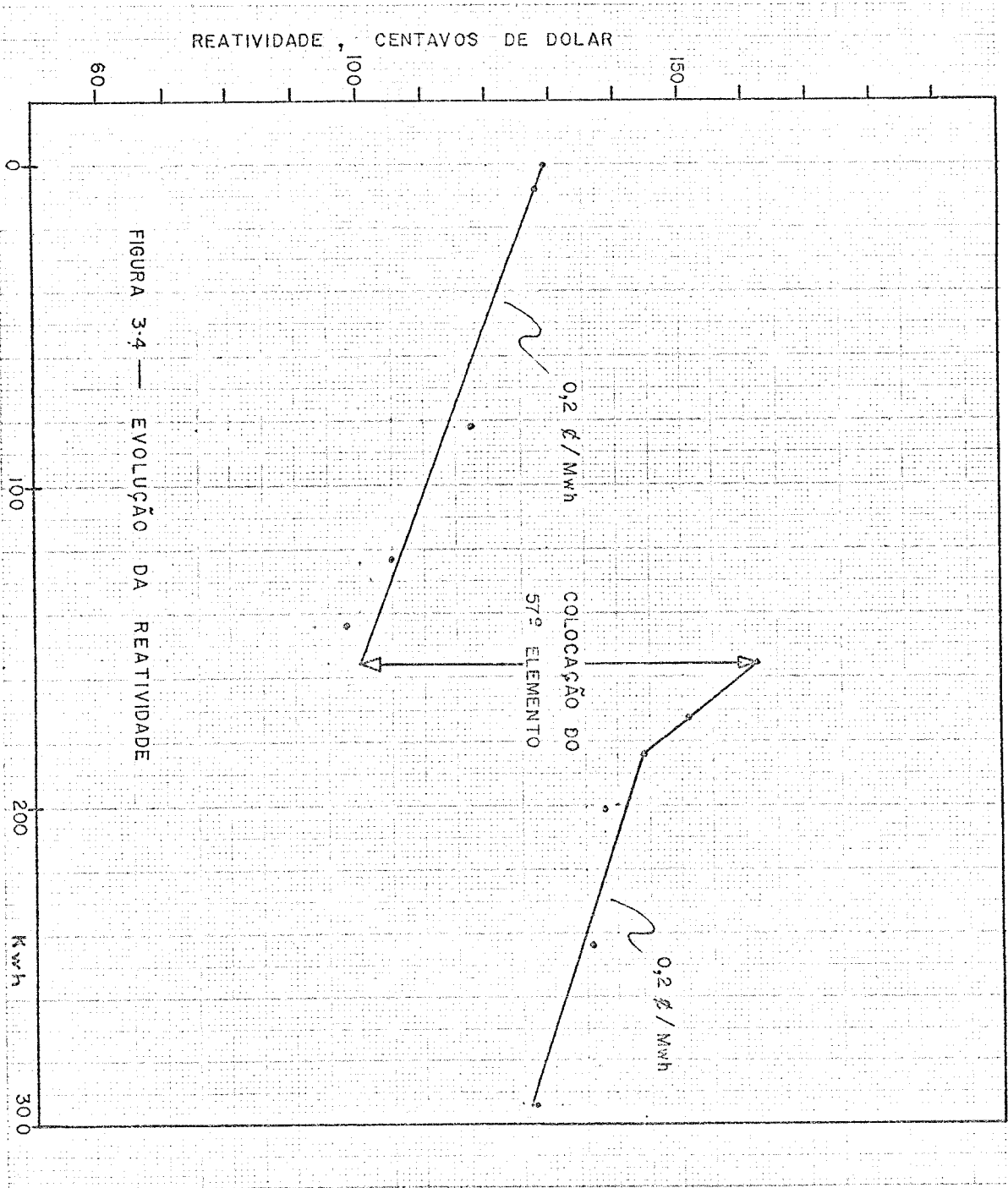
### 3.3. Consumo de combustível

A perda de reatividade no IPR-R1 devido ao consumo do U-235 está representada na Figura 3-4. A perda média de reatividade é de aproximadamente 5 centavos/Mwd.

Supondo que a ampliação da potência do reator provoque um aumento de 100% na energia gerada, esta atingirá o valor de 72.000 Kwh/ano ou 3 Mwd/ano, implicando num decréscimo anual de reatividade da ordem de 15 centavos de dólar. Este valor sendo pequeno e a longo termo, será desprezado em vista dos outros efeitos em jogo e dos erros cometidos em suas avaliações (item 3.5).

### 3.4. Irradiação de amostras

A experiência adquirida com a operação do IPR-R1 tem demonstrado que somente a irradiação de absorvedores na região central do núcleo (tubo central) causa uma diminuição considerável no valor da reatividade excedo do reator.



Assim, até hoje a maior perda de reatividade foi de 108  $\phi$ , ocorrida (uma só vez) quando foi colocada uma amostra contendo 60 g de cobalto no tubo central, incluindo-se o receptáculo da amostra, lastro de chumbo e o fio de aço de sustentação usualmente empregados nas irradiações naquele local<sup>(13)</sup>.

As irradiações das amostras usuais de bromo absorvem desde 20  $\phi$  até 50  $\phi$ , dependendo da massa (desde 10 g até 40 g de  $\text{NH}_4\text{Br}$ ) e dos lastros usados<sup>(13)</sup>.

As irradiações de ouro são frequentemente feitas na mesa giratória. Todavia, no caso futuro de produção de ouro para marcação de areias finas (15 Ci/g), uma grama de ouro deverá produzir no tubo central, uma absorção de 1,3  $\phi$  da reatividade disponível (valor obtido comparando-se as seções de choque totais do cobalto e ouro).

### 3.5. Balanco de reatividades

Convém observar que os valores de reatividade até agora estimados por comparação com os dados obtidos na literatura e após extrapolados estão sujeitos a erros de até 10%, em vista de não se conhecer as condições precisas de realização das experiências (configuração do núcleo, posição relativa das barras de controle, "burn-up", etc), muitas vezes difíceis de se repetir, como é o caso da medida do envenenamento pelo xenônio que requer mais de 80 horas de operação contínua do reator.

Observe-se ainda que, na própria conversão das unidades de reatividade, pode-se estar sujeito a esse erro, conforme se considere por exemplo, a fração efetiva dos nêutrons atrasados igual a 0,0079 ou 0,0073, como se vê nas publicações do próprio fabricante do reator<sup>(6,8,11)</sup>. A propósito, fica aqui esclarecido que em tôdas as conversões utilizadas neste trabalho, tomou-se o valor do  $\beta$  ef igual a 0,0073 por ser o mais recente<sup>(6)</sup> e por uma questão de uniformidade.



Fixação do excesso de reatividade

Tem-se que se considerar dois regimes de trabalho do reator :

- . funcionamento de 24 horas/dia em 5 dias/semana.
- . funcionamento de 9 horas/dia em 5 dias/semana.

O primeiro caso, apesar de pouco provável poderá ocorrer, porém com pouca frequência no regime atual.

Ressalte-se que na época em que se produzia iodo-131 (1961-1962) eram bastante frequentes as campanhas de 96 horas contínuas de duração.

Todavia, não é conveniente prover o reator de um excesso de reatividade tão alto, ou seja,  $4,6 \pm 0,4$  dólares :

a) xenônio no equilíbrio	-	$1,8 \pm 10\%$	\$
b) coeficiente de temperatura	-	$1,8 \pm 10\%$	\$
c) amostras no tubo central	-	1,0	\$
TOTAL	-	$\sim 4,6 \pm 0,4$	\$

De acordo com as informações disponíveis, este seria o primeiro caso em que um reator Mark I ou Mark II (núcleos idênticos ao do IPR-R1) teria um excesso de reatividade superior a 4 dólares<sup>(14,15)</sup>.

O mais conveniente é adotar-se o segundo critério (9h/dia) :

a) xenônio após 9 horas	-	$0,5 \pm 20\%$	\$
b) coeficiente de temperatura	-	$1,8 \pm 10\%$	\$
c) amostras no tubo central	-	1,0	\$
TOTAL	-	$\sim 3,4 \pm 0,3$	\$

O valor da reatividade após 9 horas de irradiação foi obtido por extrapolação linear do valor a 100 Kw<sup>(11)</sup> numa região em que a imprecisão é grande, e a extrapolação aproximada, daí estar afetada de uma incerteza de 20%.

Portanto, o valor máximo da reatividade excesso do reator deverá ser fixada em torno de 3,7 dólares. Esse valor deverá ser atingido gradativamente, a fim de se avaliar com maior precisão os efeitos estudados e a repercussão real que provocará na demanda.

Fixado esse valor, vê-se que o reator poderá funcionar a 500 Kw (com o núcleo modificado e por períodos curtos, ver Capítulos 5 e 6) com uma reatividade disponível para amostras e xenônio igual a 0,5 dólares, a menos das imprecisões já citadas.

## 4. INSTRUMENTAÇÃO E CONTROLE DO REATOR

### 4.1. Instrumentação

A instrumentação do reator IPR-R1 é descrita com bastante detalhe no seu manual de manutenção<sup>(16)</sup>. As Figuras 4-1 e 4-2 mostram os diagramas bloco funcionais dessa instrumentação, tal como foi instalada e ainda é atualmente.

A mesa de controle será no início adaptada para permitir o funcionamento do reator a 250 Kw, sendo no futuro, substituída por outra de mesmas características.

A seguir faz-se uma descrição da parte da instrumentação que será adaptada ou acrescentada, não se fazendo referência à instrumentação ou dispositivos que permanecerão inalterados.

#### 4.1.1. Canais de medidas

O IPR-R1 possui atualmente quatro canais de medidas, cujas câmaras de detecção, em suas posições originais (presas na parte externa do refletor) cobrem as seguintes faixas de potência :

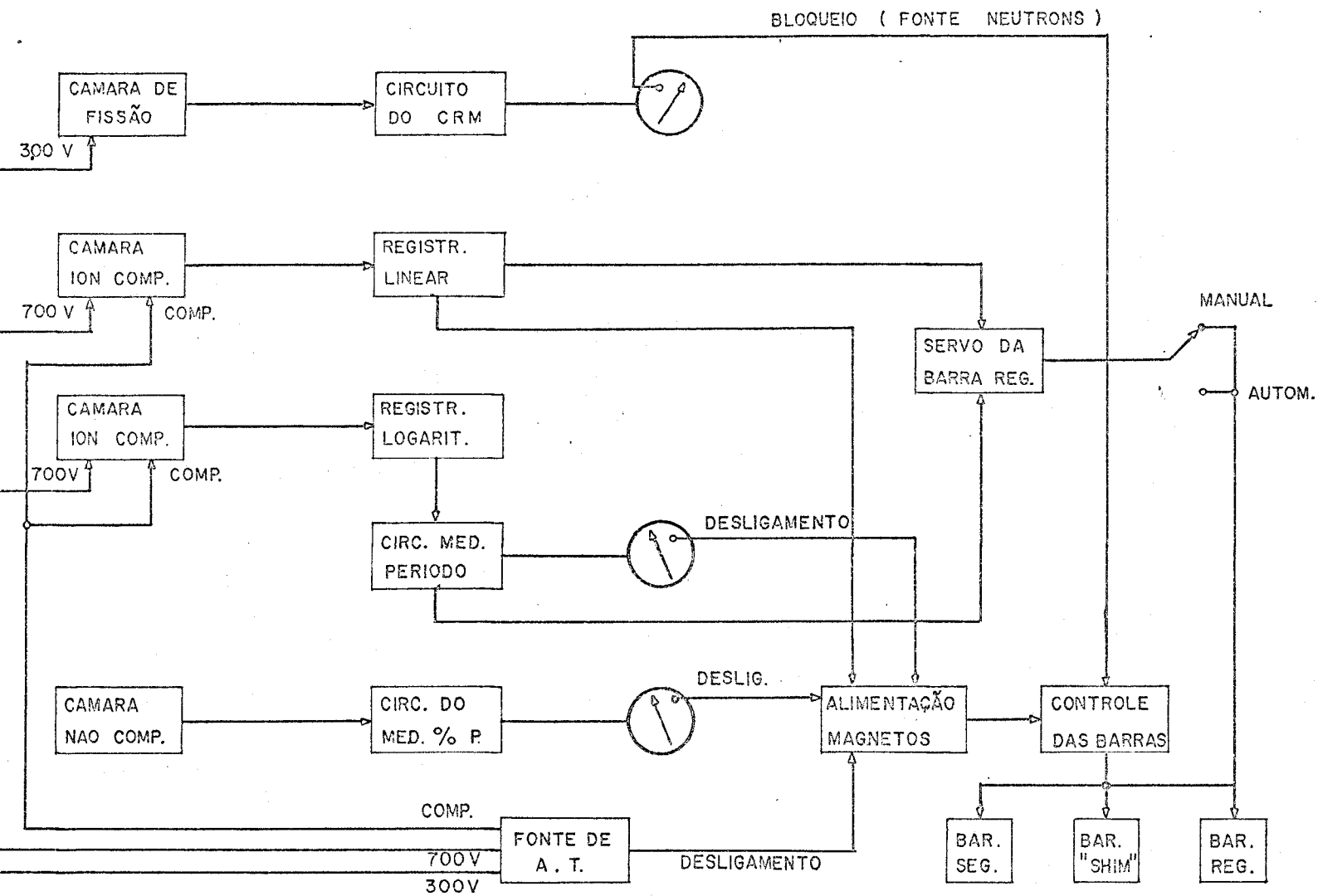


FIGURA 4-1 . — DIAGRAMA BLOCO FUNCIONAL DA INSTRUMENTAÇÃO

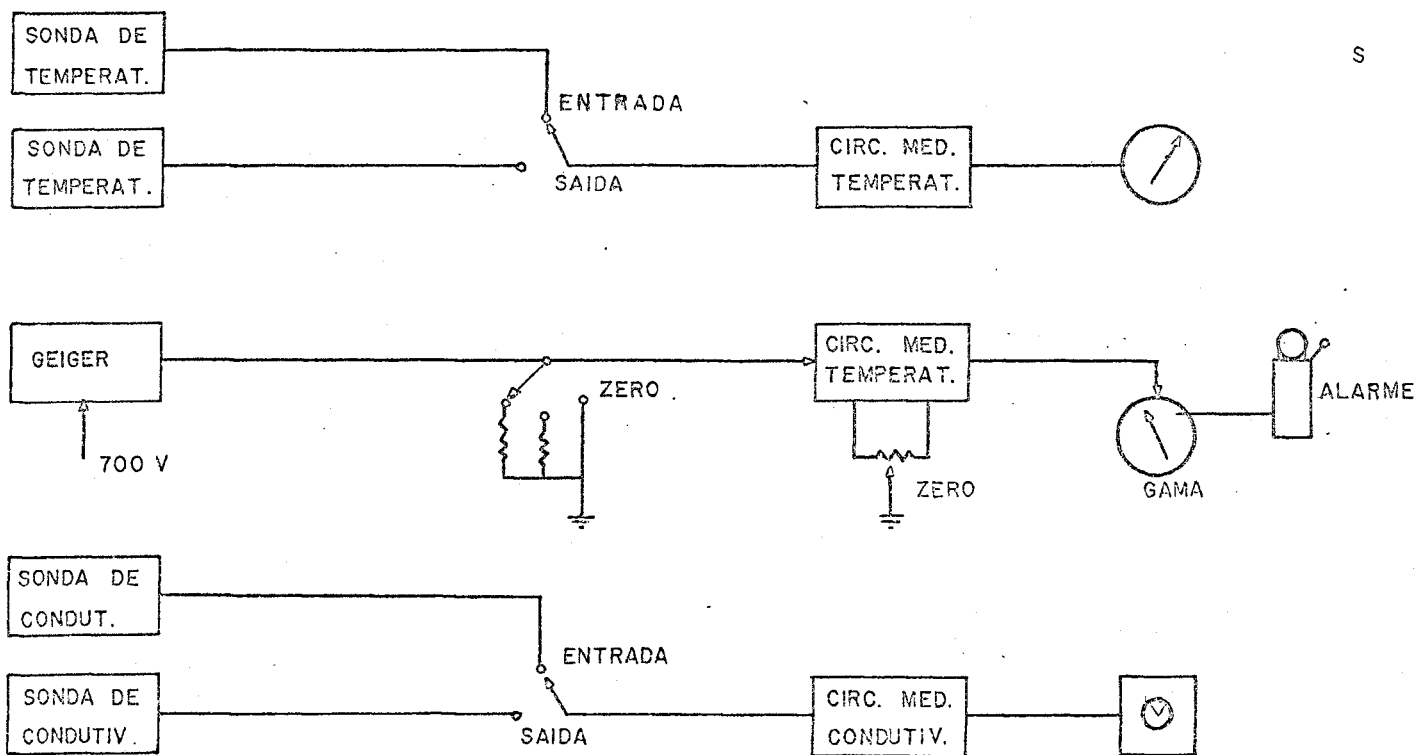


FIGURA 4-2 — DIAGRAMA BLOCO FUNCIONAL DA INSTRUMENTAÇÃO

- . câmara de fissão do medidor da taxa de contagem (canal de partida) -  $10^{-4} w$  a  $7 \times 10^0 w$
- . câmara de ionização compensada do registrador linear -  $10^{-3} w$  a  $10^5 w$
- . câmara de ionização compensada do registrador logarítmico -  $10^{-2} w$  a  $10^5 w$
- . câmara de ionização não compensada do indicador percentual da potência -  $5 \times 10^3 w$  a  $10^5 w$

A fim de que essas câmaras possam trabalhar no novo regime de 250 Kw sem sofrerem correntes excessivas, elas serão deslocadas de suas posições originais de modo a atingirem uma região de menor fluxo.

Assim, na primeira experiência de operação do reator acima de 100 Kw, a câmara foi previamente ajustada de modo que, em sua nova posição, acusasse 50% da leitura original.

Com o reator posto crítico à potência de 50 Kw, uma das câmaras foi deslocada (para o fundo) até que acusasse uma fração da leitura e então fixada naquela posição. As outras foram mantidas fixas. Em seguida, comparou-se a resposta da câmara deslocada com as outras, variando-se a potência do reator a fim de se testar a sua linearidade. Em seguida, voltou-se a câmara à sua posição original (com o reator crítico a 50 Kw, leitura nas outras câmaras), até que acusasse o valor inicial, aí sendo novamente fixada. Repetiu-se o processo com as outras câmaras, verificando-se ser o método repetitivo. Desta forma as câmaras foram deslocadas a fim de permitir a operação do reator à potência experimental de 170 Kw.

Note-se que o deslocamento definitivo das câmaras acarretará numa perda de sensibilidade a baixas potências. Esse inconveniente poderá ser sanado com a instalação no futuro, de um novo canal de medida próprio para baixas potências.

A Figura 4-3 ilustra a resposta das câmaras dos registradores linear e logarítmico em função do indicador percentual de potência (% P) antes e depois de se mover a câmara do logarítmico, ao passo que a Figura 4-4 mostra a resposta das três câmaras já deslocadas.

