

ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO E SEGURANÇA NUCLEAR
RELATIVOS À AMPLIAÇÃO DA POTENCIA DO
REATOR IPR-R1 PARA 250 KW

CLÓVIS WALTER RODRIGUES

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO CURSO DE CIÊNCIAS E TÉCNI
CAS NUCLEARES DA UFMG-CNEN COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁ
RIOS PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS

Orientador : VIRGÍLIO MATTOS DE ANDRADE E SILVA

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

À meus pais

AGRADECIMENTO

A execução deste trabalho somente foi possível graças ao elevado espírito de colaboração e amizade existentes no Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMG-CNEN.

Expresso meu sincero muito obrigado e minha gratidão ao Professor Milton Campos, D.D. Diretor do Instituto de Pesquisas Radioativas e ao Engenheiro Delmiro Schmidt de Andrade pelos meios e facilidades concedidas; ao Engenheiro Valdir Mendonça de Lima e ao técnico Pedro Eustáquio Gonçalves pela excelente cooperação e ajuda prestadas na coleta de dados experimentais; ao Engenheiro Roberto Crepaldi e operadores de reator Antenor Alves de Rezende, José Geraldo Coura, Luís Rafael Aun e Valter Alves de Amorim pela grande colaboração e boa vontade; ao Engenheiro João Batista da Rocha e Silva pelas sugestões e discussões, especialmente na fase inicial do trabalho; a Catarina Maria de Pádua, Elizabeth Biagioni Dias de Oliveira e Elizabeth Martins de Souza pelos cuidados na execução dos serviços de datilografia; a Eugênio Demas filho e José Eduardo Costa pela eficiência e capricho com que confeccionaram os dese -

nhos; a Lenira Lúcia dos Santos e Rebeca Salama pela colaboração na pesquisa bibliográfica; ao pessoal do Serviço de Publicações do Instituto de Pesquisas Radioativas pela execução dos trabalhos de reprodução deste trabalho; a todos os demais amigos que, de alguma forma, colaboraram na execução e, finalmente, a minha especial gratidão e apreço ao Engenheiro Virgílio Mattos de Andrade e Silva, orientador deste trabalho, pelo apoio e assistência técnica constantes, sem as quais não teria sido este trabalho realizado.

SINOPSE

A ampliação da potência do reator IPR-R1 do tipo TRIGA Mark I de 30 Kw para 250 Kw acarreta ~~em~~ alterações que afetam a segurança nuclear do projeto. Além disso, será necessário se desmontar completamente o reator, afim de se instalar um novo revestimento de alumínio para o poço.

Discutem-se os aspectos de segurança nuclear baseando-se nas experiências anteriores com reatores similares e os aspectos de proteção radiológica durante a desmontagem, montagem e operação do reator nas novas características.

ÍNDICE

1. INTRODUÇÃO	1
2. DESCRIÇÃO DA INSTALAÇÃO	4
2.1. Localização	4
2.2. Arranjo geral	7
2.3. Poço	12
2.4. Núcleo	13
2.4.1. Elemento moderador-combustível	17
2.4.2. Elemento de grafita	19
2.4.3. Elemento portador da fonte de neutrons	21
2.5. Refletor	21
2.6. Controle	22
2.7. Instrumentação	24
2.7.1. Canais de medida do núcleo	24
2.7.2. Canais de medidas fora do núcleo	28
2.8. Dispositivos de irradiação	28
2.8.1. Mesa giratória	28
2.8.2. Terminal pneumático	29
2.8.3. Tubo central	30

2.9. Sistemas de refrigeração	30
2.10. Sistema de purificação	33
3. ASPECTOS DE SEGURANÇA NUCLEAR DO PROJETO	35
3.1. Considerações sobre o projeto TRIGA	35
3.1.1. Evolução do conceito	35
3.1.2. Fundamentos de projeto	36
3.1.3. Transientes em potência	47
3.1.4. Perda da água de refrigeração e blindagem	50
3.1.5. Liberação de produtos de fissão	52
3.2. Alterações no reator IPR-R1	58
3.2.1. Carregamento do núcleo	58
3.2.2. Sistema de controle	62
3.2.3. Instrumentação de controle	66
3.2.4. Sistema de refrigeração	67
3.2.5. Localização	68
4. ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO NA DESMONTAGEM E MONTAGEM	69
4.1. Sequência de operações e procedimentos	69
4.2. Blindagens	72
4.3. Irradiações devidas ao combustível	75
4.4. Irradiações devidas aos elementos de grafita	81
4.5. Irradiação devida à fonte de neutrons	83
4.6. Irradiações devidas às barras de controle	84
4.7. Irradiações devidas ao terminal pneumático	84
4.8. Irradiações devidas aos componentes estruturais	87
4.9. Níveis de radiação dentro do poço	92
4.10. Monitoração da radiação durante os trabalhos	97
4.11. Testes pré-operacionais	98
5. ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO APÓS ALTERAÇÕES	100
5.1. Operação nas novas características	100

5.2. Níveis de radiação	101
5.3. Contaminação radioativa do ar ambiente	111
5.4. Ativação da água do poço	113
5.5. Monitoração da radiação	114
5.5.1. Dosimetria individual	114
5.5.2. Monitoração fixa	116
5.5.3. Monitoração portátil	117
5.6. Ativação do solo	118
6. ORGANIZAÇÃO E PROCEDIMENTOS ADMINISTRATIVOS	119
6.1. Introdução	119
6.2. Responsabilidades	121
6.3. Acesso ao reator	126
6.4. Padrões para operação	128
6.5. Registro de operações	131
6.6. Manuseio de material radioativo	131
6.7. Normas a serem obedecidas	132
6.8. Procedimentos de emergência	134
6.8.1. Incêndio fora do edifício do reator	134
6.8.2. Incêndio dentro do edifício do reator	134
6.8.3. Liberação de material radioativo	135
6.9. Solicitações de irradiações no reator	136
7. CONCLUSÃO	142
8. APÊNDICES	143
A. Cálculo da atividade residual em componentes	144
B. Cálculo das taxas de exposição devidas aos componen tes	153
C. Cálculo dos níveis de radiação dentro do poço	161
9. REFERÊNCIAS	166

1. INTRODUÇÃO

O reator IPR-R1 do INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS é do tipo TRIGA Mark I, ou seja, de núcleo fixo, situado abaixo do solo. Foi fabricado pela General Atomic atualmente Gulf Energy & Environmental Systems (GE&ES). /1/

Foi originalmente projetado e construído para operar as potências de regime e máxima de 30 Kw e 100 Kw, respectivamente, e atingiu a criticalidade pela primeira vez em 06 de novembro de 1960. /2/

Estudos posteriores realizados pela GE&ES e que foram comprovados em experiências realizadas com unidades do mesmo tipo permitiram que reatores similares, usando os mesmos elementos combustíveis, mantendo praticamente o mesmo sistema estrutural e redimensionando o sistema de refrigeração funcionassem a potências mais elevadas, chegando atualmente à potência térmica máxima de 250 Kw para os reatores usando elementos combustíveis revestidos com alumínio. /3/

Face a estas informações o Instituto de Pesquisas Radioati

vas decidiu ampliar a potência do seu reator 30 Kw para 250 Kw. Esta ampliação, atualmente em curso, está sendo feita em etapas, ou seja, 150 Kw em 1972 e 250 Kw em 1973. /2/ A primeira etapa já foi atingida.

A execução da segunda fase exigirá modificações substanciais no núcleo, correspondentes à troca de posição das barras de controle e à adição de cerca de oito elementos moderador-combustíveis ao núcleo. Desta forma torna-se necessário que se efetue a análise de segurança do reator para as novas características do projeto, o que deverá ser feito por uma equipe especializada nas diversas áreas envolvidas, em virtude da grande diversidade de assuntos a serem abordados.

Assim, aborda-se de forma limitada a área de segurança nuclear, baseando-se principalmente nas referências obtidas em reatores TRIGA que operam à potência de 250 Kw e nos estudos realizados pelo fabricante para a evolução da concepção do projeto, /5/ adaptando-se às características locais do reator IPR-R1.

A execução da segunda fase, entretanto, exigirá a desmontagem de todo o reator, uma vez que a camada de resina impermeável das paredes do poço encontra-se em más condições, devendo pois, ser substituída por uma camisa de alumínio.

Durante a execução dos trabalhos de desmontagem e montagem do reator existe um risco considerável de exposição, incorporação e contaminação com material radioativo que deve

ser analisado cuidadosamente.

Portanto, analisa-se, com maior detalhe, os vários aspectos de proteção contra as radiações relativos à execução das tarefas de desmontagem e montagem dos diferentes componentes do reator. Fazem-se, ainda, previsões na área de Radioproteção re-lativas às consequências da operação nas novas características (250 Kw).

2. DESCRIÇÃO DA INSTALAÇÃO

2.1. Localização

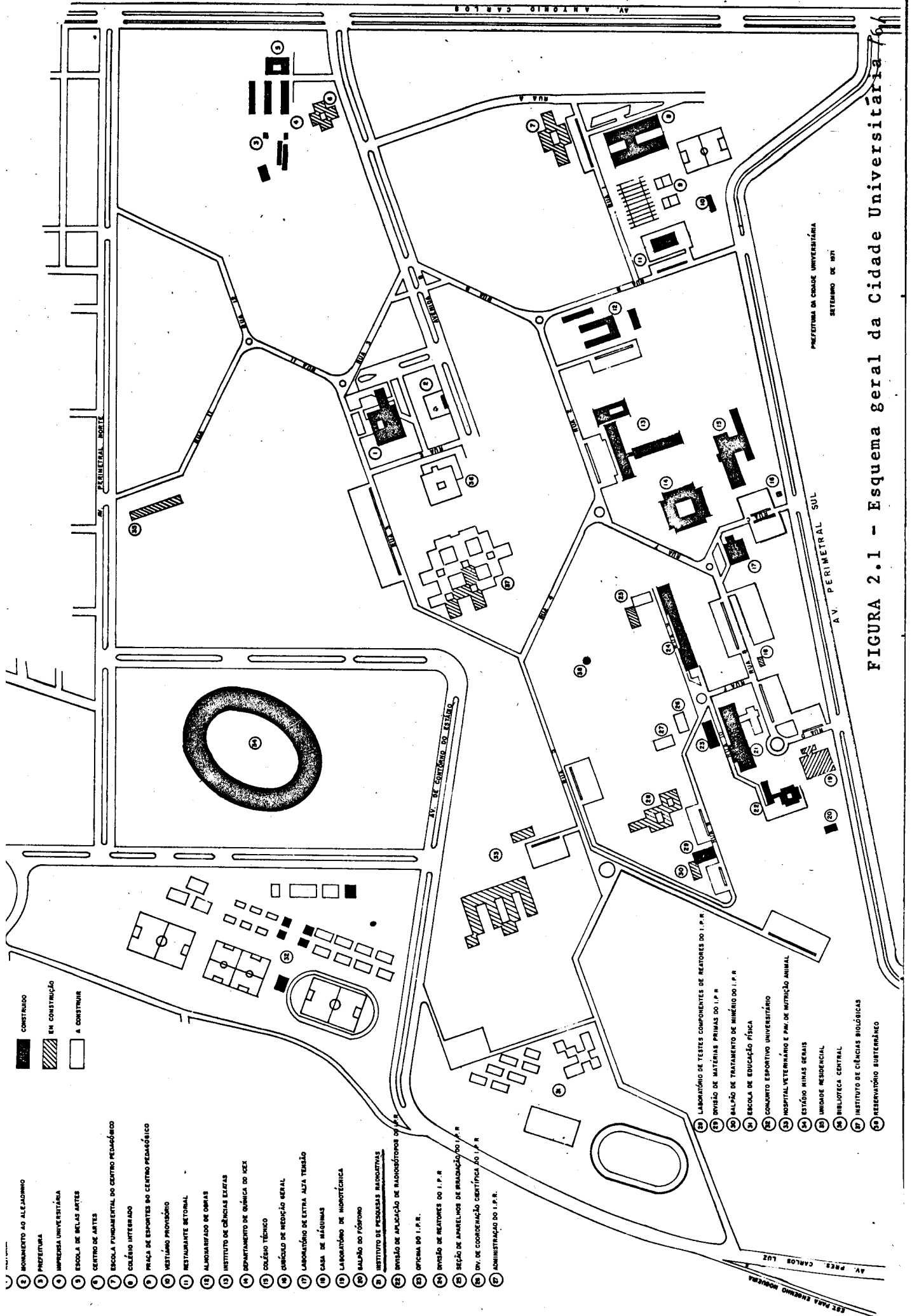
O reator IPR-R1 encontra-se instalado junto ao edifício principal do INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS DA UFMG - CNEN (figura 2.1), na Cidade Universitária da Pampulha em Belo Horizonte, Minas Gerais. /6/

A Cidade Universitária encontra-se localizada no setor norte da cidade, ocupando uma área de cerca de 270 hectares /7/ (figura 2.2). O setor norte é um dos menos povoados de Belo Horizonte, mas encontra-se em fase de grande desenvolvimento.

De acordo com o sistema de coordenadas da prefeitura de Belo Horizonte, sistema este com origem na Praça Raul Soares, no marco de coordenadas 19°55'57'' de latitude sul e 42°56'32'' de longitude oeste, o reator IPR-R1 encontra-se localizado no ponto

x = 26 946,071 m

y = 33 678,390 m



- CONSTRUÍDO
- ▨ EM CONSTRUÇÃO
- A CONSTRUIR

- 1 MONUMENTO AO ALEJANDRO
- 2 PREFEITURA
- 3 IMPRENSA UNIVERSITÁRIA
- 4 ESCOLA DE BELAS ARTES
- 5 CENTRO DE ARTES
- 6 ESCOLA FUNDAMENTAL DO CENTRO PEDAGÓGICO
- 7 COLÉGIO INTERMIO
- 8 PRAÇA DE ESPORTES DO CENTRO PEDAGÓGICO
- 9 VESTIÁRIO PROVISÓRIO
- 10 RESTAURANTE RETORAL
- 11 ALMOZARADO DE OBRAS
- 12 INSTITUTO DE CIÊNCIAS EXATAS
- 13 DEPARTAMENTO DE QUÍMICA DO ICE
- 14 COLÉGIO TÉCNICO
- 15 COMISSÃO DE MEDIÇÃO GERAL
- 16 LABORATÓRIO DE EXTRA ALTA TENSÃO
- 17 CASA DE MÁQUINAS
- 18 LABORATÓRIO DE HIDROTÉCNICA
- 19 SALÃO DO CÔFONO
- 20 INSTITUTO DE PENSAMENTOS RADIONUTIVAS
- 21 DIVISÃO DE APLICAÇÃO DE RADIOSÓTIPOPOS QUÍMICA
- 22 OFICINA DO I.P.R.
- 23 DIVISÃO DE REATORES DO I.P.R.
- 24 SEÇÃO DE AMARELOS DE IRRADIAÇÃO DO I.P.R.
- 25 DIV. DE COORDENAÇÃO CIENTÍFICA DO I.P.R.
- 26 ADMINISTRAÇÃO DO I.P.R.

- 28 LABORATÓRIO DE TESTES COMPONENTES DE REATORES DO I.P.R.
- 29 DIVISÃO DE MATÉRIAS PRIMAS DO I.P.R.
- 30 SALÃO DE TRATAMENTO DE MÍNIO DO I.P.R.
- 31 ESCOLA DE EDUCAÇÃO FÍSICA
- 32 CONJUNTO ESPORTIVO UNIVERSITÁRIO
- 33 HOSPITAL VETERINÁRIO E PH. DE INSTRUÇÃO ANIMAL
- 34 ESTÁDIO MINAS GEMAS
- 35 UNIDADE RESIDENCIAL
- 36 BIBLIOTECA CENTRAL
- 37 INSTITUTO DE CIÊNCIAS BIOLÓGICAS
- 38 RESERVOÁRIO SUSTENTÁVEL

PREFEITURA DA CIDADE UNIVERSITÁRIA
SETEMBRO DE 1971

FIGURA 2.1 - Esquema geral da Cidade Universitária

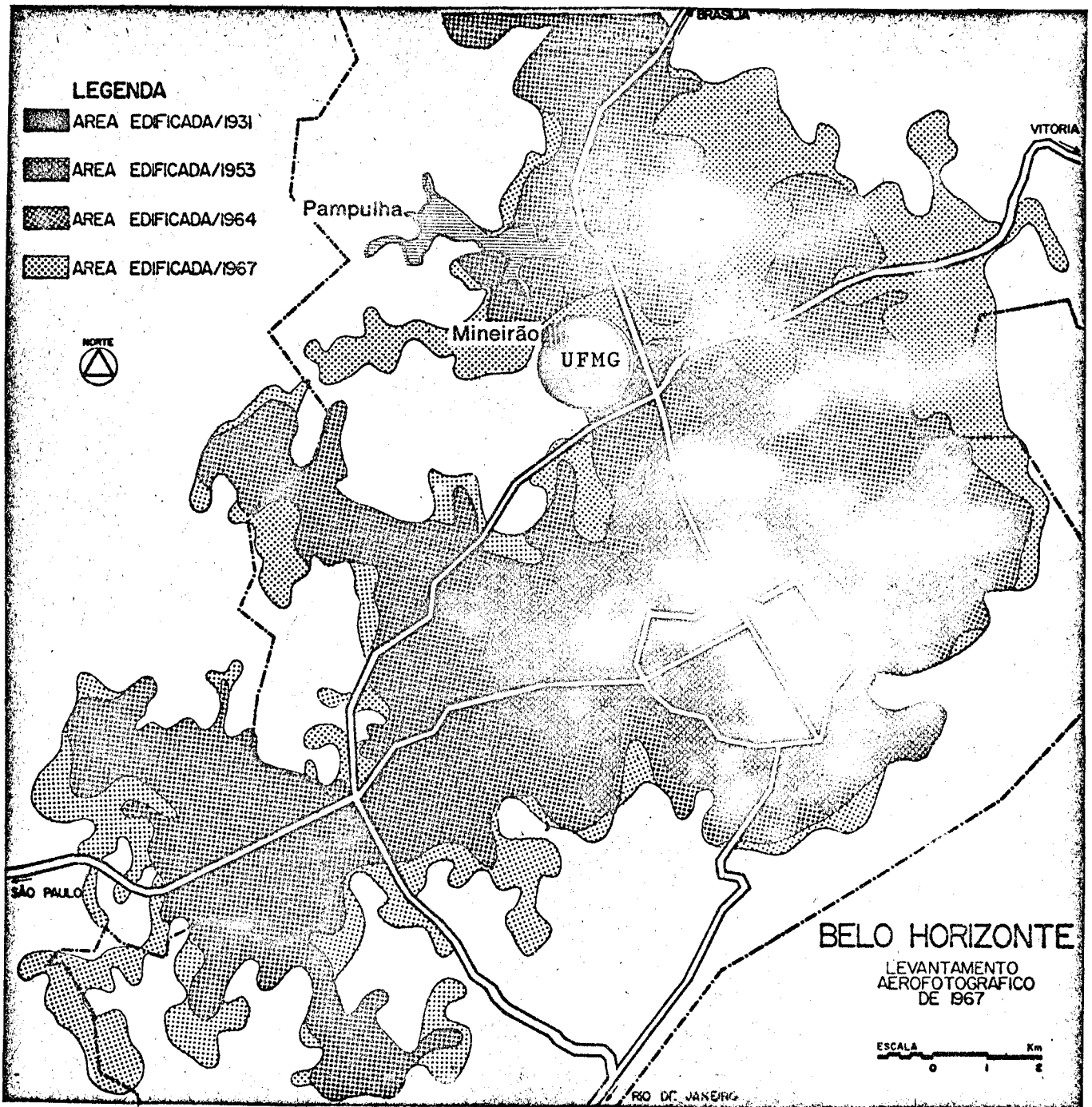


FIGURA 2.2 - Localização da Cidade Universitária da UFMG/8/

distando aproximadamente 6,4 km em linha reta, do marco de origem /9/.

Quando da instalação e montagem do reator em 1960 foi elaborado e publicado um trabalho /9/ sobre os perigos de um reator do tipo TRIGA para Belo Horizonte, onde são encontrados dados sobre os estudos feitos naquela época.

Os estudos avaliaram os aspectos geológicos, hidrológicos, climatológicos e meteorológicos concluindo pela segurança na instalação de um reator tipo TRIGA Mark I com potência de regime de 30 Kw e máxima de 100 Kw no local.

2.2. Arranjo geral

Como todo reator do tipo TRIGA Mark I, o IPR-R1 é do tipo enterrado no solo e com o núcleo situado abaixo do piso (figura 2.3), no fundo de um poço cilíndrico cujo topo encontra-se 20 cm abaixo do nível do piso.

O poço encontra-se instalado em um edifício de estrutura de concreto armado, numa sala com pé-direito médio de 9,6 m e com uma área útil de 180 m^2 (15 mx12 m), aproximadamente, dispondo de um volume de ar para diluição de 1700 m^3 (figuras 2.4 e 2.5)./10/

A sala faz parte do conjunto de laboratórios possuindo três portas de acesso, sendo que duas delas permanecem normalmente fechadas. Possui janelas de vidro para iluminação natural no teto, ventilação forçada e ar condicionado. As paredes são confeccionadas parte em tijolos comuns, parte em concreto e revestidas internamente com chapas /9/.

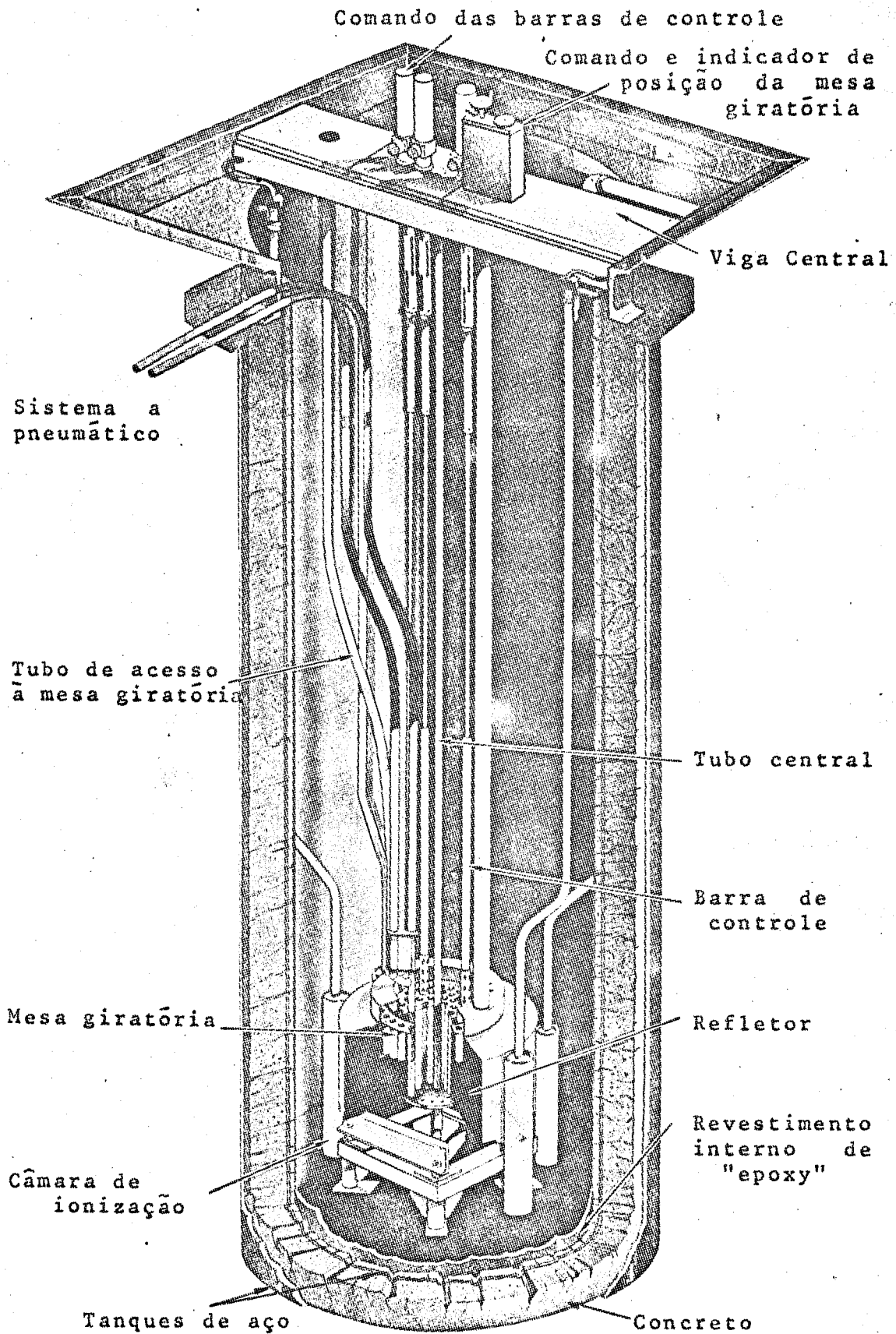
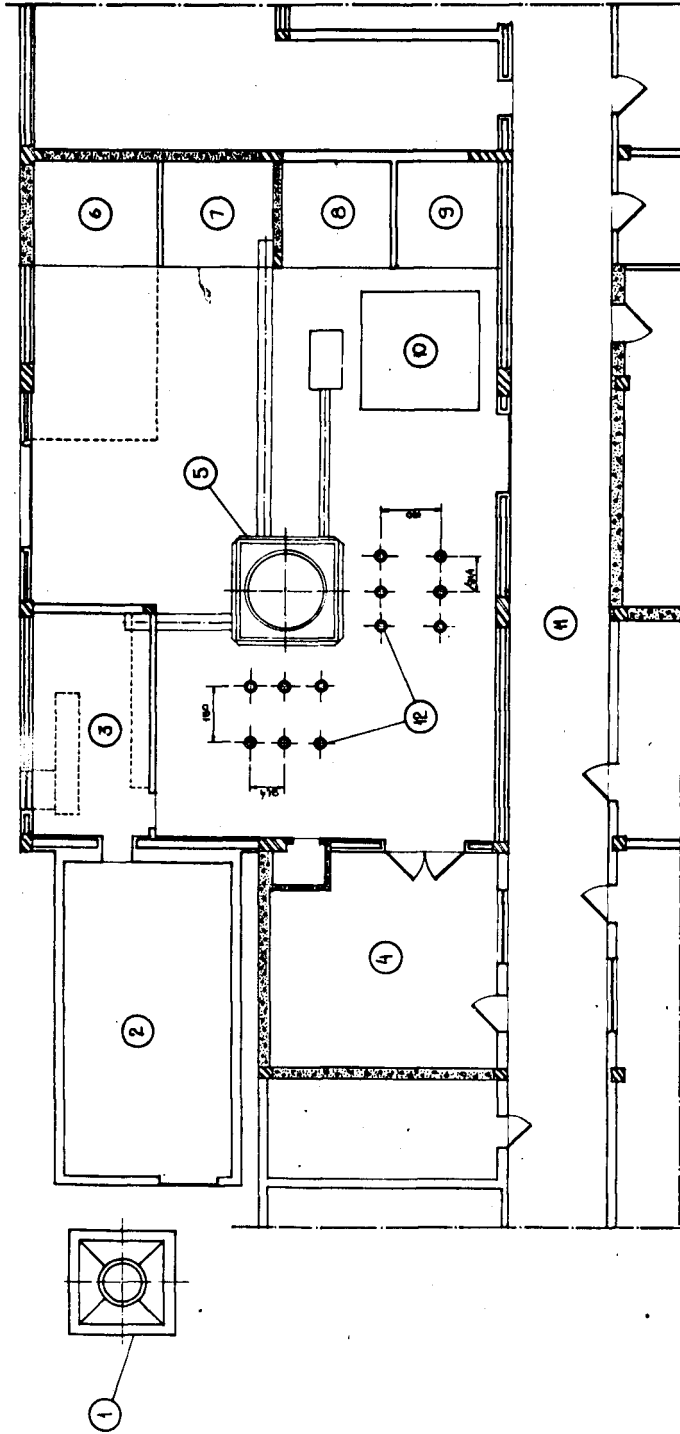


FIGURA 2.3 - Vista de corte do reator TRIGA Mark I



12	Fogão de estufa na combustível
11	Circulador
10	Tanque de armazenamento (o combustível)
9	Operador do acelerador
8	Operadores do reator
7	Terminal pneumático
6	Acelerador Samec
5	Reator
4	Supervisor do reator
3	Sistema de refrigeração 30 KW (água/óleo)
2	Sistema de refrigeração 250 KW (água/água)
1	Torre de resfriamento
Área	Denominação
Arranjo Geral	
Escola 1:100	Data: 25-10-72 Des: JACOBINA

UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO
 INSTITUTO DE FÍSICA
 LABORATÓRIO DE REATORES NUCLEARES
 Caixa Postal 150 - Cidade Universitária
 Rio de Janeiro - RJ - Brasil

Fig.2.4 Arranjo geral das instalações.

Redução gráfica: 2:1

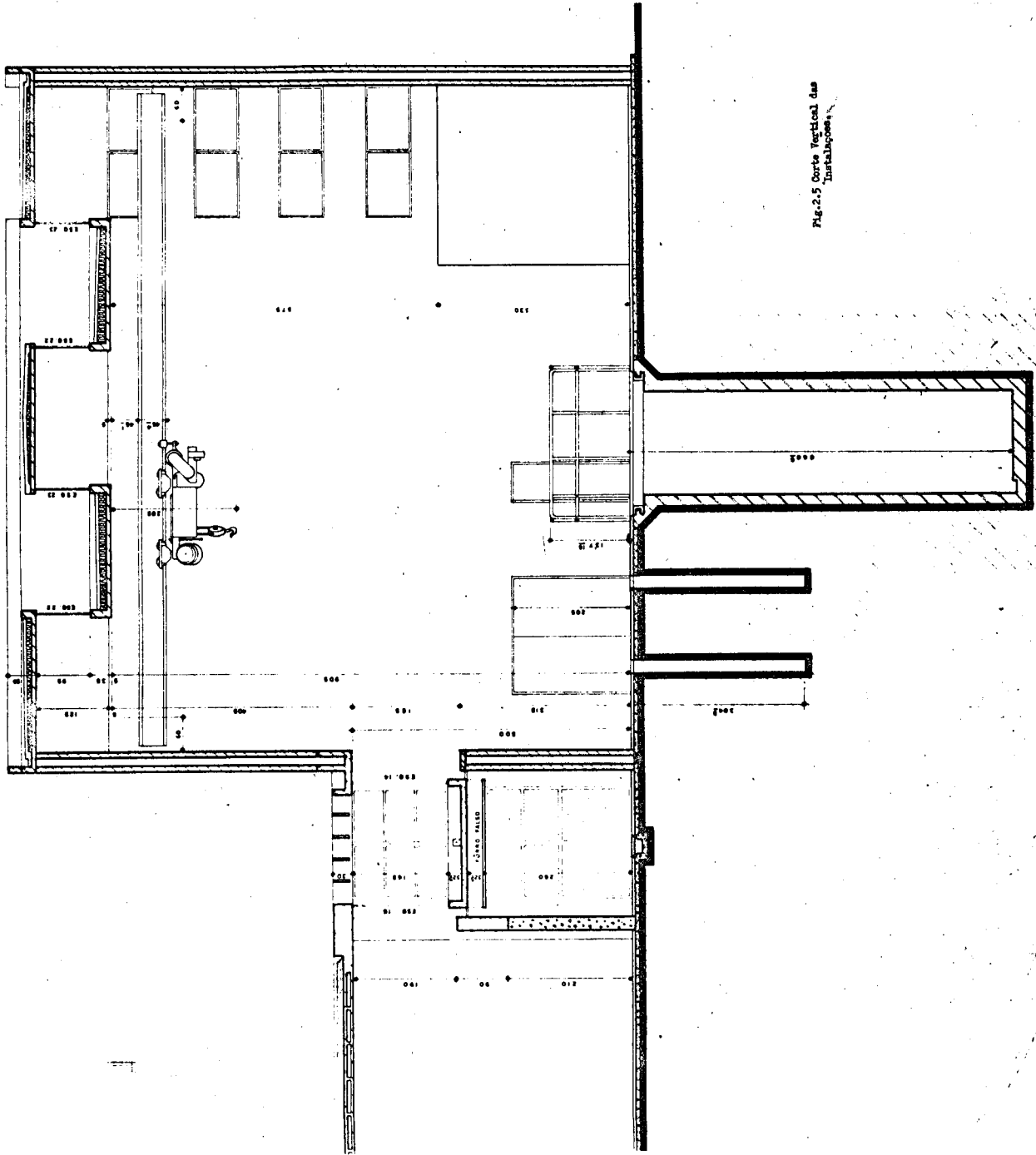


Fig. 2.5 Corde Vertical Gas Installation

O acesso do reator é feito através de uma outra sala para recepção e controle, com área de 36 m², situada ao lado, permitindo acesso direto ao corredor central do prédio principal do IPR. Nesta sala são controlados e recebidos os pedidos de irradiação, não havendo pois, necessidade de admissão de pessoal es tranho à sala do reator.