Vê-se que as correntes das câmaras atingiram 1 mA quando o indicador percentual acusava o valor de 95% (cêrca de 170 Kw). Essas correntes deverão ser reduzidas a 0,4 mA ou 0,5 mA, a fim de que, a 250 Kw, dê em valores em tórno de 0,6 mA a 0,8 mA por ser a região aconselhável para se trabalhar conforme pode-se ver pela Figura 4-5.

Quanto à câmara não compensada do % P o seu comportamento é semelhante às compensadas, conforme se pode ver pela tendência das suas curvas de saturação (Figura 4-6) e pela Tabela 4-1 <sup>(17)</sup>.

#### 4.1.2. Registradores

Os registradores, devido ao seu grande uso (mais de dez anos) não fornecem atualmente medidas muito confiáveis. Todavia, são ainda de grande utilidade, pois, fornecem sinais de desligamento à unidade de controle do reator quando se ultrapassa a faixa selecionada de potência (registorador linear, final de escala) ou quando houver um rápido aumento da mesma (períodos inferiores a 7 segundos).

No segundo caso, o registrador logarítmico não fornece o sinal de desligamento diretamente, mas através do medidor de período a êle acoplado que fornece um sinal de desligamento à unidade de controle, quando o período atinge valores iguais ao prefixado ( -  $\infty$  a 7 segundos).

Desta maneira, êsses registradores serão conservados até que ocorra a substituição integral da atual mesa de controle.

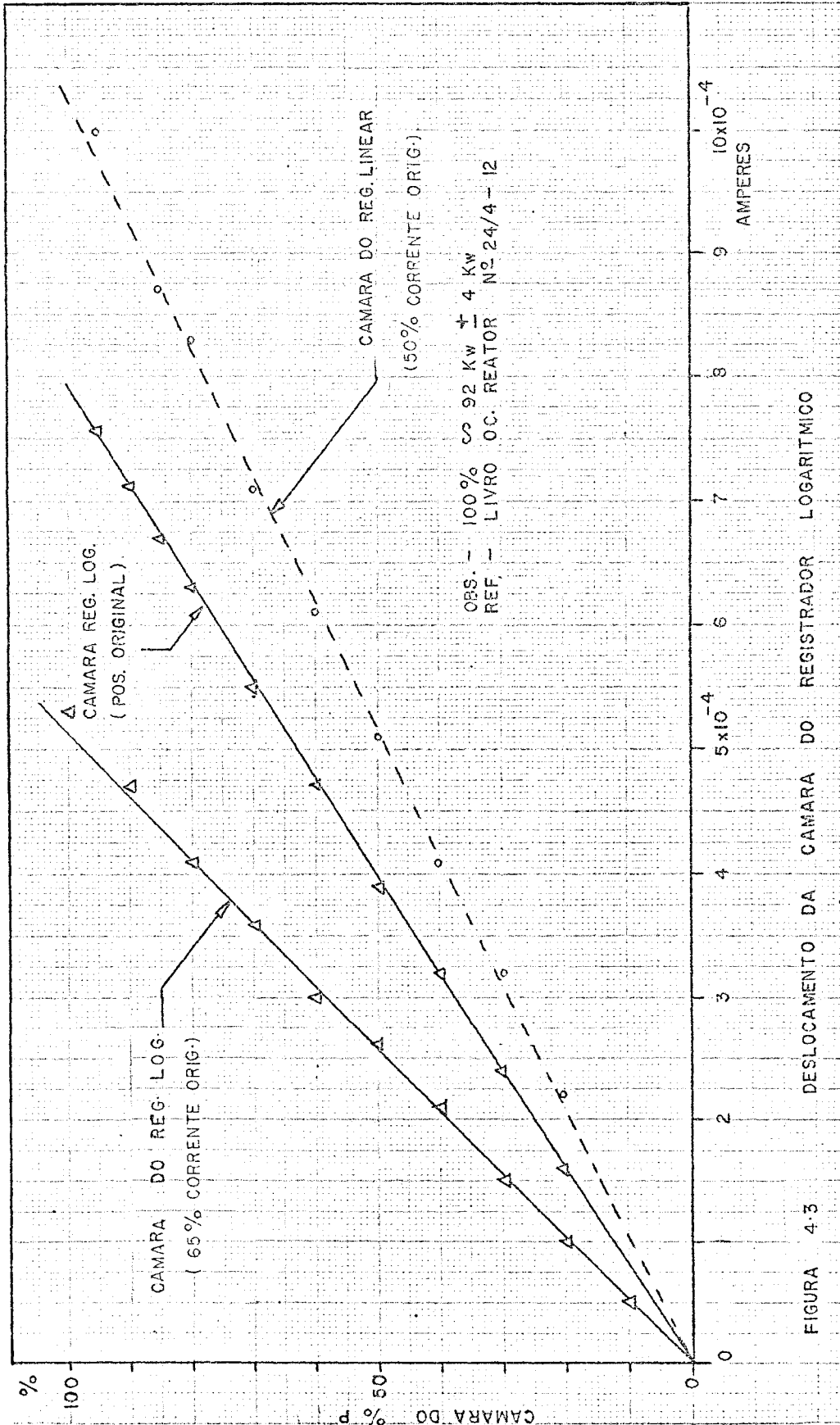


FIGURA 4.3 DESLOCAMENTO DA CAMARA DO REGISTRADOR LOGARITMICO



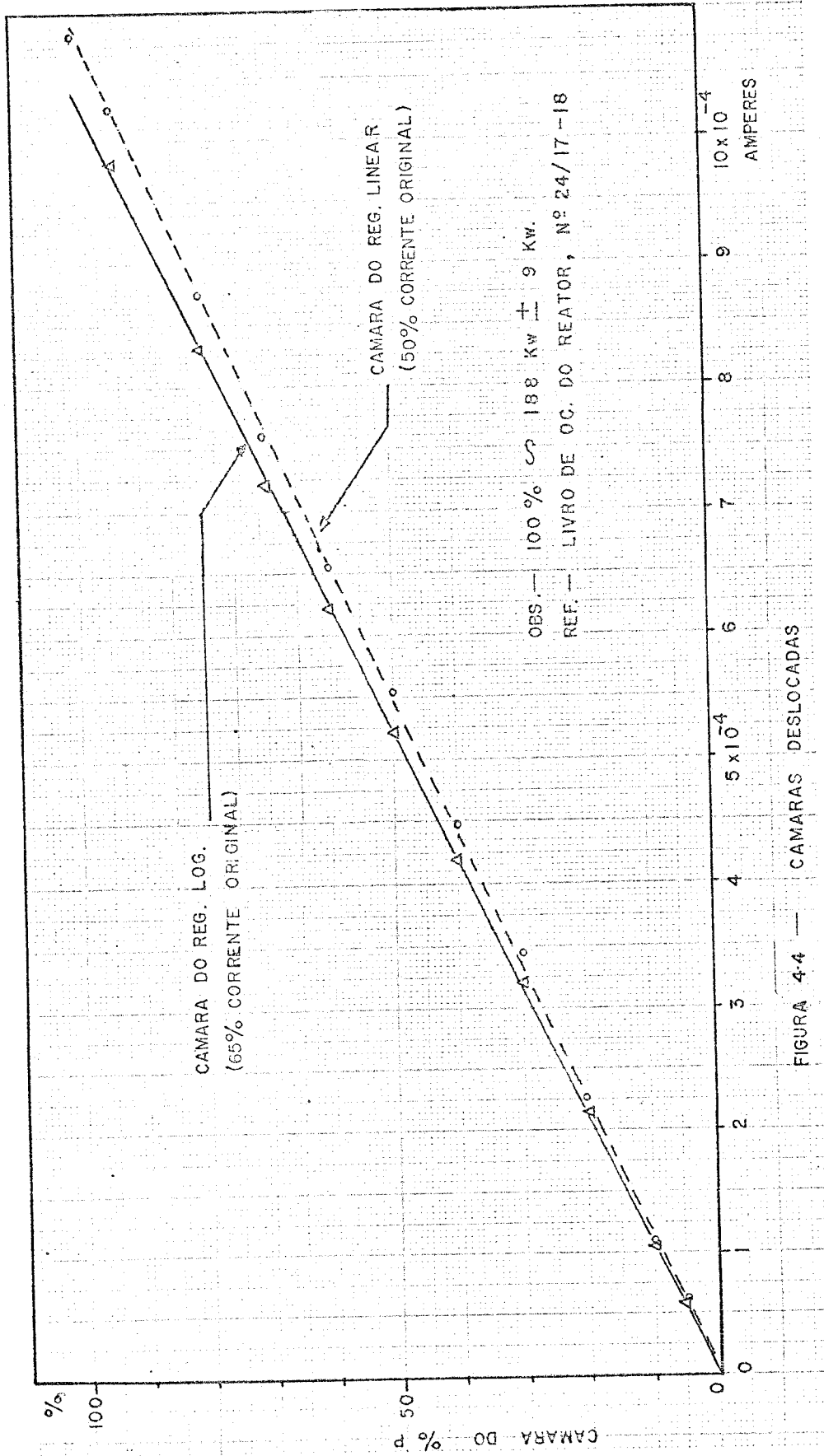
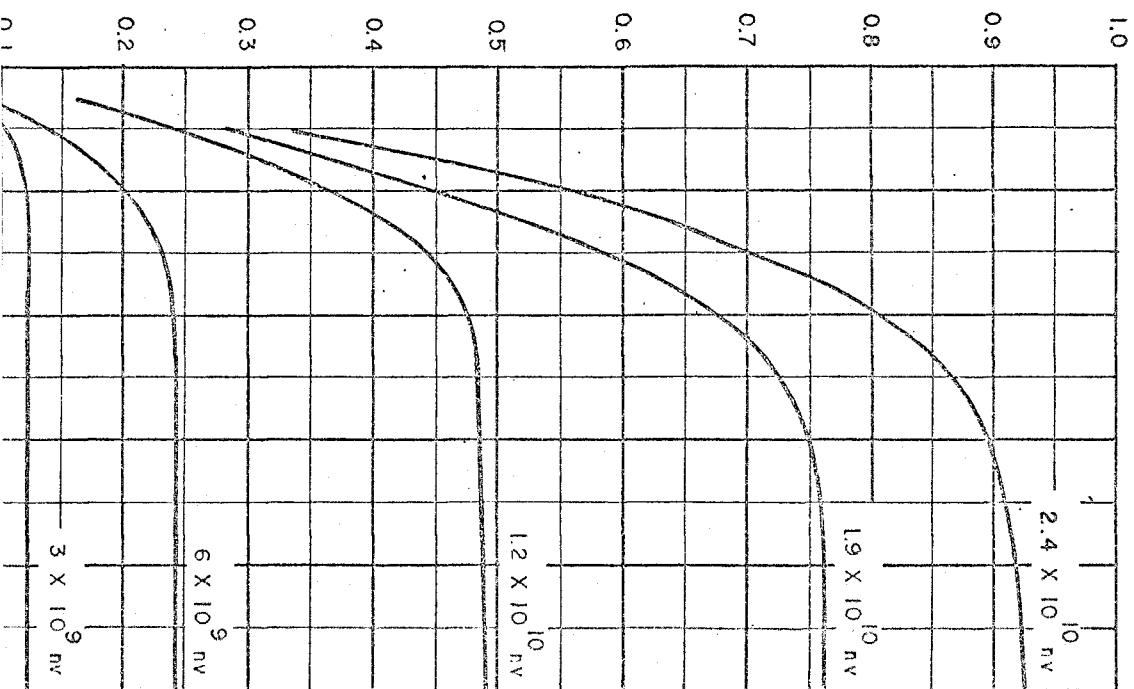


FIGURA 4-4 — CAMARAS DESLOCADAS

CORRENTE , mA.



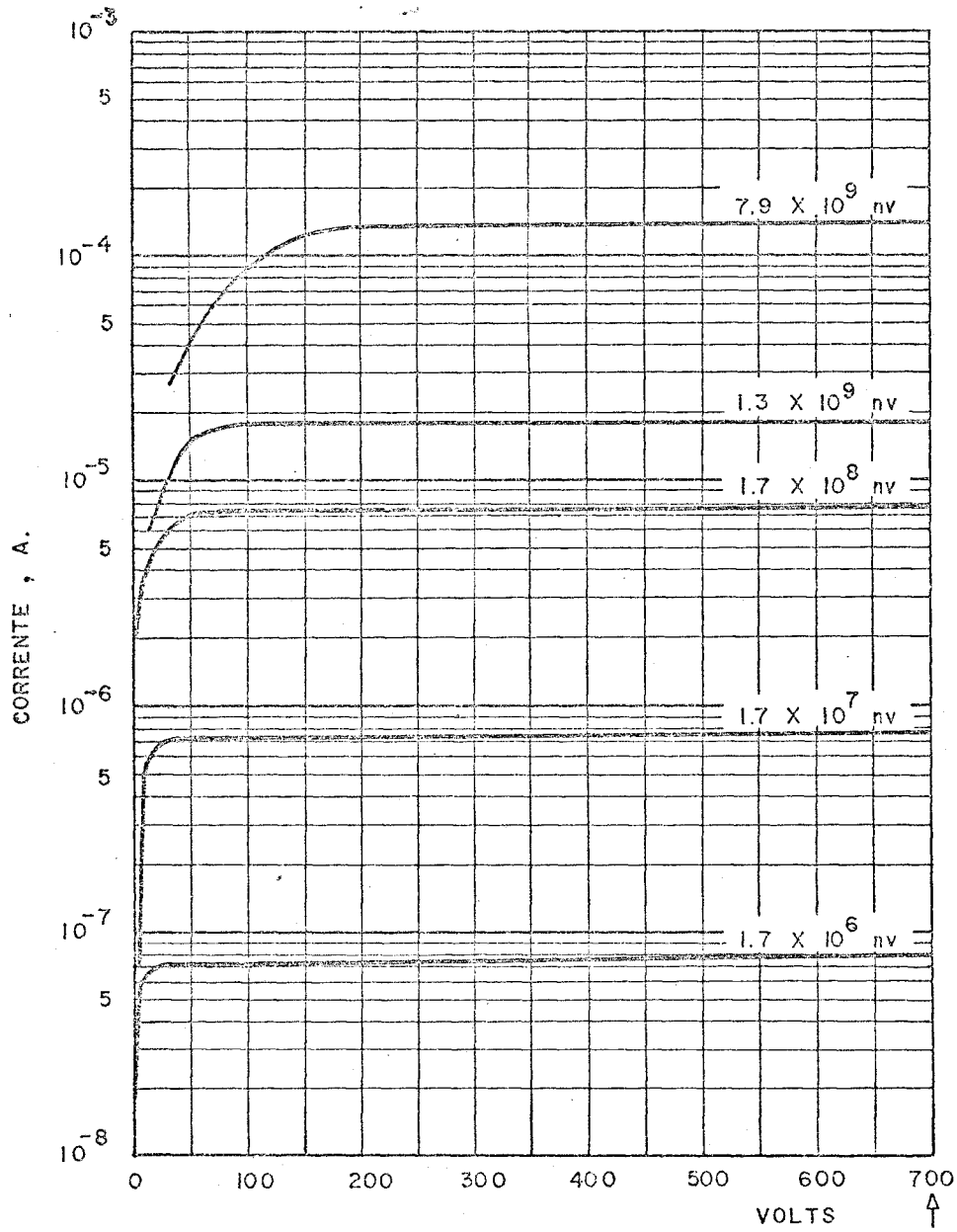


FIGURA 4-6 — CAMARA NÃO COMPENSADA ( REF.17)

TABELA 4-1 - CARACTERÍSTICAS DAS CAMARAS DE DETEÇÃO DO IPR-RI

ESPECIFICAÇÕES DAS CAMARAS	CANAL % P		CANAL DE PARTIDA	
	Westinghouse 6937	Westinghouse 6377	Westinghouse 6377	Westinghouse 6376
Diâmetro máximo, polegadas	3-1/16	3-3/16	2-1/16	
Comprimento total, polegadas	13-7/8	23-13/16	11-11/16	
Comprimento sensível, polegadas	7	14	6	
Material da caixa	alumínio	3% Al, 97% liga Mg	alumínio	
Material dos eletrodos	alumínio	3% Al, 97% liga Mg	alumínio	
Gás de enchimento	argônio e nitrogênio	nitrogênio	argônio e nitrogênio	
Boro enriquecido em B-10, mg/cm <sup>2</sup>	?	1	-	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> enriquecido 90%, mg/cm <sup>2</sup>	-	-	2	
Voltagem máxima, V	1500	1500	1000	
Voltagem de operação, V	200 a 1000	300 a 800	200 a 800	
Voltagem de compensação, V	-	-10 a -80	-	
Temperatura máxima, °C	78	78	78	
Fluxo térmico máximo, nv	10 <sup>11</sup>	5 x 10 <sup>11</sup>	3 x 10 <sup>10</sup>	
Fluxo térmico de operação, nv	2,5x10 <sup>3</sup> a 2,5x10 <sup>10</sup>	2,5x10 <sup>2</sup> a 2,5x10 <sup>10</sup>	1,4 a 1,4 x 10 <sup>5</sup>	
Sensibilidade a nêutrons, A/nv	4,4 x 10 <sup>-14</sup>	4 x 10 <sup>-14</sup>	0,7 cps/nv	
Sensibilidade a gamas, A/r/h	5 x 10 <sup>-11</sup>	0	4,2 x 10 <sup>-11</sup>	

#### 4.2. Contrôle

O contrôle do IPR-R1 deverá ser analisado por etapas, visando atingir-se a reatividade excesso máxima proposta :

- . configuração 1,2 dólares (atual)
- . configuração 1,9 dólares (intermediária)
- . configuração 3,7 dólares (final)

##### 4.2.1. Configuração 1,2 dólares

A atual configuração do núcleo é caracterizada por 57 elementos combustíveis (revestimento de alumínio), 28 elementos de grafita, 3 barras de contrôle, 1 fonte de nêutrons, 1 terminal pneumático e 1 tubo central (normalmente cheio de água). A Figura 4-7 representa essa configuração.

O excesso de reatividade é atualmente de 1,2 dólares ( $8,76 \times 10^{-3}$  dK/K) sendo coberto pelas barras de contrôle cujas anti-reatividades são as seguintes<sup>(13)</sup> :

. barra de segurança	-	2,0 \$
. barra de contrôle grosso	-	2,2 \$
. barra reguladora	-	0,5 \$
TOTAL		<hr/> 4,7 \$

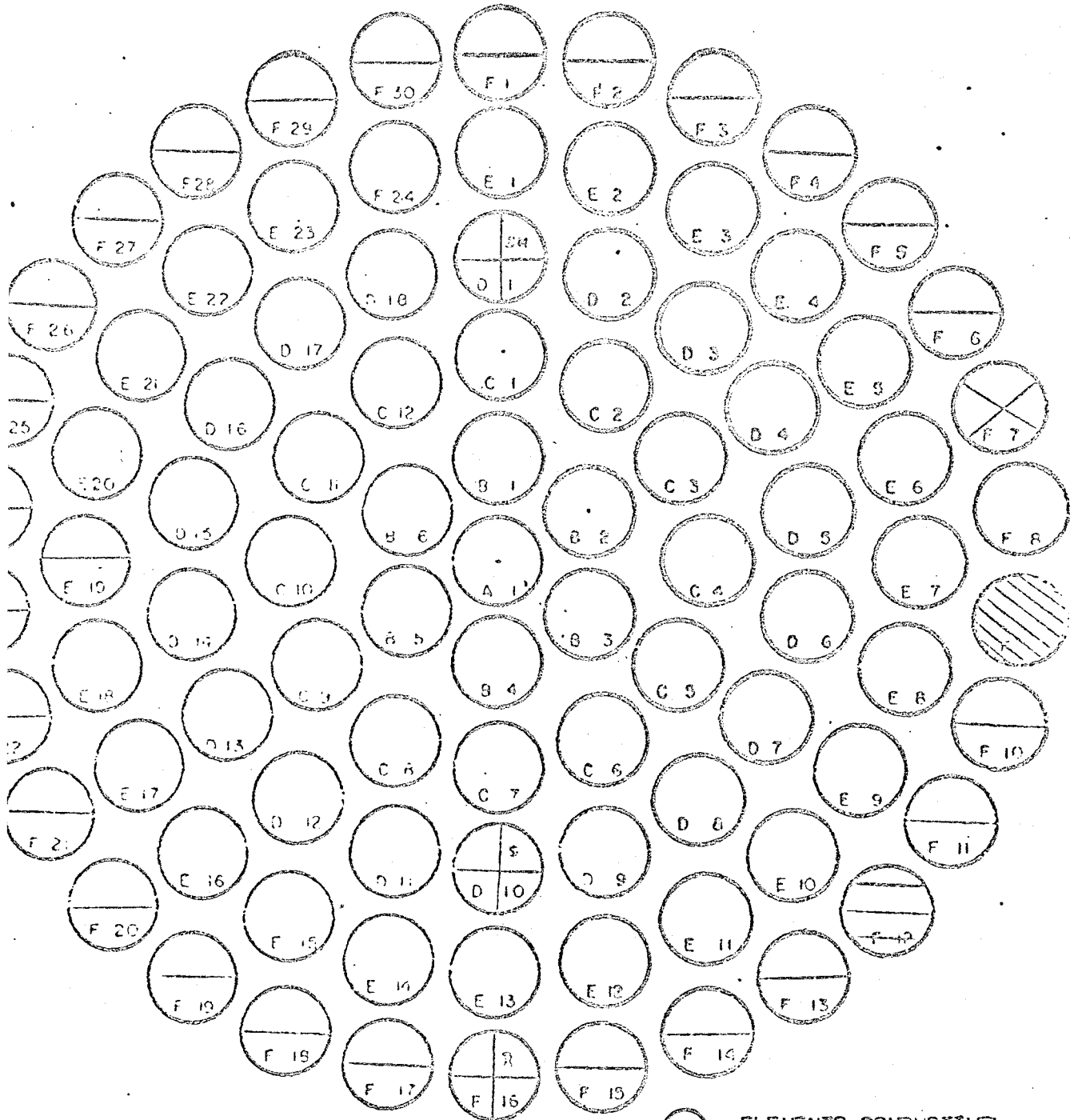
##### 4.2.2. Configuração 1,9 dólares

Os princípios básicos que regem as características das barras de segurança são<sup>(18,19)</sup> :

- a) absorver o excesso de reatividade do núcleo com apreciável margem de segurança;
- b) mover-se rapidamente no desligamento.



EIXO DE GOMADO DA MESA GIRATÓRIA









-  ELEMENTO COMBUSTIVEL
-  ELEMENTO DE GRAFITA
-  BARRA DE CONTRÔLE
-  FONTE DE NEUTRONS
-  TERMINAL DO TUBO PNEUMÁTICO
-  EXCITADOR DE NEUTRONS

FIGURA 4.7 - CONFIGURAÇÃO ATUAL DO NÚCLEO

As barras de controle do IPR-R1 têm o mesmo sistema de levantamento (motores com embreagem) e desligamento (queda rápida provocada por corte na alimentação dos eletroímãs).

Desta forma, satisfazem a condição b e poderão funcionar como barras de segurança desde que satisfaçam a condição a. Assim, trocando-se as ligações elétricas da barra de controle grosso atual (2,2 \$) pela de segurança (2,0 \$), ela satisfará ao requisito a, desde que se defina o que seja "margem apreciável".

Tomando-se como "margem apreciável" o mesmo valor adotado pelo fabricante (cêrca de 15%) para o caso específico do IPR-R1 (em 3 \$ de excesso propôs 3,5 \$ para a barra de maior valor)<sup>(4)</sup>, vê-se que, o valor da reatividade excesso do núcleo poderá atingir 1,9 dólares.

Observe-se ainda que, nessa nova configuração, ainda que a barra de segurança fique prêsã fora do núcleo, o desligamento do reator é conseguido pela queda das barras de controle grosso (2,0 \$) e reguladora (0,5 \$) que, como foi dito, têm queda rápida.

Finalmente, fica ainda satisfeita a boa prática de que, em projetos de controle, o valor total das barras (4,7 \$), seja aproximadamente dobro do excesso máximo de reatividade do núcleo (1,9 \$)<sup>(4)</sup>.

Em vista do exposto sugere-se uma primeira fase na ampliação da potência do reator : aumento da reatividade atual para 1,9 dólares, do ravante denominada Fase 1.

#### Fase 1 : Método de abordagem

As barras de controle serão mantidas em suas atuais posições trocando-se porém, as ligações elétricas já mencionadas. Acrescentar-se-ão ao núcleo, dois elementos combustíveis que atualmente estão es tocados como reserva.

A substituição de um elemento de grafita da posição F-21 por um elemento combustível, acarreta num aumento de reatividade de 0,4 dólares<sup>(13)</sup>.

Devido ao efeito de sombra, a colocação do segundo elemento (no mesmo anel) dificilmente acrescentará mais 0,4 dólares e a reatividade excessiva não ultrapassará 2 dólares.

Esse valor, será em seguida reajustado para 1,9 dólares, trocando-se alguns elementos por outros, de massas e/ou anéis diferentes, ou ainda, por elementos de grafita. Tais tipos de ajustes já foram feitos anteriormente por ocasião da colocação do 57º elemento combustível no núcleo do IPR-R1<sup>(20)</sup>.

#### Fase 1 : Resultados esperados

Supondo-se que uma amostra no tubo central absorva 0,4 dólares (caso mais usual) e ainda, que na faixa de 100 Kw a 150 Kw, as perdas de reatividade devidas ao coeficiente negativo de temperatura e ao xe nônio (após 9 horas) sejam de 0,8  $\phi$ /Kw e 0,2  $\phi$ /Kw, a potência firme do reator, numa jornada normal de trabalho, será de aproximadamente 150 Kw. Caso não se irradiem amostras no tubo central, o reator poderá atingir a potência de 250 Kw por períodos curtos e 180 Kw durante 9 horas.

#### 4.2.3. Configuração 3,7 dólares

Nesse caso a mudança a ser efetuada no núcleo será substancial pois, serão ainda acrescentados ao núcleo cerca de 9 elementos combustíveis de aço inoxidável, perfazendo um total de 68 elementos, a julgar pelos dados obtidos em vários reatores Triga de núcleos idênticos ao do IPR-R1 e que funcionam a 250 Kw<sup>(4,14,15)</sup>.

Como em tal modificação o sistema de controle será bastante muda



do, a execução dessa etapa exigirá uma análise de segurança global que devido ao seu caráter especial, foge ao âmbito desse trabalho. Todavia, pode-se desde já, fornecer subsídios para uma futura decisão para o caso específico do controle do reator.

Fase 2 : Controle do reator por 3 barras

Pode-se tentar uma solução semelhante àquela proposta pelo fabricante para o caso em que o excesso máximo de reatividade do IPR-R1 fosse de 3 dólares<sup>(4)</sup> :

. reatividade excesso	-	3 \$
. 1 barra reguladora	-	1 \$
. 1 barra de controle grosso	-	3,5 \$
. 1 barra de segurança	-	3,5 \$
TOTAL		<hr/> 8,0 \$

Observe-se que os valores propostos das barras seriam obtidos pela simples relocação das mesmas no núcleo<sup>(4)</sup>.

Como no caso que se propõe, o excesso de reatividade é de 3,7 \$, poder-se-ia tentar aumentar o valor da barra de segurança, aproximando-a mais da região central até que se atingisse um valor acima de 3,7 dólares, com uma margem de segurança considerada satisfatória.

Um recurso que poderia ser usado como ajuste ao valor prefixado seria concentrar-se uma maior quantidade de elementos combustíveis de maior massa em torno da barra, conforme técnica utilizada no reator da Universidade de Oregon<sup>(21)</sup>.

Fase 2 A: Controle do reator por 4 barras

Caso não fosse possível na fase anterior atingir-se os critérios de segurança, restaria a solução da instalação de uma quarta barra de

- 40 -

segurança que, em conjunto com a já existente, cobriria o excesso de reatividade do núcleo.

Essa solução teria como vantagem potencial o fato de não provocar depressões de fluxo na região central, porém, teria como desvantagem o acréscimo de mais um componente ao reator.

## 5. ASPECTOS DE SEGURANÇA E RADIOPROTEÇÃO

### 5.1. Descrição do reator

O IPR-R1 é um reator TRIGA, modelo Mark I (tipo abaixo do solo) fabricado pela "Gulf Energy and Environmental Systems" de San Diego, Califórnia. É refrigerado a água, moderado parcialmente a hidreto de zircônio. O combustível é o urânio-235 enriquecido a 20%.

A Figura 5-1 mostra de maneira esquemática os elementos combustíveis do IPR-R1.

O reator acha-se situado no fundo de um poço cilíndrico de aproximadamente 2,0 m de diâmetro por 6,4 m de profundidade, contendo cerca de 19.000 litros de água desmineralizada. A água tem como finalidade retirar o calor (convecção natural) que é gerado no núcleo e cooperar na moderação dos nêutrons. Funciona ainda como blindagem (5,0 m de espessura de água acima da grade superior) contra as radiações provenientes do núcleo.

A Figura 5-2 mostra um desenho esquemático do reator enquanto que a Figura 5-3 mostra-o com maior detalhe.

O poço é constituído por dois tanques cilíndricos concêntricos de chapa

de aço de 6,35 mm (1/4") contendo entre suas paredes 20 cm de concreto. A superfície interna do tanque menor é coberta por uma camada de argamassa de 5 cm de espessura seguida de uma camada impermeável de resina "epoxy" cuja finalidade é a de evitar que a água desmineralizada entre em contato com a argamassa de cimento.

O núcleo do reator está representado na Figura 5-4 (modelo quase idêntico ao do IPR-R1). É constituído por duas grades circulares que suportam os elementos combustíveis e os de grafita. Esse arranjo é circundado por um refletor anular de grafita de 30,4 cm de espessura, que por sua vez é revestido por 1,5 cm de alumínio. Todo o conjunto apoia-se na plataforma suporte cujos pés são fixados no fundo do poço.

O refletor contém em sua parte superior um suporte giratório estanque (mesa giratória) e, na sua face externa, estão situadas as câmaras de ionização.

Os demais componentes que completam o núcleo são : três barras de controle, tubo central, pneumático e de acesso à mesa giratória, eixo de comando desta última e uma fonte de nêutrons.

Outros dispositivos, que posteriormente foram fabricados no Instituto e instalados no reator são : dois osciladores de pilha (um na fase externa do refletor e outro dentro do núcleo) e um pequeno extrator de feixe.

O resfriamento da água do poço é feito por meio de uma unidade frigorífica convencional a freon 22 e, o comando do reator é realizado à distância, por intermédio de sua mesa de controle.

A sala do reator é provida de sistemas centrais de ar condicionado e de exaustão.

Descrições mais detalhadas sobre o reator e seus dispositivos acessórios são facilmente encontradas em diversas publicações (3,16,22 - 28).