O piso é de cimento comum e praticamente todas as tubulações e cabos para eletricidade estão locados abaixo do piso em canaletas cobertas com chapas de aço. /9/

Localizam-se ainda na sala 12 poços para armazenamento de elementos combustíveis irradiados localizados abaixo do piso, ao redor do reator (figuras 2.4 e 2.5). Os poços são revestidos com tubulações de aço pintadas internamente, com diâmetro de 25 cm e profundidade de 3,0 m. Os poços serão revestidos in ternamente, no futuro, com alumínio.

Encontra-se instalada na sala do reator uma célula quente para abertura de frascos irradiados com blindagem equivalente a 5,0 cm de chumbo.

Na sala do reator estão ainda instalados outros aparelhos de irradiação, como :

- um irradiador gama tipo "Gammacell" com 300 Ci de Co⁶⁰ em 1967.
- um acelerador de partículas "SAMES".

Estes dois aparelhos serão transferidos em futuro próximo para outros locais

A sala dispõe de uma ponte-rolante com capacidade para 3,5

toneladas que permite a movimentação de cargas em toda a área útil. Entretanto, praticamente, a carga máxima suportável pela ponte-rolante é de 1,5 toneladas, em virtude da capacidade de carga das estruturas.

2.3. Poço

O poço é de forma cilíndrica com diâmetro interno livre de 2,0 m e profundidade de 6,3 m. /2/

É formado por dois cilindros coaxiais de chapa de aço de espessura de 6,35 mm (1/4'') e espaçados de 20 cm. Este espaço é preenchido com concreto comum. A superfície interna do cilindro de dentro é coberta com outra camada de argamassa de 5,0 cm de espessura e esta é coberta com duas camadas impermeáveis de resina "epoxy", com a finalidade de evitar que a água desmineralizada, que enche o poço, entre em contacto com o concreto. A primeira camada de resina contém sílica como aditivo e a segunda é somente de "epoxy". /2/

Como a camada de resina está danificada, a ainda, a duração de uma nova camada com o reator operando nas novas condições seria de aproximadamente 2 anos (10^9 rads) /2/, será instalado como revestimento um tanque de alumínio de 10 mm de espessura /11/. Esta modificação é muito importante pois implicará na total desmontagem do reator. O tanque será colocado dentro do atual poço sem ser necessário retirar a camada de resina antiga, mas reduzirá um pouco as dimensões internas deste, ou seja, passará a ter um diâmetro interno de 194 cm com o novo revestimento. O projeto e construção deste tanque é objeto de um estudo especial, atualmente em curso na Divisão de Reatores. Devido a dificuldades de construção o poço possui um estaquea -

mento de concreto em duas camadas com espessura de 30 cm e 20 cm, respectivamente. /12/

O volume interno do poço é de aproximadamente 19 800 litros, volume este ocupado por água desmineralizada que funciona como refrigerante, coopera na moderação e funciona como blindagem biológica contra as radiações provenientes do núcleo. A espessura de água usada como blindagem não é nunca inferior a 5,0 m /2/.

O topo do poço do reator é coberto por seis tampas móveis de plexiglas em estrutura de alumínio para evitar a entrada de material estranho no poço enquanto permite observação visual do reator. É projetada para suportar o peso de pessoas andando e trabalhando sobre o poço e permite a liberação de gases de hidrogênio durante a operação do reator. /13/

2.4. Núcleo /13 - 14 - 15 - 16 - 17 - 18)

O núcleo fica localizado no fundo do poço, circundado pelo refletor e apoiado em uma estrutura de alumínio (figura 2.6).

O núcleo é resfriado por convecção natural da água que ocupa cerca de 1/3 do seu volume.

Consiste de um reticulado com 91 posições onde se encontram instalados 57 elementos moderador-combustíveis, 27 elementos falsos de grafita, 1 fonte de Ac-Be (vazio), 1 terminal pneumático (vazio), 1 tubo central (água), 3 barras de controle e 1 extrator de nêutrons. Todos esses componentes são mantidos na posição vertical e suportados por duas grades circulares.

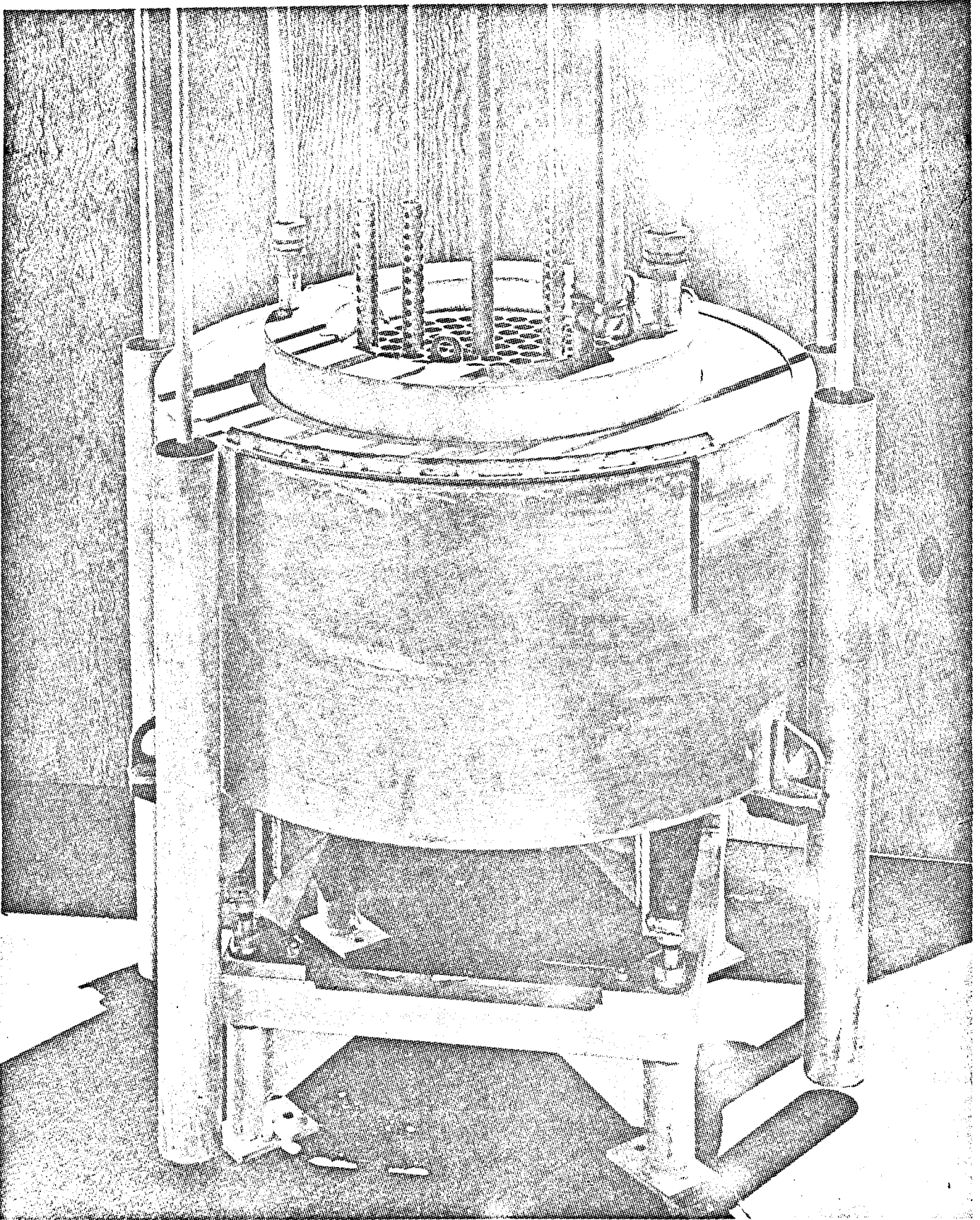


FIGURA 2.6 - Núcleo do reator

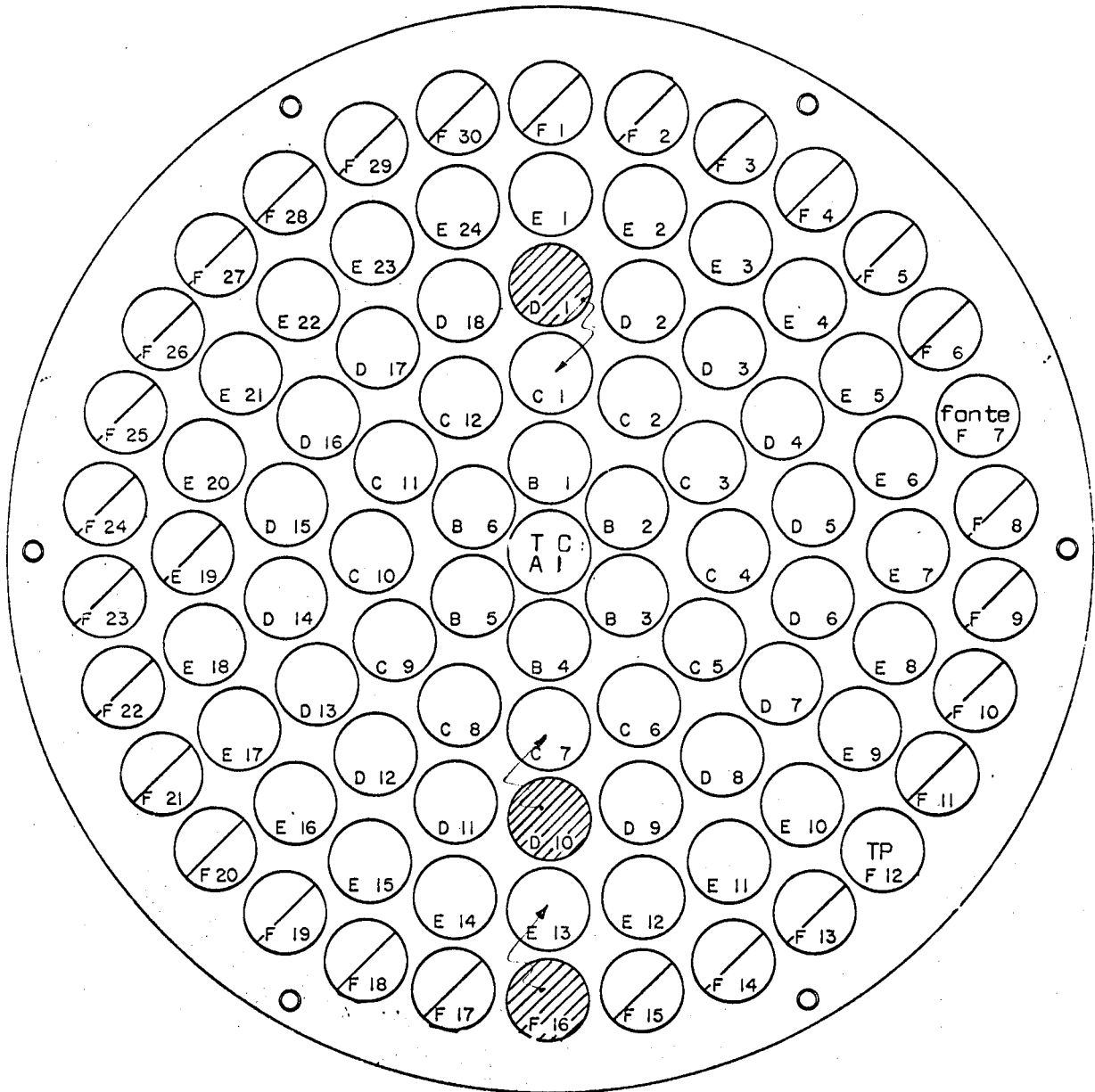
Para a operação a 250 Kw, esta configuração será mudada, pois serão acrescentados novos elementos combustíveis em substituição aos de grafita de modo a atingir-se um excesso de reatividade de 3,0 dólares ($2,2 \times 10^{-2} \% \delta k/k$). As posições das barras de controle serão também modificadas conforme se mostra na figura 2.7.

A grade superior é de alumínio anodizado com 49,5 cm (19,44") de diâmetro e 19 mm (3/4") de espessura. Ela se apoia em seis espaçadores de alumínio anodizado que, por sua vez, apoiam-se em seis orelhas soldadas no topo do invólucro do refletor. A placa superior é orientada por dois pinos guia de aço inoxidável que se ajustam nas orelhas automaticamente. A fixação desses suportes é feita por parafusos de alumínio anodizado de 14,3 mm (9/16"). Além disso servem para segurar os ganchos que prendem a mesa giratória na sua posição.

A grade superior possui 90 furos de 38,23 mm (1,505") de diâmetro e um furo central com 38,4 mm (1,515") para guia do tubo central.

Como os furos são circulares e os elementos ajustados por espaçadores triangulares é possível a circulação da água de refrigeração através do vazio no sentido diametral variando entre 0,74 a 1,02 mm (0,29" a 0,040").

A grade inferior, além de colaborar no espaçamento correto dos diversos elementos, ainda sustenta todo o peso do núcleo. É confeccionada em alumínio anodizado de 40,7 mm (16") de diâmetro e 19 mm (3/4") de espessura. É fixada por seis espaçadores de alumínio apoiados em orelhas soldadas na parte inferior do invólucro do refletor em forma de "L". A grade inferior é orientada por dois pinos guia de aço inoxidável que a ajustam às orelhas. A grade é presa às orelhas por quatro parafusos de









- | | | | |
|---|------------------------------------|---|---------------------|
|  | barra de controle D 1 D 10 F 16 |  | tubo central AI |
|  | elemento de grafite F |  | terminal pneumático |
|  | elemento moderador-combustível A-E |  | fonte de partida |

FIGURA 2.7 - Distribuição de componentes no núcleo

cabeça hexagonal chata de alumínio anodizado de 14,3 mm (9/16''). Ela é instalada na sua posição com o núcleo vazio, de cima para baixo.

A grade inferior possui 90 furos de 7,15 mm (0,281'') de diâmetro dispostos de acordo com os furos da grade superior. O furo central, guia para o tubo central, tem um diâmetro de 39,7 mm (1,562'').

A grade inferior é de alumínio anodizado e a circulação de água de refrigeração é feita através de 36 furos de 15,9 mm (5/8'') de diâmetro e alinhados em três camadas concêntricas com o tubo central.

2.4.1. Elemento moderador - combustível

O elemento moderador - combustível atualmente utilizado no IPR-R1 é formado por uma liga sólida e homogênea constituída por uma mistura de urânio e hidreto de zircônio, contendo 8% em peso de urânio enriquecido a 20%. A razão atômica do hidrogênio/zircônio é de um para o caso dos elementos originais e, 1,6 para os de aço inoxidável.

O elemento tem a forma cilíndrica, é revestido por alumínio de 0,7 mm (0,030'') de espessura e com todas as soldas realizadas em heliarco. O comprimento total do elemento é de 72,24 cm (28,44'') tendo a parte ativa 35,6 cm (14'') de altura e 3,62 cm (1,42'') de diâmetro (figura 2.8)

Nas duas extremidades da parte combustível existem duas arruelas de veneno queimável constituído de óxido de samário.

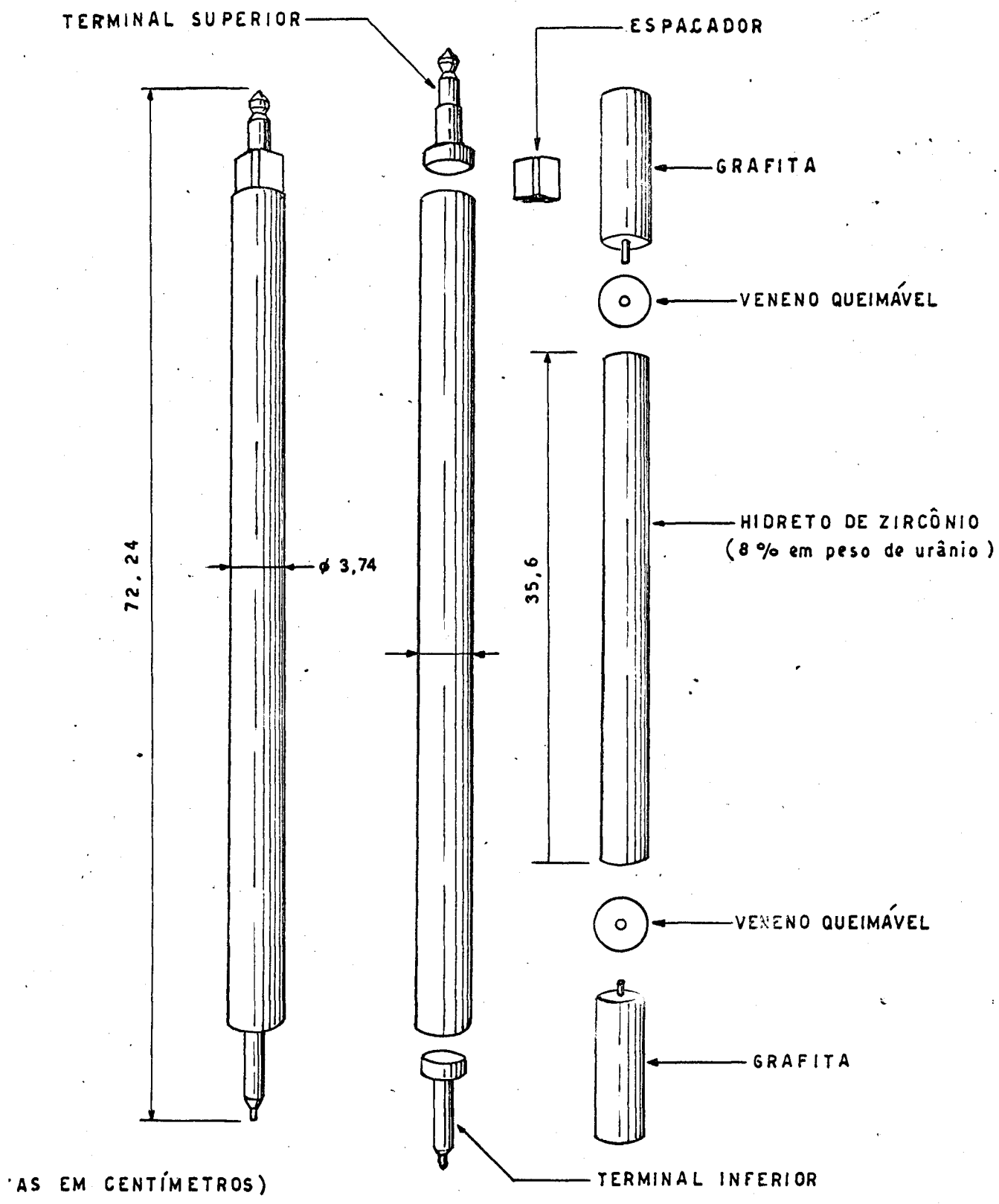


Fig. 2.8 - ELEMENTO MODERADOR-COMBUSTIVEL REVESTIDO A ALUMÍNIO /13/

Completando o elemento, existe em cada extremidade, um refletor vertical de forma cilíndrica de grafita com o mesmo diâmetro e altura de 10,2 cm (4").

Além dos refletores verticais, em cada extremidade do elemento estão os terminais de apoio em alumínio. Todo elemento é anodizado após completada a montagem.

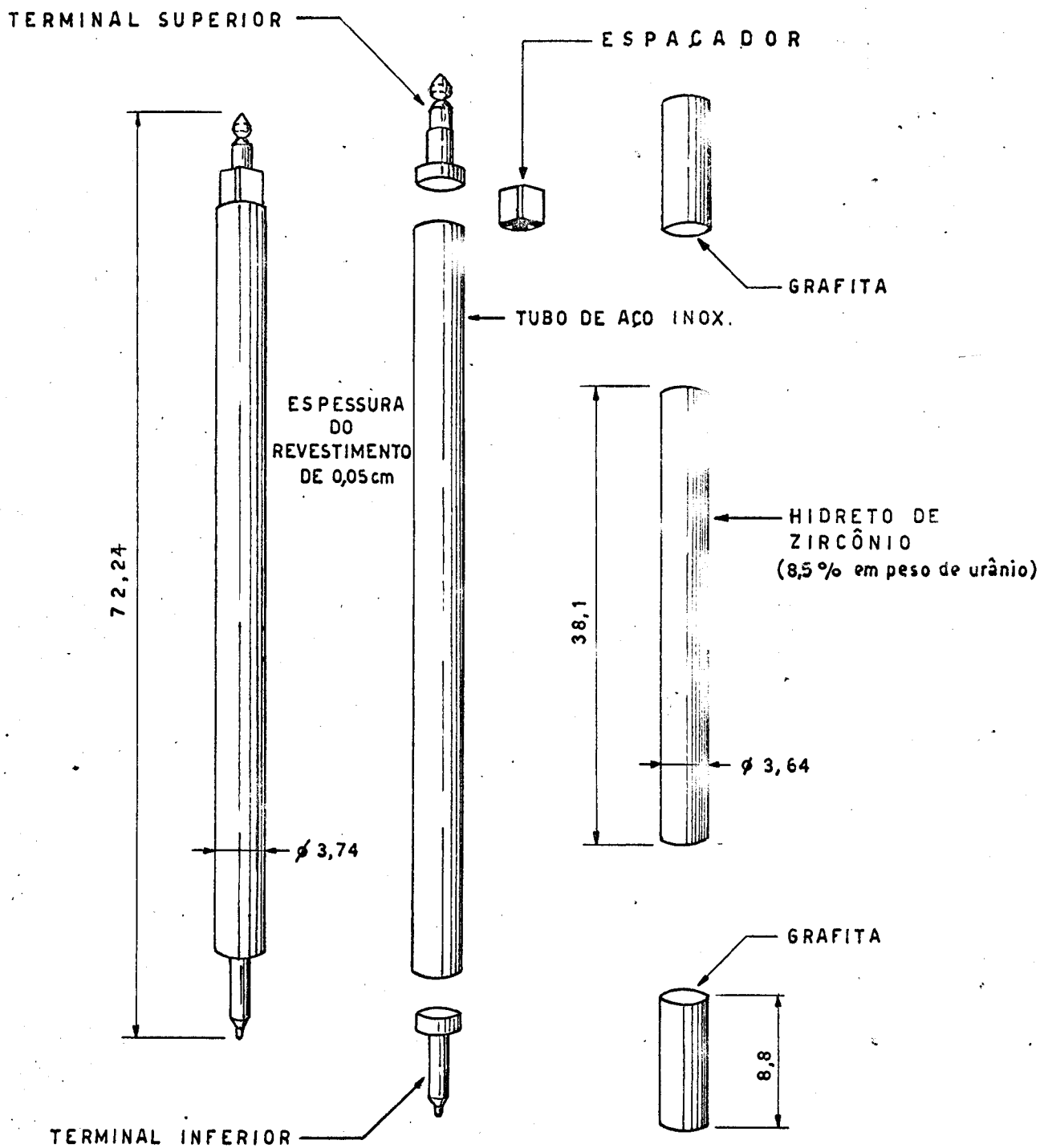
Cada elemento moderador - combustível possui cerca de 37 g de urânio-235 e seu peso total é de 3,0 kg (6,5 lb).

A fixação dos elementos é feita através dos dispositivos de apoio de alumínio nas duas extremidades, formados por um pino que se ajusta à placa inferior e um espaçador de seção triangular para ajuste na placa superior. A extremidade superior é ainda dotada de um pino para manipulação com uma ferramenta especial.

Como a disponibilidade atual é de 59 elementos (2 de reserva) estão sendo adquiridos mais 9 elementos que, apesar de serem semelhantes, têm o revestimento de aço-inoxidável, permitindo o seu uso em potências ainda mais elevadas. (figura 2.9).

2.4.2. Elemento de grafita

Os elementos de grafita têm as mesmas dimensões que os elementos moderador-combustível. Destinam-se a ocupar as posições na rede que não são preenchidas pelos elementos combustíveis, funcionando neste caso como refletores radiais. Quando substituídos pelo combustível, permitem aumentar o excesso de reatividade do núcleo e a potência do reator. São anodizados após a montagem ser completada e cada elemento pesa 1,3 kg (2,8 lb).



(COTAS EM CENTÍMETROS)

Fig. 2.9 - ELEMENTO MODERADOR-COMBUSTIVEL REVESTIDO A AÇO INOXIDÁVEL/3/

2.4.3. Elemento portador da fonte de neutrons

O elemento portador da fonte de partida do reator é um elemento de forma cilíndrica com uma cavidade para a colocação da fonte de neutrons. É feito de alumínio anodizado.

A cavidade é cilíndrica, tem 2,49 cm (0,981'') de diâmetro e 7,6 cm (3,0'') de altura e está situada no meio do elemento.

As suas dimensões permitem a sua instalação em qualquer posição dentro do núcleo, mas em geral ocupa uma das mais afastadas do centro.

O elemento contém uma fonte de Ac-Be com 1,2 Ci, correspondendo a uma surgência de $8,04 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg} / 19 /$.

2.5. Refletor /13 - 14 - 15 - 16 - 17 - 18/

O refletor do IPR-R1 é composto de duas unidades sendo uma de reflexão vertical e a outra de reflexão radial.

O sistema de reflexão vertical está acoplado diretamente em cada extremidade dos elementos moderador - combustível.

O sistema de reflexão radial é formado por um anel de grafita de forma cilíndrica circundando o núcleo. O diâmetro interno do cilindro é de 45,7 cm (18''), a espessura radial de grafita é de 30,5 cm (12'') e a altura é de 55,9 cm (22'').

Toda a grafita encontra-se revestida com chapas de alumínio anodizado soldadas à prova de fugas e possui um furo anular na parte superior para acomodação dos tubos porta-amostras

da mesa giratória, sem com isso interferir na estanqueidade do invólucro.

O refletor tem, soldado na parte inferior do fundo, uma estrutura de cantoneiras de alumínio para sustentação através de 4 parafusos de alumínio anodizado e com cabeça semi-esférica.

Os parafusos permitem uma regulagem da horizontalidade da estrutura por meio de ajuste de porcas de alumínio anodizado. Os quatro parafusos apoiam-se em uma calota semi-esférica soldada nos cantos da plataforma de alumínio de formato quadrado. A plataforma, por sua vez, apoia-se no fundo do poço do reator, sendo fixada a este através de quatro parafusos de aço inoxidável soldados na parte inferior do tanque de aço.

O refletor suporta toda a carga do núcleo e tem quatro apoios soldados lateralmente para o levantamento de todo o conjunto. Estes apoios são de alumínio anodizado e possuem um furo de 51 mm (2") de diâmetro.

O peso total do refletor e suporte é de 770 kg.

2.6. Controle /13-14-15-16-17-18/

O elemento moderador - combustível dos reatores TRIGA é constituído de hidreto de zircônio misturado homogeneamente com o urânio, o que permite obter-se um coeficiente pronto negativo de temperatura. Tal característica limita automaticamente a potência a um nível estável após uma dada inserção de reatividade.

Além deste controle intrínseco, o reator possui um controle manual para operação. Este é constituído por três barras de carbureto de boro que movem-se em tubos guia de alumínio perfurados e fixados à grade inferior do núcleo. O acionamento é feito por meio de um sistema composto de motor e engrenagens que a elas se acoplam por eletro-ímãs. O motor é monofásico, assíncrono e instantaneamente reversível. O comando de acionamento e a indicação da posição das barras são feitos na mesa de operação.

Os tubos guias têm um diâmetro de 38,0 mm (1,495'') e estendem-se até 26 cm (10-1/4'') acima da placa superior. Os tubos guias são perfurados para permitirem a expulsão da água, quando as barras são acionadas.

A barra de controle propriamente dita é de forma cilíndrica, selada e o invólucro é de alumínio. A extremidade inferior é de forma cônica e a superior é rosqueada para se conectar à haste que a liga ao seu mecanismo de acionamento situado no topo do poço, na viga central.

As barras têm diâmetro externo de 22,2 mm (7/8'') e comprimento total e útil de 51 cm (20'') e 38 cm (15'') respectivamente.

Para a configuração atual do núcleo, as barras têm as seguintes reatividades negativas /2/:

- barra de segurança	2,2 \$
- barra de controle grosso	2,3 \$
- barra reguladora	0,45 \$

O total de reatividade negativa é portanto de 4,95 \$ e a taxa máxima de inserção de reatividade por retirada de barra é de

0,04 % $\delta k/k$ por segundo.

A barra de segurança fica completamente fora durante a operação do reator e é capaz de, sozinha, desligá-lo.

Para a operação a 250 Kw, o excesso de reatividade total do reator deverá ser de cerca de 3,0 dólares, a fim de compensar os seguintes efeitos :

a. xenônio após 9 horas de operação	0,5 dólares
b. coeficiente de temperatura	1,5 dólares
c. amostras no tubo central	<u>1,0 dólar</u>
	3,0 dólares

Para o controle deste excesso de reatividade, o sistema terá que ser redimensionado.