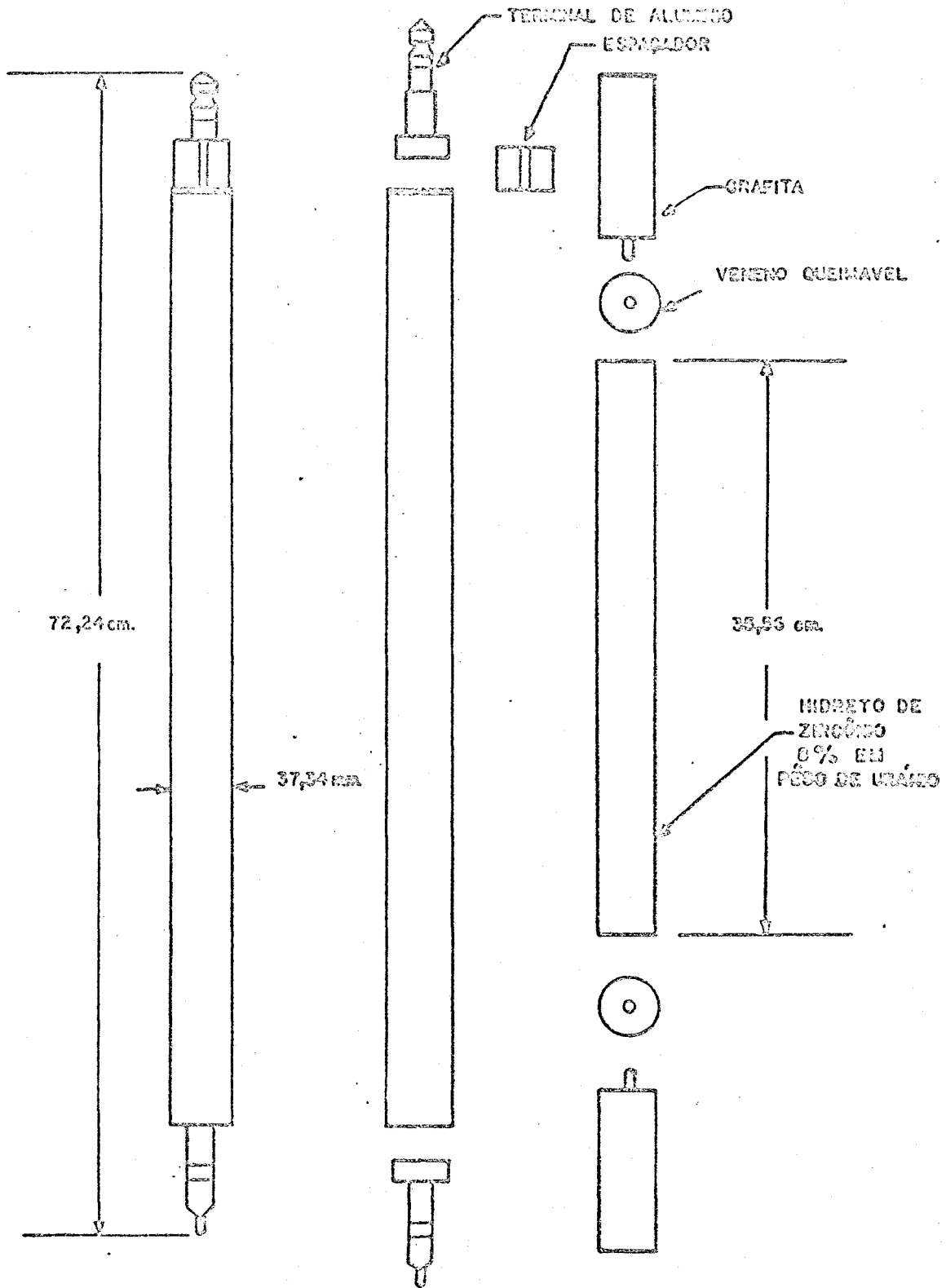


FIGURA 5.1 - ELEMENTO COMBUSTÍVEL - MODERADOR

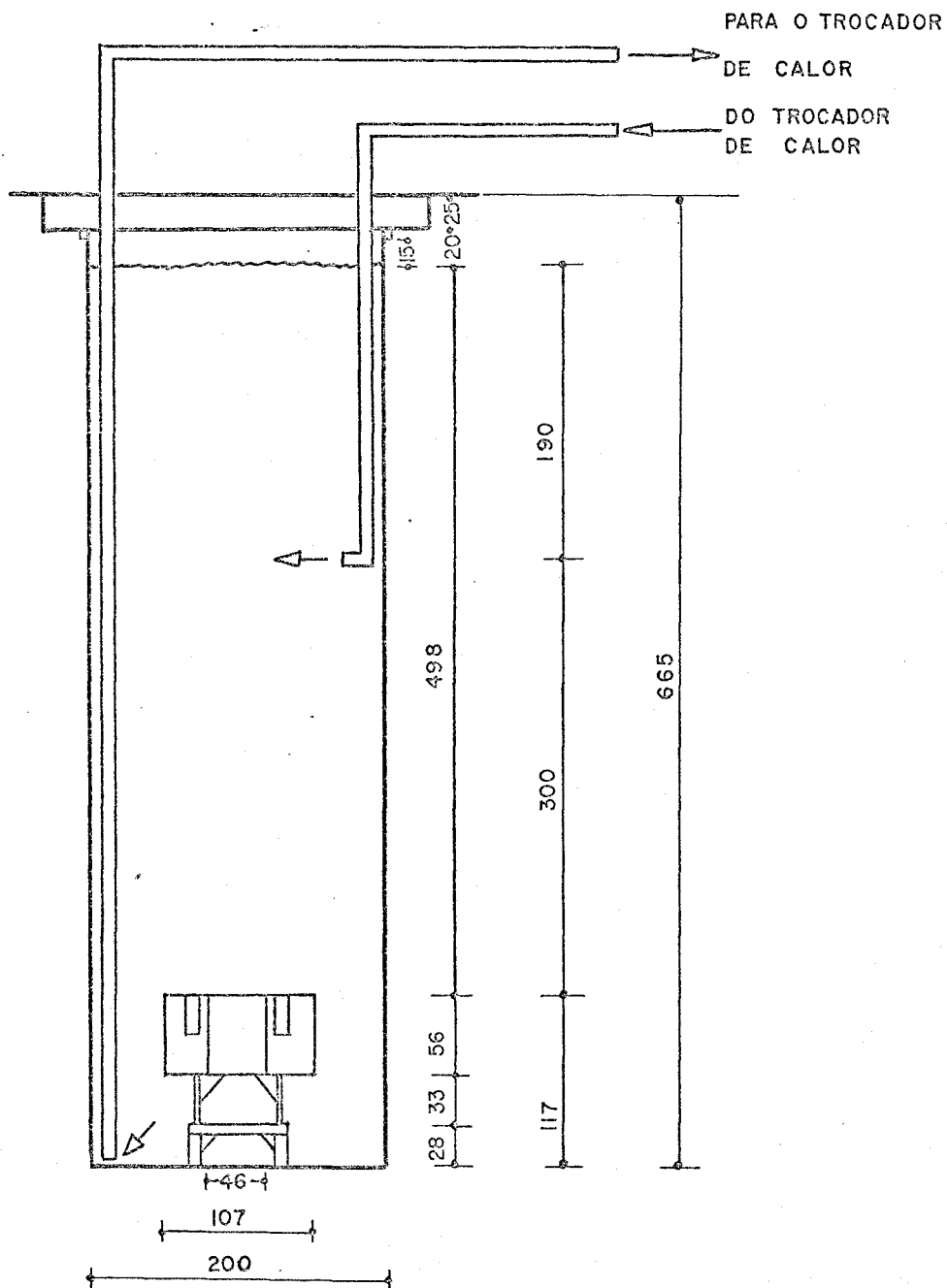


FIGURA 5-2 - POÇO DO REATOR

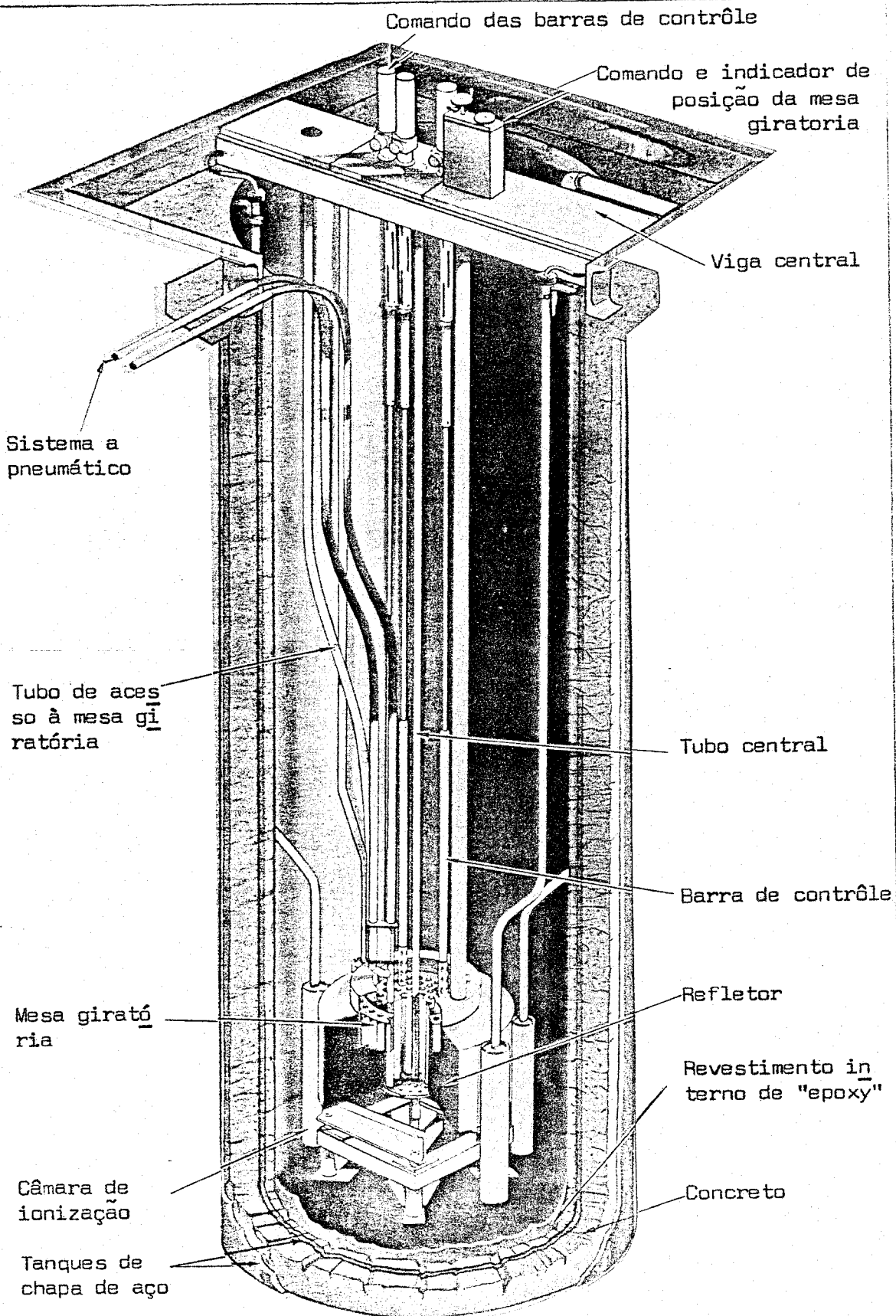


FIGURA 5-3 - POÇO E NUCLEO DO REATOR

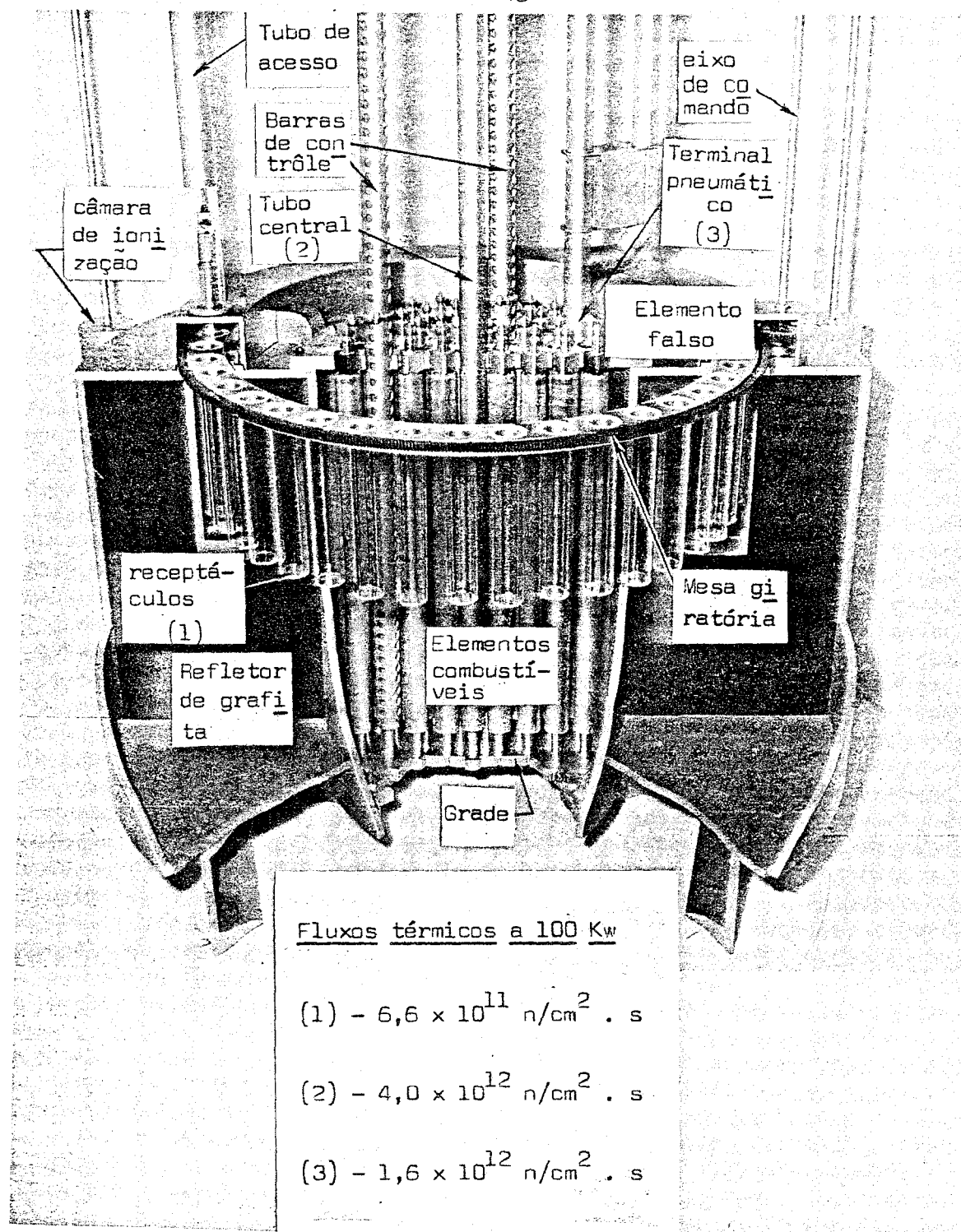


FIGURA 5.4 — NUCLEO DO REATOR



### 5.2. Reatores Triga em operação

Até junho de 1970, haviam 43 reatores TRIGA em operação, 4 em construção e 2 sob contrato. Desses reatores, 23 são do tipo Mark I ou Mark II, a maior parte já com a potência original ampliada. Dentre esses 23 reatores, 14 funcionam a 250 Kw, e os 9 restantes entre 18 Kw a 100 Kw<sup>(14,15)</sup>.

Esses fatos ilustram a confiabilidade e a segurança que caracterizam os reatores TRIGA. Os possíveis acidentes e danos que podem decorrer da sua operação são extensamente analisados em várias publicações<sup>(8,29-31)</sup>.

### 5.3. Limitação da potência

Tendo em vista que os elementos combustíveis de alumínio não devem trabalhar a potências superiores a 250 Kw<sup>(4)</sup>, é necessário que se tomem medidas preventivas para evitar que o reator atinja potências acima daquele valor.

Na Fase 1, o excesso de reatividade máximo do núcleo será de 1,9 dólares. Este valor por si, impedirá que o reator ultrapasse o nível de 250 Kw, pois, a esta potência, somente o coeficiente de temperatura pronto absorverá a reatividade disponível. Os sinais de desligamento fornecidos pelo registrador linear e pelo indicador percentual (fim de escala) complementarão a proteção aos elementos combustíveis.

Na Fase 2 (ou 2A), quando ainda existirão elementos combustíveis de alumínio no núcleo, a proteção intrínseca desaparecerá pois, o excesso de reatividade de 3,7 dólares, permitirá potencialmente atingir-se cerca de 570 Kw.

Para se evitar tal acidente (caso de falha simultânea dos outros dois medidores) pode ser introduzido mais um sinal de desligamento, como por exem-

plo, no final de escala do registrador logarítmico e/ou no registrador de temperatura de um elemento instrumentado, como foi feito no caso do reator finlandês<sup>(31)</sup>.

#### 5.4. Irradiações de amostras no tubo central

As amostras a serem irradiadas no tubo central são colocadas em recipientes de alumínio que por sua vez são presos a um fio de aço. Desta forma, são mantidas suspensas na região de fluxo máximo. Na eventualidade da ocorrência de um deslocamento accidental do fio ou ruptura do mesmo, poderá ocorrer uma excursão de potência devido à inserção brusca de reatividade.

Caso o valor da anti-reatividade da amostra seja 1 dólar, a potência do reator atingirá 1.600 Kw e a temperatura máxima do combustível, 153°C<sup>(32)</sup>.

Este acidente todavia não causaria efeitos nocivos ao reator ou ao pessoal conforme pode-se concluir pela experiência feita pelo fabricante para o caso de uma inserção de 2 dólares de reatividade<sup>(32)</sup>.

Como medida de precaução poder-se-ia limitar as irradiações de amostras no tubo central a valores equivalentes de absorção que nunca fossem superiores a 0,75 dólares, pois, nesse caso, a potência máxima que o reator atingirá seria 200 Kw<sup>(32)</sup>.

Uma alternativa seria tomar medidas especiais de precaução no caso de irradiação de amostras de 1 dólar, tais que impedissem a sua queda (colocação de suporte no fundo do poço), flutuação (lastros são normalmente usados) ou retirada repentina (fio de sustentação preso à viga central em local fora do trânsito de pessoas).

Quando, no futuro, todo o núcleo do reator tiver somente elementos combustíveis de aço inoxidável (esta etapa passará a chamar-se Fase 3) a limitação de potência a 250 Kw será abolida, pois, esses elementos suportam até 1.500 Kw de potência de regime e 6.500 Mw durante um pulso<sup>(4)</sup>.

### 5.5. Medidas de caráter geral

O funcionamento do reator à potência de 250 Kw deverá provocar um aumento sensível na contaminação ambiental. Apresentam-se a seguir alguns dados de interesse a esse respeito.

#### Argônio 41

O argônio-41 é formado no ar pela reação  $A-40(n, \gamma) A-41$  e, no caso do IPR-R1 sua maior fonte de produção estará na mesa giratória e no terminal pneumático.

Medidas efetuadas no reator da Finlândia, mostraram que a concentração de A-41 na sala do reator devida à contaminação do ar proveniente da mesa giratória, varia de  $1,4 \times 10^{-8}$  microcurie/cm<sup>3</sup> a  $1,3 \times 10^{-7}$  microcurie/cm<sup>3</sup> conforme o sistema de ventilação fosse ligado ou não. A concentração máxima permitida era de  $2 \times 10^{-6}$  microcuries/cm<sup>3</sup> (33).

#### Produtos de fissão

A ocorrência de fissuras nos elementos combustíveis já foi observada por ocasião da ampliação da potência do reator Mark F da Harry Diamond Laboratories, de 100 Kw para 250 Kw, por monitores de ar que acusaram a presença de Cs-138, Rb-88 e Rb-89. Nenhuma quantidade mensurável de iodo foi detectada na água (34).

#### Doses no topo do poço

As doses no topo do reator, na faixa de 0 a 500 Kw, variam quase que linearmente com a potência, mas aumentam sensivelmente quando o sistema de refrigeração (ou circulação) está desligado (31,35).

Este efeito deve-se ao atraso produzido na subida do nitrogênio-16 formado na reação  $O-16(n,p) N-16$  por nêutrons acima de 10 MeV.

A 250 Kw, ao nível do piso, essas doses são de 30 mr/h e 55 mr/h respectivamente (31).

## 6. SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO

A primeira parte do programa de ampliação da potência do reator a ser executada é a instalação do sistema de refrigeração de 250 Kw. O seu funcionamento permitirá atingir o objetivo principal da Fase I do programa: operação do reator à potência de 250 Kw.

Esse sistema será do tipo água/água e terá como componentes principais um trocador de calor e uma torre de resfriamento. O programa de sua instalação foi concebido de modo a não perturbar o funcionamento do reator. Desta forma, será instalado em paralelo com o sistema existente (água/freon), permitindo o funcionamento de um ou do outro, usando a mesma tubulação de sucção, única parte a ser alterada no sistema a freon. Esse último é constituído por uma unidade frigorífica convencional, bomba, medidores e sistema de purificação da água.

A Figura 6-1 representa o fluxograma da água nos dois circuitos. As Figuras 6-2 e 6-3 mostram o projeto definitivo do sistema 250 Kw. Foi inteiramente projetado e especificado no IPR, exceção feita ao trocador de calor.

A água desmineralizada (2 micromhos/cm) proveniente do reator fluirá pelo casco do trocador de calor (primário) e a do secundário (água comum de torneira) fluirá pelos tubos (secundário). Tal distribuição permitirá a limpeza dos tubos, pela desmontagem do trocador. A limpeza do casco não será necessária devido à pureza da água proveniente do reator cuja condutividade é mantida abaixo de  $2 \mu V/cm$ . A água do secundário será resfriada pela torre de resfriamento. Todos os componentes do sistema de refrigeração foram fabricados no Brasil, exceto os tubos geiger e medidores de condutividade.

Como o circuito primário será adaptado às condições locais, o seu dimensionamento obedeceu principalmente ao seguinte :

- . Diâmetro da tubulação de sucção no máximo igual a 3" e comprimento mínimo de 20 m.
- . Altura manométrica da tubulação de sucção no máximo igual a 4 mCA.

A temperatura de bulbo úmido foi obtida a partir de dados meteorológicos da Pampulha em 6 anos de observações<sup>(36)</sup>. Foi fixada em  $24,4^{\circ}C$ <sup>(37)</sup>.

Como a taxa de calor a dissipar é de  $5,98 \times 10^4$  cal/s (250 Kw em regime) e considerando-se as restrições e condições citadas e ainda, a experiência do fabricante do reator em projetos semelhantes<sup>(38)</sup>, foram obtidos os dados de projeto do sistema de refrigeração :

<u>Circuito primário</u>	<u>Circuito secundário</u>
$T_{qp} = 40,7^{\circ}C$	$T_{qs} = 32,2^{\circ}C$
$T_{fp} = 33,1^{\circ}C$	$T_{fs} = 26,7^{\circ}C$
$\Delta T_p = 7,6^{\circ}C$	$\Delta T_s = 5,5^{\circ}C$
$\dot{M}_p = 28.000 \text{ Kg/h}$	$\dot{M}_s = 40.000 \text{ Kg/h}$
$\phi_p = 3"(\text{sucção}), 2 \frac{1}{2}"(\text{recalque})$	$\phi_s = 3"(\text{sucção}), 2 \frac{1}{2}"(\text{recalque})$

Os índices q e f referem-se a água quente e fria e os p e s significam primário e secundário.

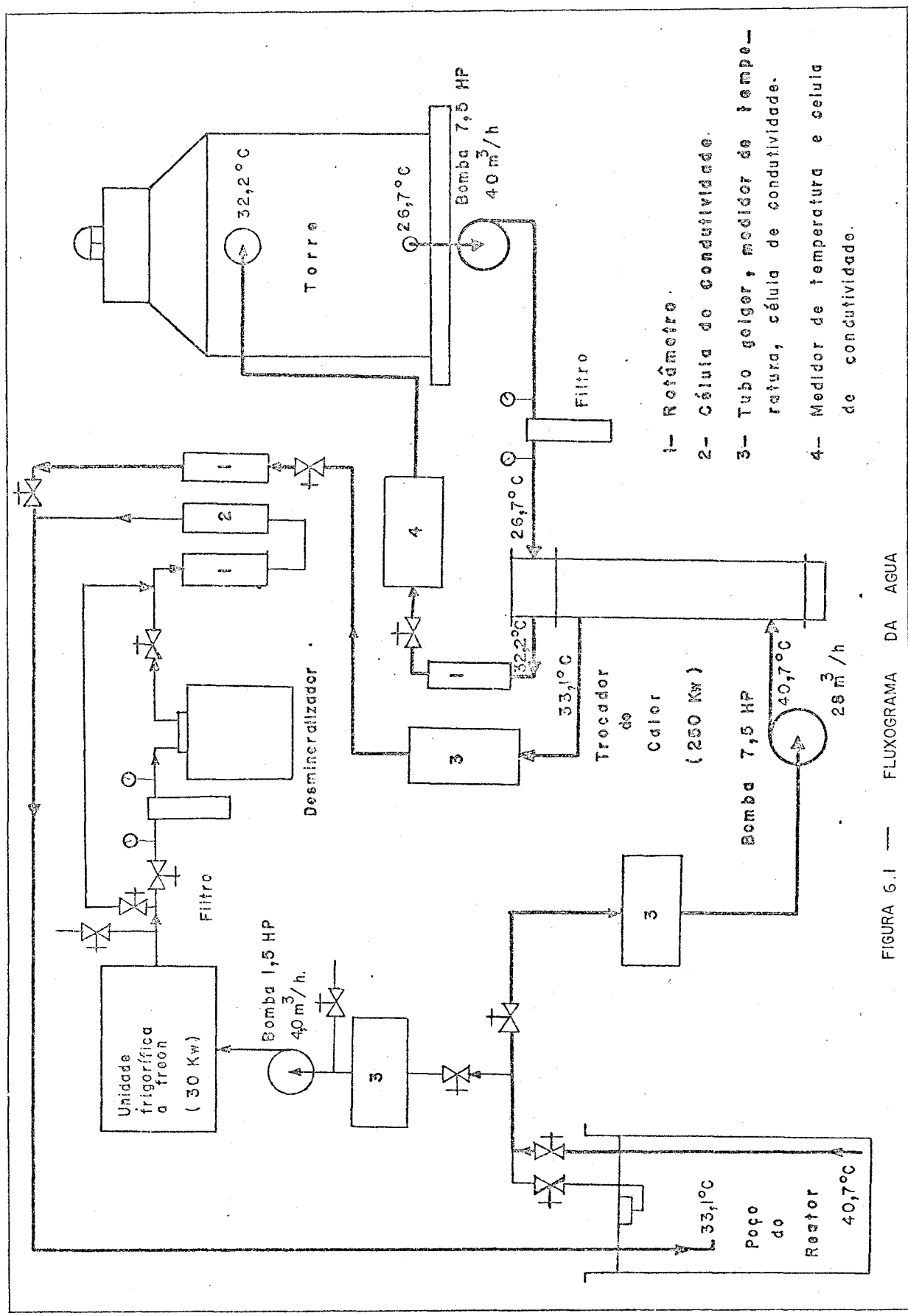
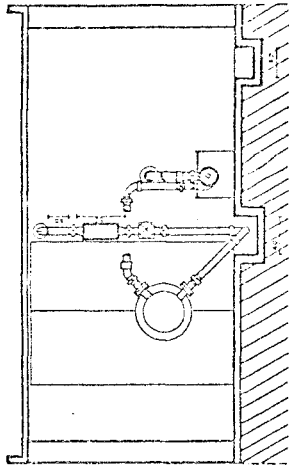
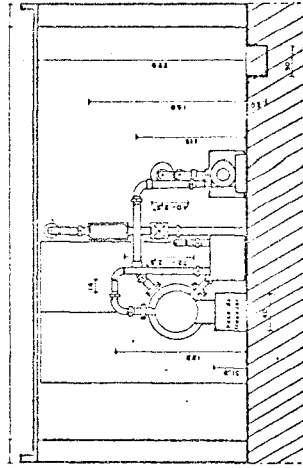


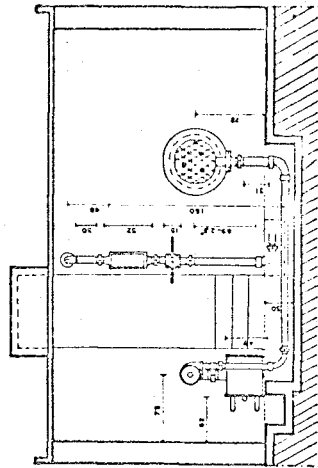
FIGURA 6.1 — FLUXOGRAMA DA AGUA



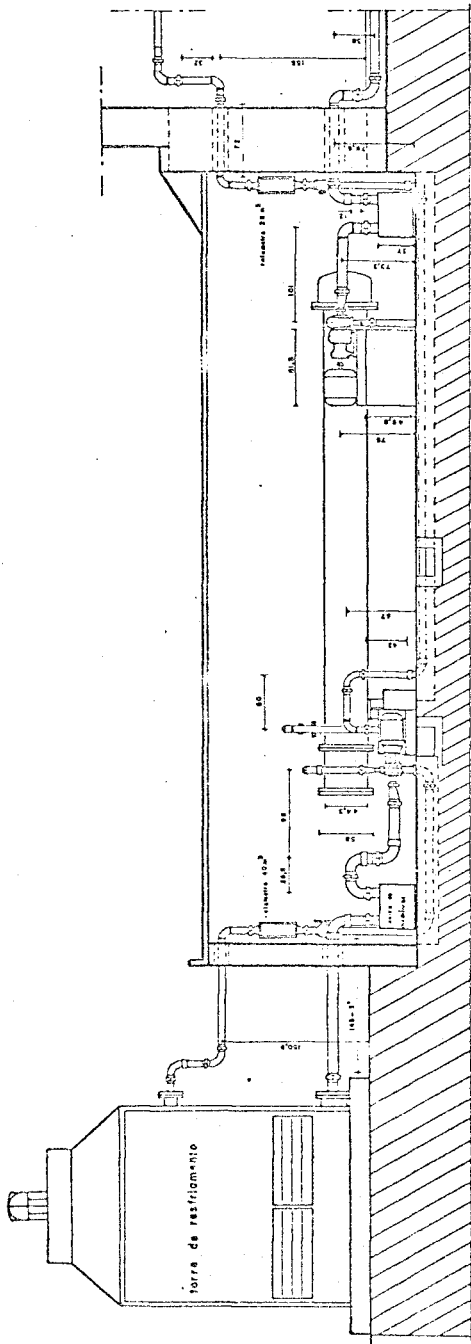
CORTE G-M



CORTE E-F



CORTE C-D



CORTE A-B

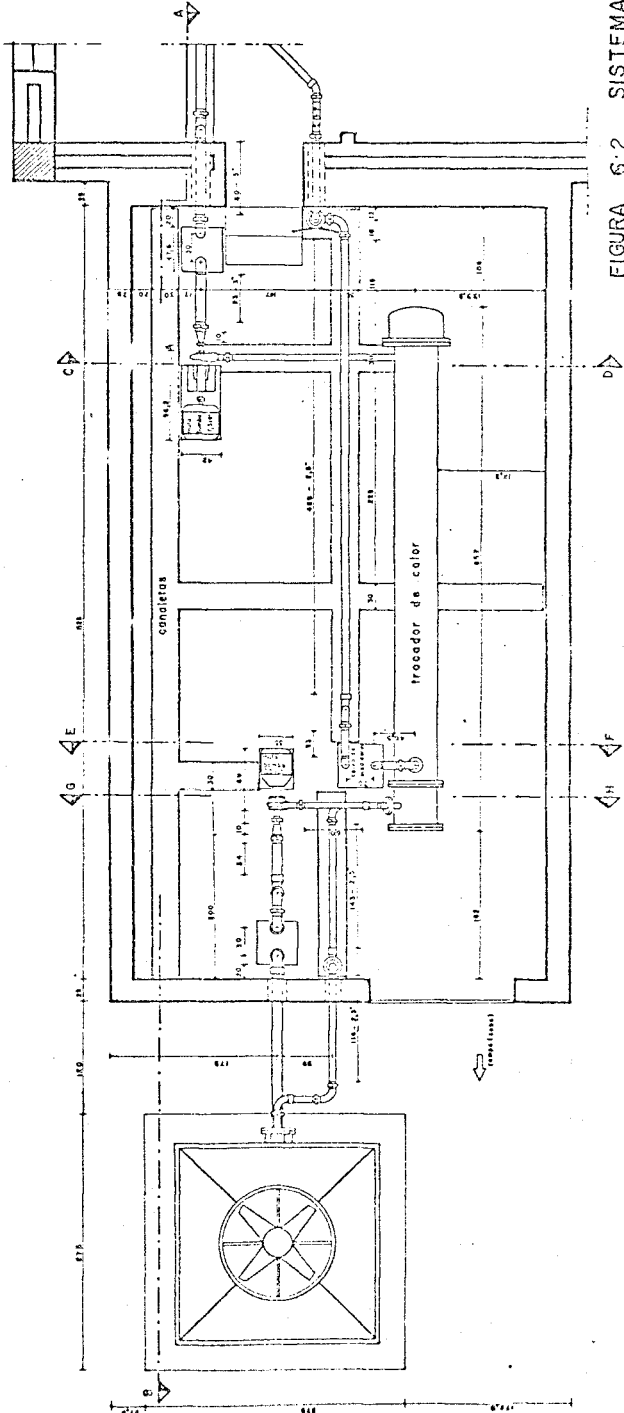
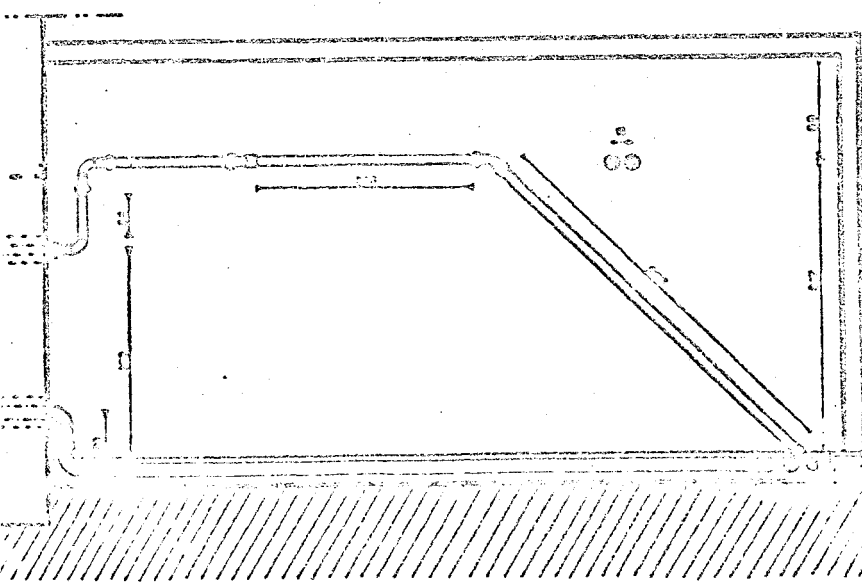
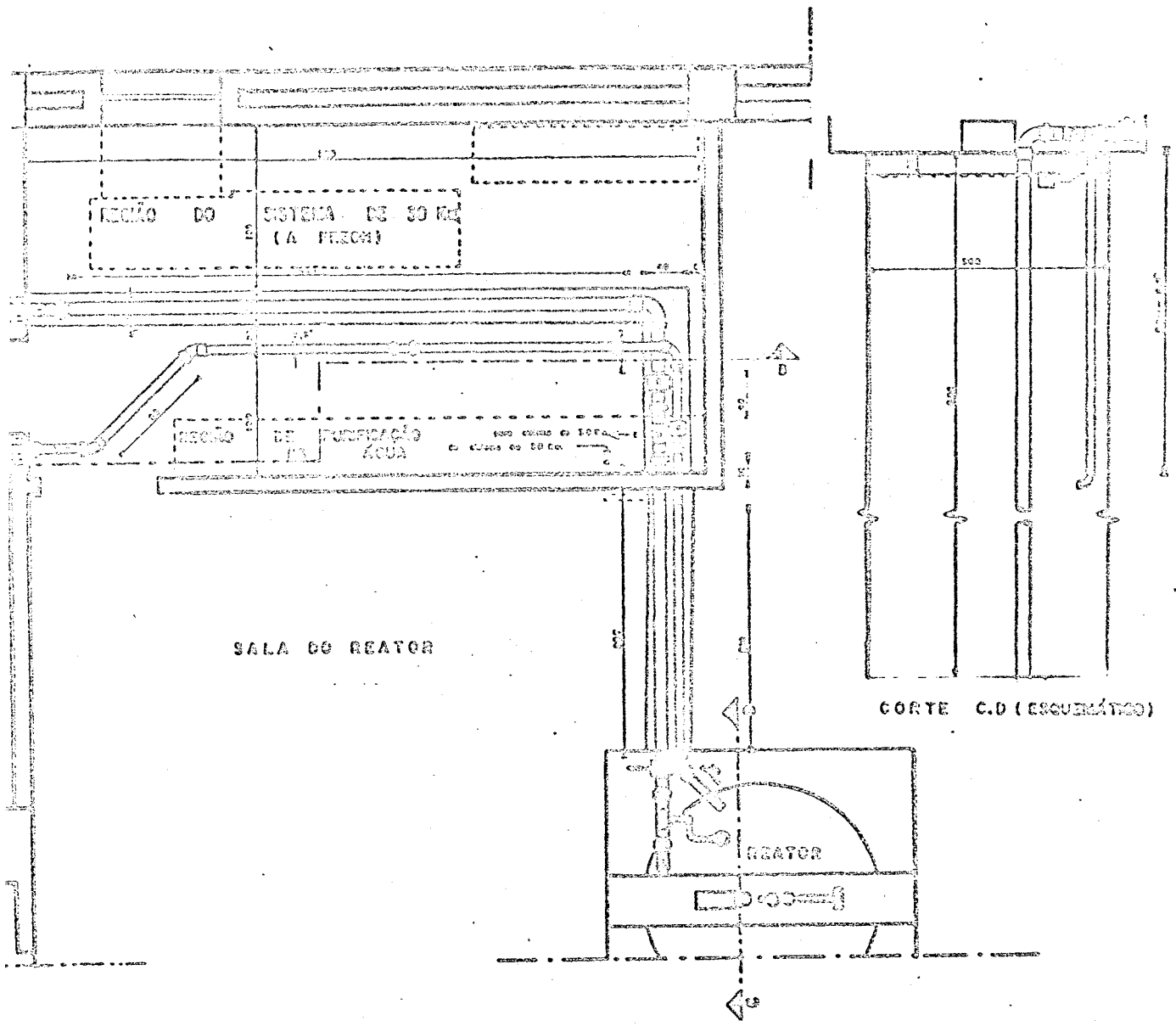


FIGURA 6-2 SISTEMA DE 250 KW.

Tipo	DIP	S.A.I.
Nome	TORRE CALDEIRA DE REFRIGERACAO DO REATOR	
Traga	MARK I - 1PI - R 1	
Potencia	NOMINAL 250 KW	
Proj.	R.T. S. S.	
Des.	R.T. S. S.	
Execucao	R.T. S. S.	
Escala	1:25	
Data	10-09-71	
Nº	Nº 1	



TÍTULO		DR.
NOVO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR		
TIPO MARK Y - LRS - R.1		
POTÊNCIA 100 KW 250 Kw		
PROJ.:	REV.:	R.Y.
DATA:	10/11/71	
80-00-71		10:2

CORTE A.B FIGURA 6.3 - SISTEMA 250 Kw



### 6.1. Especificação dos materiais

As restrições aos materiais de fabricação dos componentes e tubulações do sistema de refrigeração foram impostas pelo caráter nuclear do projeto e pela confiabilidade exigida em sistema dessa natureza.

As especificações de ordem nuclear restringem-se ao circuito primário pelo fato da água entrar em contato com todo o núcleo do reator, não podendo carrear produtos de corrosão incompatíveis com os materiais existentes no núcleo e/ou que resultem na formação de isótopos de meia-vida longa, em quantidades acima das permissíveis.

Os materiais que satisfazem essas condições são o alumínio e o aço inoxidável. No caso do alumínio o teor máximo de cobre permitido é de 80 ppm<sup>(39)</sup>, podendo em alguns casos (emprego fora do núcleo) atingir 150 ppm<sup>(40)</sup>.

Foram analisados vários tubos de alumínio de diferentes procedências, verificando-se que seus teores variavam de 2.000 ppm a 5.000 ppm<sup>(41)</sup>. Em vista desses resultados optou-se pelo aço inoxidável tipo 304.

### 6.2. Trocador de calor

É do tipo casco e tubos, possuindo 47 m<sup>2</sup> de área de troca de calor. Possui espelho flutuante e pode ser desmontado para se limpar os tubos (retos), seja por fricção direta ou por meio de anti-corrosivos.

Todas as partes em contato com a água do primário são em aço inoxidável, enquanto que aquelas com a água comum, onde possível, foram feitas em aço carbono. As Figuras 6-4, 6-5 e 6-6 mostram o trocador durante a sua fase de construção em São Paulo. A Figura 6-7 mostra-o pronto para embarque. O apêndice 2 mostra-os dados de construção e de projeto do trocador de calor.