2.7. Instrumentação /13-14-15-16-17-18/

2.7.1. Canais de medida do núcleo

A instrumentação de medidas do reator IPR-R1 é constituída de quatro canais. Nas figuras 2.10 e 2.11 estão apresentados os diagramas de bloco dessa instrumentação como é usada para a operação até 200 Kw. /2/

A instalação compreende quatro canais de medidas que terão suas câmaras deslocadas de suas posições atuais para que, sem sofrer correntes excessivas, passem a trabalhar a 250 Kw. Os canais de medida de potência cobrem as seguintes faixas:

1. canal da câmara de fissão (medidor da taxa de contagem canal de partida) $2 \times 10^{-4} W$ a $2 \times 10^0 W$
2. canal da câmara de ionização compensada (registrador

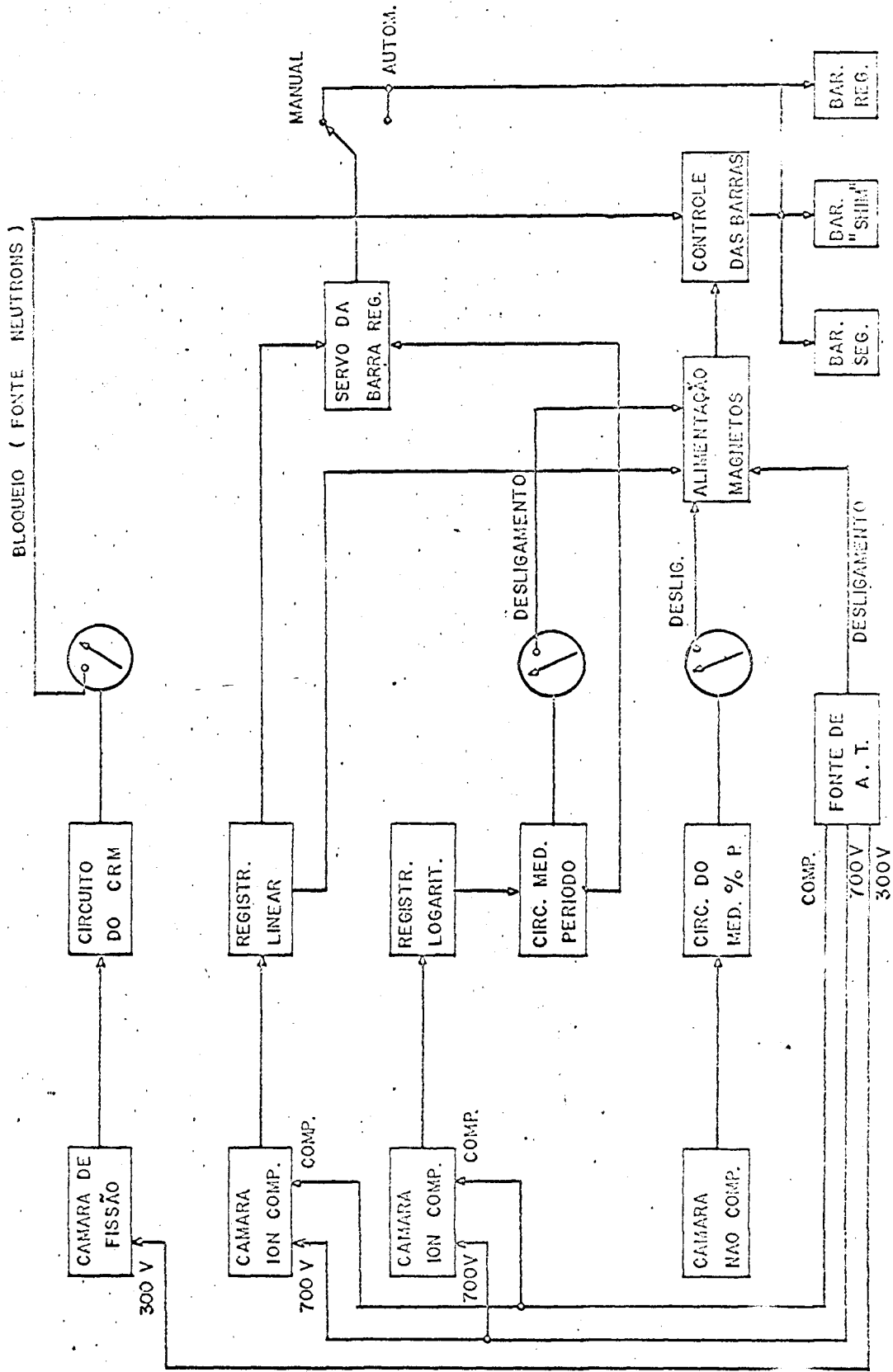


FIGURA 2.10 --- DIAGRAMA BLOCO FUNCIONAL DA INSTRUMENTAÇÃO /2/

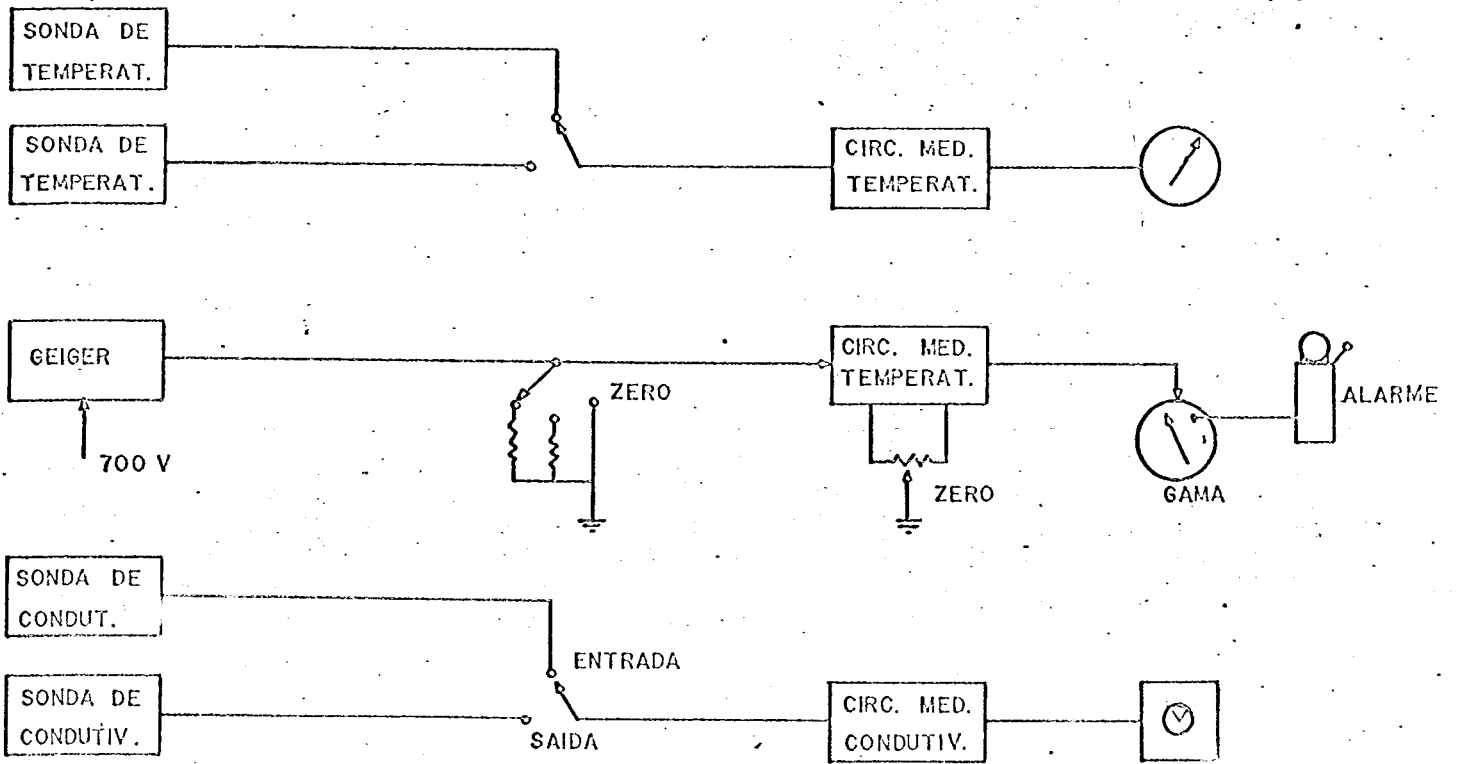


FIGURA 2.11 — DIAGRAMA BLOCO FUNCIONAL DA INSTRUMENTAÇÃO /2/

linear)

$$2 \times 10^{-3}W \text{ a } 2 \times 10^5W$$

3. canal da câmara de ionização compensada (registorador logarítmico)

$$2 \times 10^{-2}W \text{ a } 2 \times 10^5W$$

4. canal da câmara de ionização não compensada (indicador percentual de potência)

$$2 \times 5.10^3W \text{ a } 2 \times 10^5W$$

O deslocamento das câmaras de suas posições originais provocará uma perda de sensibilidade a baixas potências, o que será corrigido instalando-se uma câmara independente, própria para este fim./2/.

A mesa de operação será inicialmente adaptada e posteriormente substituída integralmente /2/.

As câmaras são fechadas em um invólucro de alumínio selado, soldado e testado à pressão. As conexões elétricas são contidas em uma tubulação independente constituída de tubos de alumínio com 19 mm (3/4'') de diâmetro e terminam no nível da água, no topo do poço. O comprimento total é de 5,8 m (19 pés).

As câmaras se localizam imediatamente adjacentes à superfície externa do refletor.

As câmaras são sustentadas em tubos guia de alumínio presos a um conjunto de montagem em forma de anel que se apoia na superfície externa do refletor. A armação de alumínio simplesmente se apoia ao refletor não existindo dispositivo de fixação.

2.7.2. Canais de medidas fora do núcleo

A instrumentação é completada com circuitos para a medida da temperatura e condutividade da água do poço e de um monitor gama da água do poço, equipado com alarme audível e visível na mesa de controle, quando a taxa de exposição atinge um valor pré determinado, mas com circuitos instalados fora do núcleo.

2.8. Dispositivos de irradiação /13-14-15-16-17-18/

O reator IPR-R1 possui três dispositivos de irradiação : mesa giratória, tubo central e terminal pneumático.

2.8.1. Mesa giratória

Consiste de uma estrutura de alumínio em forma de anel, possuindo recipientes de alumínio soldados e selados.

O diâmetro interno de cada recipiente é de 31,75 mm (1,25") e a altura é de 27,4 cm (10,8").

Quatro destes recipientes são perfurados nas paredes e um deles possui um furo de 15,9 mm (0,25") no fundo que permite testes periódicos para determinação de possíveis condensações. ?

Os porta-amostras são colocados nestes recipientes por meio de cabo com mecanismo magnético de retenção através de um tubo guia de alumínio com 3,9 mm (1,33") de diâmetro interno que vai desde o topo do poço até a mesa giratória. Para efeito de blindagem o tubo é inclinado em cerca de 46 cm (18").

O comando de rotação da estrutura interna é transmitido através de um eixo por uma tubulação que vai direto do topo do poço à mesa giratória. O tubo é blindado por 1,52 m (5 pés) de poliestireno internamente. A transmissão do movimento é feita por mecanismo de engrenagem e corrente de aço inoxidável.

O mecanismo de comando do posicionamento está instalado no topo do poço.

Os porta-amostras são de forma cilíndrica e feitos de poliestireno. O comprimento total é de 13,6 cm (5,36") e o diâmetro externo é de 28,4 cm (1,12"). O diâmetro interno é de 20,6 mm (0,81") e a altura é de 96,8 mm (3,81"), equivalendo a 33 cm³ (2,0 polegadas cúbicas) de volume.

Como cada recipiente permite a instalação de dois porta-amostras, podem ser irradiadas simultaneamente 80 amostras, o que corresponde a 2 622 cm³ (160 polegadas cúbicas) de volume disponível.

A mesa giratória sem os tubos de acesso pesa 52,3 kg (115 lb).

2.8.2. Terminal pneumático

Este sistema é usado para a produção de radionuclídeos com meia vida muito curta.

O sistema opera numa pressão diferencial que dirige a amostra para dentro e para fora por vácuo, colocando o sistema constantemente sob pressão negativa. O ar contido é feito passar por um filtro antes de ser descarregado.

O porta-amostras é feito de nylon com um espaço interno disponível de $15,9 \text{ cm}^3$ ($0,97 \text{ pol}^3$).

Os tubos guia são de alumínio anodizado e têm diâmetro externo de $3,18 \text{ cm}$ ($1 \frac{1}{4}''$) e com $3,9 \text{ m}$ ($17,8 \text{ pés}$) de comprimento dentro do poço. As juntas são feitas de conexões de alumínio as quais juntam os tubos e os niples por meio de uma porca grande de alumínio.

2.8.3. Tubo central

O tubo central está localizado no centro do núcleo numa posição onde o fluxo é máximo e permite a irradiação de pequenas amostras. Permite também a extração de altos fluxos colimados de feixes de neutrons e radiação gama.

O tubo é de alumínio anodizado com um diâmetro externo de $3,81 \text{ cm}$ ($1 \frac{1}{2}''$), interno de $33,8 \text{ mm}$ ($1,33''$) e com uma parede de espessura de $2,03 \text{ mm}$ ($0,083''$).

Ele vai desde o topo do poço até $19,0 \text{ cm}$ ($7 \frac{1}{2}''$) acima da placa inferior e é feito de duas seções com $3,05 \text{ m}$ (10 pés) cada.

2.9. Sistemas de refrigeração /13 - 14 - 15 - 16 - 17 - 18/

A refrigeração do núcleo do reator é feita por convecção natural da água e esta é, por sua vez, resfriada por um sistema de refrigeração externo ao poço.

O sistema de refrigeração original do IPR-R1 é do tipo freon-água. Foi dimensionado para trabalhar à potência de 30 Kw.

Atualmente foi instalado um novo sistema de refrigeração, tipo água/água (torre de resfriamento) para dissipar a taxa de calor de $5,98 \times 10^4$ cal/s, correspondente à operação normal em regime de 250 Kw. O sistema coleta a água quente no fundo do poço e a devolve a uma altura de 417 cm acima do ponto de tomada. /2/

Na figura 2.12 tem-se o fluxograma dos dois circuitos (antigo e novo). /2/

O sistema novo possui um trocador de calor (47 m^2 de área de troca) do tipo casco e tubos com espelho flutuante. A torre de resfriamento é de fibra de vidro com enchimento de poliestireno. A vazão de operação da torre é de $40 \text{ m}^3/\text{h}$ e as temperaturas de projeto são : bulbo úmido, $24,4 \text{ }^\circ\text{C}$; entrada, $26,7 \text{ }^\circ\text{C}$ e de saída de $32,2 \text{ }^\circ\text{C}$. As características de projeto do circuito primário (água desmineralizada) são :

$$T_{qp} = 40,7 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$T_{fp} = 33,1 \text{ }^\circ\text{C}$$

Em virtude das restrições de ordem nuclear dos materiais de fabricação dos componentes e tubulações do circuito primário foi escolhido o aço inoxidável tipo SAE 304, uma vez que o alumínio disponível no mercado nacional em tubos é bastante rico em cobre (2000 ppm a 5000 ppm). /2/ O teor máximo permitido para estes casos é de 200 ppm de cobre. /2/

O sistema de refrigeração de 250 Kw possui vários disposi

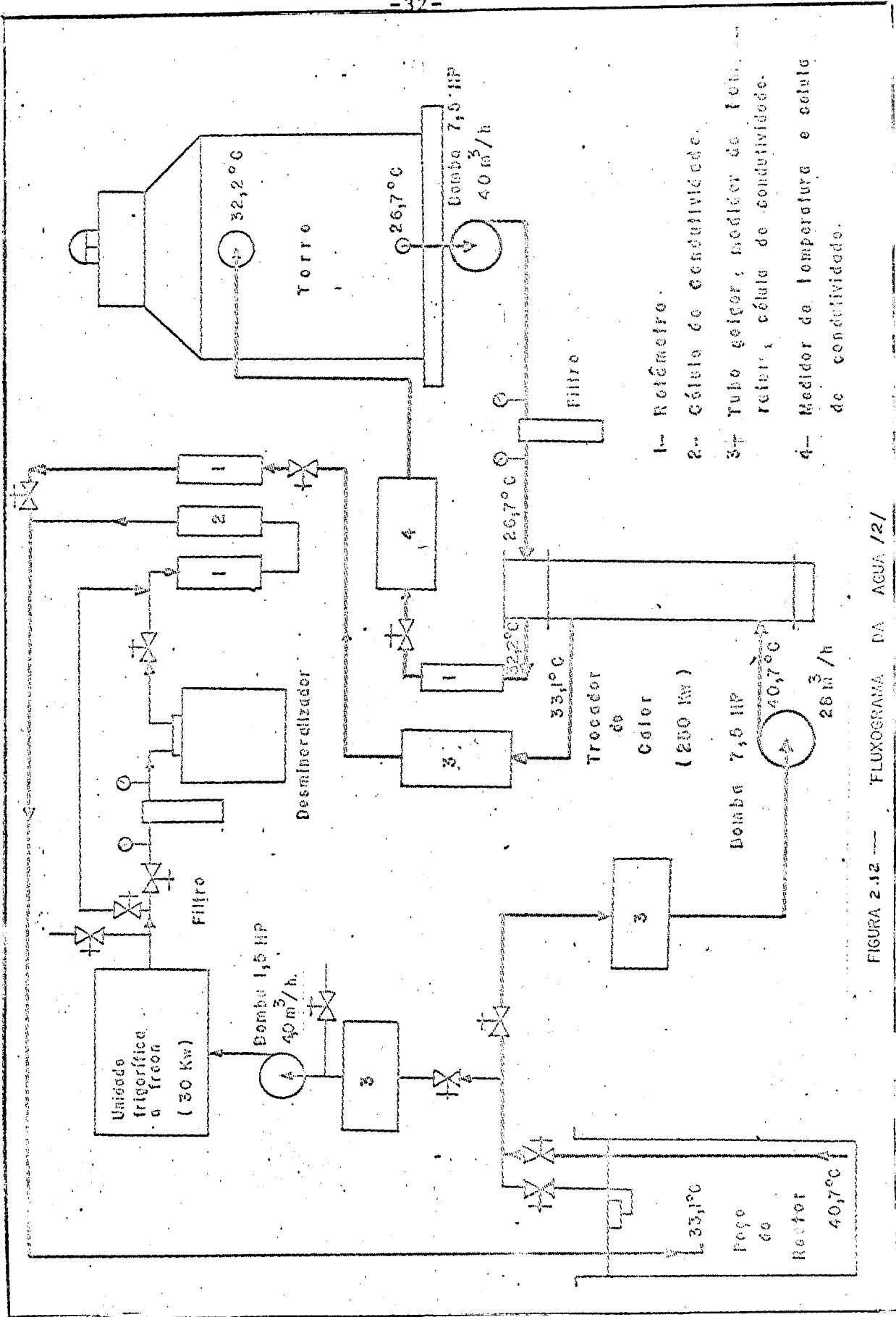


FIGURA 2.12 — FLUXOGRAMA DA AGUA /2/

tivos de segurança como :

- fuga de água do secundário (água de torneira) para o primário acarreta no aumento da condutividade da água desmineralizada que é detetado prontamente na mesa de operação.
- a ausência de água de reposição na torre provoca o desligamento das bombas por meio de sinal obtido no medidor do nível mínimo de água.
- o desligamento de qualquer motor do sistema por razões mecânicas ou elétricas acarreta no desligamento dos restantes.
- para se evitar a perda de água do poço por rompimento acidental do medidor de vazão (paredes de pirex) ou de outro componente, um pressostato instalado na linha de recalque da bomba desliga as mesmas por alívio de pressão nas linhas quando se atinge um valor pré-estabelecido.

2.10. Sistema de purificação /13-14-15-16-17-18/

Este sistema está instalado em paralelo com o sistema de refrigeração original (figura 2.12) e tem como funções :

1. Manter a condutividade da água em um nível baixo para minimizar a corrosão dos componentes do reator e em especial os elementos moderador-combustível.
2. Reduzir o nível de radioatividade na água através da remoção de partículas e impurezas solúveis.
3. Manter a claridade ótica da água.

Os componentes consistem basicamente, de um filtro de fibra e um desmineralizador do tipo "mixed-bed" além dos equipamentos de monitoração.

O filtro remove as partículas insolúveis do sistema através de um filtro de fibra em cartucho que é removido e trocado quando se torna saturado. O invólucro pode ser usado com filtros de 10 ou 25 microns ($25,4 \times 10^{-4}$ mm a $101,6 \times 10^{-4}$ mm).

O desmineralizador existente remove tanto os íons positivos como os negativos. Os íons positivos são substituídos por íons hidroxila e os negativos por íons de hidrogênio, combinando para formar água. O mecanismo de purificação troca os contaminantes do refrigerante por água pura, ficando desta forma contaminado com as impurezas.

Ele contém $27 \times 10^{-3} \text{ m}^3$ (3 pés^3) de resina numa mistura de resina aniônica e catiônica.

No regime atual de operação do reator IPR-R1 tem havido a necessidade de funcionar o sistema apenas uma vez por mês, aproximadamente, /20/.

3. ASPECTOS DE SEGURANÇA NUCLEAR DO PROJETO

3.1. Considerações sobre o projeto TRIGA

3.1.1. Evolução do conceito

O projeto TRIGA surgiu no começo do ano de 1956 com a dinamização da então General Dynamics Corporation para a produção e desenvolvimento de pesquisas no campo nuclear e para o desenvolvimento de pesquisas básicas em ciências /18/

Procurou-se então desenvolver um reator de concepção nova, com características de completa e inerente segurança, que facilitasse o treinamento de cientistas e engenheiros e que viesse aumentar a confiança popular na segurança dos reatores nucleares de tal forma que isto ajudasse a acelerar os progressos neste campo. Melhor ainda se, além disto, fosse um reator simples e econômico /18/.

Para se alcançar estas metas tiveram que ser testados novos princípios de projeto e que ser desenvolvida uma

tecnologia nova em química e em metalurgia. Estes trabalhos conduziram à construção, em 1958, de um reator com potência térmica de 10 kw e que poderia ser utilizado em treinamento, produção de isótopos e em pesquisas, com aplicação especial em escolas, laboratórios industriais e centros médicos /18/.

Como se pode observar pelas tabelas 3.1., 3.2. e 3.3. o projeto TRIGA tem evoluído desde então para alcançar atualmente potências da ordem de 10 Mw /21/.

De acordo com as informações mais recentes disponíveis, /22/ estão em funcionamento em diversos países do mundo 49 reatores do tipo TRIGA ou adaptados, sendo que parte deles funciona também em regime pulsado, acarretando numa experiência de operação de 200 anos, 30 000 pulsos e mais de 10 000 anos de operação de elementos combustíveis /3 /.

Apresenta-se na Tabela 3.4. uma relação de reatores TRIGA que funcionam à potência de 250 Kw, pulsados ou não, Estão aí figuradas algumas características desses reatores /23/

Observe-se que vários deles foram modificados para operarem à potência de 250 Kw, como se pretende fazer com o reator IPR-R1. Isto fortalece a garantia de que o nível de segurança encontrado para o projeto de ampliação é bastante elevado, uma vez que as ampliações anteriormente realizadas já foram feitas há bastante tempo e vêm funcionando normalmente.

3.1.2. Fundamentos de projeto

O projeto dos reatores TRIGA encontra-se fundamentado basicamente em três parâmetros. Estes fatores são: /3/

TABELA 3.1. /21/

Evolução das potências nos reatores TRIGA

Ano	Potência de regime Kw	Potência no pulso Mw
1 958	10	-
1 959	100	250
1 960	250	1 200
1 962	1 000	2 000
1 966	1 500	4 800
1 967	500	15 000
1 968	2 000	6 400
1 970	3 000	6 400
Em desenvolvimento	5 000 - 10 000	2 000

TABELA 3.2. /21/

Famílias de reatores TRIGA

PERÍODO DE DESENVOLVIMENTO	TIPO	CARACTERÍSTICAS
1 956 - 1 958	Mark I	Abaixo do solo-Pulsado ou não
1 958 - 1 959	Mark II	Acima do solo-Pulsado ou não
1 959 - 1 961	Mark F	Água como refletor, núcleo móvel e câmara de exposição
1 963 - 1 965	Mark III	Combinação das características do Mark II e Mark I
1 964 - 1 965	Conversões	Especialmente reatores empregando combustíveis do tipo MTR
1 965 - 1 967	ACPR	Núcleo anular
1 968 - 1 970	5 Mw	5 Mw com núcleo fixo e características do Mark II e Mark III

TABELA 3.3. /21/

Desenvolvimento do combustível TRIGA em reatores de pesquisas

PERÍODO	USO	REVESTIMENTO	DIÂMETRO	COMPOSIÇÃO	ENRIQUECIMENTO	% U ²³⁵ EM PESO	OBSERVAÇÕES
1 957/58	Regime	Alumínio	3,81	U-Zr H _{1,0}	20	8	-
1 958/60	Reg.e Pulsado	Alumínio	3,81	U-Zr H _{1,0}	20	8	Não tem sido mais usado como pulsado.
1 960/61	Reg.e Pulsado	Aço Inoxidável	3,81	U-Zr H _{1,65}	20	8,5	-
1 964/67	Reg.e Pulsado	Aço Inoxidável com "DIMPLES"	3,81	U-Zr H _{1,6}	20	12	ACPR - Alto fluxo
1 965/69	Reg.e Pulsado	Aço Inoxidável	3,81	U-Zr H _{1,6}	70	8,5 1,6% de Er	FLIP (long LIFE)
1 967/70	Reg.e Pulsado	Aço Inoxidável	3,81	U-Zr H _{1,6}	70	12	Núcleo completo
1 968/70	Reg.e Pulsado	Aço Inoxidável	1,52	U-Zr H _{1,6}	70	8,5 1,6% de Er	(5 - 10 Mw)

TABELA 3.4. /22 - 23/

IDENTIFICAÇÃO	Potência kw	CAPACIDADE PULSAÇÃO (dólares)	ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS	EXCESSO EM REATIVIDADE (dólares)	BARRAS DE CONTROLE	DIFERENÇA PRESSÃO OPERAÇÃO	OPERAÇÃO HORAS/ SEMANAS	CRITICIDADE	TIPO
TRIGA Mark I, Hannover	250	Não					~40		Mark I
Yugoslav TRIGA Mark II (Ljubljana)	250	Não	58 (A1)+7 (SS)	3,21	C11, C3, E13	2,5 mm Hg	0 a 150	31.05.66	Mark II
Torrey Pines TRIGA Facility	250	3.00	77 (A1)	3,40	3D, A	Não há	Intermittente	03.05.58	Mark I
Helsinki Univ. of Technology FIRA	250	2.00	57 (A1)+13 (SS)	4,00	C1, D5, E20, D10	Não há	~30	27.03.62	Mark II
Laboratório Energia Aplicata (Pavia)	250	2.00	57 (A1)+8 (SS)	3,02	C3, E21, D10	0,6 cm de água	50	15.11.65	Mark II
Atominstytut OR									
Orter Hochschulen (Viena)	250	2,00	60 (A1)+5 (SS)	2,00	E21, C3, D10	Não há	~40	07.03.62	Mark II
Columbia U	250	2,00	SS	2,40	3	(1/10)'			Mark I
Diamond Ordnance Radiations Facility	250	3,00	85 SS	4,05	D1, D7, D13, A1		40	18.05.61	DORF

IDENTIFICAÇÃO	Potência kw	CAPACIDADE PULSAÇÃO (dolares)	ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS	EXCESSO EM REATIVIDADE	BARRAS DE CONTROLE	DIFERENÇA PRESSÃO OPERAÇÃO	OPERAÇÃO HORAS/ SEMANAS	CRITICIDADE	TIPO
Michigan State TRIGA	250	2,00	66 (A1)	2,50	F21, C3, D10	Não há	~20 a 30	21.03.69	Mark I
University of California Irvine	250	2,69	68 (SS)	3,00	C10, C4, D1, F13	0,15% de água	~5	25.11.69	Mark I
University of Texas	250	1,5% ϵ k/k	55 (A1)+8 (SS)	2,25% δ k/k	3	Não há	~10	02.08.63	Mark I
Kansas State University	250	3,00						16.10.62	Mark II
National Atomic Energy Institute (KOREA)	250	Não						19.03.62	Mark II
Institut of Nuclear Research	250	Não						26.02.63	Mark I
Institute of Atomic Energy (Indonesia)	250	Não						16.10.64	Mark I
German Cancer Research Center (Alemanha)	250	Não						25.08.66	Mark I

IDENTIFICAÇÃO	Potência kw	CAPACIDADE PULSAÇÃO \$	ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS	EXCESSO EM REATIVIDADE DE	BARRAS DE CONTROLE	DIFERENÇA PRESSÃO OPERAÇÃO	OPERAÇÃO HORAS/ SEMANAS	CRITICA- LIDADE	TIPO
Imperial Chemical Industries (England)	250	Não							Mark I
Reed College	250	Não						02.07.68	Mark I
New York Hall of Science	250	3.00							Mark II
New York University	250	Não							Mark I
Aerofjet General Nucleonics	250	Não						09.07.65	Conv. Core

- a. A temperatura do combustível
- b. O coeficiente negativo pronto de temperatura
- c. A potência do reator

O fator básico como limitação no que diz respeito à segurança nuclear do projeto é a temperatura do combustível. Este limite depende do tipo de combustível considerado, ou seja, da razão atômica hidrogênio/zircônio / 3 /.

O combustível de menor razão atômica H/Zr, possui duas temperaturas que influenciam que são a de transformação de fase da liga U-ZrH_x a 550°C e a que resulta em sobre-tensões relativas à liberação de hidrogênio pelo material combustível. / 3 /.

Para os elementos de maior razão atômica H/Zr somente esta segunda temperatura é que é considerada, uma vez que a liga U-ZrH_x possui apenas uma fase, como pode ser visto pela figura 3.1. / 3 /.

Quanto às temperaturas que resultam em sobre-tensões, os resultados dos cálculos e testes realizados pela GE&ES conduziram às temperaturas de 1 150°C para o elemento revestido por aço inoxidável com razão atômica H/Zr = 1,6 e de 900°C para os elementos revestidos por alumínio com razão atômica H/Zr = 1,0

Estes valores são os limítrofes para que a integridade do elemento combustível seja mantida, mas para os elementos combustíveis de baixa razão atômica, a temperatura limite para operação prática é a de transformação de fase da liga do combustível, ou seja, aproximadamente 550°C. A partir desta temperatura, apesar de se manter a integridade do revestimento e conseqüentemente a do elemento combustível, são atingidas al-

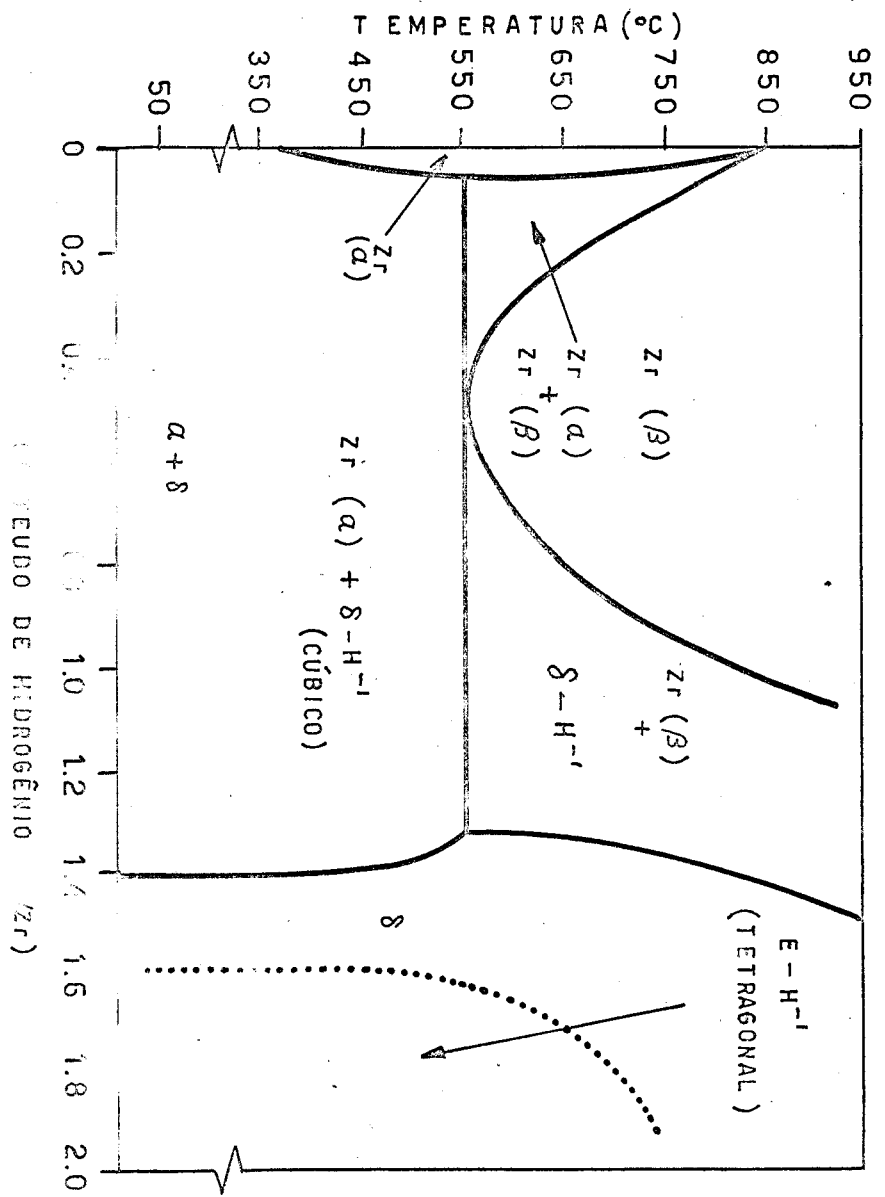


Fig.3.1 - DIA DE FASE DO SISTEMA HIDROGÊNIO-ZR

terações significativas no volume / 3 /.

O coeficiente pronto negativo de temperatura é o parâmetro básico que permite aos reatores TRIGA serem operados com elevadas inserções de reatividade provendo um fator de segurança muito grande para a operação em regime. Seu valor é praticamente o mesmo para os dois tipos de combustível usados e vale aproximadamente $-1,0 \times 10^{-4} \% \delta k/k/^{\circ}C$, sendo uma função da composição do combustível e da geometria do núcleo / 3 /.

Os resultados de cálculos realizados pela GE&ES estão apresentados na figura 3.3 . onde se encontram as variações do coeficiente pronto negativo de temperatura com a temperatura do combustível / 3 /.

Quanto ao terceiro parâmetro em consideração tem-se que, com os elementos combustíveis disponíveis e na mesma geometria usada no reator IPR-R1 a potência máxima atingível é de 1 590 Kw. Entretanto, em virtude das considerações de segurança para se assegurar a integridade do elemento combustível com relação às variações de temperatura fica a potência limitada a 250 kw usando o sistema de refrigeração por convecção natural. / 3 /.

Analisando estes parâmetros básicos e considerando que a concepção do projeto TRIGA foi desenvolvida pela GE&ES para satisfazer aos requisitos de um reator de pesquisa cuja segurança fosse inerente às suas propriedades intrínsecas e que não dependesse dos dispositivos mecânicos e eletrônicos pode-se concluir pelo elevado nível de segurança encontrado e comprovado através da operação de inúmeros reatores semelhantes e nas mesmas condições.