As especificações de limpeza exigidas pelo IPR para a fabricação do tro

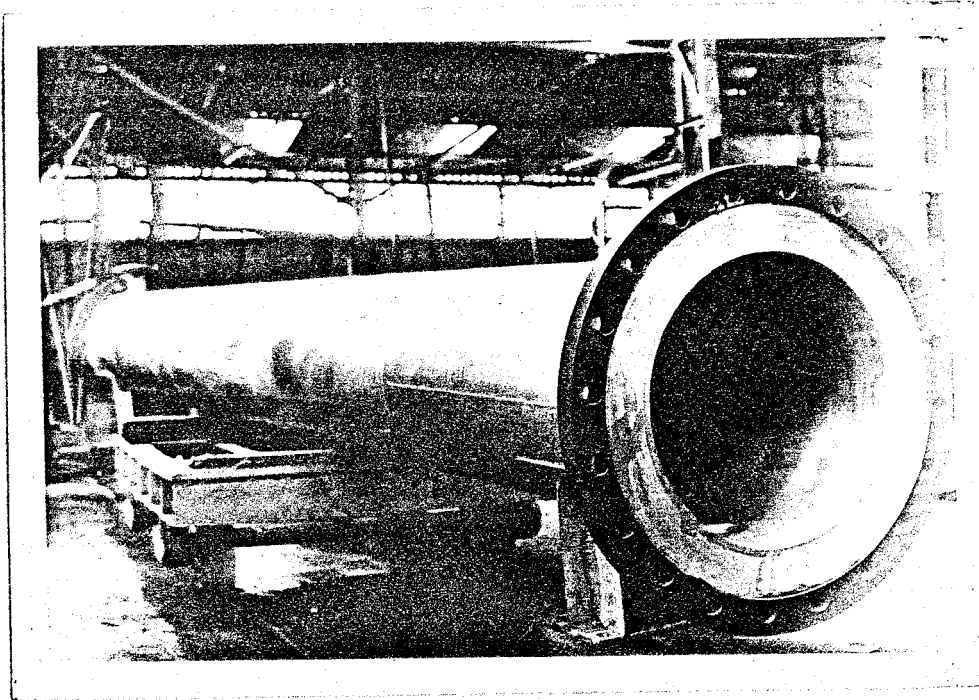


FIG. 6.4 - CASCO DO TROCADOR

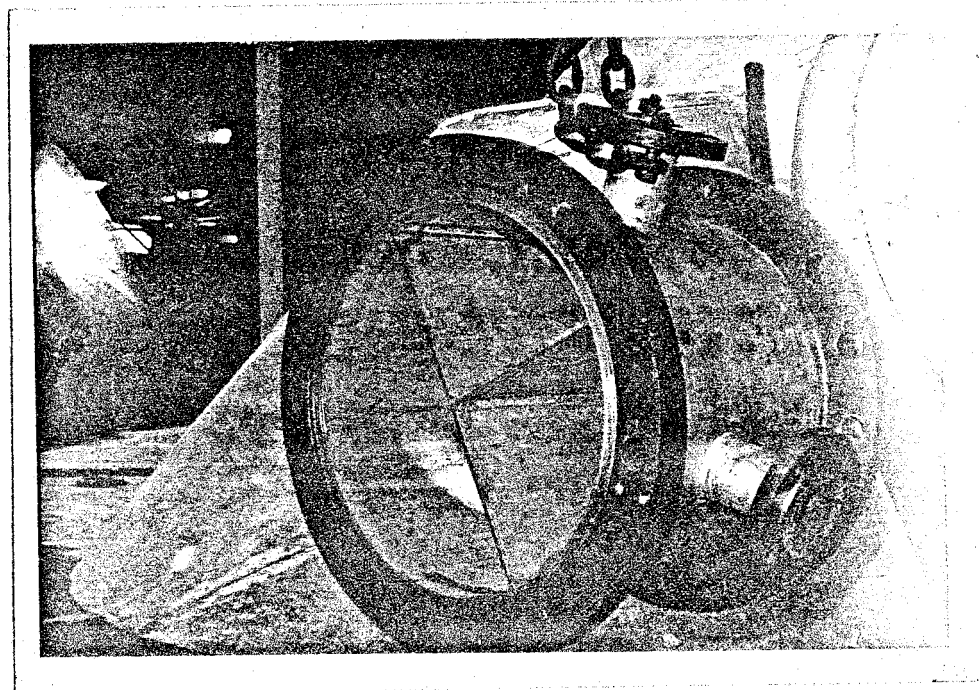


FIG. 6.5 - CABEQOTE DE DISTRIBUIÇÃO DA ÁGUA

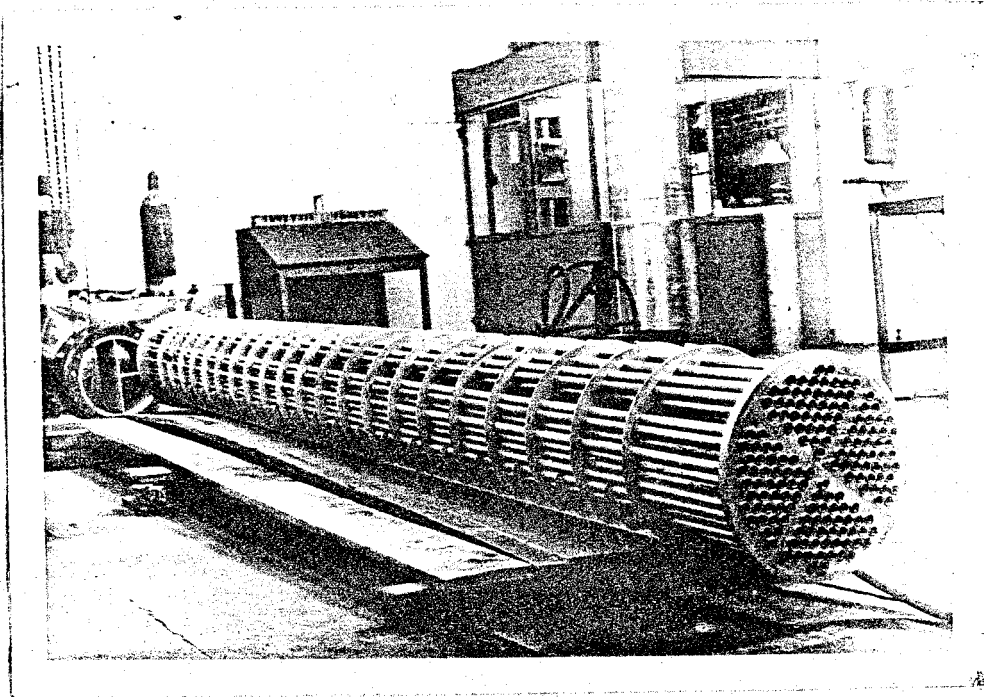


FIG. 6.6- FEIXE TUBULAR DO NOVO TROCADOR DE CALOR  
DO REATOR IPR-RI

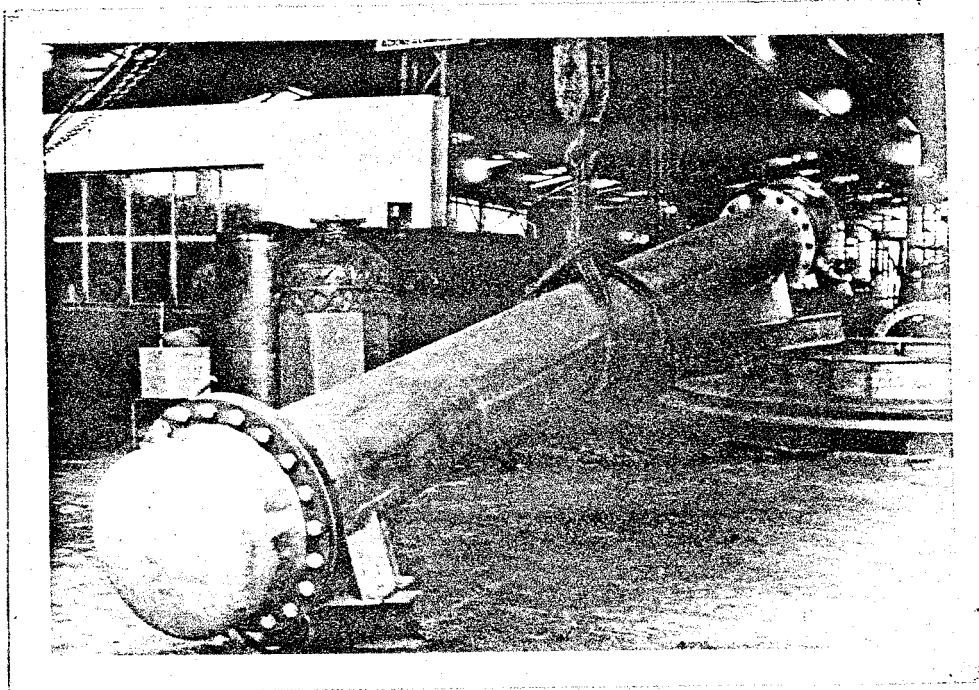


FIG. 6.7 -NOVO TROCADOR DE CALOR DO REATOR IPR-RI MONTADO

cador de calor oneraram o seu custo e restringiram o número de eventuais fabricantes.

Quaisquer impurezas estranhas no seu interior (respingos de solda, graxa, poeiras, etc) contaminariam a água desmineralizada do reator, provocando a sua paralização até que fossem removidas, caso isso fosse possível.

Por esta razão, durante o período de fabricação e montagem, sofreu uma fiscalização constante por parte do Instituto. Os testes de aceitação foram: estanqueidade e limpeza.

O primeiro foi executado sob pressão diferencial entre o primário (casco) e secundário (tubos) igual a  $3 \text{ Kg/cm}^2$  sem que houvesse quaisquer vazamentos.

O teste de limpeza nuclear foi executado após terem sido feitas a decapagem e desengraxamento convencionais<sup>(39)</sup>. Constatou-se o seguinte :

- . limpeza por água comum em circuito fechado durante 24 horas (casco e tubos)
- . limpeza por água destilada, em circuito fechado, durante 24 horas (casco).
- . limpeza por água desmineralizada, em circuito fechado, durante 6 horas (casco).

Considerou-se o trocador como limpo, quando, após essas 6 horas de circulação da água no casco, a sua condutividade cessou de aumentar, estabilizando-se em 16 micromhos/cm. A condutividade inicial da água desmineralizada era de 1,2 micromhos/cm.

Observe-se que o valor de 16 micromhos/cm é ainda muito alto pois, o valor máximo permitido é de 2 micromhos/cm. Todavia, esse valor foi considerado razoável em vista do local não oferecer boas condições de limpeza. A limpeza final do trocador será feita no Instituto, em local apropriado para esse

fim.

### 6.3. Tôrre de resfriamento

Foi especificada para trabalhar a uma temperatura de bulbo úmido de 24,4 °C, vazão de 40.000 l/h e temperatura de entrada e saída iguais a 26,7 °C e 32,2 °C. A escolha recaiu numa torre de fibra de vidro e poliestireno por razões de confiabilidade, conforme informações de firmas de consultoria especializadas no assunto, obtidas através de usuários de torres desse tipo.

A Figura 6-8 representa um desenho esquemático da torre e o Apêndice 3 fornece as especificações técnicas da torre.

### 6.4. Dispositivos de segurança

#### Proteção do pessoal contra radiações do núcleo

A fim de evitar a perda de água do poço por rompimento acidental do medidor de vazão (paredes de pirex) ou de outro componente, será instalado um pressostato na linha de recalque da bomba do primário acoplado a um comando que desligará a mesma quando a pressão em sua saída atingir um valor baixo pré-fixado. Na partida da bomba (pressão no recalque muito baixa) esse comando é desacoplado por meio de um relé de tempo (15 segundos), permitindo desta forma que a bomba atinja as condições de regime. Após 15 segundos, volta-se à situação de acoplamento anterior, ou seja, refaz-se a proteção.

#### Proteção do sistema de refrigeração

Quaisquer fugas de água do secundário para o primário resultam no aumento da condutividade da água desmineralizada que é prontamente detetado na mesa de comando, provocando o desligamento das bombas.

A ausência de água de reposição na torre, provocará o desligamento das

das bombas por meio de sinal obtido no medidor de nível d'água.

O desligamento de qualquer motor do sistema de refrigeração por motivos de natureza elétrica ou mecânica, acarretará no desligamento dos restantes.

#### 6.5. Funcionamento do sistema fora das condições de projeto

É de interesse conhecer o valor da potência que se poderá operar o reator quando as temperaturas da água fria do secundário (tôrre) e da água quente do primário (poço) forem diferentes daquelas de projeto. Essas condições ocorrem quando as temperaturas de bulbo úmido e do poço variam.

Outro dado a conhecer é o tempo de operação à potência de 500 Kw (Fase 3), quando se utiliza o sistema a freon (só no início) para auxiliar o sistema água/água.

Os resultados obtidos estão representados nas Figuras 6-9 e 6-10<sup>(42)</sup>.

A linha tracejada horizontal da Figura 31 define as regiões de trabalho do reator nas suas diferentes fases de modificação.

A região inferior corresponde à Fase 1 (núcleo com elementos de alumínio) e às Fases 2 ou 2A (núcleo com elementos de alumínio e aço inoxidável, 3 ou 4 barras de controle).

A região superior corresponde à Fase 3, quando todos os elementos combustíveis serão de aço inoxidável.

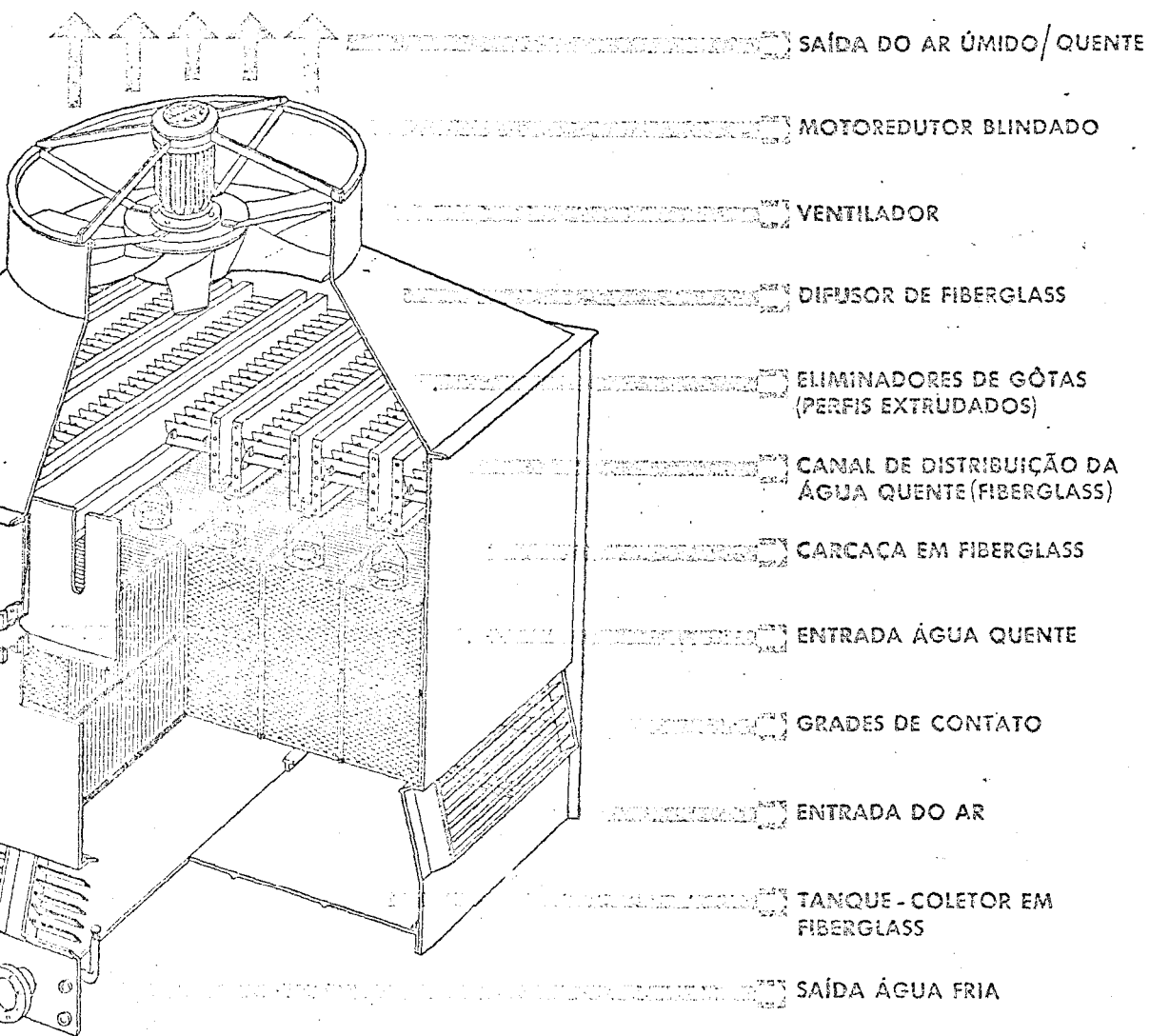


FIG. 6.8. NOVA TORRE DE RESFRIAMENTO DO REATOR IPR-RI

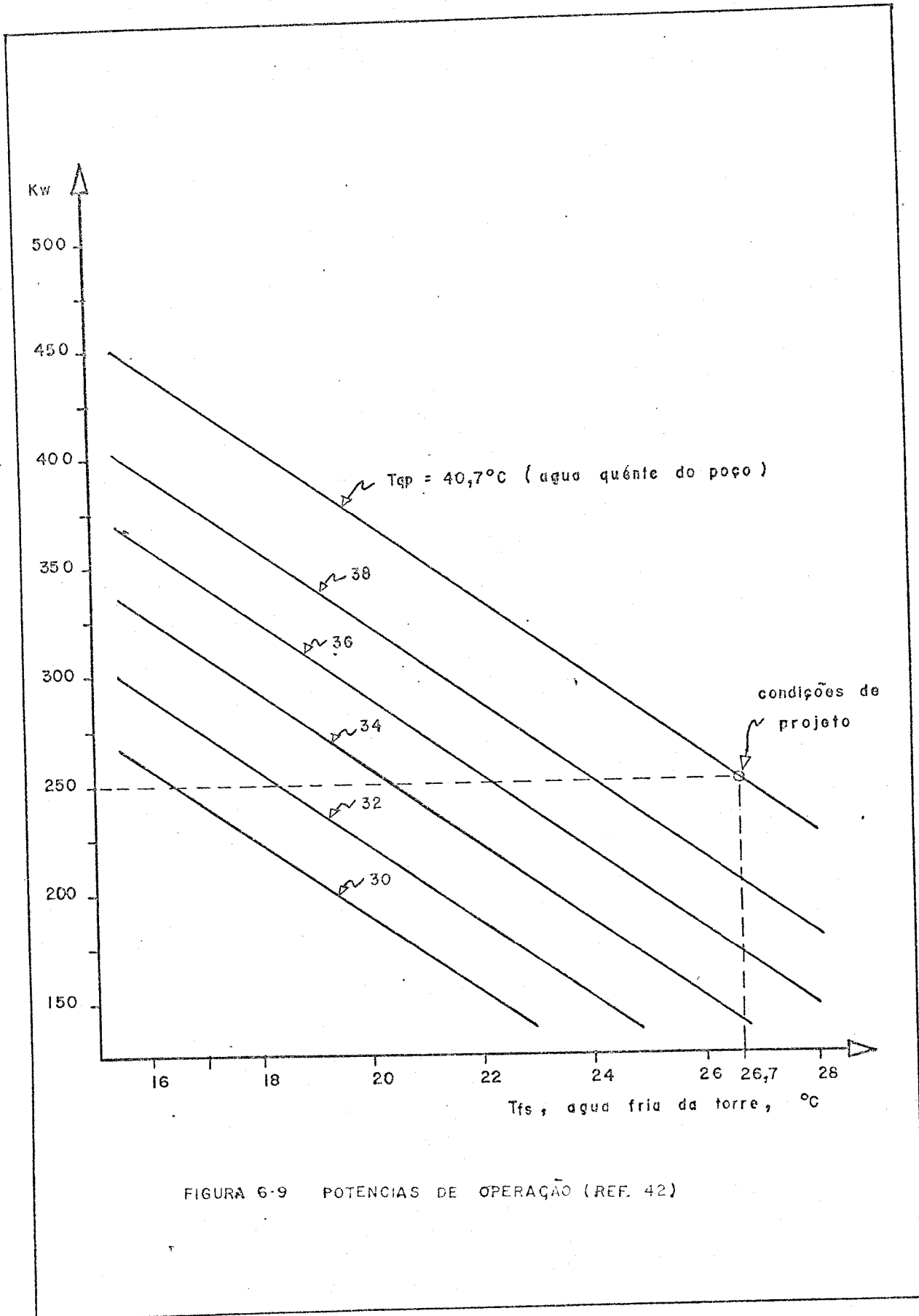


FIGURA 6-9 POTENCIAS DE OPERAÇÃO (REF. 42)