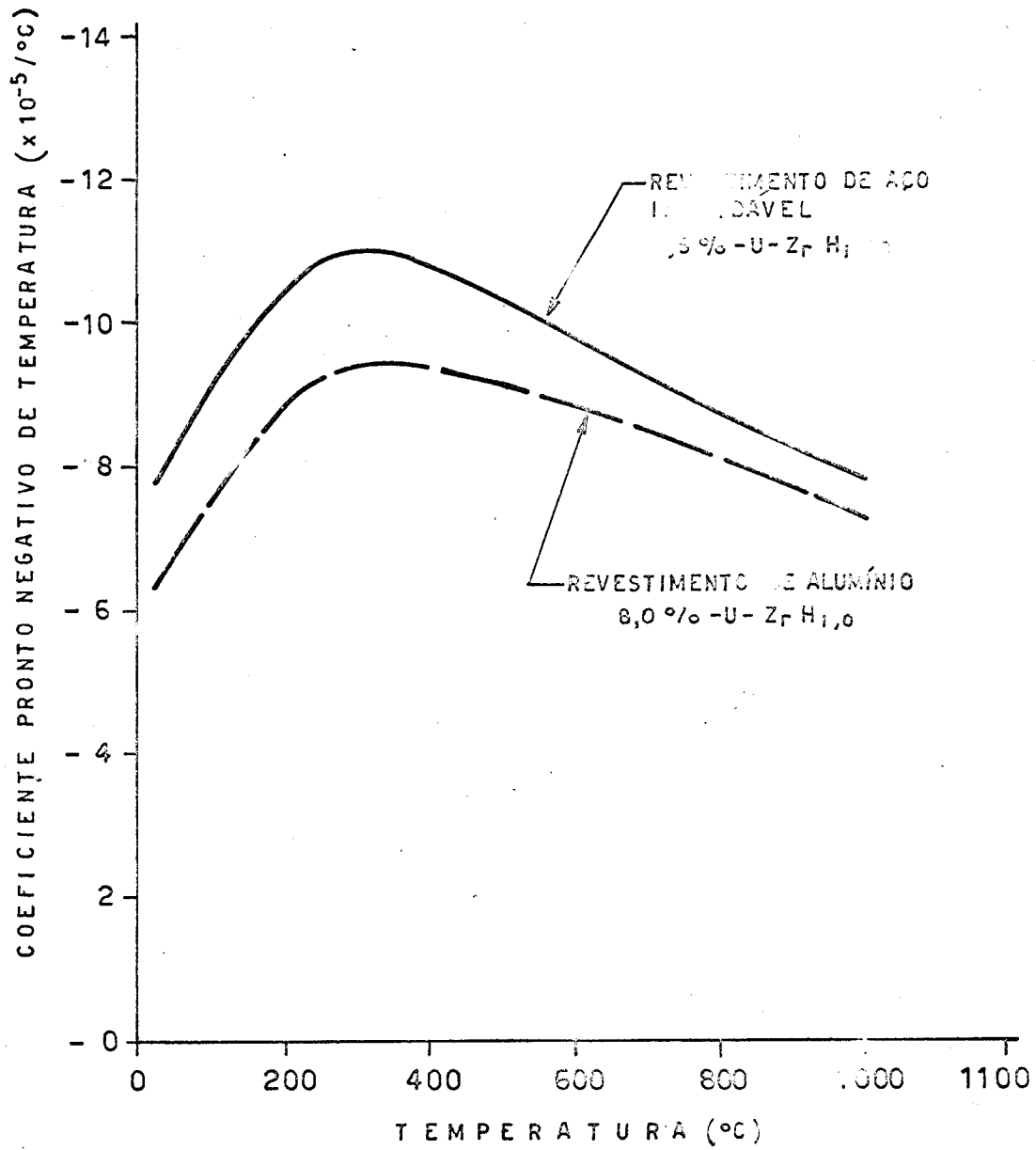


Fig.3.2-VARIAÇÃO DO COEFICIENTE PRONTO NEGATIVO DE TEMPERATURA COM A TEMPERATURA MÉDIA NO COMBUSTIVEL TRIGA/C

Mas, mesmo com o alto nível de segurança do projeto é possível acontecer acidentes, dos quais os mais importantes es tão relacionados com transientes em potência, liberação de pro dutos de fissão e perda da água de refrigeração e blindagem para o que se apresenta uma discussão à respeito nos itens que se seguem /24 - 25 - 26 - 27 - 28 - 29/.

3.1.3. Transientes em potência

O maior acidente possível de acontecer provocando transientes em potência corresponde à inserção rápida do excesso total de reatividade disponível no núcleo através de uma remoção rápida de uma barra de controle ou de um componente em uma experiência. /3 - 27/

No IPR-R1 o excesso total em reatividade é de 3,0 dólares, correspondente à condição mais compacta fria, limpa e crítica possível. /2/.

Levando em consideração que o reator está crítico à potência zero e que, por um motivo qualquer, é removido rapidamente o equivalente a 3,0 dólares de reatividade, as consequências serão: /3/

- a. A potência do reator alcançará o valor máximo de 1 460 Mw.
- b. A energia máxima liberada será de aproximadamente 21 Mw-seg para uma temperatura máxima de 539°C no combustível do elemento revestido por aço inoxidável e de 621°C no revestimento por alumínio.
- c. Serão alcançadas pressões no revestimento de aço inoxidável e alumínio de 80,5 Kg/cm² e 107,8

Kg/cm^2 , respectivamente. Estas pressões são devidas à expansão do ar, dos produtos de fissão gasosos e ao hidrogênio liberados pelo combustível, não causando a ruptura do revestimento.

- d. Com a inserção rápida de 3,0 dólares de reatividade a temperatura na superfície do revestimento será aproximadamente igual à temperatura de saturação da água, 111°C à pressão de $1,5 \text{ Kg/cm}^2$. Nestas condições as tensões de ruptura do alumínio e do aço inoxidável 304 são de 665 Kg/cm^2 e 4.900 Kg/cm^2 , respectivamente, mostrando que a integridade do revestimento será mantida.

Entretanto há uma grande probabilidade de não ocorrer tal acidente, uma vez que o mesmo só seria atingido pela remoção rápida de um absorvedor, principalmente no tubo central, ou pela retirada de uma maneira brusca, e não em operação normal, de uma barra de controle, uma vez que as fontes de reatividade negativas possíveis de ocorrer em reatores TRIGA são:

/27/

- a. A mesa giratória, $0,15\% \delta \text{ k/k}$
- b. O tubo do sistema pneumático localizado no quinto anel do núcleo, quando completamente envenenado tem $0,14\% \delta \text{ k/k}$
- c. Um elemento combustível substituindo o tubo central acrescenta $1,5\% \delta \text{ k/k}$
- d. Uma barra de controle no mesmo local tem $4\% \delta \text{ k/k}$
- e. Qualquer outra posição que não seja a dos elementos combustíveis é fora do refletor forma uma contribuição muito pequena.
- f. Qualquer elemento combustível extra, colocado na periferia, substituindo um elemento falso de grafita con-

tribuiria com 0,4% δ k/k cada um.

Além disso, sabe-se que, de acordo com as experiências realizadas no Laboratório de "John Jay Hopkins" em San Diego, /30-24/ não há qualquer consequência danosa ao reator e aos elementos combustíveis revestidos de alumínio a inserção rápida de até 2,0 dólares de reatividade. Durante a experiência não houve distúrbios de nível e nem efervescência da água, tendo sido medida uma dose total integrada no topo do poço de 20 mrem. /24/

Verificou-se também, de acordo com experiências da GE&ES em San Diego com o reator Mark I, que a inserção rápida de 3,9 dólares de reatividade, embora provocasse a ruptura de apenas um elemento combustível ainda que outros tivessem tido alterações na forma, as consequências foram relativamente pequenas, tendo sido observado: / 27 /

- a. Que a atividade máxima da água do poço medida foi de $0,2 \mu\text{Ci/ml}$, decrescendo rapidamente para $5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/ml}$ 24 horas após o incidente.
- b. Que a atividade do ar na sala do reator alcançou valores cerca de dez vezes superiores às concentrações máximas permissíveis para os produtos de fissão, mas decaíram também rapidamente. Duas horas após o incidente trabalhava-se normalmente na sala tendo sido a dose pessoal máxima recebida por incorporação de produtos de fissão de 1 mrem.
- c. Que houve liberação ao meio ambiente de quantidades significativas de gases nobres quando o elemento se rompeu, apesar de não terem sido feitas medidas.
- d. Que, mesmo tendo sido atingida a temperatura de transformação de fase e que o revestimento tenha sido rompi

do, a liga moderador-combustível permaneceu contida na barreira primária, pois é extremamente estável e praticamente insolúvel em água.

Considerando estes fatos e informações e as experiências em vários reatores TRIGA operando a 250 Kw e usando combustível do mesmo tipo pode-se considerar que o reator IPR-R1 é capaz de suportar uma inserção rápida de até 3,0 \$ em reatividade sem causar danos aos seus componentes e que, além de ser bastante pequena a probabilidade de ocorrência deste incidente, mesmo que ele ocorra e ainda mais, que se atinja o rompimento do revestimento do elemento moderador-combustível, as consequências acarretadas permitirão que sejam reparados os danos causados sem que haja a exposição ou incorporação em excesso ao pessoal de operação e manutenção e sem resultar em danos significativos ao público em geral.

3.1.4. Perda da água de refrigeração e blindagem

Duas são as maneiras possíveis de se perder a água de refrigeração e blindagem do reator. A primeira consiste no escoamento através de uma eventual ruptura do tanque e a segunda na eventual ruptura do circuito primário.

O sistema atual de proteção contra ruptura do circuito primário consiste de um pressostato que, quando ocorre a ruptura, o alívio de pressão na linha provoca o acionamento do pressostato, desligando a bomba. Caso isto falhe, o nível de água do poço baixa até que o geiger sob a viga central acuse um excesso de radiação acionando alarme. /4/

Todavia, estes processos são sujeitos a falhas. A melhor solução é a de se fazer um furo ($\phi = 1/2''$) no tubo de

sucção cerca de 20 cm abaixo do nível da água no poço. Havendo perda de água no poço, cerca de dois minutos após entrará ar na tubulação e a água não será mais bombeada.

A perda de água por vazamento dentro do poço é também pouco provável, pois além do atual poço ter demonstrado ser seguro durante 12 anos de operação, será substituído o seu revestimento interno por uma camisa de alumínio.

Todavia, cálculos efetuados pela GE&ES indicam que, mesmo tal fato ocorrendo, pode-se trabalhar por quase quarenta horas, um dia após o incidente, sem ultrapassar os limites máximos estabelecidos para operação normal, desde que não se exponha ao fluxo direto de radiação. /24-27/

A tabela 3.5 apresenta as taxas de exposição calculadas pela GE&ES para duas posições distintas num reator TRIGA Mark I que perdesse toda a água de refrigeração e blindagem após operação contínua a 250 Kw. / 3/

TABELA 3.5 /3/

Taxa de exposição após operação contínua a 250 Kw sem blindagem

Tempo após o incidente	Radiação direta R/h	Radiação espalhada R/h
10 seg	$2,5 \cdot 10^3$	$6,5 \cdot 10^{-1}$
1 dia	$3,0 \cdot 10^2$	$7,5 \cdot 10^{-2}$
1 semana	$1,3 \cdot 10^2$	$3,5 \cdot 10^{-2}$
1 mês	$3,5 \cdot 10$	$1,0 \cdot 10^{-2}$

Os valores apresentados no quadro acima representam duas situações ao nível do piso e no topo do poço, com a primeira coluna relativa ao fluxo direto sem blindagem e a segunda coluna para o fluxo espalhado.

Em experiências realizadas pela GE&ES para a verificação das temperaturas nos elementos combustíveis quando de um acidente deste tipo verificou-se que a temperatura máxima é de ser de 152°C, mantendo pois a integridade do mesmo. / 3/

Considerando as probabilidades de ocorrência de um acidente deste tipo, acarretando na perda total da água do poço e as considerações apresentadas, não deverá haver danos irreparáveis à instalação, nem aos trabalhadores e nem ao público em geral.

3.1.5. Liberação de produtos de fissão

A análise do comportamento dos produtos da fissão do urânio é bastante complexa em virtude do grande número de isótopos diferentes produzidos, mas pode ser simplificada considerando apenas os isótopos de grande produção e considerando que os produtos de fissão gasosos e voláteis são mais importantes, uma vez que são liberados mais prontamente pelo combustível danificado. Além disto, dos produtos de fissão radioativos, apenas alguns isótopos de elementos bioquimicamente reativos e com meia-vida longa serão particularmente importantes como danos potenciais à saúde e, dos produtos de fissão estáveis, apenas alguns isótopos do criptônio e xenônio produzem pressão gasosa dentro do revestimento durante operação normal do reator. Combinando estes fatores merecem atenção certos isótopos de criptônio, xenônio, iodo, telúrio, césio, estrôncio e rutênio,

e em especial os isótopos I^{131} , Cs^{137} e Sr^{90} . /31/

O estrôncio não parece ser volátil em condições de acidentes no reator e é liberado na razão de 0,01% do total liberado em produtos de fissão gasosos e voláteis. /31-32/

A Gulf Energy and Environmental Systems estudando os efeitos da liberação de produtos de fissão resultantes da ruptura do revestimento de um só elemento combustível, considerou em sua análise que: /3/

- a. A atividade liberada consiste de todos os produtos de fissão voláteis que se deslocaram para o espaço livre entre o combustível e o revestimento.
- b. O elemento considerado é o de maior densidade de potência.
- c. O reator funcionou à potência de 250 Kw um tempo suficientemente grande para que a atividade esteja essencialmente saturada.
- d. Todos os halogênios permanecem dissolvidos na água do poço, enquanto todos os gases raros são liberados ao ar em cima do poço.
- e. Os produtos de fissão liberados à atmosfera são liberados à altura do piso e à mesma concentração em que estão na sala do reator.

Foi determinada experimentalmente a liberação de radioatividade por corrosão aquosa para a liga $UZrH_{1.0}$ que é de 100 seg por dia e por cm^2 de combustível não revestido e exposto à água. /26/.

Deve ser considerado que, no caso de uma eventual ruptura do revestimento, somente os produtos de fissão gasosos

que se deslocaram para o espaço vazio entre o combustível e o revestimento serão liberados em quantidades que possam ser consideradas como de danos potenciais. /26/

Foram realizados cálculos e experiências comprobatórias para a determinação teórica da concentração máxima de produtos de fissão que poderão estar presentes no ar ambiente da sala do reator logo em seguida a uma falha no revestimento do elemento combustível. /27/

A GE&ES calculou a atividade dos produtos de fissão produzidos no elemento combustível após operação a 250 kw. A tabela 3.6 apresenta os resultados destes cálculos com relação aos emissores gama voláteis num elemento combustível exposto ao pico de fluxo térmico no reator. As atividades apresentadas são os níveis encontrados para a atividade de saturação do elemento combustível com a mais alta densidade de potência. A soma da atividade gama saturada dos produtos de fissão gasosos calculada é de $2,8 \times 10^3$ curies em um elemento combustível produzindo a mais alta densidade de potência. A maior parte desta atividade permanecerá retida na rede cristalina do material combustível. Da atividade total liberada pelo combustível, cerca de dois terços permanecem na água e um terço é liberado ao ar. /3/

Tendo em vista as considerações apresentadas, e ainda mais, que nas análises de atividades no reator TRIGA de Torrey Pines, após liberação dos produtos de fissão em várias ocasiões, não foi detectada a presença de halogênios na sala do reator, a GE&ES resolveu classificar os produtos de fissão em dois grupos. /3-26/

O primeiro grupo é formado pelos isótopos gasosos

TABELA 3.6 /3/

PRODUTOS DE FISSÃO GASOSOS NO ELEMENTO COMBUSTÍVEL
(ATIVIDADE SATURADA A 250 Kw)

SOLÚVEIS					
Isótopo	meia vida	Atividade	Emissão		
			γ	β	
Bromo	82	35,3 h	6,83x10 ⁰	*	*
	83	2,3 m	2,46x10 ¹	*	*
	84	31,8 m	5,65x10 ¹	*	*
	85	3,0 m	7,68x10 ¹		*
	87	55 s	1,38x10 ²	*	*
Iodo	130 m	9,2 m	5,14x10 ¹	*	*
	131	8,05d	1,49x10 ²	*	*
	132	2,33h	2,25x10 ²	*	*
	133	20,9 h	3,32x10 ²	*	*
	134	54 m	3,89x10 ²	*	*
	135	6,75 h	3,03x10 ²	*	*
	136	86 s	1,59x10 ²		*
Total	.	.	1,91x10 ³		
Total dos emissores gama	.	.	1,67x10 ³		
Total dos emissores beta	.	.	1,91x10 ³		
INSOLÚVEIS					
Criptônio	83 m	112 m	2,46x10 ¹	*	
	85 m	4,4 h	7,68x10 ¹	*	*
	85	10,3 a	1,54x10 ¹		*
	87	78 m	1,39x10 ²	*	*
	88	2,8 h	1,90x10 ²	*	*
	89	3,2 m	2,36x10 ²		*
Xenônio	131 m	12 d	1,49x10 ⁰	*	
	133 m	2,3 d	8,00x10 ⁰	*	
	133	5,27d	3,32x10 ²	*	*
	135 m	15,3 m	9,08x10 ¹	*	
	135	9,13h	2,45x10 ²	*	*
	137	3,9 m	3,03x10 ²		*
	138	17 m	2,81x10 ²		*
Total	.	.	2,00x10 ³		
Total dos emissores gama.	.	.	1,11x10 ³		
Total dos emissores beta.	.	.	1,85x10 ³		

que para qualquer efeito prático, permanecem dissolvidos na água do poço. Neste grupo são considerados os isótopos do iodo e do bromo. /26-3/

O segundo grupo consiste dos voláteis insolúveis formados pelos isótopos do xenônio e do criptônio com meia-vida radioativa superior a um minuto que, em virtude de sua baixa solubilidade em água, são a maior fonte de atividade gama no ar da sala do reator no caso de uma eventual falha no revestimento do elemento combustível. /26-3/

Foram estudadas as liberações pelo combustível de produtos de fissão gasosos de meia vida curta durante operação normal, com a temperatura variando desde a ambiente até 1 100°C. Obteve-se uma fração liberada de $2,0 \times 10^{-5}$ para os isótopos do xenônio e do criptônio produzidos até a temperatura de 550°C. Para temperaturas superiores, a taxa cresceu rapidamente, até alcançar valores três vezes superiores. /3/

Além disto, experiências realizadas pela GE&ES mostraram que, temperaturas altas no elemento combustível não alteram a quantidade de produtos de fissão fora da rede do material combustível em relação à operação normal em regime /33/.

Estimou-se em 3×10^{-6} a fração de produtos de fissão liberados com relação ao total produzido no combustível com o reator operando à potência de 250 Kw. /3-34-35/

Como tem-se $1,67 \times 10^3$ Ci de produtos de fissão gasosos emissores gama, serão liberados à água 5×10^{-3} Ci que vão fornecer uma concentração de $2,7 \times 10^{-4}$ μ Ci/cm³, que 24 horas após, já decresceu a $4,1 \times 10^{-5}$ μ Ci/cm³, embora se tenha que usar o desmineralizador. /3 /.

Já para o ar ambiente na sala do reator serão liberados $3,3 \mu\text{Ci}$ de produtos de fissão voláteis e insolúveis. Isto acarreta para a sala do reator IPR-R1 uma taxa de exposição máxima de $0,03 \text{ mR/hora}$.

Considerando o efeito da inalação dos produtos de fissão voláteis e insolúveis, o órgão crítico a ser considerado é o pulmão e neste caso os emissores beta são mais importantes que os emissores gama.

Na prática há tempo suficiente para que o pessoal de operação abandone a sala do reator antes de respirar uma quantidade suficientemente grande de produtos de fissão, uma vez que eles não são liberados instantaneamente de uma só vez e porque o ar na sala está em contínuo movimento. Considerando uma distribuição uniforme dos produtos de fissão na sala, e a taxa de liberação de 3×10^{-6} , a concentração vai atingir a $3,3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^3$ acarretando numa atividade beta nos pulmões de $9.9 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}$ e numa exposição de 10^{-5} R , bastante inferior ao limite estabelecido pelas normas internacionais /3/.

Finalmente, considerando a contaminação da atmosfera devido à liberação de $5,6 \times 10^{-3} \text{ Ci}$ de atividade beta e $3,3 \times 10^{-3} \text{ Ci}$ de atividade gama correspondente a uma concentração de $5,2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^3$ ter-se-á, considerando condições de inversão para a atmosfera e uma velocidade do ar de 1 m/seg , um fator de diluição de 10^3 a 100 metros do reator na direção dos ventos. Isto trará uma concentração sem consequências para o público. / 3/.

Em face a estas considerações pode-se concluir, como resultado da análise, que as exposições às radiações, tanto

100×100
 $100 \times 100 \times 100$

para o pessoal de operação como o público em geral, estão bem abaixo dos limites considerados aceitáveis para a liberação de produtos de fissão provenientes da falha no revestimento do elemento combustível.

3.2. Alterações no reator IPR-R1

3.2.1. Carregamento do núcleo

Para se atingir a potência de 250 Kw deverão ser acrescentados ao núcleo do reator IPR-R1 cerca de 8 elementos aos 57 existentes, sendo que dois deles terão revestimento de alumínio como os elementos atuais e seis terão revestimento de aço inoxidável, capazes portanto, de operar em potências bem mais elevadas (até 2 000 Kw). /36/ Todavia, como a carga do reator será mixta, a potência fica limitada pela capacidade dos elementos de alumínio.

A tabela 3.7 apresenta as características principais desses dois tipos de elementos combustíveis. /37/

Segundo experiências anteriores realizadas em diversos Centros de Pesquisa, o elemento moderador-combustível revestido com alumínio (0,076 cm), projetado inicialmente para operar a potências de até 100 Kw, pode funcionar seguramente a potências de até 250 Kw.

TABELA 3.7. /37/

Características dos elementos moderador-combustíveis a serem empregados no núcleo modificado do reator IPR - R1

Características	Antigos	Novos
Potência (kw)	até 250	até 2 000
Pulsação	não	até \$ 4,60
Peso do urânio-235 (g)	37	38
% em peso de urânio	8,0	8,5
Composição	U-ZrH _{1,0}	U-ZrH _{1,6}
Enriquecimento de U ²³⁵ (%)	20	20
Material do revestimento	Alumínio anodizado 1 100°F (593°C)	Aço inoxidável SAE 304

Este elemento pode ainda ser submetido a uma inserção rápida de 2,0 dólares de excesso de reatividade sem causar danos à liga combustível (U-ZrH).

O revestimento suporta inserções de até 3,0 dólares, mas a temperatura alcançada no material combustível pode levá-lo a uma transformação de fase. /3/

Estes valores, entretanto, são considerados como limites superiores para o elemento revestido com alumínio. Para valores superiores devem ser usados elementos revestidos com aço inoxidável SAE 304. /2/

Durante as experiências realizadas com a elevação da potência do reator FIR 1, do tipo TRIGA Mark II, a temperatura máxima encontrada no elemento moderador-combustível, do mesmo tipo, foi de 270 °C, correspondente à potência de 300 Kw. A temperatura máxima no centro do elemento, a 250 Kw, foi de 250 °C e de 125 °C na superfície interna do revestimento, conforme mostrava figura 3.3. /38/ Estas curvas poderão ser obtidas experimentalmente no reator IPR-R1 quando se instalar o elemento combustível instrumentado já recebido.

Como a temperatura de transformação de fase da liga U-ZrH_{1,0} é de 550 °C e, portanto, bem superior à máxima encontrada, e considerando o elevado número de horas de funcionamento a potências desta ordem, pode-se verificar que o elemento moderador-combustível revestido com alumínio suportará a ampliação da potência de operação em regime para 250 Kw.

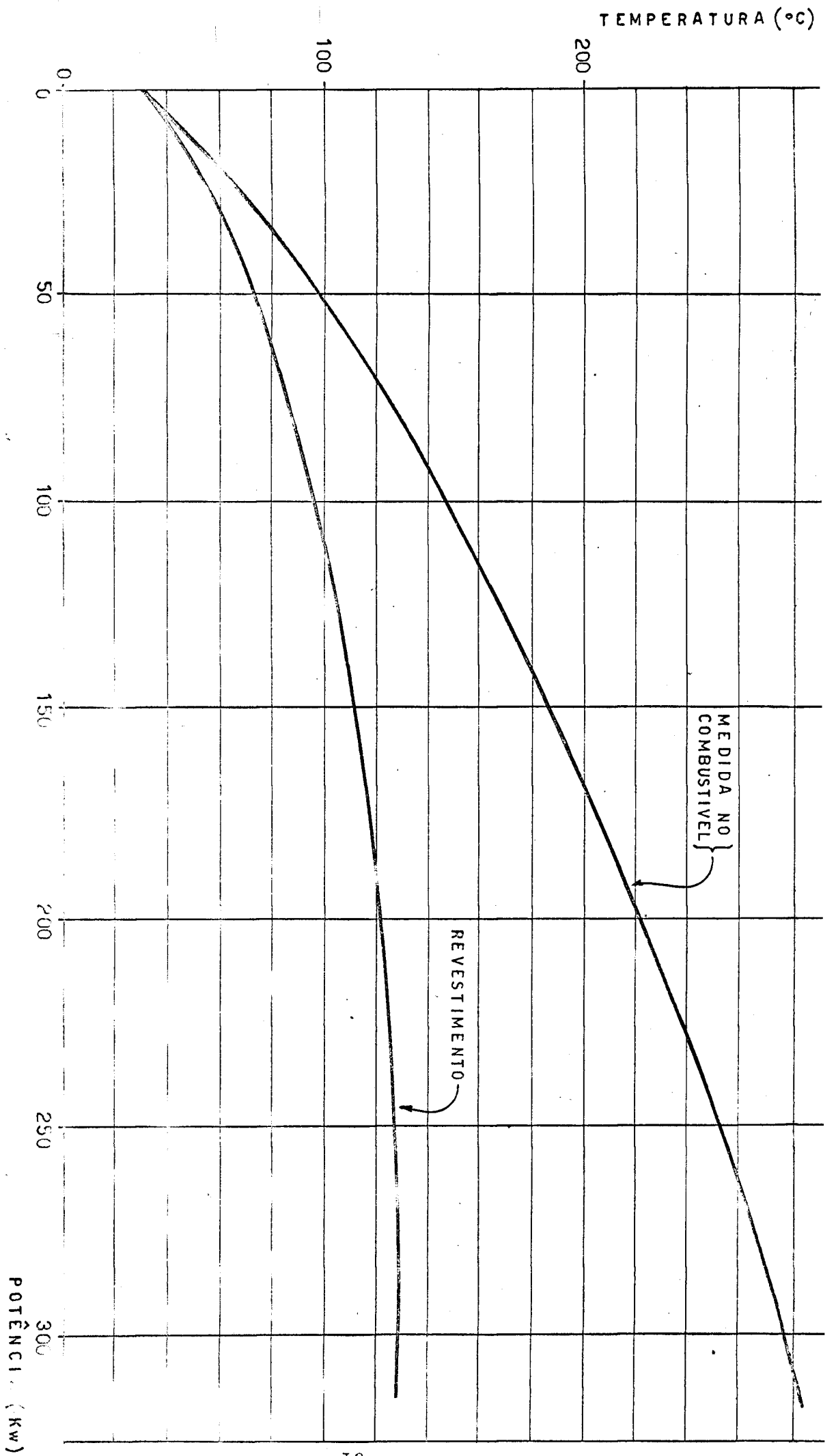


Fig. 3.3- VARIACÃO DA TEMPERATURA NO COMBUSTÍVEL COM A POTÊNCIA (REATOR TR-1)A.

3.2.2. Sistema de controle

De acordo com as referências /39-40/ é sempre possível projetar-se reatores de baixa potência de tal forma que nunca aconteça um acidente grave o suficiente para causar o rompimento do revestimento do elemento combustível.

Para isto deve-se ter um excesso total em reatividade de menor do que o necessário para causar um acidente de tal severidade. Uma vez satisfeito este critério básico, ficam bastante reduzidas as consequências de um acidente grave, uma vez que não deverá haver grande liberação de produtos de fissão./41-42-43/

Segundo informações do fabricante, uma inserção rápida de 3,9 dólares de reatividade deverá provocar a ruptura do revestimento do elemento moderador-combustível revestido com alumínio, mas isso não acarreta aos trabalhadores e ao público nenhuma condição indesejável do ponto de vista radiológico./27/

Usando elementos revestidos por alumínio, mas passíveis de operarem em regime pulsado, como é o caso dos elementos usados no reator FIR-1, concluiu-se que o mesmo pode operar a potências de até 250 Kw em regime contínuo e ainda ficar sujeito a inserções rápidas de 3,0 dólares de reatividade sem causar danos. /25/.

Entretanto, apesar de o elemento usado no reator IPR-R1 não ter sido projetado para operar em regime pulsado, de acordo com informação do fabricante / 3/ poderão ser suportadas inserções rápidas de até 3,0 dólares sem causar consequências graves.

Além disto, de acordo com as referências /39 - 40/, é preferível usar um sistema com um grande número de elementos combustíveis de menor massa, para poder-se ter em qualquer posi

ção, um valor de reatividade menor do que aquele suficiente para motivar um acidente localizado e com o conseqüente rompimento do revestimento do elemento.

Desta forma, inserindo-se mais oito elementos com as mesmas características ao núcleo, não se estará alterando a segurança relativa a cada elemento em especial, embora se altere a reatividade total.

O sistema de controle do reator IPR-R1 não será alterado em suas características eletro-mecânicas, mas sim nas reatividades negativas de cada barra. Desta forma o problema básico a ser discutido é a respeito de quais seriam os melhores valores para se usar em cada barra.

A Agência Internacional de Energia Atômica em suas publicações da coleção "Safety Series" com referência à operação de reatores de pesquisa /39-40/ apresenta uma série de critérios e recomendações para o controle, das quais ressalta-se:

- a. Se as barras de controle são o único mecanismo de desligamento do reator devem haver, pelo menos, duas barras independentes e capazes de, independentemente, torná-lo sub-crítico. É importante que a criticalidade não seja obtida quando da retirada das barras de desligamento.
- b. A reatividade negativa total das barras de controle deve ser pelo menos 50% superior ao excesso total em reatividade disponível no núcleo, incluindo os acréscimos devido à retirada de absorvedores experimentais, inserção experimental de amostras de material físsil, enchimento de tubos anteriormente vazios e alterações na temperatura do sistema.

- c. A velocidade de retirada das barras de controle deve ser normalmente limitada de tal forma que o aumento não seja superior à taxa de $2 \times 10^{-2} \% \text{ k/k}$ por segundo, embora alguns projetos permitam taxas de até $0,1 \% \text{ k/k}$ por segundo.
- d. Em princípio, o controle de um reator deve ser feito empregando o maior número possível de elementos independentes, cada um deles controlando um mínimo de reatividade. Deve-se ter, no mínimo, três absorvedores distintos para controle funcionando um como segurança e os outros como ajuste grosso e fino.

Além destes devem ser mencionados os critérios apresentados nas referências /41/ e /44/, respectivamente :

- e. A reatividade negativa do sistema de controle não deve ser muito maior do que a necessária para o controle do reator. O excesso de reatividade negativa deve ser o suficiente para manter o núcleo sub-crítico no desligamento, mesmo quando for colocado mais um elemento combustível à carga nominal do reator.
- f. A reatividade equivalente à barra reguladora (ajuste fino), não deve exceder a fração de neutrons atrasados, que é de $0,65 \% \text{ k/k}$ para a liga de U-ZrH como combustível.

Acrescentando a estes critérios mencionados na bibliografia, de acordo com informações pessoais dos técnicos Robert Chesswort e Alan Middleton da GE&ES, o critério básico adotado para o controle dos reatores do tipo TRIGA é :

- g. A reatividade negativa total do sistema de controle deve ser tal que, com a barra de maior valor completamente fora do núcleo, o total inserido deve garantir uma

margem mínima de 50 cents para desligamento.

A GE&ES recomendou, de acordo com a referência /45/ que as barras de controle fossem transferidas para posições mais centrais (anéis C e E ao invés de D e F) atingindo com isto, aproximadamente:

-Sistema de segurança-uma barra(anel C)	- -	3,5 \$
-Sistema de controle-duas barras(anel C)	-	3,5 \$
(anel E)	-	<u>1,0 \$</u>
		8,0 \$

A figura 2.7 mostra o novo posicionamento das barras.

Como o excesso total de reatividade disponível no núcleo do reator IPR-R1 será de aproximadamente 3,0 \$, a proposta satisfaz ao critério "g" garantindo uma margem de 50 cents para desligamento.

Satisfaz também ao critério "a" pois possui duas barras independentes e capazes de,sozinhas,garantir o desligamento do reator.

Da mesma forma satisfaz também ao critério "b" pois as duas barras de controle e reguladora possuem 4,5 \$ de reatividade negativa e, portanto, superior em 50% ao excesso total de reatividade do núcleo.

Quanto ao critério "c", não o satisfaz com relação ao mínimo requerido, mas ainda dentro da faixa considerado como satisfatório, pois a velocidade das barras é de $5 \times 10^{-2} \% \delta k/k$.

Satisfaz também aos critérios "d" e "e" garantindo pelo menos três barras distintas e possuindo a menor reatividade negativa considerada como de segurança.

Finalmente satisfaz ao critério "f" uma vez que a barra reguladora terá cerca de 1,0 dólares de reatividade negativa.

Como se pode observar com relação a estes critérios e recomendações, a solução proposta pela GE&ES mostrou ser bastante satisfatória, oferecendo uma boa garantia de funcionamento seguro.

3.2.3. Instrumentação de controle

A instrumentação de controle do reator IPR-R1 deverá sofrer adaptações para se ajustar às novas características do reator.