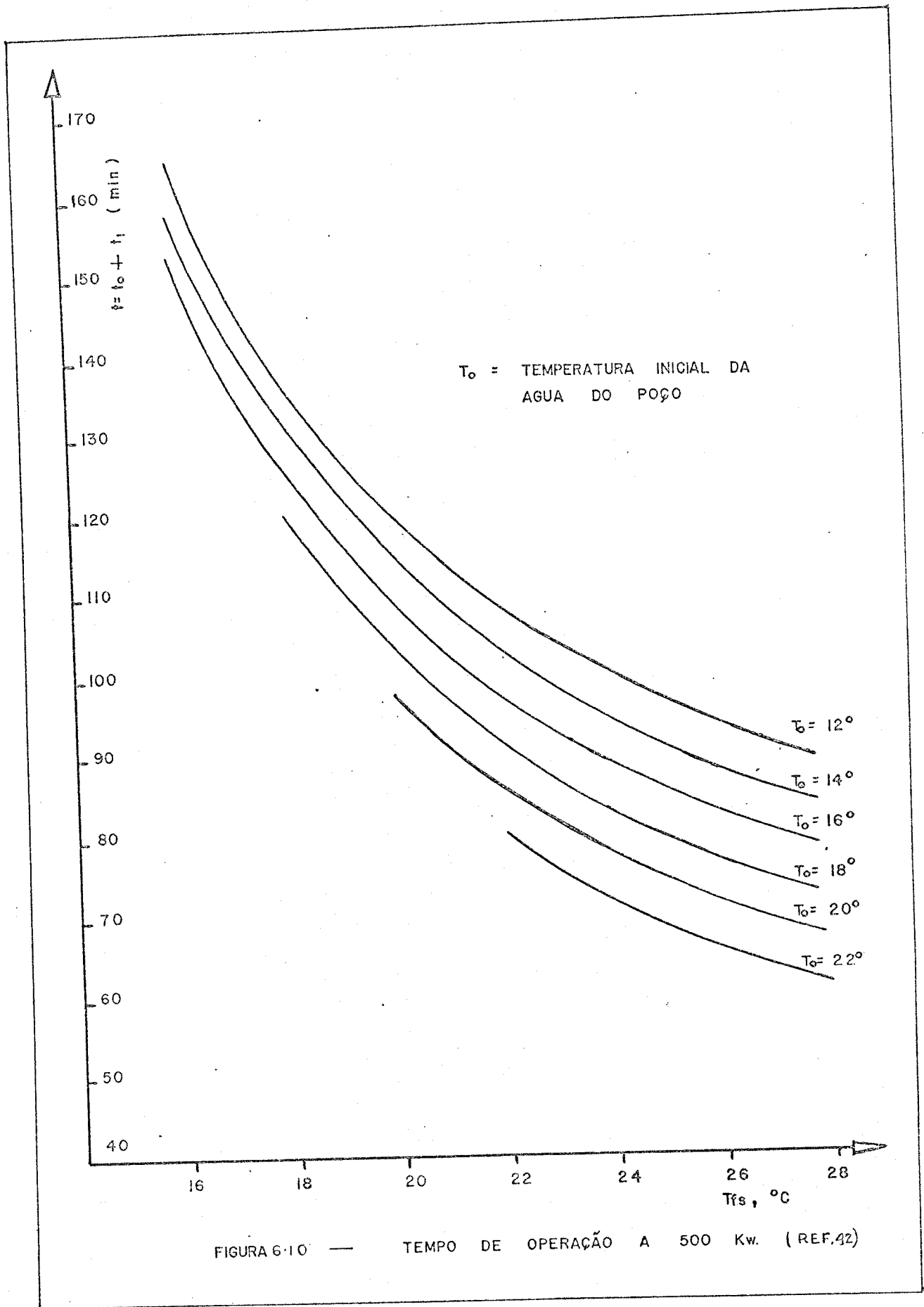


FIGURA 6-10 — TEMPO DE OPERAÇÃO A 500 Kw. (REF.42)

## 7. CRONOGRAMA DE EXECUÇÃO

### 7.1. Fases do programa

A ampliação da potência do reator será feita por fases e de acordo com a Tabela 7-1.

As Fases 2A e 3A são variantes das Fases 2 e 3 respectivamente.

Caso o Instituto vise pulsar o reator (a 1000 Mw por exemplo) é necessário que essa decisão seja tomada em 1972, pois, nesse caso, será mais fácil seguir-se a sequência 1, 2A, 3A e 4 do que 1, 2, 3 e 4.

A razão disto é que, na Fase 2A, a segunda barra de segurança já seria instalada prevendo-se a futura pulseção do reator.

Os valores de reatividade excesso e de anti-reatividades das barras da Fase 2 em diante, baseiam-se na experiência do fabricante e no exemplo do reator finlandês (4,31).

É possível que na Fase 3 ou 3A (potência máxima de 500 Kw) hajam alguns elementos de alumínio na periferia do núcleo, razão pela qual na coluna dos elementos combustíveis da Tabela 7-1, representou-se simbolicamente, o

número desses elementos por 50. Todavia, até o momento, esta possibilidade ainda não foi experimentalmente confirmada,

## 7.2. Cronograma

Foi derivado de modo a obedecer três condições pré-fixadas : recebimento dos novos elementos combustíveis em dezembro de 1971, desmontagem e montagem do reator em época de férias e aprovação do relatório final de segurança num prazo de 5 meses.

A Tabela 7-2 mostra o cronograma proposto somente até a Fase 2 ou 2A pois ainda não se definiram as datas de realização das etapas seguintes.

## 7.3. Aspectos de ordem geral

### 7.3.1. Substituição do revestimento do poço

A camada impermeável que reveste as paredes e o fundo do poço (resina "epoxy") encontra-se atualmente em más condições, devendo ser substituída por uma camisa ou tanque de alumínio ( $\phi$  1,96 m x 6,4 m de altura). Por esta razão é que será necessária a desmontagem do reator em 1972. O alumínio em chapas com teores de cobre abaixo de 150 ppm é encontrado no Brasil.

A aplicação de uma outra camada impermeável no poço tem a vantagem de ter vida limitada ( $10^9$  rad) devido ao efeito das radiações. A 250 Kw estima-se que sua duração será no máximo de 2 anos<sup>(43)</sup>.

### 7.3.2. Armazenagem de 19.000 l de água desmineralizada

Poderá ser construída uma caixa d'água com revestimento impermeável na parte externa do prédio do reator. No futuro seria utilizada como caixa d'água para a torre de resfriamento ou para outros fins.

TABELA 7-1 - PROGRAMA DE AMPLIAÇÃO DO IPR-R1

FASES	QTD. ELEM. COMB.		REATIVIDADES, \$					POTENCIA		ANO		
	Al-U-H <sub>1,0</sub> Zr	Aço-U-H <sub>1,6</sub> Zr	P <sub>exc</sub>	Seg.1	Seg.2	C.grosso Reg.	Total barras	Regime Kw	P <sub>max</sub> Kw		Pulso MW	
0	57	0	1,2	2,0	-	2,2	0,5	4,7	30	100	0	1971
1	59	0	1,9	>2,2	-	>2,0	>0,5	>4,7	150	250	0	71/72
2	59	~9	3,7	~4,2	-	~3,5	~1,0	~8,7	250	250	0	1973
2A	59	~9	3,7	~3,5	~1,0	~3,5	~1,0	~9,0	250	250	0	1973
3	~0	~70	3,7	~4,2	-	~3,5	~1,0	~9,0	250	500	0	?
3A	~0	~70	3,7	~3,5	1,0	~3,5	~1,0	~9,0	250	500	0	?
4	0	~73	4,0	~3,5	2,0	~3,5	~1,0	~10,0	250	500	1000	?

Al-U-H<sub>1,0</sub>Zr - revestimento de alumínio, relação atômica H/Zr = 1,0

Aço-U-H<sub>1,6</sub>Zr - revestimento de aço inoxidável, relação atômica H/Zr = 1,6

Fase 0 - atual configuração.



### 7.3.3. Armazenagem de elementos combustíveis irradiados

Existem na sala do reator 12 poços de 25 cm de diâmetro por 3,0m de profundidade, feitos especialmente para esse fim.

Esses poços serão cheios com água desmineralizada que funcionará como blindagem. Cada poço poderá receber um máximo de 12 elementos a fim de se evitar o atingimento da massa crítica<sup>(44)</sup>.

Os elementos combustíveis serão retirados do núcleo do reator( um a um) e colocados sob a água dentro de uma blindagem de chumbo, sendo em seguida, transportados para os poços de armazenagem.

## 8. EXPANSÃO FUTURA

O estudo que se fez, visou principalmente permitir ao IPR-R1 funcionar à potência de 250 Kw em regime normal de trabalho. O funcionamento a 500 Kw mesmo por períodos curtos exigirá a substituição total (ou quase total) dos elementos de alumínio por elementos de aço inoxidável, acarretando numa despesa adicional da ordem de U\$ 110.000,00, conforme se vê na Tabela 8-1.

Essa medida poderia ser justificada com a pulsação futura do reator e/ou o seu funcionamento a potências de regime (9 horas/dia) de 500 Kw a 1000 Kw. É possível que se consiga atingir essas potências sem se modificar a grade do núcleo<sup>(24)</sup>.

### 8.1. Funcionamento a 500 Kw

É necessário que se avalie a possibilidade de ocorrência de fissuras nas paredes de concreto do poço e ainda, suas consequências. Isto pode ocorrer devido às tensões térmicas provocadas pelas radiações gama. Esse efeito poderá ser atenuado instalando-se uma chapa de chumbo na face externa do refletor<sup>(43,45)</sup>.

Outro fato a ser levado em conta é a possibilidade de ativação de lençóis de água subterrâneos<sup>(43)</sup>.

TABELA 8-1 - ESTIMATIVAS DE CUSTO

DISCRIMINAÇÃO	1000 US \$	1000 Cr\$	TOTAIS ACUMULA DOS 1000 Cr\$
Sala de máquinas	-	20	
Sistema de refrigeração de 250 Kw	-	160	
Tanque de alumínio (revestimento)	-	20	
Adaptações da mesa, instrumentação	8	-	
TOTAIS DA FASE 1 .....	8	200	240
Elementos combustíveis	16	-	
Mesa de controle e acessórios	6	20	
Mecanismos das barras de controle	10	-	
TOTAIS DA FASE 2 .....	32	20	420
Elementos combustíveis	110	-	
TOTAIS DA FASE 3 .....	110	-	970
Pulsação	20	-	
TOTAIS DA FASE 4 .....	20	-	1.070



Tornar-se-á indispensável a instalação da quarta barra de controle a fim de se poder aumentar a reatividade excessiva do núcleo. Os elementos combustíveis a serem acrescentados deverão conter 12% de urânio ao invés de 8% pois, o número de posições disponíveis é limitado<sup>(24,43)</sup>.

A sala de máquinas comporta a instalação de um outro trocador de calor e bombas. Outra torre seria instalada em sua vizinhança.

## 8.2. Funcionamento a 1000 Kw

Deverão ser tomadas as mesmas providências que no caso anterior com as seguintes modificações : construção de sala de máquinas especial, tanque de espera para decaimento do nitrogênio-16, instalação de novo sistema de ventilação e exaustão de ar, e talvez, substituição da grade atual (5 anéis de B a F) por outra maior (6 anéis de B a G), construção de outro poço e colocação da mesa de controle em outra sala<sup>(43)</sup>.

## 9. APENDICES

### 9.1. APENDICE 1 : COMPARAÇÃO ENTRE AS ATIVIDADES OBTIDAS

#### A 100 KW E 30 KW

A Figura 9-1 representa os ciclos de operação do reator numa semana de irradiação às potências de 100 Kw e 30 Kw, para uma jornada de trabalho das 9 às 18 horas.

A atividade induzida no final da primeira irradiação será :

$$A_1 = KP (1 - e^{-\lambda t_i}) \quad (1A)$$

onde,

K = constante característica do isótopo alvo

P = potência de operação

$\lambda$  = constante de desintegração do radioisótopo formado

$t_i$  = tempo de irradiação

Supondo-se o mesmo tempo de irradiação, no final da segunda operação do reator, a atividade obtida será :

$$A_2 = A_1 e^{-\lambda t_d} + A_1 = A_1 (1 + e^{-\lambda t_d}) \quad (2A)$$

onde,

$t_d$  = intervalo de tempo decorrido entre duas irradiações sucessivas = período do ciclo.

Note-se pela Figura 9-1 que no caso da campanha de 30 Kw, a refrigeração após a irradiação não é necessária pois a temperatura da água permanece constante ( a potência de operação é igual à de refrigeração). Nêsse caso ,  $t_i = 9h$ ,  $t_p = 15 h$ ,  $t_d = 24 h$  e  $n = 5$  irradiações.

No caso "100 Kw" são necessárias cêrca de 15 h de refrigeração após a irradiação, conforme visto no Capítulo 2, ítem 2.1, pg. 3 . Considerando -se que não hajam perdas de calor durante as paralizações, tem-se :  $t_d = 51 h$

visto que  $t_r = 15$  horas e que  $t_i = 6$  horas,  $t_p = 15$  h e  $n = 2$  irradiações.

Em vista das fórmulas 1A e 2A vê-se que ao final da  $n$ -ésima irradiação, a atividade da amostra será:

$$A_n = A_1 \sum_{n=0}^{n=n-1} e^{-n\lambda t_d} = KP (1 - e^{-\lambda t_i}) \frac{1 - e^{-n\lambda t_d}}{1 - e^{-\lambda t_d}} \quad (3A)$$

Caso de meias-vidas longas: Co-60 (Figura 9-2)

O produto  $n\lambda t_d$  é maior para o caso "30 Kw", pois,  $5 \times 24\lambda > 2 \times 51\lambda$ . Portanto, quando  $n\lambda t_d \ll 1$  ou  $t_{1/2} \gg 5 \times 24 \times 0,69$  ou ainda,  $t_{1/2} \gg 84$ h, tem-se para (3A):

$$A_n \cong KP \lambda t_i n \quad (4A)$$

pois,

$$\lambda t_i \ll 1, \quad n > 1, \quad \lambda t_d < 1 \quad \text{e} \quad 1 - e^{-K} \cong K \quad \text{para} \quad K \ll 1.$$

No caso do Co-60 ( $t_{1/2} = 5,2$  anos), tem-se o resultado comparativo das duas campanhas levando-se em conta (4A):

$$\frac{A_2(100)}{A_5(30)} = 0,9 \quad \text{ou} \quad A_2(100) = 0,9 A_5(30)$$

onde  $A_2(100)$  e  $A_5(30)$  são as atividades obtidas no final das campanhas de 100 Kw e 30 Kw.

Caso de meias-vidas curtas (menor que 4h)

Quando  $\lambda t_i$  em (3A) for muito maior do que a unidade ou  $t_{1/2} \ll 0,69 t_i = 4$  horas, tem-se:  $A_n = KP$  pois,  $1 - e^{-K} \cong 1$  para  $K \ll 1$ ,  $t_d > t_i$  e  $n > 1$ . Esse resultado era de se esperar pois satura-se o isótopo alvo. A relação  $A(100)/A(30)$  é obviamente  $100/30 = 3,33$ .

Caso de meias-vidas intermediárias - Br-82 e Au-198 (Figura 9-3)

No caso do Br-82 cuja meia-vida é de 35,9 horas ou 36 horas, tem-se para a relação de atividades (fórmula 3A) :

$$\frac{A_2(100)}{A_5(30)} = 1,28$$

Nêsse caso  $A_2(100)$  é 28% maior que  $A_5(30)$ .

No caso do Au-198, a meia vida do ouro é de 2,7 d = 64,8 horas, bem maior que os tempos de irradiação a 30 Kw e 100 Kw. Nesse caso  $1 - e^{-\lambda t_i} \approx \lambda t_i$  e (3A) fica :

$$\frac{A_2(100)}{A_5(30)} = 1,12$$

ou seja,  $A_2(100)$  é 12% maior que  $A_5(30)$ .

CONVENÇÕES :  $t_i$  = TEMPO DE IRRADIAÇÃO       $t_r$  = TEMPO DE REFRIGERAÇÃO  
 $t_p$  = TEMPO DE PARALIZACAO             $I+R$  = IRRADIAÇÃO E REFRIGERAÇÃO  
 $t_d$  = TEMPO DE DECAMENTO            P = PARALIZACAO  
 $n$  = NUMERO DA IRRADIAÇÃO.

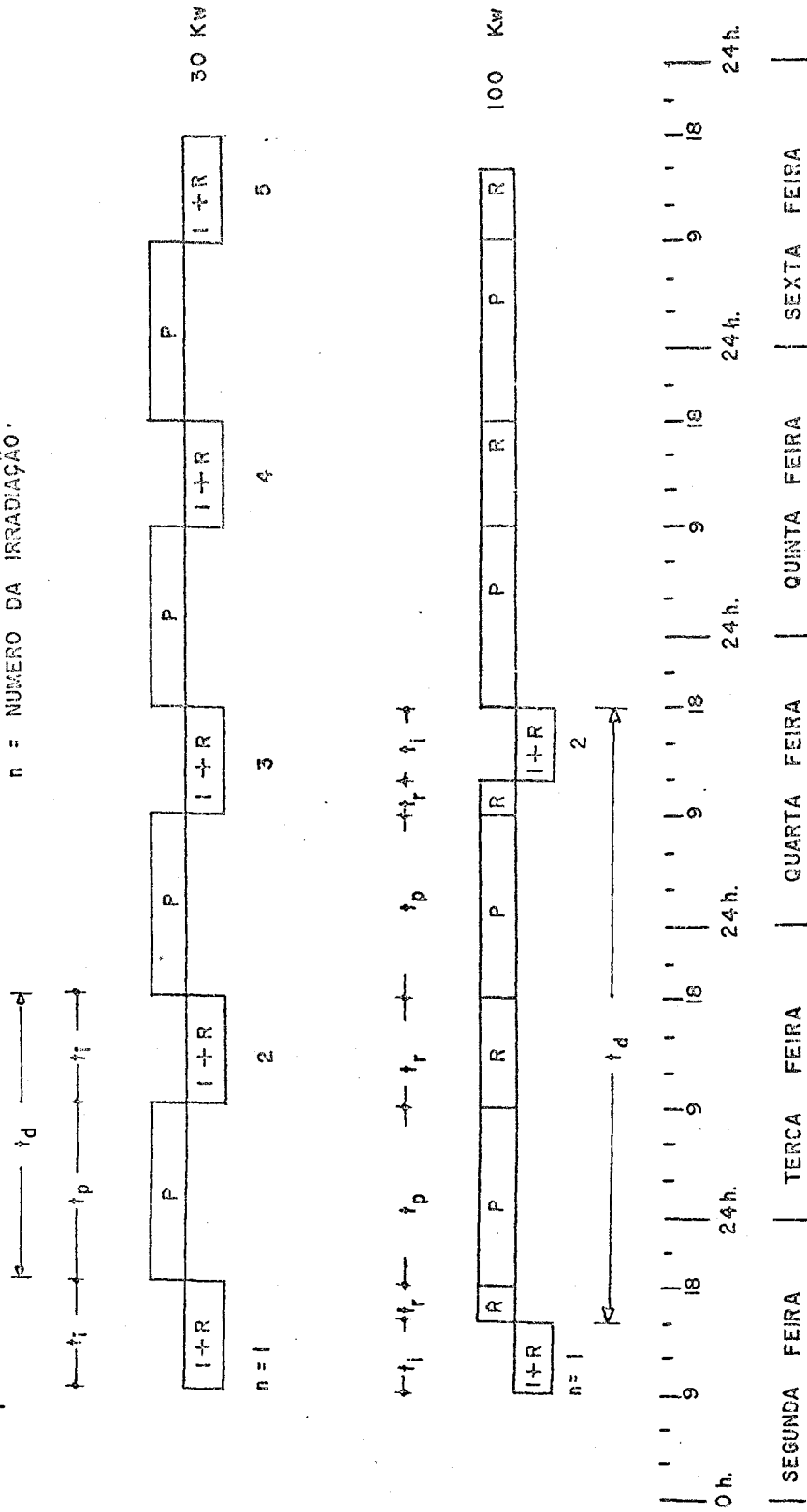
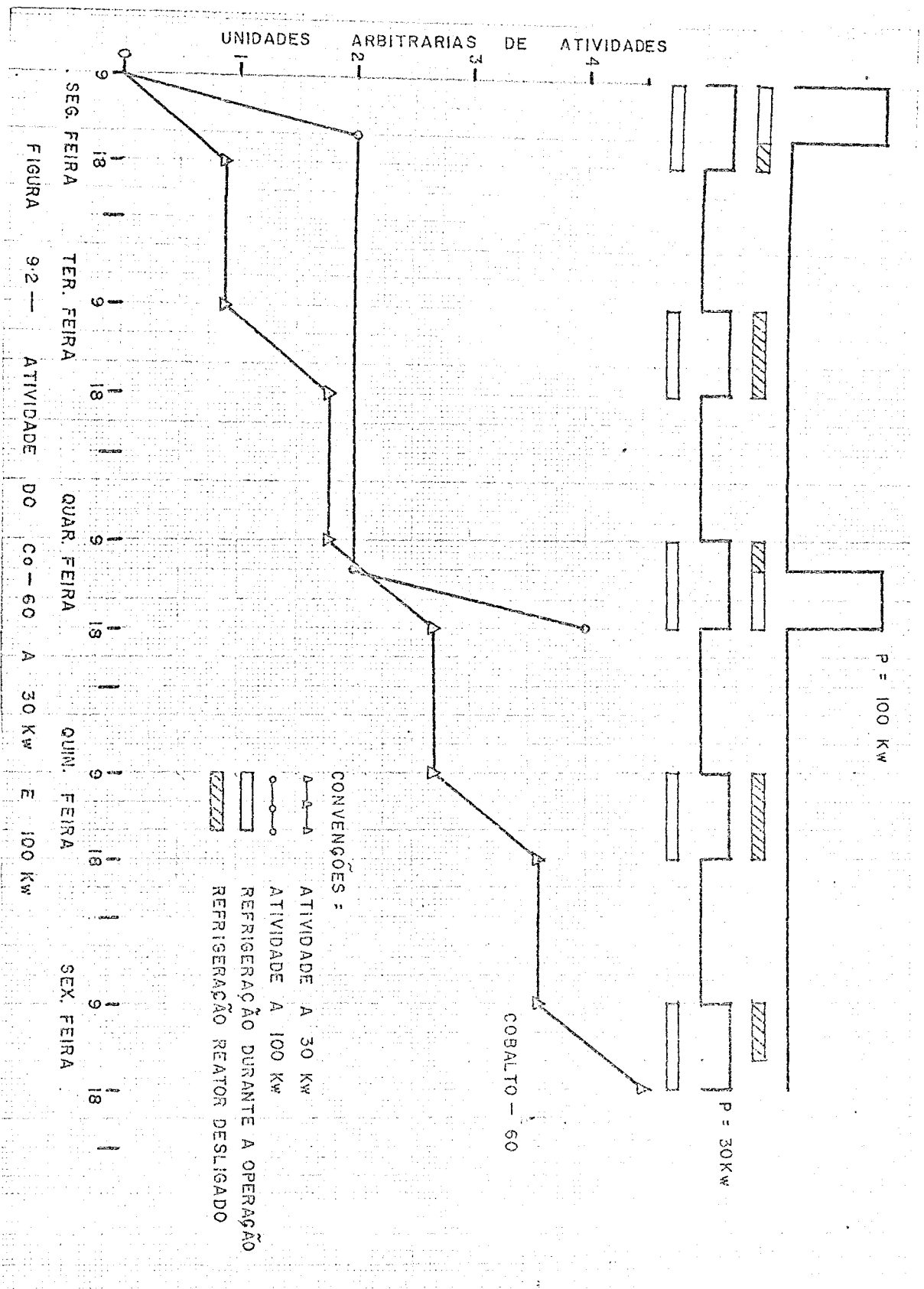


FIGURA 9-1 — ESQUEMAS DE IRRADIAÇÕES A 30 Kw E 100 Kw



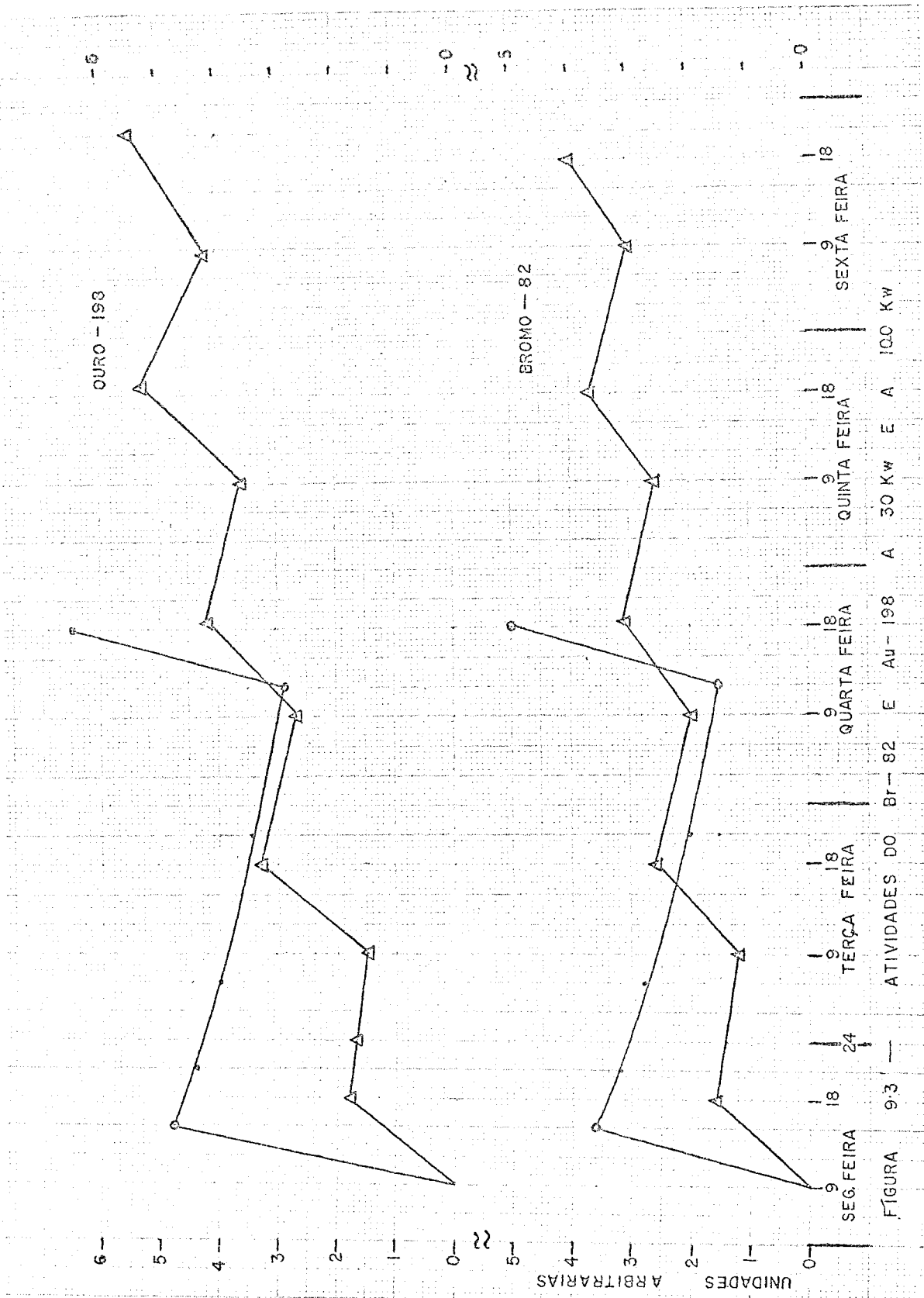


FIGURA 9.3 ATIVIDADES DO BI-82 E AU-198 A 30 KW E A 100 KW

9-2. APENDICE 2

CARACTERISTICAS DO TROCADOR DE CALOR

Área	-	47 m <sup>2</sup>
Pêso	-	1.250 kg (vazio)
Pêso	-	1.700 kg (cheio)
Carga térmica	-	62,2 kcal/s
Coefficiente transf. calor(serviço)	-	0,2 kcal/s . m <sup>2</sup> . °C
Coefficiente transf. calor(limpo)	-	0,6 kcal/s . m <sup>2</sup> . °C

	<u>CASCO</u>	<u>TUBOS</u>
Fluído circulante	Água desmineralizada	Água bruta
Vazão total	7,8 kg/s	11,1 kg/s
Densidade	1000 kg/m <sup>3</sup>	1000 kg/m <sup>3</sup>
Viscosidade	10,7 cp	10,8 cp
Calor específico	1 kcal/kg.°C	1 kcal/kg.°C
Condutividade térmica	1,53x10 <sup>-4</sup> kcal/s.m.°C	1,53x10 <sup>-4</sup> kcal/s.m.°C
Temperatura entrada	40,7 °C	26,7 °C
Temperatura saída	33,1 °C	32,2 °C
Pressão de serviço	32000 kgf/m <sup>2</sup>	55000 kgf/m <sup>2</sup>
Nº de passos por casco	1	4
Queda de pressão	13500 kgf/m <sup>2</sup>	5000 kgf/m <sup>2</sup>
Pressão projeto	40.000 kgf/m <sup>2</sup>	60.000 kgf/m <sup>2</sup>
Pressão prova hidrost	60.000 kgf/m <sup>2</sup>	90.000 kgf/m <sup>2</sup>
Temperatura projeto(const.)	100 °C	100 °C



CARACTERÍSTICAS DA TORRE DE RESFRIAMENTO

Modelo	:	40-OHSV
Fabricante	:	Alpina S/A
Número de células	:	1
Tipo de tiragem do ar	:	mecânica, aspiração em contra-corrente
Carga hidráulica total	:	13 kg/s
Ø do tubo de ligação/célula	:	0,10 m (4"), flange ABNT
Ø da conexão de saída	:	0,20 m (8"), flange ABNT
Ø do "ladrão" inferior	:	0,05 m (2") rêsca gás
Ø da torneira-bóia(repos.)	:	0,02 m (3/4")
Temperatura da água quente	:	32,2 °C
Temperatura da água	:	26,7 °C
Temperatura do ar no bulbo úmido	:	24,4 °C
Carga térmica	:	71,8 kcal/s
Tiragem volumétrica de ar	:	10,0 m <sup>3</sup> /s
Pressão estática	:	15,5 mm CA
Exaustor, modelo	:	BA-1200
Transmissão	:	acoplamento direto a motoredutor
Motor elétrico, tipo	:	TFVE, cl.B, flange ABNT, 5 cv/1780 rpm, BUFALO
Força motriz efetiva	:	4,1 BHP( = 3,01 KW)
Redutor de velocidade, modelo	:	MH-44/ESP
Taxa de redução	:	3,3 : 1(1780/540 rpm) aprox.
Voltagem, ciclagem	:	220/380 V, 60 Hz
Difusor de ar, tipo	:	perfilado, de fiberglas ,parte da estrutura
Perda de água por evaporação	:	0,74% da vazão da água em circulação
Perda da água por arraste	:	0,15%
Tanque coletor, tipo	:	de fiberglas , 1,75 m <sup>3</sup>
Pêso seco de transporte	:	970 kg aprox.
Pêso "molhado" de operação	:	2.750 kg aprox.

BIBLIOGRAFIA

- | 1 | - HOFFMANN, F. A new, safe research and isotope reactor, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1957.
- | 2 | - GULF GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Triga reactors and conversion projects, San Diego, Gulf General Atomic<sup>\*</sup>, 1970 (T-402).
- | 3 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Triga Mark I reactor-mechanical maintenance and operating manual, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1960 (GA-1544).
- | 4 | - GRAFF, A.P. Comunicação particular, carta Gulf General Atomic<sup>\*</sup>, março de 1969.
- | 5 | - MAESTRINI, A.A. Comunicação particular.
- | 6 | - WEST, G.B. et al. Kinetic behaviour of Triga reactors, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1967 (GA-7882).
- | 7 | - BARS, B.; VAURIO, J. Power increasing experiments on a Triga reactor, Otaniemi, Technical University of Helsinki<sup>\*\*</sup>, 1966 (45/1966).

- | 8 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Technical foundations of Triga, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1958 (GA-471).
  
- | 9 | - CORRIERI, R.A.M. Comunicação particular, cálculos efetuados em computador. Seção de Matemática Aplicada, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1971.
  
- | 10 | - LAGES, G.A. Livro de ocorrências do reator IPR-R1, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1962 (nº 8, p. 2185).
  
- | 11 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Collateral reading material for the Triga training program, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1959 (GA-885).
  
- | 12 | - LAMARSH, J.R. Introduction to nuclear reactor theory, Reading, Mass, Addison Wesley, 1966.
  
- | 13 | - LIMA, J.M. Livro de ocorrências do reator IPR-R1, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1968-1971.
  
- | 14 | - KRAKER, P., ed. Triga Surveys, Denver, U.S. Department of the Interior, Geological Survey, 1970.
  
- | 15 | - PALMGREN, A. ed. Triga Surveys, Otaniemi, Technical University of Helsinki<sup>\*\*</sup>, 1970.
  
- | 16 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Triga Mark I reactor - instrumentation maintenance manual, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1960 (GA-1499).
  
- | 17 | - WESTINGHOUSE ELECTRIC CORPORATION - Compensated ionization chamber type 6377 and uncompensated ionization chamber types 6937 and 6937 A, Elmira, N.Y. 1960.
  
- | 18 | - GLASSTONE, S. & SESONSKE, A. Nuclear reactor theory, Princeton, N.J. D. Van Nostrand Company, Inc. 1963.

- | 19 | - ROCHA E SILVA, J.B. Normas de licenciamento de reatores nucleares, Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1971(SR-3).
  
- | 20 | - FERREIRA, O.C. Aumento de reatividade do reator Triga do Instituto de Pesquisas Radioativas, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1964 (nota interna s/nº).
  
- | 21 | - RINGLE, J.C. Operating experiences at Oregon State University, Kraker, P. ed., Triga Owner's Seminar, Denver, 1970 (s.ed.)
  
- | 22 | - ESCOLA DE ENGENHARIA DA UMG Descrição do reator Triga Mark I, Belo Horizonte, Escola de Engenharia da UMG, 1960 (nº 14).
  
- | 23 | - GRAFF, A.P. et al. Research reactors a vital tool for nuclear radiation and research, San Diego, General Atomic\*, 1967 (GA-8198).
  
- | 24 | - MC MAIN, A.T. Recent GGA developments in Triga reactor design, fuel and performance capabilities, Kraker, P.ed. Triga Owner's Seminar, Denver, 1970 (s.ed.)
  
- | 25 | - HOFFMANN, F. Research reactors and applied scientific research, San Diego, Gulf General Atomic\*, 1969 (GA-9178).
  
- | 26 | - ALVIM DA SILVA, C.A.F. et al. O extrator de nêutrons do reator IPR-R1, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1971 (DR-46).
  
- | 27 | - FERREIRA, O.C. Medidas de secções de choque com um oscilador de sinal local, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1970. (Tese).
  
- | 28 | - ALVIM DA SILVA, C.A.F. Medidas de fluxo de nêutrons no reator Triga Mark I - IPR-R1, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1968 (DR/SAI nº 9).

- | 29 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego, Potential hazards - Torrey Pines reactor, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1959 (GA-660).
  
- | 30 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Hazard report for 100 Kw Triga Mark II reactor, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1958 (GA-573).
  
- | 31 | - JAUHO, P. et al. Hazard report for FiR-1 Triga Mark II reactor, Otaniemi, Technical University of Helsinki, 1968.
  
- | 32 | - STONE, R.S. Triga transient experiments : step reactivity insertions to 2 dollars, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>, 1959 (GA-721).
  
- | 33 | - TAMINEN, A. A-41 concentration measurements at the Finnish Triga Mark II, Otaniemi, Technical University of Helsinki,<sup>\*5\*</sup> 1970 (report TTK-F-68).
  
- | 34 | - GIESELER, W. Diamond Ordinance radiation facility, Kraker, P. ed. Triga Owner's Seminar, Denver, 1970 (s.ed.).
  
- | 35 | - JOHNSON, A.G. Triga reactor health physics considerations, Kraker, P. ed., Triga Owner's Seminar, Denver, 1970 (s.ed.).
  
- | 36 | - FERRARI, A. Comunicação particular, ofício 004/NPV/69, Belo Horizonte, Ministério da Aeronáutica, 3ª zona aérea, 1969.
  
- | 37 | - SISTER LTDA Comunicação particular, ofício 10/10/70 e contrato de consultoria 28/9/70, Belo Horizonte, 1970.
  
- | 38 | - BATCH, J.M. Comunicação particular, carta Gulf General Atomic<sup>\*</sup>, Julho de 1970.
  
- | 39 | - GUEDES, P.M. Especificação do material para o novo sistema de refrigeração do reator Triga, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1970 (rel.int. s/nº).

- | 40 | - RAU,G.; KERN,W. Improvements at the Triga Mark II reactor FRN ,  
Gesellschaft für Strahlenforschung mbH, München, 1970.
  
- | 41 | - MANSUR,E. Comunicação particular.
  
- | 42 | - CAMPOS,J.L. Ampliação do reator Triga : possibilidades do funcio-  
namento do reator a potências superiores a 250 Kw, Belo Horizonte,  
Instituto de Pesquisas Radioativas UFMG/CNEN, 1971 (nota LT s/nº).
  
- | 43 | - SCHNURER,G.T. Comunicação particular, Relatório de programa de vi-  
sita de 10-11/11/69, Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioa-  
tivas UFMG/CNEN, 1969.
  
- | 44 | - GENERAL ATOMIC<sup>\*</sup>, San Diego. Administrative procedures for the  
Torrey Pines Triga reactor facility, San Diego, General Atomic<sup>\*</sup>,  
1958 (GA-326).
  
- | 45 | - VAURIO,J. Shielding and thermal stress calculations on Fir-1 ,  
Otaniemi, Technical University of Helsinki<sup>\*\*</sup>, 1967 (nº 46).

\* Atualmente, Gulf Energy and Environmental Systems Inc.

\*\* Atualmente, State Institute for Research (Statens Tekniska  
Forskningsanstalt).