Deve ser lembrado que os incidentes relacionados com instrumentação em reatores de pesquisa resultam em geral ou de defeito da instalação ou da não consideração da indicação de uma situação anormal pelo pessoal de operação. /40/

Com relação a esta segunda causa de incidentes, somente uma vigilância correta por parte do pessoal pode evitar a sua ocorrência.

Quanto à primeira, efetuando-se a readaptação das posições das câmaras de controle do fluxo de neutrons para que continuem funcionando nas mesmas condições de projeto e recalibrando corretamente os medidores para a nova faixa de controle não deverá haver alteração no nível de segurança do sistema, uma vez que ainda deverá ser instalada uma nova câmara de fissão

com as mesmas características para controlar as potências baixas (10^{-4} w a 7.10^0 w) que havia ficado prejudicada com o afastamento das câmaras de suas posições iniciais.

3.2.4. Sistema de refrigeração

Um cuidado que é sumamente importante de se assegurar é que, sob quaisquer circunstâncias se tenha uma refrigeração adequada do reator.

O núcleo do reator IPR-R1 é refrigerado por convecção natural da água do poço. Esta por sua vez é resfriada externamente pelo sistema trocador de calor e torre mantendo a água às temperaturas de $40,7^{\circ}\text{C}$ (máxima) e $33,1^{\circ}\text{C}$ (mínima) no sistema primário. / 2/

De acordo com a referência /40/, as unidades do tipo piscina operando até a 500 Kw não necessitam de refrigeração forçada e também não necessitam de meios para a remoção do calor resultante do decaimento dos produtos de fissão após o desligamento do reator desde que a potência não ultrapasse a 2 000 Kw. Para estes casos a convecção natural é suficiente, mas qualquer perda significativa do refrigerante deve provocar o desligamento do reator automaticamente, ou pelo menos abaixar a potência a valores que não necessitem refrigeração forçada.

O sistema projetado para o reator IPR-R1 satisfaz a estas considerações, uma vez que é capaz de dissipar $5,98.10^4$ cal/seg, correspondente à potência de 250 Kw, mantendo a temperatura da água no poço não superior a $40,7^{\circ}\text{C}$ e equipado com sistemas que permitem o desligamento do reator em circunstâncias de emergências, controlando o nível do poço.

Além destes sistemas, existe o sistema para purificação da água de refrigeração, removendo os produtos de fissão, outros radioisótopos e ainda tornando-a menos corrosiva. É desejável que a resistência específica da água do circuito primário do reator seja mantida superior a 300.000 ohm/cm, /40 / sendo que no reator IPR-R1 ela é mantida acima de 500.000 ohm/cm.

3.2.5. Localização

O reator IPR-R1 não será deslocado de sua posição atual, mas embora várias características com relação à liberação de material radioativo sejam alteradas, isto não trará consequências para o público em geral nem durante operação normal nem em situações de emergência conforme se mostra na análise de acidentes.

Além do mais, as experiências passadas têm comprovado que o sistema TRIGA pode ser projetado para funcionar em áreas urbanas em virtude de sua grande segurança intrínseca de concepção, quer seja em operação em regime, quer seja pulsado, não necessitando contenção pressurizada como em outros reatores de potência equivalente.

Entre outros cita-se o reator da Universidade de New York, do tipo TRIGA Mark I, para operar a potências de até 250 kw e que se encontra instalado no campus da Universidade, próximo a áreas superpovoadas. / 3/.

4. ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO NA DESMONTAGEM E MONTAGEM

4.1. Sequência de operações e procedimentos

Durante os trabalhos de desmontagem, armazenamento dos diversos componentes do reator e conseqüente montagem, haverá considerável risco de exposição às radiações.

Afim de reduzir estes riscos, torna-se necessário construir blindagens para a transferência e armazenamento dos diversos componentes do reator, avaliar os níveis de radiação no ambiente e ainda, estabelecer a seqüência de operações a ser executada levando-se em conta a prevenção da criticalidade e a necessidade da manutenção da integridade dos componentes, principalmente porque os mesmos serão totalmente reutilizados no reator.

Conforme se vê no cronograma de trabalho (figura 4.1) a sequência de operações será como se apresenta a seguir, sendo os componentes armazenados na própria sala do reator (figura 2.4).

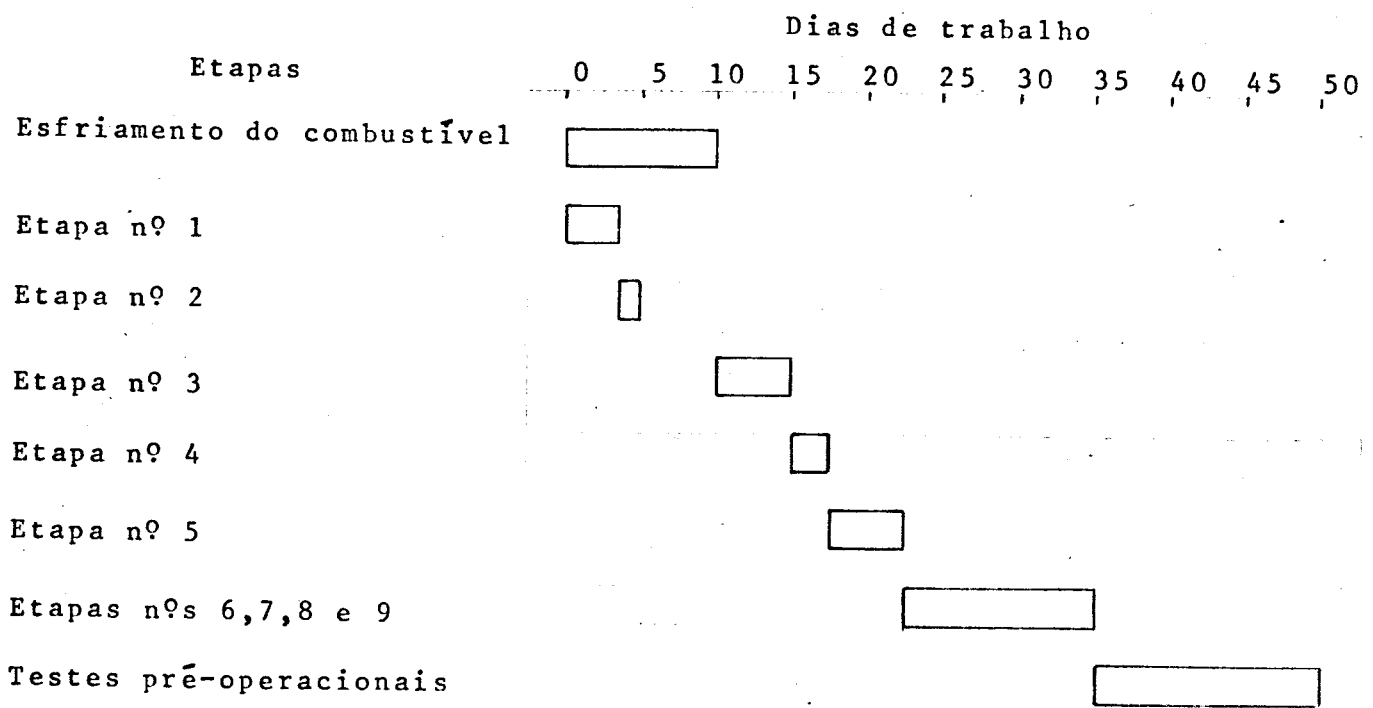


FIGURA 4.1 - Cronograma de trabalho

1. Desmontagem das tubulações de água, ar, tampas do poço e ligação da linha de recalque de água à caixa d'água de armazenamento e blindagem.
2. Remoção e armazenamento dos elementos de grafita.
3. Remoção e armazenamento da fonte de neutrons, dos elementos combustíveis, das barras de controle, das câmaras de ionização e desmontagem da viga central.
4. Desmontagem e remoção dos componentes estruturais para a caixa d'água.
5. Instalação do tanque de revestimento do poço (camisa de alumínio).
6. Remoção dos componentes estruturais para o poço do reator e montagem.
7. Remoção e instalação da viga central, das câmaras de ionização, das barras de controle, da fonte de neutrons e dos elementos combustíveis no núcleo.
8. Remoção e instalação dos elementos de grafita no núcleo.
9. Montagem das tubulações de água, ar, tampas do poço e remoção da linha de recalque de água à caixa d'água de armazenamento e blindagem.
10. Testes pré-operacionais.

As etapas de números 2,3, 7 e 8 serão executadas à distância, ao passo que as etapas de números 4 e 6 exigem manuseio dire-

to da pessoa com os componentes.

4.2. Blindagens

O dimensionamento das blindagens levou em consideração as limitações locais e a utilização dos fatores tempo e distância para a obtenção de uma situação adequada de trabalho de modo a oferecer condições seguras de operação ao pessoal envolvido. Desta forma, de acordo com a programação estabelecida, a dose total integrada a ser recebida por qualquer trabalhador durante as diversas fases será inferior à dose máxima permissível para ocupação normal durante um trimestre (3 rem), conforme se mostra neste capítulo, embora se tenham taxas de exposição elevadas durante certas fases de transporte. Durante o período de armazenamento de componentes, as taxas de exposição na sala do reator não serão superiores a 2,5 mR/h, sendo que, na maioria dos locais, ela será ainda bastante inferior.

Os dados impostos pelas condições locais, necessários ao cálculo das blindagens são os seguintes :

- a. o tempo de paralização do reator, necessário para desmontá-lo e montá-lo novamente, deve ser mínimo a fim de não prejudicar os trabalhos no IPR que dependem muito da operação do reator;
- b. a concentração máxima de urânio-235 que pode ser armazenado em conjunto, a fim de se evitar a criticalidade, é de $1,8 \times 10^{-2}$ g/cm³; /14/
- c. a capacidade máxima utilizável da ponte rolante é de 1,5 toneladas;

d. o diâmetro máximo dos poços de armazenamento de elementos combustíveis é de 25 cm;

e. o volume da água desmineralizada a ser armazenada é de 18 000 litros.

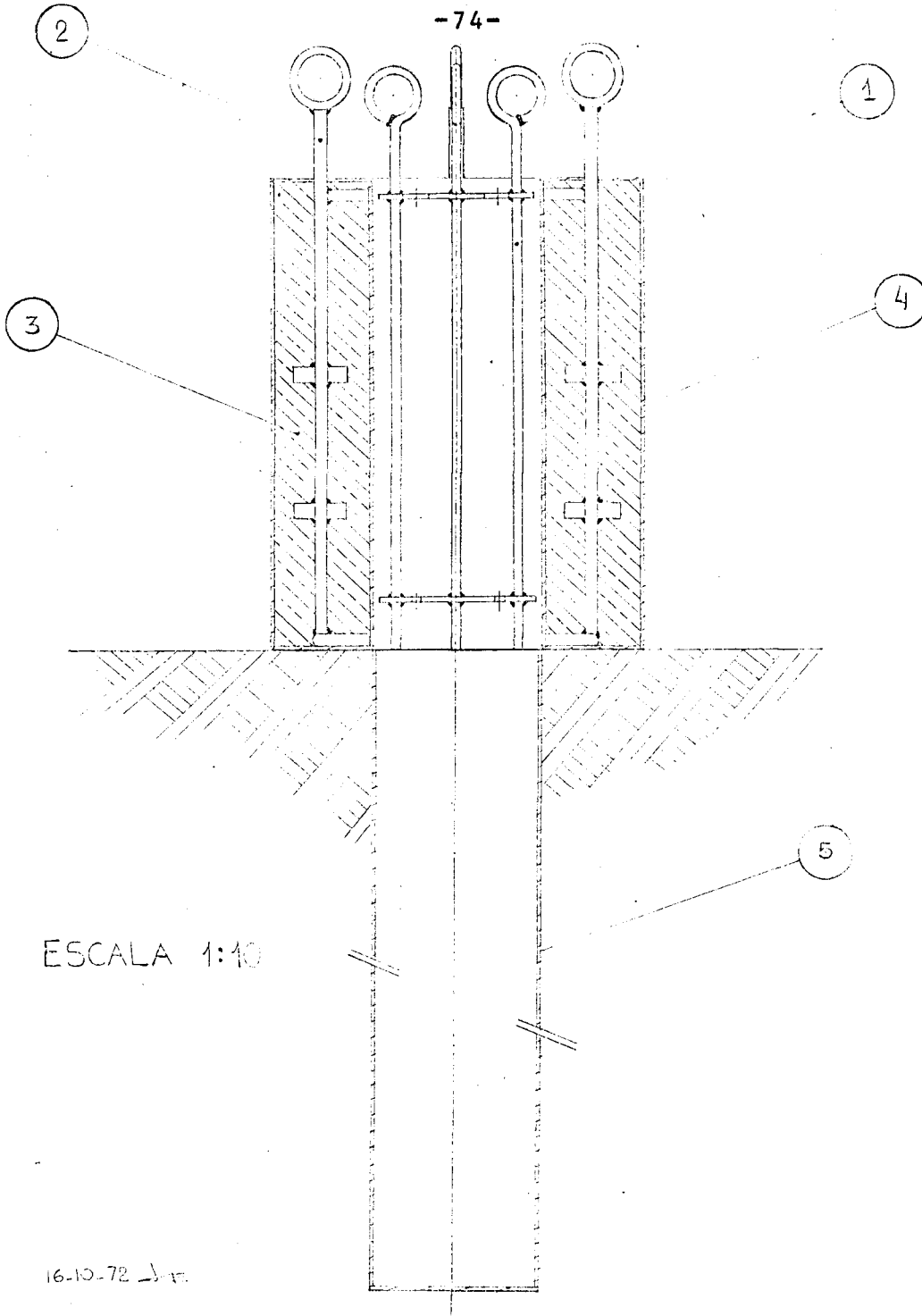
A condição "a" impõe que o reator seja desmontado na época de férias escolares e ainda, que os trabalhos sejam realizados no máximo em dois meses. Como consequência, o tempo de esfriamento dos elementos combustíveis fica limitado a dez dias, conforme se vê no cronograma de trabalho (figura 4.1).

Este fato, aliado às restrições "b", "c" e "d" e às características físicas e nucleares dos elementos combustíveis, impõe forçosamente as dimensões da blindagem de transferência dos elementos combustíveis irradiados do núcleo para os poços de armazenamento existentes.

A condição "e" impõe restrições nas dimensões da blindagem para armazenamento da mesa giratória, refletor e plataforma de suporte do reator que serão postos dentro de uma caixa d'água de chapas de alumínio (3m x 3m x 2m) a ser construída e posteriormente desmontada na sala do reator.

Esta caixa, portanto, terá dupla finalidade, ou seja, armazenar a água do poço e servir como blindagem contra as radiações provenientes dos elementos estruturais do núcleo.

Face a estes motivos projetou-se a blindagem de transferência dos elementos combustíveis que é representada na figura 4.2. O número de elementos combustíveis a serem transferidos de cada vez será de 6 elementos ($1,6 \times 10^{-2}$ g/cm³ de urânio-235) e o suporte para transporte e armazenamento destes elementos está a-



16.10.72 J.V.

Posi.	Designación	Materia
1	Capa de aislamiento combu.	Aluminio
2	Capa de protección	Aço
3	Capa de isolamento	Alumina
4	Capa de proteção	Aço
5	Capa de isolamento combu.	Alumina

Figura 4.2 - Blindagem para transferência de calor

presentado na figura 4.3. Vê-se que, colocando a blindagem sobre os poços de armazenamento, o suporte será descarregado simplesmente fazendo-o deslizar até o fundo (figura 4.2). Como existem atualmente 58 elementos combustíveis já utilizados e 12 poços de armazenamento (figura 2.4), restarão livres, após a transferência, 2 poços para armazenamento dos 28 elementos de grafita e das barras de controle e equipamentos associados.

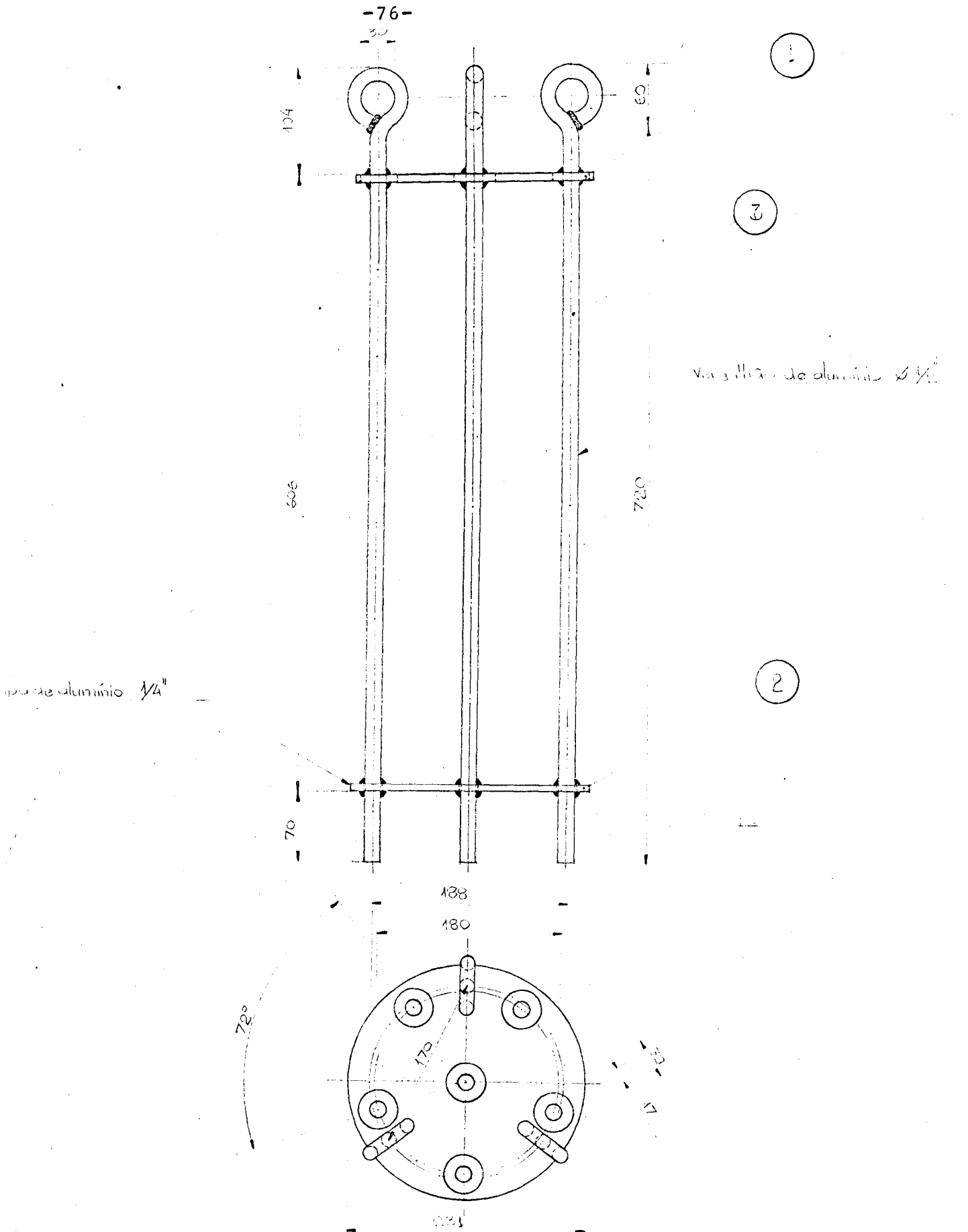
Como a blindagem de transferência (1 500 kg) será colocada dentro do poço do reator a fim de receber os elementos combustíveis e de grafita, a sua estrutura e cabos de sustentação foram super-dimensionados de tal forma que apenas um dos três cabos de sustentação existentes seja suficiente para suportar todo o peso da blindagem.

4.3 Irradiações devidas ao combustível

O elemento combustível é o mais ativo dentre todos os diferentes componentes do núcleo em virtude do inventário de produtos de fissão.

As atividades encontradas nos elementos combustíveis dependem, naturalmente, da história de sua utilização. Apesar do esquema de operação do reator ser bastante variável e da dificuldade de se prever com exatidão o programa de operação para os próximos meses e que antecederão à desmontagem do reator, foram calculadas as taxas de exposição devidas a um elemento combustível.

Os cálculos efetuados foram feitos de acordo com a referência /46/, isto é, supondo-se que o reator tivesse funcionado durante 1 000 dias consecutivos, gerando neste tempo a mes-



vassalha de alumínio 1/4"

vassalha de alumínio 1/4"

3	Alça de suporte	
2	Esboço lateral do suporte	
1	Esboço superior do suporte	
Parte	Em alumínio	cm

Suporte para filamentos carbonífeio

Escala: 1:5	Data: 25/11/12	Des: Leticia
-------------	----------------	--------------

FIGURA 4.3

ma energia que aquela à época da desmontagem.

A fim de se testar a validade dos resultados assim obtidos, estes foram confrontados com dados experimentais, medindo-se as taxas de exposição provenientes do elemento combustível B-6 do anel B (região central do núcleo), no ar e à distância de um metro, sem blindagem, quando a energia gerada pelo reator era de 300 000 Kwh. Estas medidas foram feitas retirando-se o elemento B-6 do núcleo do reator por um período de dois meses de modo a acompanhar-se o decréscimo das taxas de exposição. Os resultados são apresentados na figura 4.4 juntamente com os cálculos efetuados para a mesma energia.

Como os resultados calculados são conservativos, considerou-se o método de cálculo válido para a estimativa dos níveis de radiação máximos esperáveis para 6 elementos combustíveis dentro da blindagem de 15 cm de chumbo. Apresentam-se na figura 4.5 os resultados dos cálculos relativos à evolução das taxas de exposição com o tempo a um metro da face da blindagem. Para efeito de cálculo considerou-se que o trabalho será realizado em junho/julho de 1973, quando o reator já terá gerado cerca de 400 000 Kwh, se persistir a atual taxa de geração de 5 300 Kwh/mês. O gráfico da figura 4.6 mostra a energia gerada desde a inauguração e a previsão da energia gerada até o início de junho de 1973. /2-47/

Em resumo, considerando-se que :

- o tempo de esfriamento do combustível será de 10 dias;
- a distância entre operador e blindagem não será inferior a 3 metros;
- o tempo de transporte da blindagem, fora da água, é de cerca de 2 minutos;

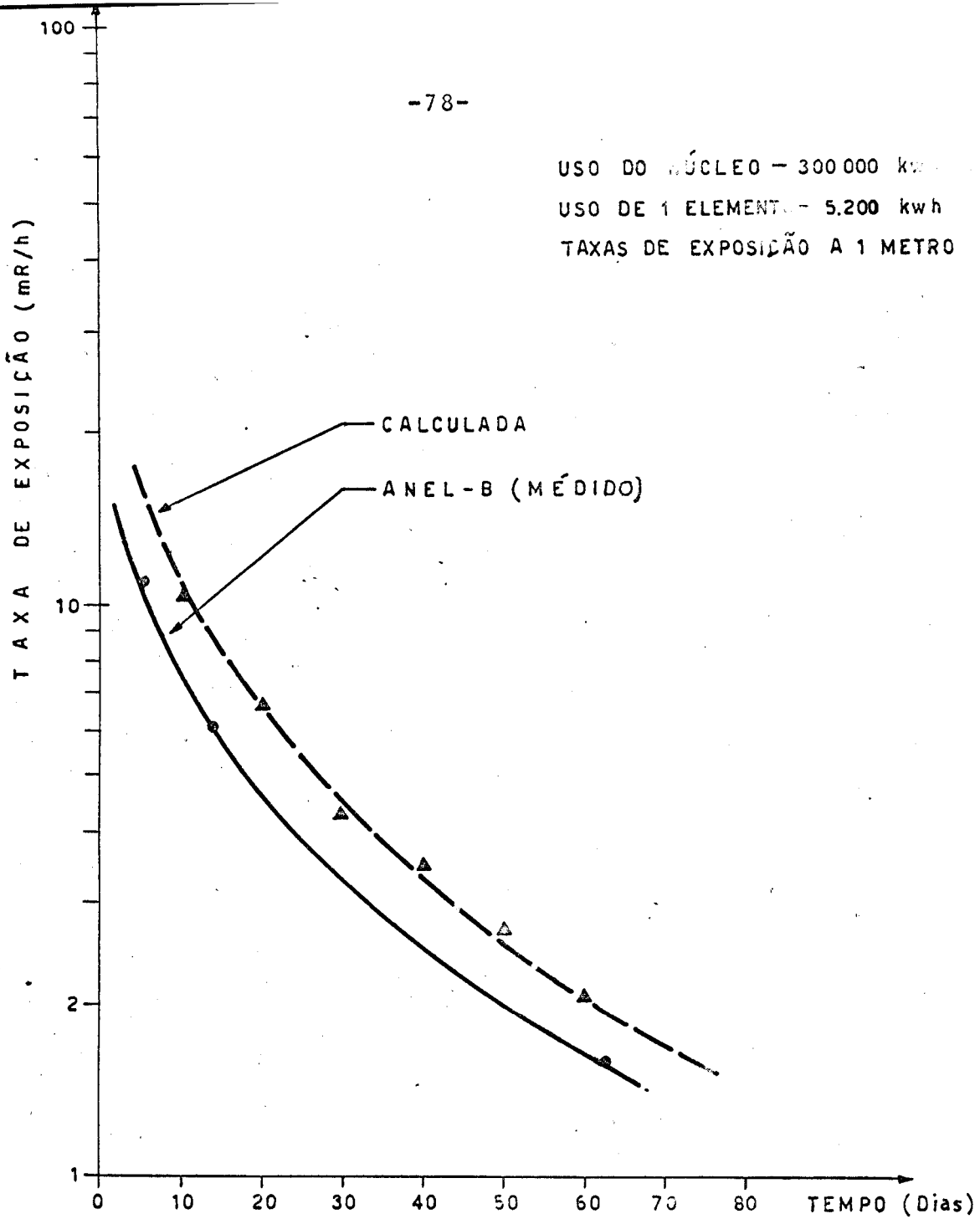


Fig. 4.4 - EVOLUÇÃO DAS TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO AR DEVIDAS A UM ELEMENTO COMBUSTIVEL

HIPÓTESES:

USO DO NÚCLEO - 400.000 kWh

ESPESSURA DA BLINDAGEM - 15 cm Pb

DISTÂNCIA - 1m DA FACE EXTERNA DA
BLINDAGEM

USO DE 6 ELEMENTOS - 42000 kWh

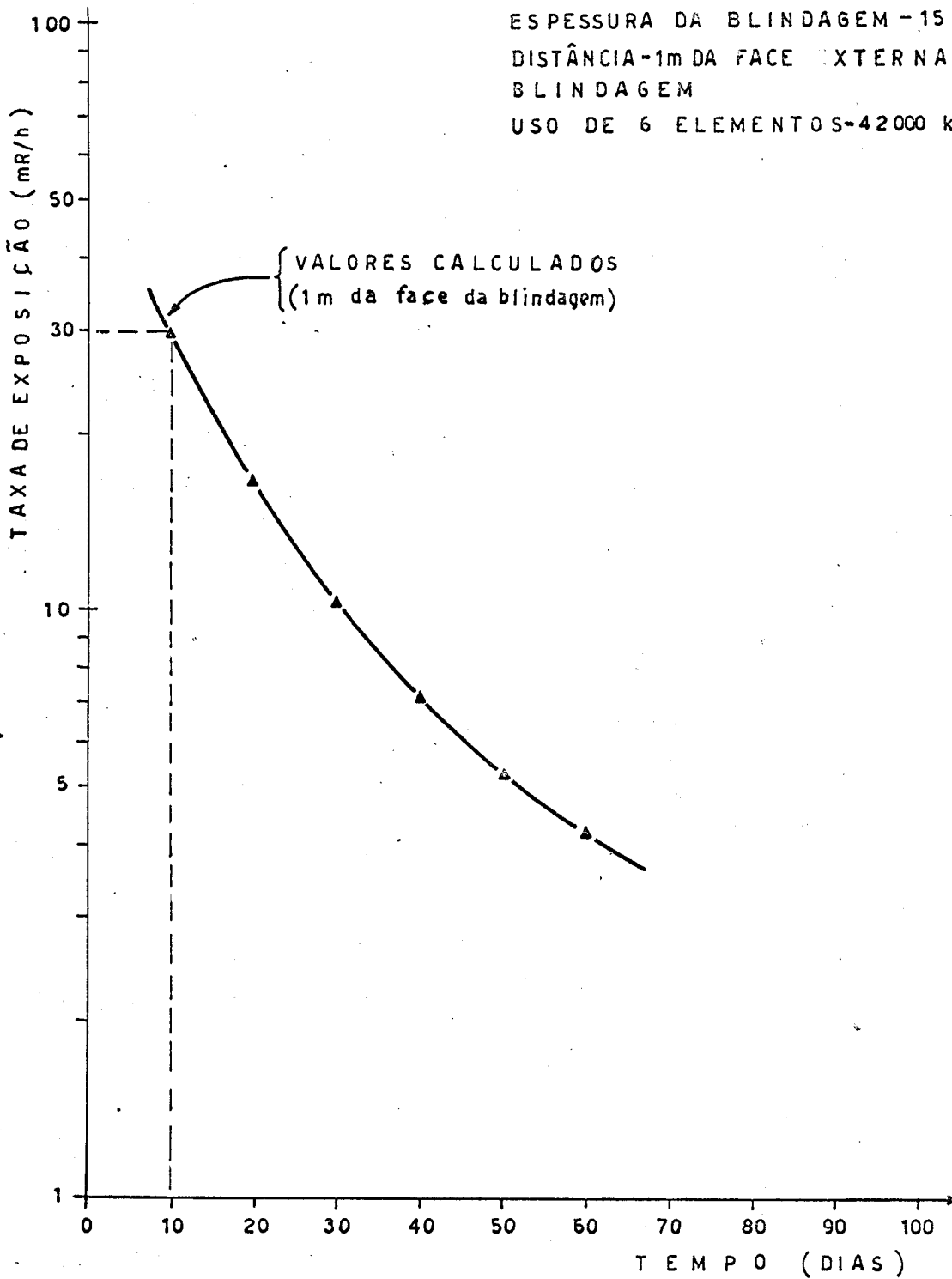


Fig. 4.5 - EVOLUÇÃO DAS TAXAS DE EXPOSIÇÃO
DEVIDAS A 6 ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS
BLINDADOS

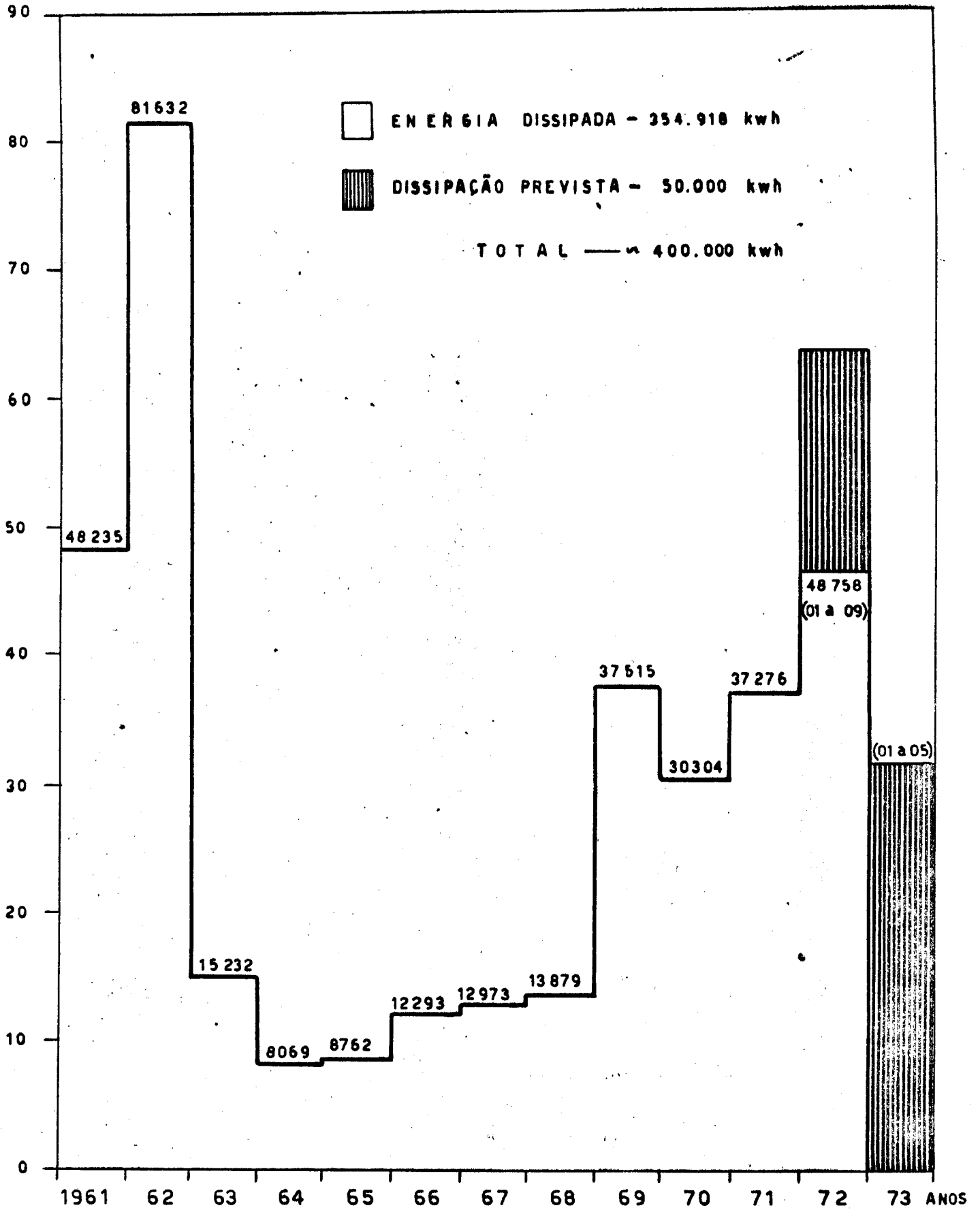


Fig. 4.6 - ENERGIA DISSIPADA E PREVISTA PARA O REATOR IPR - RI ATÉ MAIO DE 1973

- a operação de transferência será feita 20 vezes (montagem e desmontagem);
- que os elementos serão colocados na blindagem dentro do poço do reator;

conclue-se que a dose integrada, recebida por pessoas, não será superior a 3 mrem conforme se vê na figura 4.7.

Também as taxas de exposição no topo dos poços de armazenamento serão bem reduzidas pois, de acordo com medidas experimentais efetuadas, não serão superiores a 0,1 mR/h.

4.4. Irradiações devidas aos elementos de grafita

Medidas realizadas com um elemento de grafita seis dias após uma irradiação prolongada a 100 Kw, apresentaram as seguintes taxas de exposição :

- a. 15 mR/h ao contacto com o elemento;
- b. 0,4 mR/h a um metro do elemento no ar.

Como serão manipulados 14 elementos de cada vez, a um metro de distância, ter-se-á uma taxa de exposição total de 5,6 mR/h não considerando a absorção dos elementos de periferia. Logo, durante o transporte para os poços de armazenamento laterais, as taxas de exposição serão insignificantes, dispensando o uso de blindagens.

Do mesmo modo, quando do armazenamento nos poços, como estarão sob uma coluna de água não inferior a 1,8 metros, as taxas de exposição no topo do poço serão também insignificantes.

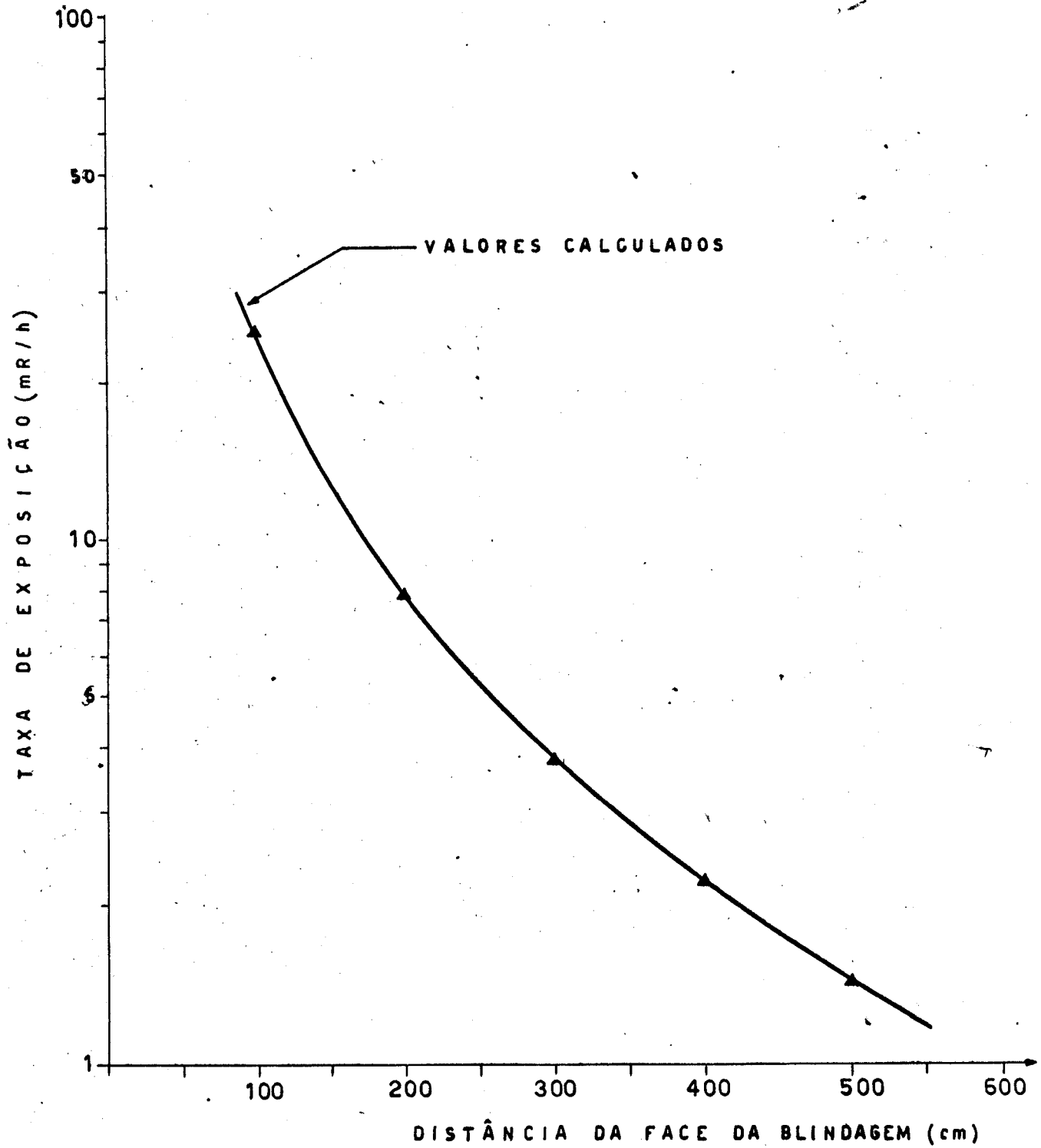


Fig. 4.7 - TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO TRANSPORTE DE 6 ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

4.5. Irradiação devida à fonte de neutrons

A fonte de Ac-Be do reator tem 1,2 Ci e uma surgência de $8,04 \times 10^6$ neutrons/s em 17/12/1963, o que corresponde atualmente a uma surgência de $4,9 \times 10^6$ neutrons/s.

Segundo a referência /48/, a meia espessura de parafina para neutrons com energia de cerca de 5 MeV é de 6,93 cm.

De acordo com os cálculos efetuados baseando-se na meia espessura para a blindagem de parafina necessária ao armazenamento por um período de tempo próximo de 60 dias, e que não permita taxas de dose de radiação ao contacto com a parede externa superiores a 2,5 mrem/h (equivalendo a uma densidade de fluxo de 18 neutrons/cm²-s), a espessura necessária mínima é de 31 cm. /49/

Desta forma a espessura de blindagem requerida para armazenamento da fonte terá que ser igual ou superior a 31 cm. Mas como este valor é muito grande para a manipulação dentro e fora do poço, a blindagem será confeccionada em duas partes formadas por cilindros coaxiais e removíveis, de tal forma que o interno possa ser manipulado dentro do poço do reator até que permaneça armazenado dentro do cilindro externo, fora do poço, perfazendo os 31 cm requeridos para armazenamento a mais longo prazo.

O cilindro interno terá uma espessura de 15 cm de blindagem, o que corresponde a uma taxa de dose de 40 mrem/h ao contacto. Como será manipulado por muito pouco tempo e à longa distância, a manipulação da fonte de neutrons também não acarretará em doses muito elevadas ao pessoal de operação.

4.6. Irradiações devidas às barras de controle

Na figura 4.8 representam-se as taxas de exposição correspondentes às medidas realizadas ao contacto com a barra de controle e haste portadora do sistema de comando do reator IPR-R1.

Medidas da taxa de exposição a um metro da barra de controle efetuadas na mesma época mostraram um valor máximo de 8,0 mR/h.

Deste modo a sua transferência do poço do reator para o poço de armazenamento não necessitará de blindagem especial, uma vez que as doses a serem recebidas serão bastante pequenas considerando-se o tempo de operação e as distâncias envolvidas.

Também durante o armazenamento, as taxas de exposição no topo do poço serão insignificantes, pois o mesmo estará completamente cheio de água desmineralizada (2,4 metros).

4.7. Irradiações devidas ao terminal pneumático

A figura 4.9 apresenta os resultados de medidas efetuadas com o terminal pneumático do reator IPR-R1, correspondentes às taxas de exposição ao contacto.

Do mesmo modo que os anteriores, as doses correspondentes serão também insignificantes durante o processo de desmontagem e remoção do sistema.

Será preparado na sala do reator, para armazenamento, um local blindado com tijolos de chumbo e, ou concreto, com espessuras variando de 10 a 15 cm, o suficiente para fornecer ao

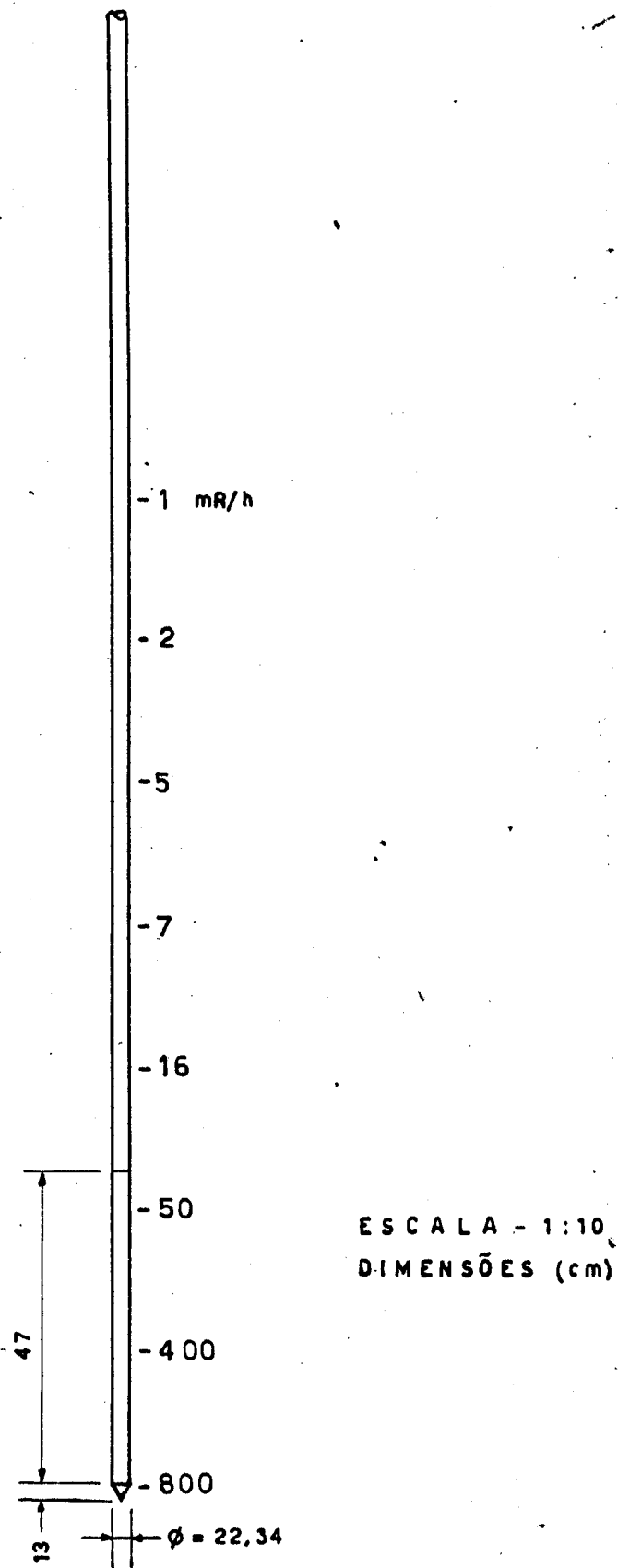


Fig. 4.8 - TAXAS DE EXPOSIÇÃO (mR/h) NO AR E AO CONTACTO COM A BARRA DE CONTROLE DO IPR - R1

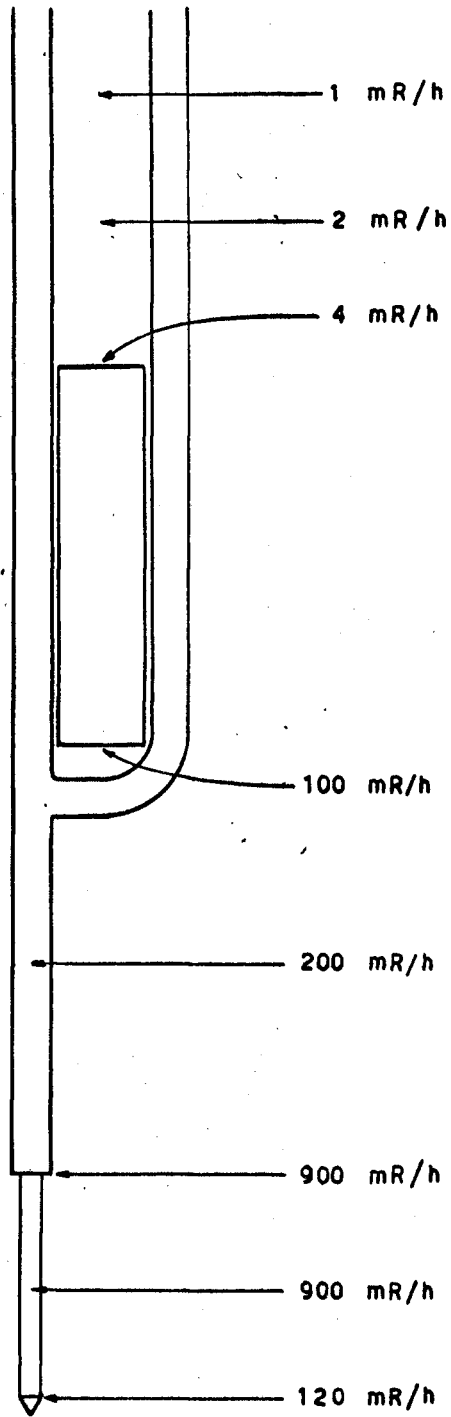


Fig. 4.9 - TAXAS DE EXPOSIÇÃO AO CONTATO COM O TERMINAL PNEUMÁTICO DO IPR-RI

contacto com a blindagem taxas de exposição inferiores a 2,5 mR/h.

4.8. Irradiações devidas aos componentes estruturais

Os componentes estruturais do reator serão removidos em três etapas distintas. Primeiramente será removida a mesa giratória seguida do refletor e grades e, finalmente, o suporte do refletor. Todos eles serão armazenados na caixa d'água construída na sala do reator.

Embora não seja conhecida com exatidão a composição dos diferentes componentes foi calculada a atividade residual considerando que todos eles são formados da liga de alumínio 6061-T6 e com algumas peças em aço inoxidável. O apêndice A apresenta o método de cálculo empregado e os resultados são apresentados na tabela 4.1.

Em função destas atividades estimaram-se as taxas de exposição resultantes (apêndice B) considerando para os cálculos cada fonte como cilíndrica e maciça e com os diversos radionuclídeos distribuídos uniformemente no volume. Tendo em vista que os cálculos são estimativos, procurou-se estabelecer os limites máximos e mínimos esperáveis. Estes limites foram obtidos considerando-se ou não os efeitos de auto-absorção no cilindro. As figuras 4.10, 4.11 e 4.12 apresentam os resultados destes cálculos.

Desta forma, os dados obtidos nos cálculos permitem que se faça uma estimativa dos diversos níveis de radiação esperáveis e que se possa estabelecer uma distância mínima para manipulação.

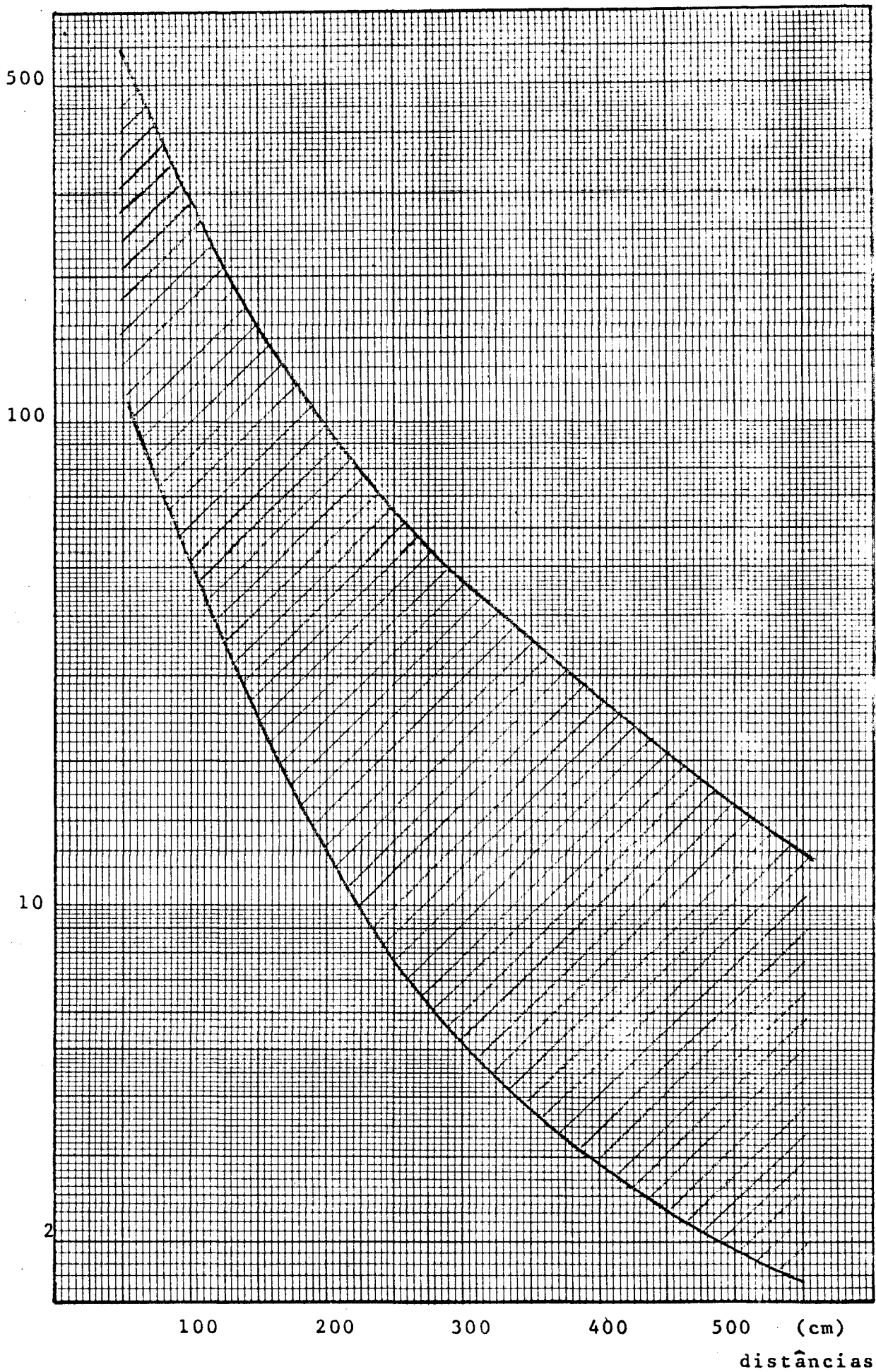


FIGURA 4.10 - Taxas de exposição relativas à mesa giratória

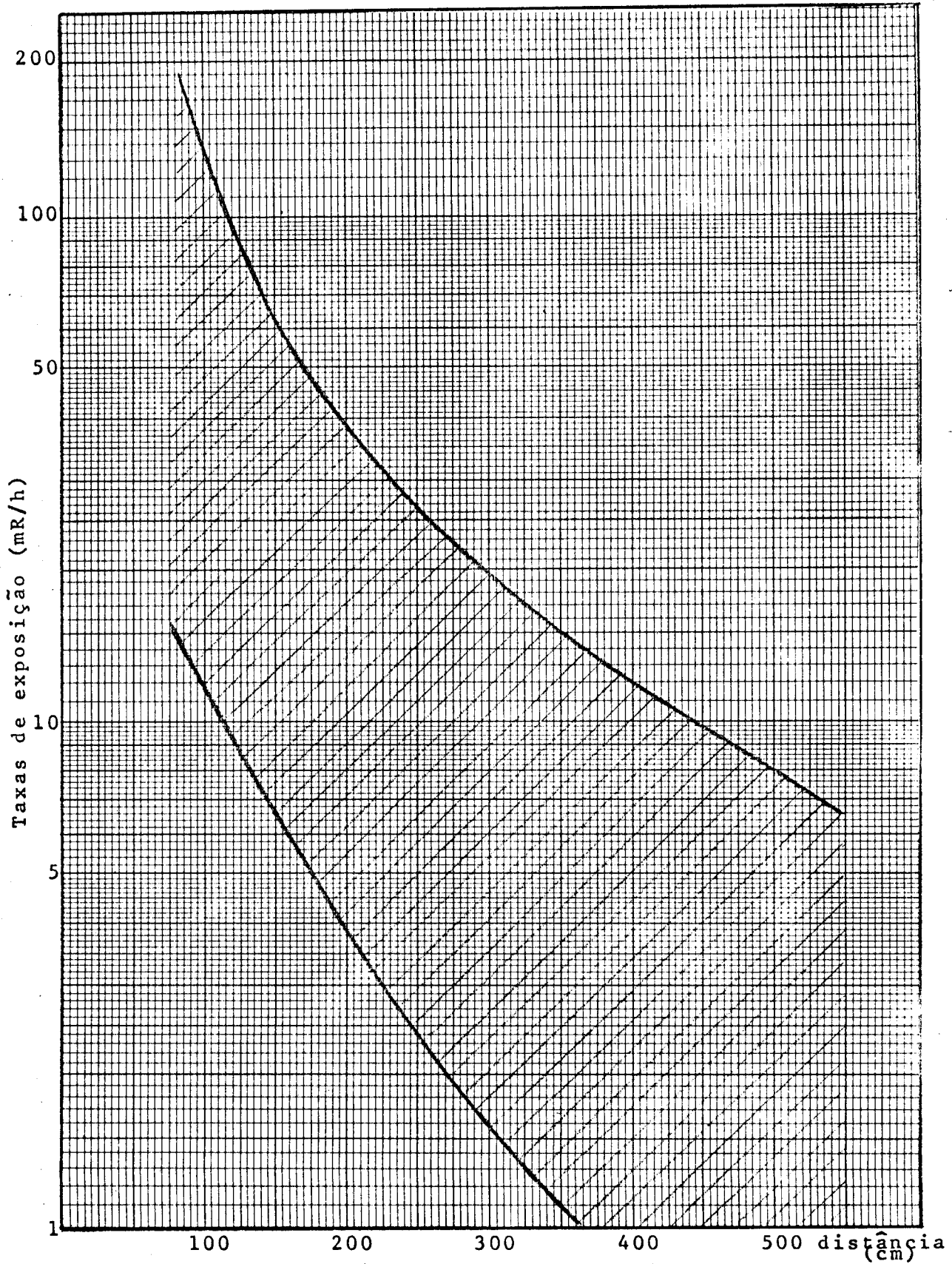


FIGURA 4.11 - Taxas de exposição relativas ao refletor e grades

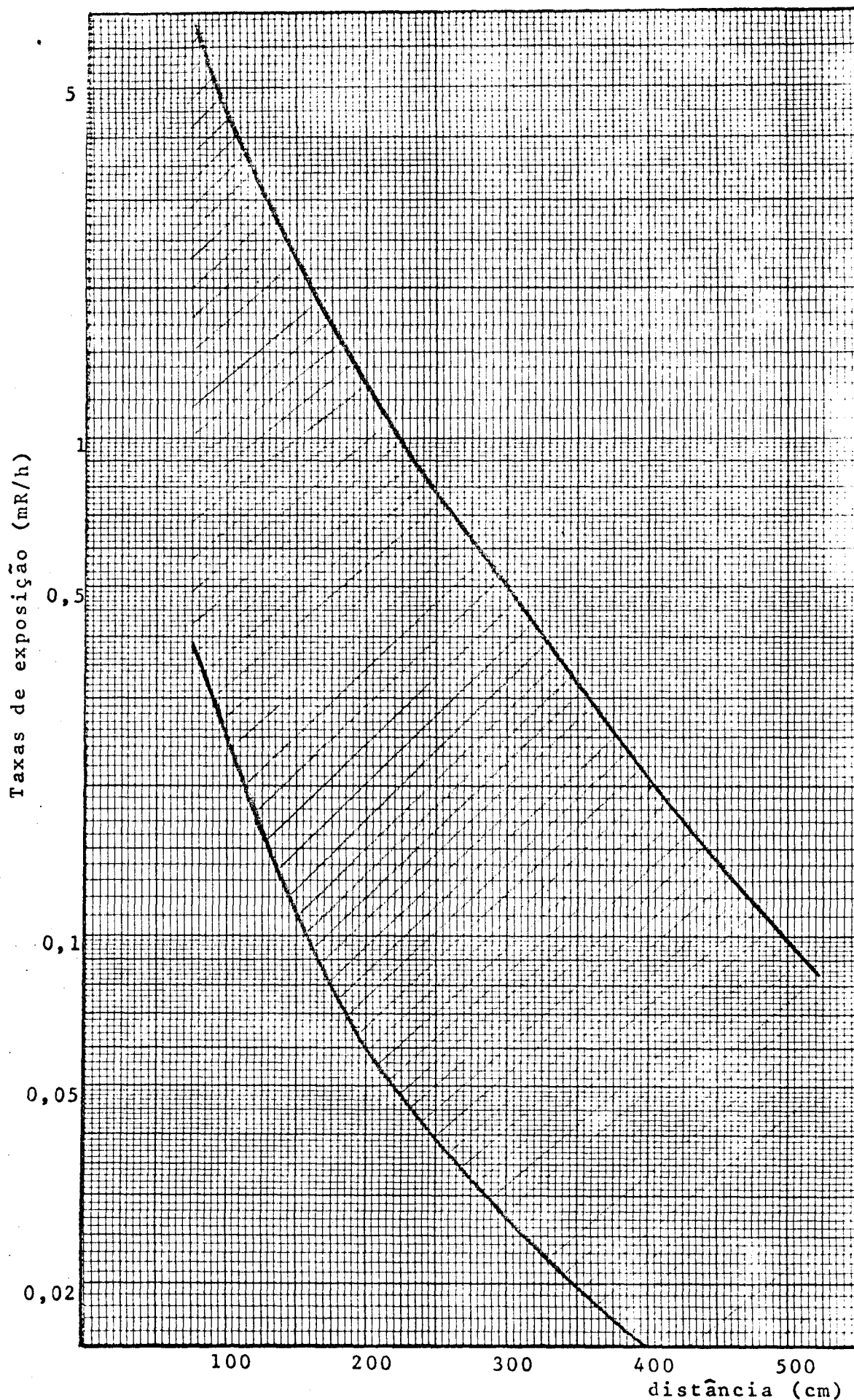


FIGURA 4.12 - Taxas de exposição relativas à plataforma

TABELA 4.1.

ATIVIDADE CALCULADA DOS COMPONENTES DO REATOR IPR-R1 POR ISÓTOPOS

COMPONENTE	ATIVIDADES EM mCi				
	Cr ⁵¹	Zn ⁶⁵	Co ⁶⁰	Fe ⁵⁹	Mo ⁹⁹
Mesa Giratória	$2,4 \times 10^3$	$4,4 \times 10^2$	$2,9 \times 10^2$	$2,8 \times 10$	1,6
Refletor e grades	$1,7 \times 10^3$	$4,4 \times 10^2$	$4,4 \times 10$	$1,3 \times 10$	$2,4 \times 10^{-1}$
Plataforma do Refletor	$4,5 \times 10$	$1,3 \times 10$	*	$2,8 \times 10^{-3}$	*
Parafusos de fixação	1,9	*	0,6	$3,8 \times 10^{-2}$	$3,3 \times 10^{-3}$
Eixos de comando (MG)	$3,9 \times 10$	*	$1,3 \times 10$	$0,4 \times 10^{-1}$	$0,3 \times 10^{-1}$
TOTAL	$4,2 \times 10^3$	$8,9 \times 10^2$	$3,5 \times 10^2$	$4,1 \times 10$	1,9

Durante o armazenamento os níveis de radiação nas paredes externas do tanque de armazenamento cheio de água desmineralizada e com todos os componentes colocados no centro dele será, de acordo com os cálculos efetuados, de 0,50 mR/h considerando a auto-absorção devida a um material com uma densidade média ($1,9 \text{ g/cm}^3$).

Quando da remoção da mesa giratória, terão que ser retirados os dois eixos de comando do movimento e de posicionamento. Eles serão armazenados no mesmo poço que o das barras de controle. Conforme se vê no apêndice B dever-se-á ter, a 1 metro de cada eixo, a taxa de exposição de 10 mR/h.

Apesar de serem encontradas exposições relativamente elevadas para os trabalhadores durante os trabalhos de transporte, estes deverão transcorrer sem que sejam recebidas doses elevadas. Isto ocorre porque os tempos de manipulação serão curtos e as distâncias envolvidas serão grandes.

Para garantia e verificação prática dos níveis de radiação serão feitas medidas das taxas de exposição com os componentes ainda dentro do poço.

4.9. Níveis de radiação dentro do poço

Durante o desenvolvimento dos trabalhos será necessário se trabalhar no fundo do poço do reator para remover os parafusos de fixação da plataforma do refletor que são soldados no fundo do tanque de aço.

Tendo em vista a impossibilidade de se efetuar medidas di

retas nas paredes do poço devido à interferência dos demais componentes do núcleo do reator, foram calculados os níveis de radiação dentro do poço, o que se apresenta no apêndice C.

Nestes cálculos foram consideradas composições químicas do concreto e do tanque como composições médias típicas do concreto comum e do aço SAE 1030. Para a camada de argamassa foi retirada uma amostra de 5,8 g a 12 cm do topo do poço ($\phi = 0,8$ cm e cerca de 8 cm de profundidade) cuja análise química realizada apresentou as proporções em peso conforme mostra a tabela 4.2.

TABELA 4.2

COMPOSIÇÃO QUÍMICA DA ARGAMASSA /53/

COMPONENTES	PORCENTAGEM EM PESO
Óxido de silício (SiO_2)	69,9 %
Óxido fêrrico (Fe_2O_3)	3,8 %
Óxido de alumínio (Al_2O_3)	5,0 %
Óxido de cálcio (CaO)	14,4 %

Desta amostra foi retirada uma parte (3,6g) e irradiada na mesa giratória do reator por 270 minutos à potência de 100 Kw e levantadas as taxas de exposição ao contacto, o que se apresenta na figura 4.13.

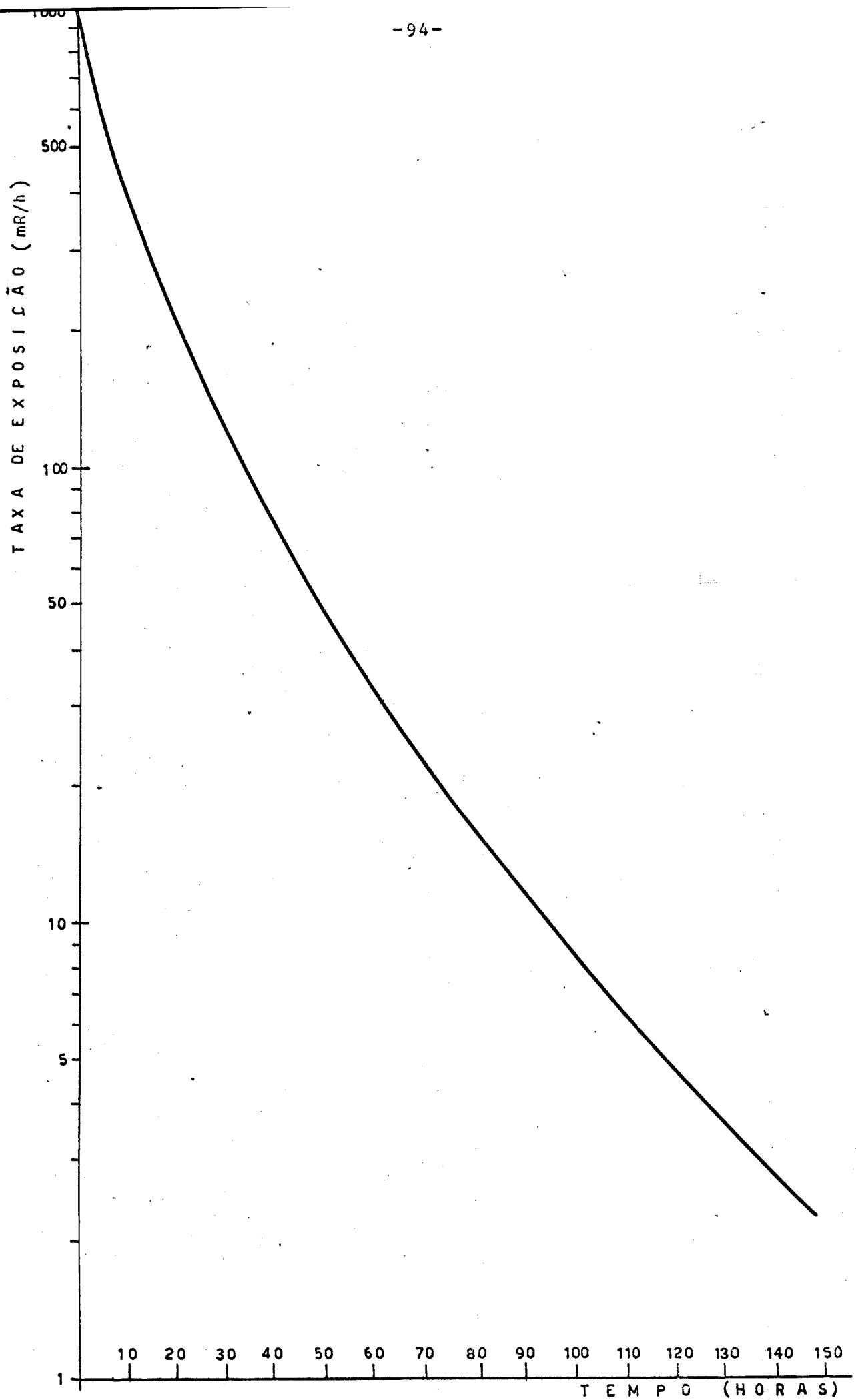


Fig. 4.13 - TAXAS DE EXPOSIÇÃO AO CONTACTO COM A AMOSTRA DE ARGAMASSA (3.6g)

A mesma amostra foi irradiada posteriormente segundo o esquema normal de operação do reator (descontínuo) por 68 dias correspondendo à energia de 16500 Kwh. As taxas de exposição foram praticamente as mesmas medidas anteriormente e ao contacto.

Assim, 80 horas após a irradiação da amostra no regime descontínuo, a taxa de exposição no contacto era de 20 mR/h comparada com 15 mR/h medida às mesmas condições porém com um regime contínuo de irradiação.

Conclue-se, portanto, que as taxas de exposição independem do esquema de irradiação. Desta forma, pela figura 4.13 vê-se que após 10 dias de paralização do reator, as taxas de exposição serão 0,1 % da inicial.

A fim de se determinar a contribuição de toda a argamassa do poço mediu-se a distribuição do fluxo térmico nas paredes do poço do reator /51/ conforme se vê na figura 4.14. Considerou-se, então, para cálculo das atividades o fluxo máximo de $1,3 \times 10^8$ neutrons/cm²-s. como distribuído numa superfície cilíndrica de 126 cm de altura, correspondente à base do pico observado.

De acordo com os dados assim obtidos foi determinada a taxa de exposição no centro do poço (eixo central), o que se apresenta no apêndice C, proveniente da utilização do reator desde a sua inauguração. De acordo com os cálculos, a contribuição devida às paredes laterais é de aproximadamente 0,6 mR/h. Mesmo se acrescentando a este valor a contribuição devida ao fundo do poço e aos pinos de fixação (tabela 4.1), ver-se-á que os níveis de radiação permitirão que se trabalhe dentro do poço por várias horas. Como o tempo previsto de trabalho no fundo do poço será relativamente pequeno (aproximadamente duas

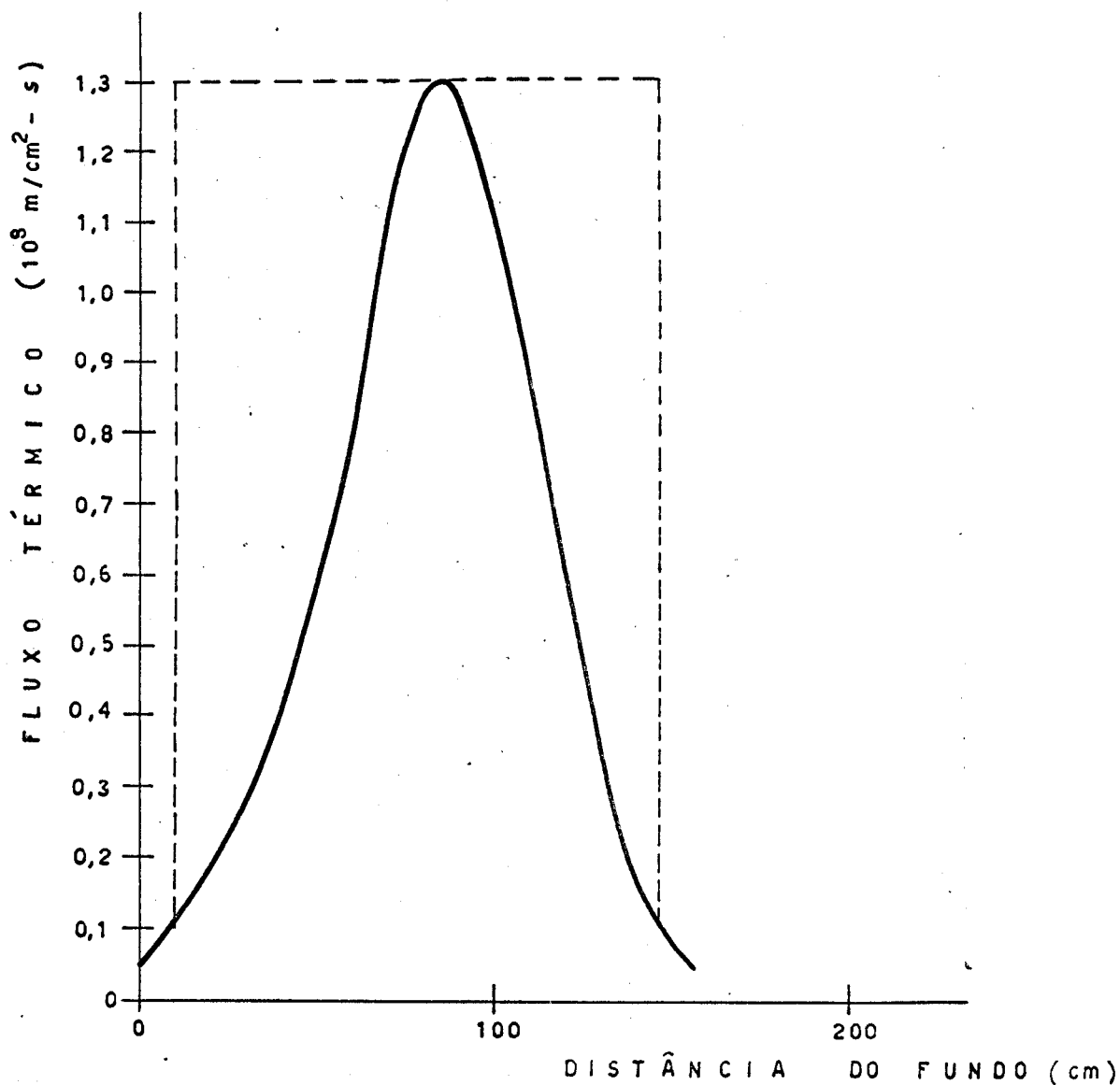


Fig. 4.14 - DISTRIBUIÇÃO DE FLUXO TÉRMICO NA PAREDE DO POÇO /54/

horas) e mesmo considerando as aproximações realizadas, a dose a ser recebida não deverá exceder à dose máxima permissível por hora para ocupação contínua em regime de 40 horas semanais de trabalho.

4.10. Monitoração da radiação durante os trabalhos

Considerando a dificuldade de se prever as possíveis doses recebidas pelos trabalhadores durante a execução das várias fases dos trabalhos, é importante que se estabeleça um sistema de monitoração preventiva adequado, além do sistema normal de monitoração da radiação.

Desta forma serão monitoradas as áreas adjacentes ao poço do reator e próximas aos trabalhadores, em pontos fixos, para medida dos níveis de radiação gama e de neutrons, com registro e alarme para taxas de exposição previamente escolhidas.

Devido à não existência de amostradores individuais para medida da incorporação de material radioativo de cada trabalhador serão coletadas amostras de ar na sala do reator, em pontos fixos, para medida da contaminação do ar ambiente.

Considerando o bom estado aparente dos elementos combustíveis e a análise da água do poço (tabela 5.3) /52/, é muito pequena a possibilidade de haver contaminação, a não ser em casos de acidente.

Desta forma o sistema fixo de medida da contaminação poderá fornecer uma informação sobre a contaminação alfa, beta e gama total das amostras coletadas e, indiretamente, a quantidade de material radioativo inalado pelo pessoal de operação.

Além destes sistemas fixos de medida serão utilizados monitores portáteis para a medida de contaminação de superfícies e pessoas e para medidas locais especiais dos níveis de radiação alfa, beta e gama e da densidade de fluxo neutrônico.

Completando o sistema de monitoração ter-se-á a dosimetria pessoal efetuada através de filmes dosimétricos individuais e de dosímetros de bolso para leitura direta e instantânea, fornecendo um registro diário das doses recebidas.

4.11. Testes pré-operacionais

A partida do reator IPR-R1 após realizadas as alterações será feita pela equipe da Seção de Aparelhos de Irradiação do IPR de acordo com a sistemática a ser estabelecida pelo Comitê de Segurança Nuclear e tendo a Divisão de Segurança e Radioproteção para os controles da proteção contra as radiações.

Deste modo, os testes serão estabelecidos pelo Comitê e deverá abranger as seguintes etapas :

1. Testes mecânicos dos componentes e estruturas :

- todos os novos sistemas de água;
- o novo tanque de alumínio de revestimento interno do poço;
- todos os sistemas elétricos e eletrônicos;
- todos os sistemas de segurança contra as radiações; e
- o sistema de ventilação.

2. Criticalidade inicial

- a criticalidade inicial será alcançada através de método

a ser escolhido pelo Comitê de Segurança Nuclear.

3. Testes pós-criticalidade

- avaliação das alterações na reatividade negativa causada pela interação das barras de controle, após calibração de cada uma delas;
- medida dos efeitos no fluxo devido a alterações na reatividade (combustível, barras de controle e vários materiais);
- calibração dos canais de potência;
- o alcance da potência final deve ser feito em degraus a fim de se testar toda a instrumentação do reator e de sistemas auxiliares.

5. ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO APÓS ALTERAÇÕES

5.1. Operação nas novas características

A ampliação da potência do reator IPR-R1 acarretará em várias alterações nas características radiológicas decorrentes da operação em regime normal. É certo que, com o reator podendo fornecer um fluxo maior, cada vez mais serão solicitadas maiores atividades específicas, elevando-se os riscos no manuseio do material ativado.

Não obstante, em virtude da grande diversidade de materiais e atividades solicitadas, é praticamente impossível fazer-se uma previsão adequada. Como o esquema de operações do reator é bastante variado em tempo e potências, torna-se necessário um controle mais rígido na retirada e entrega aos solicitantes dos radioisótopos produzidos. Na prática terá que ser analisado cada caso em especial e programado o método de trabalho a ser empregado.

Os isótopos mais frequentemente produzidos no reator aten-

dem a aplicações industriais e à análise por ativação, /2/ sendo o último com pequenas atividades nos isótopos de interesse.

Entretanto, para aplicações industriais, muitas vezes são produzidas grandes atividades de bromo-82, ouro-198, manganês -56, cobre-64, cobalto-60, cromo-51, iodo-131 e terras raras /2/

O de maior demanda em atividade específica é o bromo-82 , tendo sido produzidos cerca de 25 Ci em 1969, 4 Ci em 1970 e 18 Ci em 1971. Isto representou 85% da atividade total produzida em 1969, 55% da produzida em 1970 e 95% da produzida em 1971. /2/

Para os trabalhos de análise por ativação foram ativadas cerca de 15000 amostras de 1967 a 1971 com interesse em arsênio-76 (água), netônio-239 (minério de urânio), produtos de fissão (minério de urânio), ouro-198 (minério de ouro), gálio-72 (bauxita) e cromo-51 e paládio-233 (minério de tório). /2/

Com o reator operando a 250 Kw estes valores deverão ser acrescidos, assim como os níveis de radiação na sala do reator e adjacências e a liberação de material radioativo ao ar ambiente, à respeito do qual são feitas considerações a seguir.

5.2. Níveis de radiação

Sendo o reator IPR-R1 enterrado no solo, as contribuições mais importantes para a elevação dos níveis de radiação nas áreas adjacentes são as relativas :

- ao fluxo de neutrons liberados através da água de blindagem e por equipamentos não blindados ou colocados inadvertidamente no núcleo.

- ao fluxo de radiação gama no topo do poço correspondente aos produtos de fissão, ativação dos componentes do núcleo, do oxigênio da água por neutrons rápidos e de impurezas na água de refrigeração e blindagem.
- ao fluxo de radiação beta e gama provenientes da manipulação de amostras ativadas no reator.

Quanto à primeira contribuição, em medidas realizadas com o reator operando a potências de até 170 Kw, verificou-se que as taxas de doses relativas a neutrons térmicos no topo do poço do reator são insignificantes, mostrando que as alterações introduzidas não vão provocar aumento considerável nos valores anteriormente encontrados.

Durante as experiências realizadas para a ampliação da potência do reator TRIGA finlandês FiR 1, quando foi operado a potências de até 318 Kw, verificou-se que as taxas de doses devidas a neutrons térmicos foram sempre inferiores a 1 mrem/h. /38/

O único local onde tem sido detetada a fuga de neutrons em reatores TRIGA em operação é no topo do tubo que envolve o mecanismo de transmissão de movimento à mesa giratória, onde, com o reator operando a 100 Kw foi observado um fluxo térmico de 15 neutrons/cm²-s, o que corresponde a uma taxa de dose de 0,05 mrem/h. /27/

Como o fluxo térmico no topo do poço do reator TRIGA é proporcional à potência /38/, dever-se-á ter cerca de 37,5 neutrons/cm²-s, correspondente a uma taxa de dose de 0,14 mrem/h com o reator operando à potência de 250 Kw. /49/

Com relação à segunda contribuição, foram feitas medidas das taxas de exposição acima do nível do piso com o reator operando a 100, 150 e 170 Kw, o que se encontra apresentado nas figuras 5.1., 5.2 e 5.3. Durante as medidas realizadas com o reator IPR-R1 operando à potência de 150 Kw, verificou-se que a taxa de exposição aumentou de 22% do valor inicial após oito horas de operação contínua.

Com base nos valores encontrados e com dados obtidos quando dos testes para elevação da potência do reator FiR 1/38-25/ foram estimadas as taxas de exposição no topo do poço do reator IPR-R1 operando a 250 Kw. A figura 5.4. apresenta os resultados destas estimativas, sendo que a taxa de exposição máxima ao nível da água, no topo do poço não deverá ser superior a 55 mR/hora, valor este atingido aproximadamente seis horas após o início da operação a 250 Kw e com o sistema de refrigeração em funcionamento. O não funcionamento do sistema de refrigeração acarreta num aumento de 80% para as taxas de exposição no topo do poço, devido ao efeito do nitrogênio-16./38/ Conforme mostra a figura 5.5. quando do desligamento do reator e conseqüentemente do sistema de refrigeração, os níveis no topo do poço após decaimento rápido voltam aos valores iniciais cerca de 30 segundos após, para então se reduzir definitivamente./38/ Como o sistema de refrigeração do IPR-R1 estará sempre em funcionamento quando o reator estiver em operação, os valores estimados estarão bastante próximos dos reais.

Ainda com referência nas experiências com o reator finlandês FiR 1, constatou-se que a colocação de mais elementos combustíveis e a troca por elementos revestidos a aço inoxidável não provocaram alterações na taxa de exposição no topo do poço em virtude do posicionamento vertical do elemento combustível no núcleo e da grande absorção própria de captura dos raios gama no

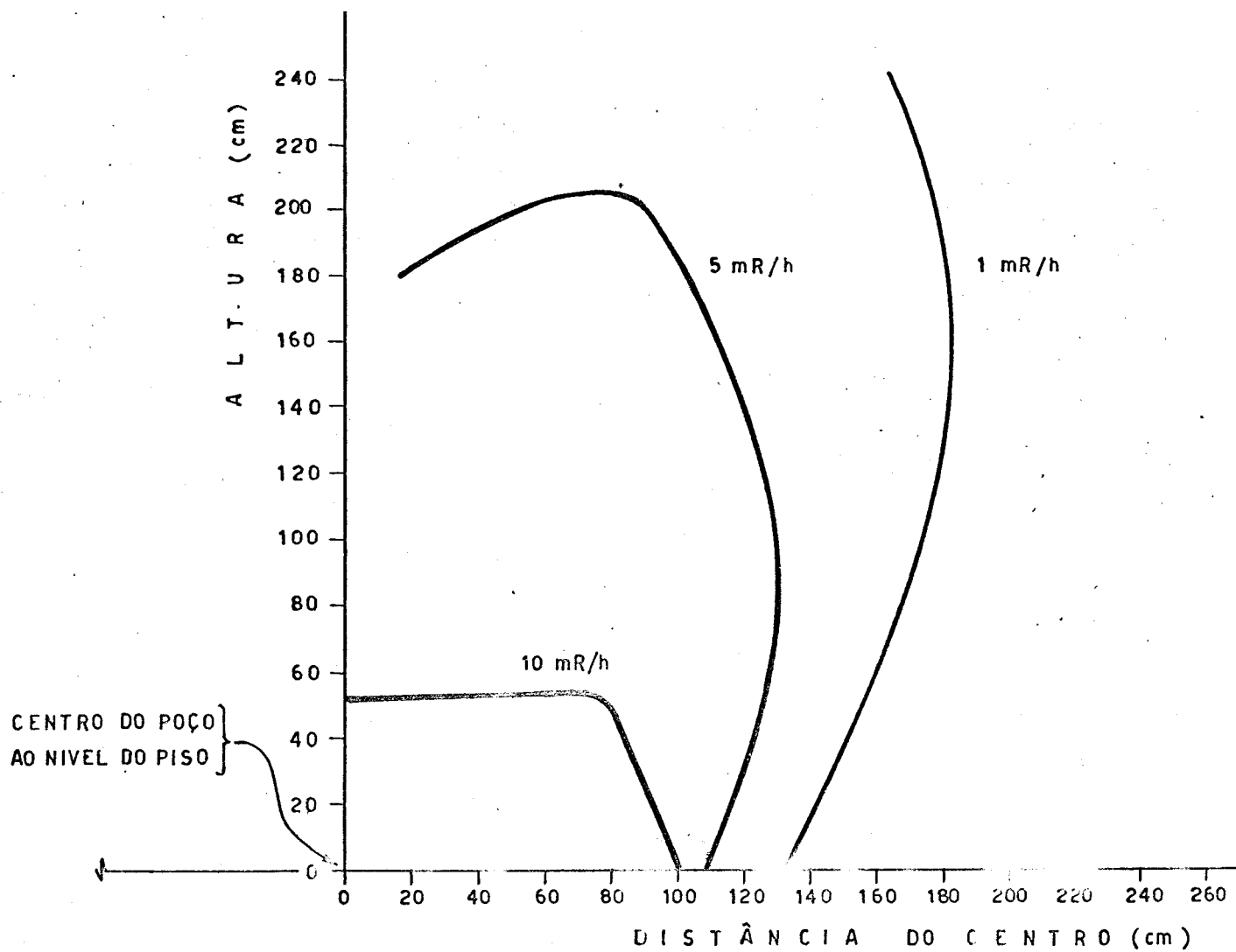


Fig. 5.1 — TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO TOPO DO POÇO COM O REATOR OPERANDO A 100 kw

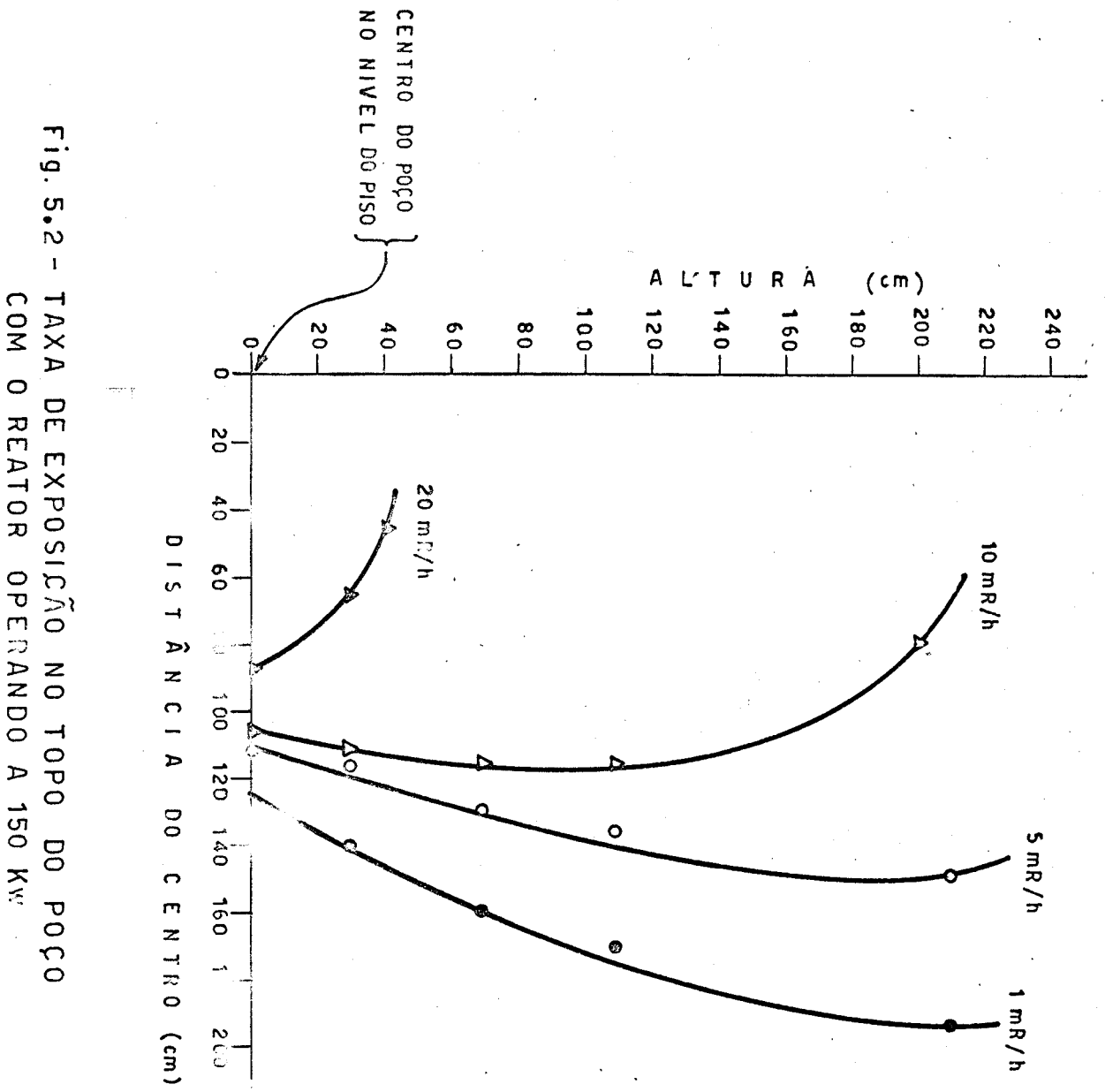


Fig. 5.2 - TAXA DE EXPOSIÇÃO NO TOPO DO POÇO
COM O REATOR OPERANDO A 150 KW

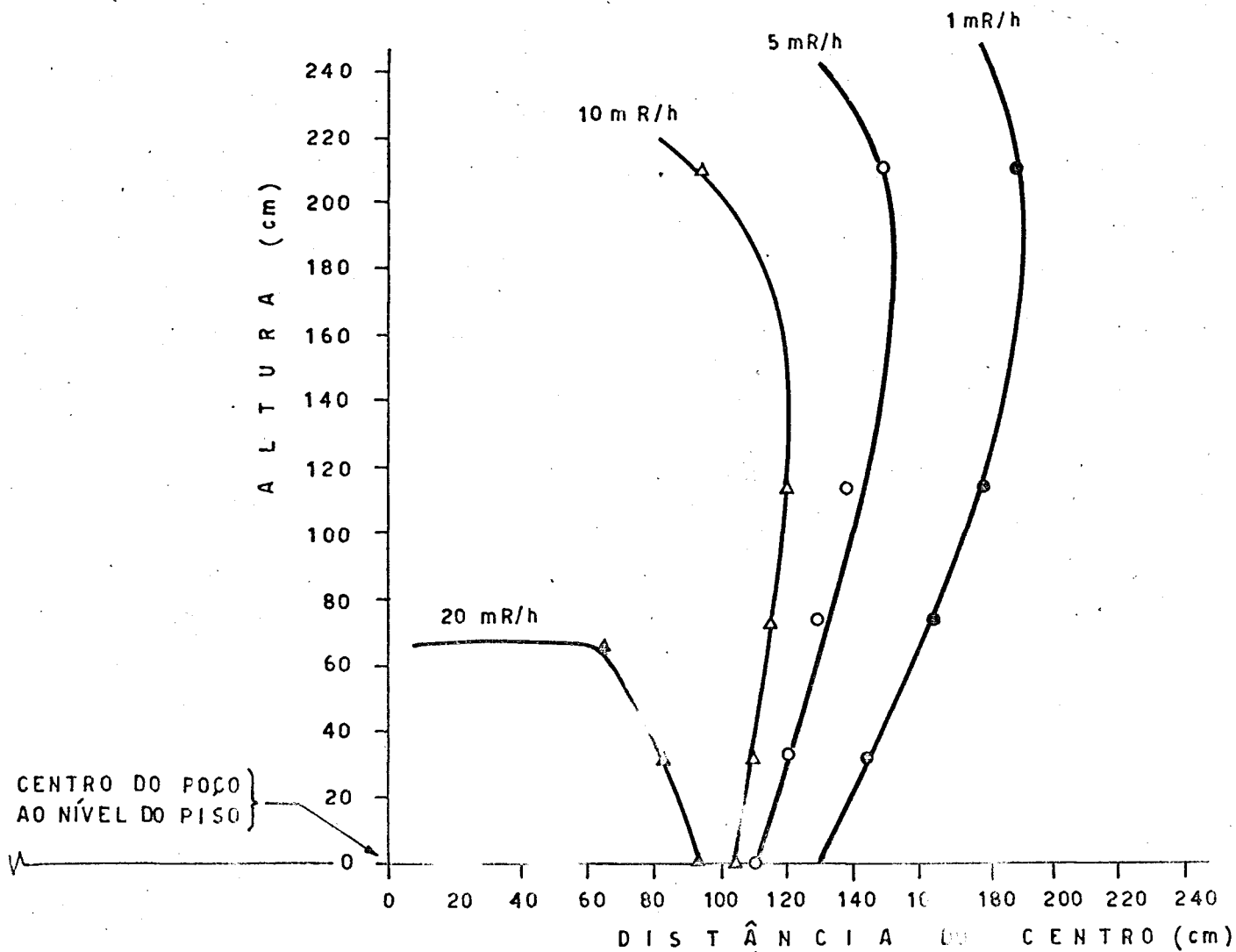


Fig. 5.3 - TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO TOPO DO POÇO
COM O REATOR OPERANDO A 170 Kw

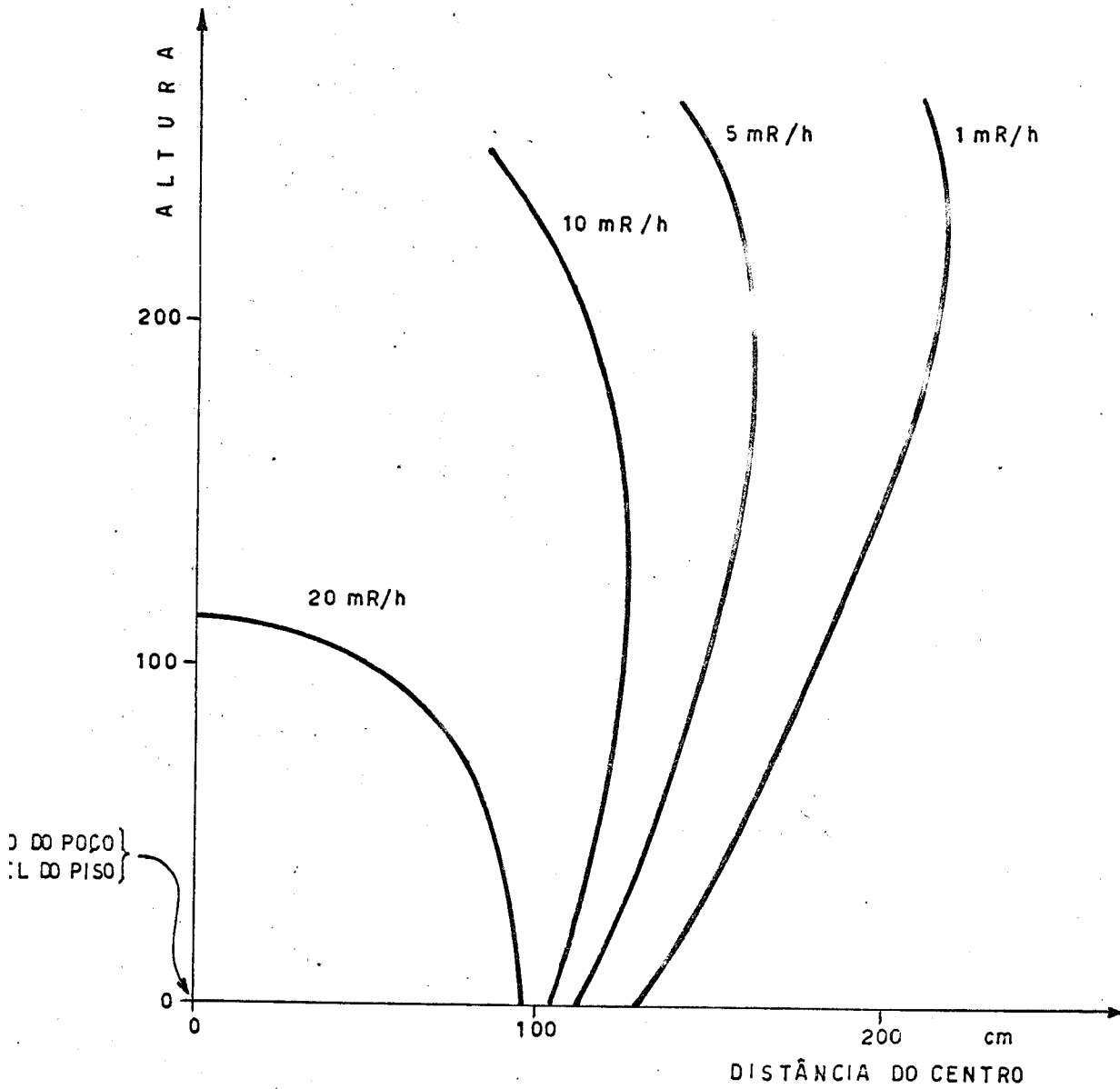


Fig. 5.4 - ESTIMATIVA DAS TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO TOPO DO POÇO DO REATOR OPERANDO A 250 kw

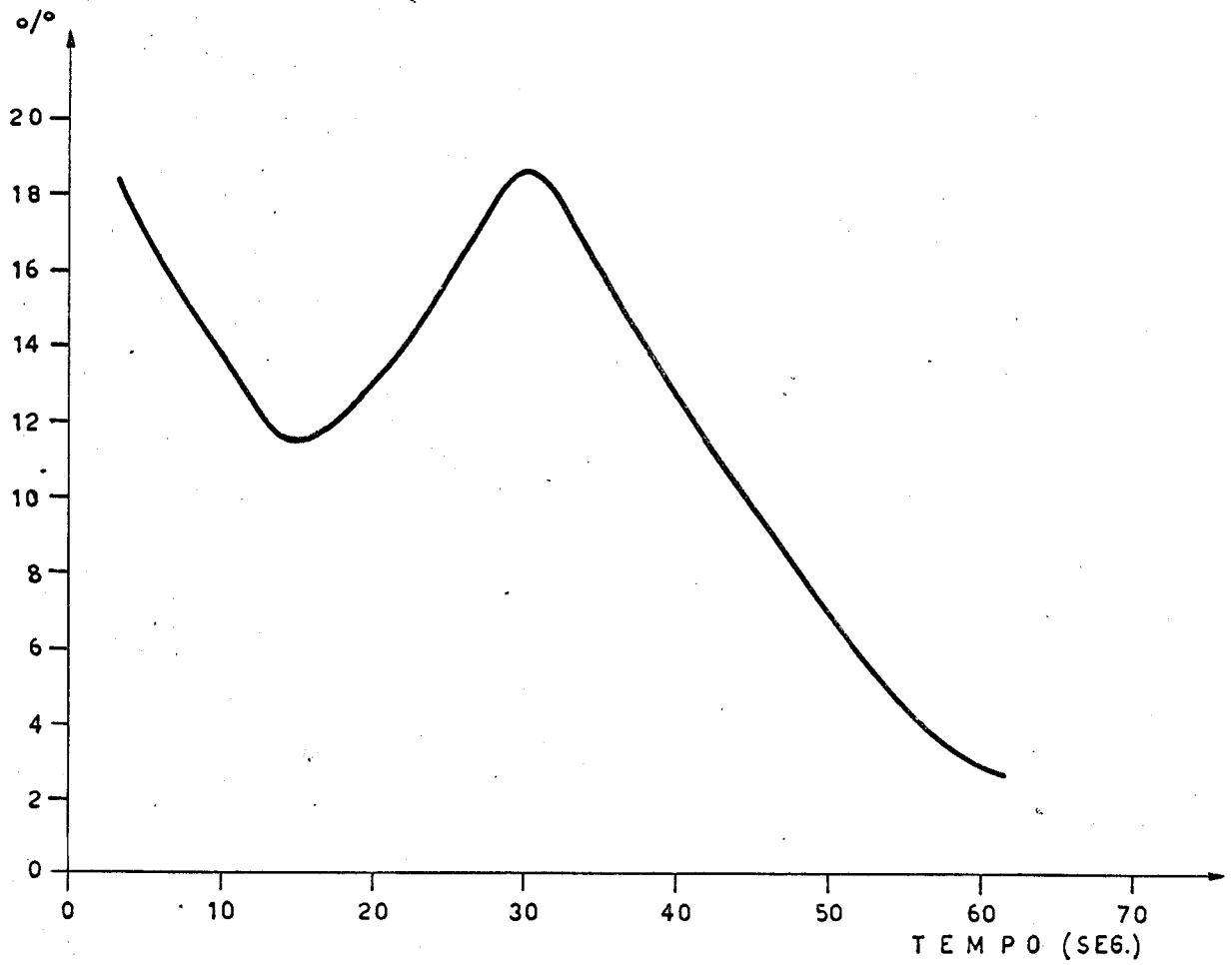


Fig. 5.5 - VARIACÃO DAS TAXAS DE EXPOSIÇÃO NO TOPO DO POÇO COM O DESLIGAMENTO /38/

ção. /38-25/ Esta experiência pode também ser extrapolada para o presente caso, onde a colocação de mais sete elementos não de verá ac arretar em aumento significativo nas taxas de exposição no topo do poço.

Além desta região, nas proximidades de alguns componentes do circuito de refrigeração primário do reator são encontradas taxas de exposição relativamente elevadas. Isto se deve ao facto de que é bastante significativa a ativação de impurezas no refrigerante. A tabela 5.1 mostra as taxas de exposição máximas encontradas em diversos pontos do sistema de refrigeração primário durante operação a 100 e 150 Kw, assim como valores estimados para operação a 250 Kw. Em todos os demais pontos do circuito as taxas de exposição são inferiores a 0,1 mR/h. Os valores apresentados são os máximos obtidos, no contacto com os equipamentos e após irradiação prolongada na potência em referência. Foi usado durante as medidas, um detetor equipado com um tubo Geiger 18503 operando nas faixas de 0 a 2 mR/h e 0 a 50 mR/h.

Como se pode observar, as taxas correspondem à posição de contacto e são um pouco superiores ao limite máximo estabelecido para ocupação contínua em 40 horas de trabalho por semana, em qualquer período de 12 meses. Isto acarreta na necessidade do estabelecimento de restrições rígidas para o acesso do pessoal de manutenção e operação, considerando que não há a necessidade de acesso à instalação e aos componentes durante operação em regime normal e que o espaço disponível para blindagens é bastante pequeno.

Finalmente, tem-se a contribuição relativa ao manuseio de amostras irradiadas. Segundo estimativas feitas, não será necessário se expor a um nível de radiação superior a 5 mR/h

TABELA 5.1.

TAXAS DE EXPOSIÇÃO EM COMPONENTES DO
SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO

COMPONENTES	TAXAS DE EXPOSIÇÃO (mR/h)		
	100 Kw	150 Kw	250 Kw*
Monitores de Entrada	1,5	3,0	7,0
Trocador de Calor	0,5	1,0	3,0
Monitores de Saída	0,7	1,4	4,0
Medidor de Vazão	0,2	0,3	0,9
Tubulação de Recalque	0,1	0,3	0,9
Tubulação de Sucção	0,3	1,0	3,5

* - estimados

para se ter acesso ao local de colocação e retirada de amostras. Como os valores estimados são conservativos e como o tempo de permanência no local para retirada e colocação de amostras é bastante curto, a maior contribuição será, certamente, das tarefas relativas à retirada e abertura dos frascos porta-amostras, quer seja na célula para abertura, quer seja em outro sistema especial estabelecido para manipulação de atividades mais elevadas.

Devido à grande diversidade de materiais ativados e de atividades por amostra, cada caso terá que ser avaliado em separado e tomadas as precauções devidas. Uma vez que, para se irradiar qualquer amostra é necessário a aprovação, por escrito, da Divi -

são de Segurança e Radioproteção, existe um controle mais rígido das amostras e conseqüentemente menor risco em exposições excessivas.

5.3. Contaminação radioativa do ar ambiente

Com a operação do reator em até 250 Kw há a liberação de quantidades significativas de materiais ativados no próprio reator. A maior contribuição é a proveniente da ativação do argônio-40 dissolvido na água e no ar. Além desta há também, mas não tão importante, a contribuição devida à ativação do nitrogênio-15 da água. /3-24-25-26-27-28-29-53-54/

A ativação do argônio-40 do ar decorre da presença de ar nos dispositivos de irradiação do reator e atinge o equilíbrio na concentração de $7,5 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ várias horas após operação na potência de 250 Kw e ao fluxo de $1,8 \times 10^{12}$ neutrons/ $\text{cm}^2\text{-s}$. /27/ Desta forma ter-se-á uma atividade de equilíbrio de 250 mCi na mesa giratória e de 12 mCi no sistema pneumático. /27-3/

Entretanto, como a meia vida radioativa do argônio-41 é relativamente curta (109 minutos) comparada com o tempo de transferência da mesa giratória para a sala do reator, esta contribuição é pequena conforme se tem comprovado através das experiências realizadas pela GE&ES e pela Universidade de Helsinkí. /25-27/ Já a liberação devida ao sistema pneumático é de aproximadamente $4 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ de argônio-41. /27/ Para se evitar esta liberação usa-se manter uma atmosfera de gás carbônico no sistema evitando-se a ativação do argônio.

Entretanto, com o reator operando a 100 Kw por várias horas, a GE&ES mediu, na sala do reator, a concentração de 2×10^{-8}

$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, mostrando que as fugas são insignificantes e não são detetadas durante a operação normal. /3/

Quanto à liberação de argônio-41 proveniente da ativação do argônio-40 dissolvido na água, acarreta numa concentração de $1,46 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ /27/ na sala do reator. Na prática estes valores são bastante reduzidos pela diluição do ar ambiente através do sistema de ventilação.

Medidas realizadas com o reator TRIGA Mark II da Finlândia /53/ resultaram na concentração máxima de $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ com o sistema de ventilação desligado e de $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ com o sistema operando normalmente.

As normas brasileiras propostas /49/ e as normas recomendadas pela Agência Internacional de Energia Atômica /55/ não fixam incorporações máximas permissíveis específicas para o argônio-41, recomendando que sejam os gases nobres considerados como fontes de radiação externa.

Entretanto, de acordo com o Handbook 69 do National Bureau of Standards dos Estados Unidos /56/ é usada a conceituação antiga que fixa a concentração máxima de $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ para o regime de trabalho de quarenta horas semanais e de $4 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ para ocupação contínua em 168 horas semanais e para o corpo inteiro.

Como o esquema atual de irradiações no IPR-R1 não é contínuo, estes valores não serão ultrapassados, e considerando como radiação externa a sua contribuição será desprezível.

Além do argônio-41 são produzidas quantidades significativas de nitrogênio-16 mas cuja liberação ao ambiente é bastante

reduzida pelo longo tempo de transferência (54 segundos) do núcleo até a superfície da água, acarretando num fator de redução de $6,4 \times 10^{-3}$. Esta demora na liberação se deve ao fluxo descendente na água do poço criado pelo sistema de refrigeração. /25-27-3/

Isto significa que será atingida no topo do poço a taxa de dose de 36 mrad/h e de 2×10^{-2} mrad/h no ar ambiente na sala do reator, correspondente à atividade de $3,2 \times 10^{-7}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$. /3/

5.4. Ativação da água do poço

Além do argônio-41 e do nitrogênio-16, várias outras fontes de radiação são encontradas na água do poço do reator. As principais são as originárias da ativação de impurezas contidas no sistema de refrigeração e no refrigerante em especial. /24-27-3/

As impurezas normalmente encontradas no sistema de refrigeração são os produtos da corrosão dos materiais de estrutura dos diversos componentes em contacto direto com o refrigerante. /24-27/

Estas impurezas são, entretanto, mantidas em concentrações muito baixas através da purificação do refrigerante no desmineralizador, mantendo a pureza da água a níveis adequados (condutividade abaixo de 2 micromhos/cm). Além disso, toda a água de reposição é destilada e desmineralizada antes de entrar no sistema e todas as precauções são tomadas visando a não colocação inadvertida de materiais estranhos ao sistema.

Foram realizadas análises da água do poço do reator IPR- R1 operando a potências de até 150 Kw e que estão apresentadas no

tabela 5.3. /52/

Observando os resultados obtidos e considerando que o sistema de purificação controla e retém parte do material ativado e ainda mais, que não há liberação intencional de líquidos, pode-se concluir que a contaminação da água do poço não causará danos com o reator operando à potência de 250 Kw.

5.5. Monitoração da radiação

5.5.1. Dosimetria individual

Todo o pessoal que venha a trabalhar nas proximidades do reator IPR-R1 terá controlada individualmente as doses de radiação recebidas durante o período de trabalho.

A determinação das doses de radiação recebidas é feita através de um filme dosimétrico do tipo CB-DMA-CEA, de fabricação da Kodac-Pathé e é processado no IPR. Permite a leitura de doses de radiação desde 20 mrem até 800 rem /57/ e é sensível à radiação gama, beta, X e neutrons térmicos. As leituras são feitas rotineiramente uma vez por mês ou a qualquer instante, se necessário.

Além deste dosímetro individual é utilizado rotineiramente, outro dosímetro portátil para leitura diária, do tipo caneta dosimétrica. Os dosímetros disponíveis empregam o princípio da termoluminescência com sensibilidade de 0 a 5 rem e 0 princípio da câmara de ionização com sensibilidade para 0 a 200 mrem, permitindo a determinação de doses devidas à radiação gama e neutrons térmicos. /58/

TABELA 5.3

ANÁLISE DA ÁGUA DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR IPR-R1
(SETEMBRO - OUTUBRO DE 1972) /52/

Condutividade	1,4 micromhos
pH	6,14 a 6,56
Contagem beta-gama total	1500 cpm/l
Total de sólidos	
100 °C	11,5 ppm
500 °C	6,5 ppm
800 °C	3,5 ppm
Elementos	
cobre	330 ppb
sódio	280 ppb
potássio	270 ppb
alumínio	15 ppb
ferro	2,8ppb
cromo	1,4ppb
iodo	não detetado ($2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/ml}$)
sílica	não efetuado

Em casos especiais serão utilizados outros dosímetros específicos para cada tipo de radiação de acordo com os equipamentos disponíveis na Divisão de Segurança e Radioproteção e amostradores individuais para medida da incorporação de material radioativo.

5.5.2. Monitoração fixa

Para evitar exposições desnecessárias e indesejáveis de pessoas, bem como para controlar o meio ambiente na sala do reator, será mantido um sistema de monitoração fixo e permanente, funcionando sempre que o reator estiver em operação.

O sistema existente no reator IPR-R1 terá que ser ampliado para satisfazer às exigências das normas internacionais básicas de proteção contra as radiações. Deverão ser acrescentados sistemas de registro e alarme para a medida da contaminação do ar ambiente e dos níveis de radiação na sala do reator.

Aos equipamentos existentes serão acrescentados :

- a. monitor registrador e de alarme consistindo num sistema de monitoração de área com alarme e registro das taxas de exposição nas imediações da mesa de controle.
- b. monitor de ar ambiente, consistindo em um sistema para medida com indicação visual e registro de atividade em partículas e gases no ar da sala do reator. O monitor deve ser instalado em local próximo do terminal de colocação e retirada de amostras irradiadas e ao nível do piso.
- c. monitor do sistema de ventilação, consistindo em um

sistema equipado com tubos Geiger para a medida e registro da liberação de material radioativo. Os tubos deverão ser instalados junto à tubulação de saída do sistema de ventilação.

- d. monitor de contaminação, consistindo em um sistema de medida da contaminação de mãos e pés a ser instalado na sala de recepção do reator.

5.5.3. Monitoração portátil

Na sala do reator deverão estar sempre em condições de uso e devidamente calibrados os seguintes monitores portáteis de radiação :

- a. monitor portátil para radiação gama com sensibilidade para 0 a 100 mR/h, equipado com tubos Geiger 18503.
- b. monitor portátil para as radiações alfa, beta e gama com sensibilidade para 0 a 100 mrad/h e equipado com tubo Geiger 18504 ou 18505.
- c. monitor portátil para neutrons usando cristal de NaI(Tl) e moderador de poliestireno, equipado com registrador, integrador de fluxo e indicador da taxa de dose, com sensibilidade de 0 a 1000 mrem/h em quatro escalas.

Além destes equipamentos continuamente presentes na sala do reator, vários outros estarão disponíveis na Divisão de Segurança e Radioproteção, podendo ser usados sempre que necessário.

5.6. Ativação do solo

Com o reator operando nas novas características será consideravelmente maior a ativação do solo ao seu redor.

Foi determinada a ativação do solo ao redor do reator IPR-R1 baseando-se no método de cálculo usado pela GE&ES /59/ que conduziu à fuga máxima permissível de $5,5 \times 10^{16}$ neutrons por ano. Com esta fuga são atingidos os limites máximos prescritos para enterramento definitivo pela Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos e estabelecidos na seção 304 do Código 10 CFR 20, /60/, para um solo de composição média.

Considerou-se para o cálculo de ativação do solo em torno do IPR-R1 que o mesmo estivesse operando a 250 Kw, em regime de trabalho de 8 horas diárias, cinco dias por semana, 52 semanas por ano e com um fator de utilização de 80 %. Estas condições de operação são bastante conservativas de acordo com o esquema de operação atual.

Foi, ainda, considerado nos cálculos a existência de um estaqueamento de concreto ao redor do poço composto de duas camadas com 30 e 20 cm, respectivamente, além do poço propriamente dito. /12/

Em virtude destas hipóteses, concluiu-se que a taxa de fuga seria de $3,3 \times 10^{16}$ neutrons por ano, o que corresponde a 60 % dos limites máximos estabelecidos pela USAEC através da seção 304 do 10 CFR 20.

Isto permite concluir que a blindagem existente atualmente no reator IPR-R1 é também suficiente para a ampliação de potência desejada. (250 Kw).

6. ORGANIZAÇÃO E PROCEDIMENTOS ADMINISTRATIVOS

6.1. Introdução

Como a ampliação da potência do reator vai acarretar em maiores responsabilidades na operação e manutenção do reator, bem como na manipulação de amostras de maior atividade, torna-se mais necessária uma melhor definição das responsabilidades e características da organização interna, especialmente levando-se em conta que a estrutura do Instituto de Pesquisas Radioativas sofrerá alterações com a sua transferência para a Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear.

De acordo com o Regimento Interno do Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMG-CNEN, /61/ cujo organograma simplificado para as áreas de interesse é apresentado na figura 6.1, compete à Divisão de Reatores :

.....
"operar e fazer a manutenção dos aparelhos de irradiação sob sua responsabilidade"
.....

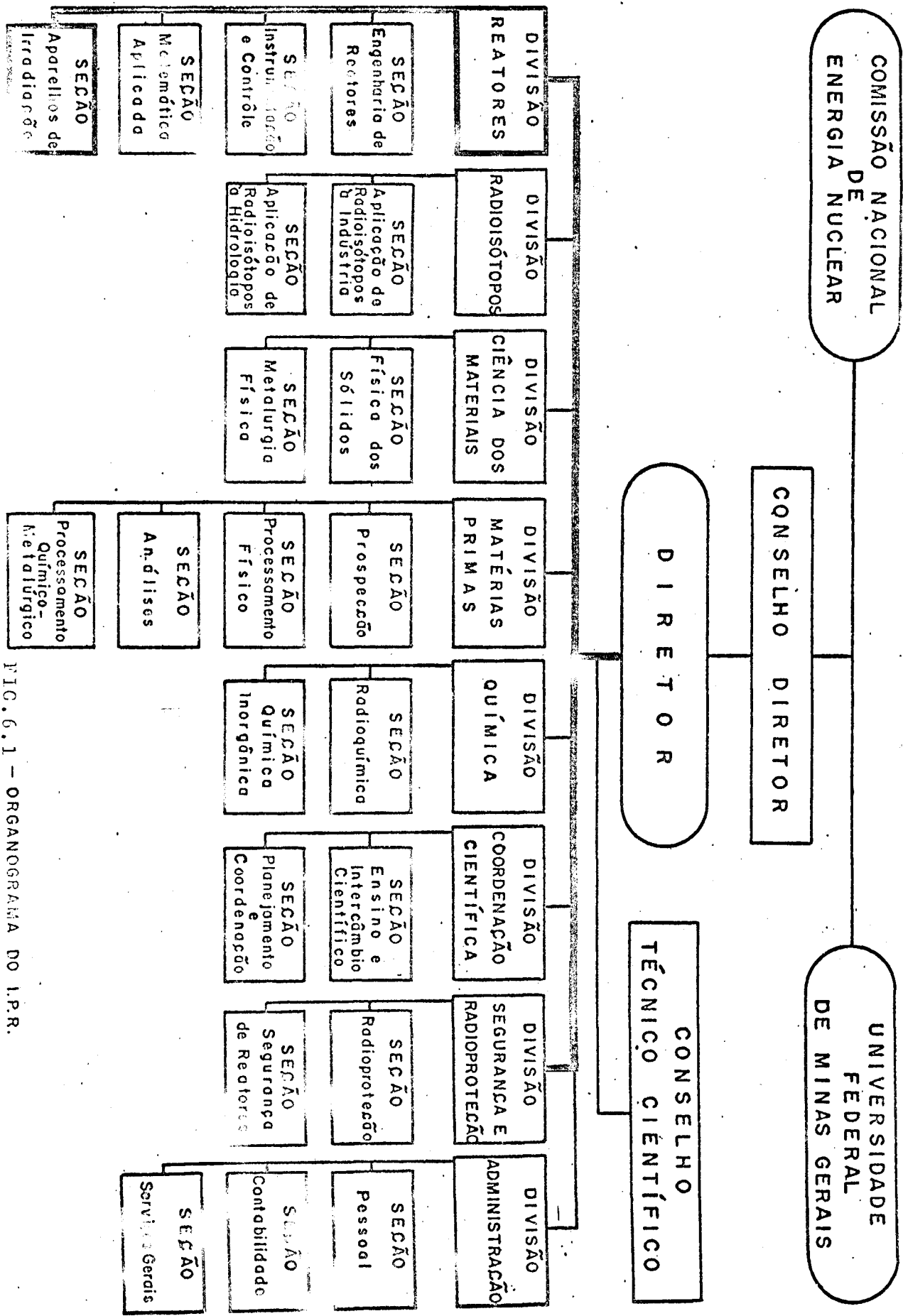


FIG. 6.1 - ORGANOGRAMA DO I.P.R.

e compete à Divisão de Segurança e Radioproteção :

- "1. Supervisionar os contactos com substâncias radioativas e tóxicas pelos funcionários do IPR.
2. Estabelecer e fazer cumprir as normas de segurança e radioproteção a serem observadas no IPR.
3. A preparação e divulgação de instruções sobre técnicas e métodos de proteção radiológica"

: :

Apresenta-se a seguir uma descrição dos procedimentos operacionais e administrativos, considerando a estrutura conforme a apresentada na figura 6.1 e de acordo com os regulamentos internacionais vigentes, adaptados à estrutura existente no IPR. /26-27-39-40-49-62-63-64/

6.2. Responsabilidades

DIRETOR

O Diretor do IPR é o responsável, em última instância, pela segurança do reator IPR-R1 de acordo com as normas e estatutos vigentes.

COMITÊ DE SEGURANÇA NUCLEAR

O Diretor do IPR indicará, sob aprovação do Conselho Diretor, um comitê para rever todos os programas experimentais e assegurar que tais programas serão realizados de uma maneira segura e competente, exercendo controle independente sobre operações e procedimentos novos ou ainda não tentados.

Recomenda-se que o comitê tenha no mínimo quatro membros e que seja formado preferencialmente por especialistas em Física de Reatores Teórica e Experimental, Radioproteção, Tecnologia e Operação de Reatores e Instrumentação e Controle.

Este comitê deve ser responsável pela :

1. Revisão e aprovação de todos os planos experimentais antes de sua execução.
2. Revisão e aprovação de todas as alterações em planos experimentais existentes e que envolvam quaisquer alterações nas características do reator.
3. Garantia de que todas as atividades e experiências devem estar de acordo com todas as licenças e normas governamentais aplicáveis, com relação à operação da instalação, da manipulação de materiais nucleares especiais e a posse e manipulação de materiais ativados.

DIVISÃO DE REATORES

O chefe da Divisão de Reatores, além de outras atividades, é o responsável perante o Diretor do IPR pela :

1. Operação e uso eficiente e seguro do reator IPR-R1, manifestando-se na seleção do pessoal responsável para administrá-lo.
2. Aprovação dos registros do pessoal de operação.
3. Estabelecimento e cumprimento de controles administrativos consistentes com as licenças e normas governamentais.

SEÇÃO DE APARELHOS DE IRRADIAÇÃO

A função exercida pelo Chefe da Seção de Aparelhos de Irradiação da Divisão de Reatores do IPR é a de administração do reator IPR-R1.

A ele cabe :

1. Promulgar e fazer cumprir as normas administrativas e procedimentos operacionais estabelecidos para assegurar a operação e a manutenção seguras das instalações.
2. Selecionar o pessoal de operação.
3. Fazer cumprir os programas de dosimetria pessoal e experimental.
4. Promulgar os procedimentos de emergência.
5. Rever e aprovar, por escrito, todas as alterações no carregamento do núcleo do reator, utilização não usual e quaisquer alterações no procedimentos para operação normal do reator.

SUPERVISOR DO REATOR

O Supervisor do Reator é responsável diretamente perante o Chefe da Seção de Aparelhos de Irradiação pela :

1. Programação das atividades da instalação e manutenção de registros adequados de todas as experiências e operações.
2. Cumprimento dos procedimentos operacionais e da garantia do

funcionamento de um modo competente e seguro da instalação, a qualquer tempo.

3. Manutenção dos sistemas de dosimetria de forma adequada, bem como outros equipamentos para monitoração da radiação necessários à instalação.
4. Manutenção adequada da instalação.
5. Cumprimento das normas administrativas e dos procedimentos operacionais na instalação.
6. Garantia de que todas as exigências e condições das normas e licenças governamentais aplicáveis estão sendo satisfeitas.
7. Execução dos procedimentos de emergência.

OPERADOR DO REATOR

O Operador do Reator é responsável por :

1. Operar correta e seguramente o reator, permanecendo em posição de acionar os controles a qualquer tempo em que o reator estiver operando.
2. Preencher todos os registros e seguir todos os procedimentos de verificação de funcionamento.
3. Informar ao Supervisor todos os incidentes, qualquer erro aparente ou real de operação, qualquer falha aparente ou real de equipamento ou instrumentação ou qualquer mal funcionamento.
4. Iniciar a execução dos procedimentos de emergência e comunicar

ao supervisor num eventual acidente nuclear ou qualquer condição não segura para a instalação.

RADIOPROTEÇÃO

No IPR os trabalhos relacionados à proteção contra as radiações são de responsabilidade da Divisão de Segurança e Radioproteção.

Sendo a DSR responsável pelos trabalhos de Radioproteção relacionados com o reator IPR-R1, são suas responsabilidades :

1. Rever e aprovar todas as solicitações de irradiação no reator, bem como os planos de trabalho a serem executados.
2. Inspeccionar diariamente todos os equipamentos de monitoração para verificação do seu funcionamento correto.
3. Efetuar a leitura dos dosímetros pessoais e manter registros das exposições recebidas pelo pessoal.
4. Recomendar medidas corretivas quando considerar que há possibilidade das radiações provocarem danos ao pessoal.
5. Supervisionar e manter registros da utilização de instalações de armazenamento de material radioativo, incluindo o inventário do material combustível.
6. Realizar inspeções regulares nas proximidades do reator para se assegurar que os níveis de radiação e de contaminação estão sendo mantidos dentro de limites considerados seguros.
7. Manter um certo número de instrumentos de monitoração calibrados para operação a qualquer instante.

8. Manter um serviço médico qualificado para controle da saúde do pessoal.
9. Manter o pessoal informado nas instruções técnicas e médicas relativas ao risco da radiação e às regras de segurança adequadas ao respectivo tipo de instalação e trabalho.
10. Estabelecer os limites de áreas controladas.

6.3. Acesso ao reator

O acesso à sala do reator IPR-R1 é feito através de uma sala de recepção adjacente que dá para o corredor de circulação do prédio principal do IPR.

Para se chegar à sala de recepção tem-se que passar pelo Serviço de Guarda e Portaria da Seção de Serviços Gerais do IPR.

O IPR funciona normalmente de segunda a sexta-feira, das 07:00 às 18:30 horas, mas com um serviço de guarda funcionando 24 horas por dia nos 7 dias da semana. Em casos especiais, com autorização escrita do Diretor, trabalha-se nos fins de semana.

Somente terão acesso desacompanhados à sala do reator as pessoas que o Diretor estabelecer, por escrito, com esta possibilidade. Será também estabelecido quais os funcionários que poderão se fazer acompanhar e de qual número máximo de acompanhantes, especialmente em caso de treinamento.

Durante operação normal do reator será restringido o acesso à sala do mesmo, aos técnicos necessários às operações, aos

diretamente envolvidos em experiências e aos encarregados do serviço de fiscalização e monitoração da radiação.

Os pedidos de irradiação e recebimentos de material irradiado serão feitos na sala de recepção.

Serão permitidas visitas em grupo à sala do reator de acordo com as Normas de Visitas estabelecidas pela Divisão de Segurança e Radioproteção e aprovadas pelo Diretor./65/

As instalações do IPR estão localizadas em áreas não cercadas com relação às outras unidades da UFMG na Cidade Universitária, em virtude das obras que estão em andamento. A área será cercada tão pronto seja possível.

É proibida a permanência na sala do reator sem portar dosímetros pessoais.

Toda área onde o nível de radiação for superior a 1,0 mR/h será isolada com avisos de perigo de exposição.

O Supervisor do Reator poderá restringir o acesso à sala do reator ou a certas partes dela em caráter temporário quando julgar que a segurança exigir.

A porta de acesso à sala do reator deverá permanecer trancada fora dos horários de trabalho. O Diretor fornecerá chaves para os funcionários que necessitarem fora do horário normal de trabalho, ficando o funcionário responsável pelo acesso de terceiros.

O controle do acesso à sala do reator é de responsabilidade do Supervisor do Reator.

6.4. Padrões para operação

A operação do reator TRIGA IPR-R1 está sujeita às seguintes limitações administrativas e de procedimentos :

1. O excesso total em reatividade à potência zero não deve exceder a 3,0 dólares.
2. A reatividade negativa total inserida nas barras de controle deve ser, pelo menos, duas vezes superior ao excesso total de reatividade à potência zero.
3. A potência não deve exceder a 250 Kw.
4. O sistema de refrigeração deve ser ligado antes de dar a partida no reator.
5. Pelo menos duas pessoas deverão estar presentes na sala do reator quando este estiver em operação, das quais uma será o Supervisor.
6. São poderão ser feitas irradiações com a autorização escrita da Divisão de Segurança e Radioproteção e em ficha própria contendo informações detalhadas.
7. Nenhuma experiência deverá ser realizada violando a licença de utilização aplicável da instalação e de suas emendas.
8. Nenhuma experiência deverá ser realizada antes que o procedimento proposto tenha sido revisto e aprovado pelo Comitê de Segurança Nuclear.
9. O pessoal relacionado com a realização da experiência deverá

ser alertado com antecedência sobre os procedimentos experimentais e suas responsabilidades durante o desenvolvimento da experiência.

10. O operador do reator deve preencher a lista de verificação de partida do reator diariamente, antes do começo das operações.
11. Durante operação contínua do reator as listas de verificação devem ser substituídas por uma lista de transferência de turno que serve para alertar o operador do turno seguinte sobre qualquer alteração na operação. Esta lista deve ser preenchida completamente para cada turno logo que comece o serviço.
12. O conteúdo das diversas listas de verificação do reator pode ser alterado a critério do Chefe da Seção de Aparelhos de Irradiação sob aprovação do Comitê de Segurança Nuclear.
13. Os livros de registro de ocorrências do reator e todas as listas de verificação devem ser considerados como registros oficiais e devem ser mantidos arquivados por, pelo menos, cinco anos.
14. Pelo menos duas pessoas devem estar presentes quando da manutenção mecânica do reator, das quais uma deve ser o operador do reator.
15. Trabalho de manutenção que requeira movimentação manual de barra de controle ou dos mecanismos de acionamento das mesmas só será permitido sob supervisão direta do operador e após se assegurar de que :

- a. as barras de desligamento do núcleo possuam , pelo menos duas vezes mais reatividade negativa que o excesso total disponível.
 - b. o reator permanecerá desligado quando a barra de controle mais reativa for retirada do nú - cleo. Quando de manutenção em uma barra de con trole deve-se cortar o fornecimento de energia para as outras barras a fim de se evitar reti rada acidental de barra.
16. A instrumentação de controle nuclear estará em operação e sob observação do operador do reator durante operações que envolvam alterações na reatividade do núcleo. Estas alte rações deverão ser feitas sob supervisão do Chefe da Seção de Aparelhos de Irradiação.
17. Nenhum material radioativo pode ser entregue a qualquer pessoa sem prévia autorização da Divisão de Segurança e Radioproteção. O Diretor do IPR indicará, por escrito, os técnicos que podem trabalhar com material radioativo sem supervisão.
18. Após qualquer alteração que possa afetar a reatividade do núcleo será medido o excesso total de reatividade do rea tor e registrado no Livro de Ocorrências.
19. Os elementos combustíveis serão examinados periodicamente para se assegurar a não existência de falhas presentes no reator.
20. O reator IPR-R1 deverá ser inspecionado anualmente para manutenção e verificação de todos os sistemas e componen tes.

6.5. Registro de operações

Todas as operações e eventos que possam afetar o reator IPR-R1 serão registrados no Livro de Ocorrências do Reator.

A responsabilidade de manter o livro rigorosamente em dia, de maneira completa e concisa, é do operador do reator.

As anotações devem incluir a hora de ocorrência, uma descrição sumária do fato e os nomes dos operadores do reator responsáveis pela anotação.

Devem ficar registrados todos os desligamentos, bem como a sua causa. Caso não se consiga determinar a causa do desligamento deve-se comunicar o fato ao Comitê de Segurança Nuclear.

Devem ser registradas todas as variações na configuração do reator como carregamento de combustível, reatividade negativa das barras de controle, níveis de potência, inserção de aparelhos experimentais e produção de radioisótopos incluindo o número de série dos pedidos de irradiação.

Devem ser também registrados no Livro de Ocorrências do reator as quantidades de material radioativo liberado ou descarregado no ar ou na água sob controle efetivo do IPR, de acordo com as medidas feitas nos pontos de liberação ou descarregamento.

6.6. Manuseio de material radioativo

Todos os elementos combustíveis devem ser armazenados numa geometria tal que, sob qualquer condição de moderação, o fa

tor de multiplicação efetivo (k_{ef}) seja sempre inferior a 0,8.
/26/

Os elementos combustíveis devem ser armazenados em prateleiras próprias para esse fim, dentro do poço do reator, ou então nos 12 poços existentes no piso da sala do reator. De acordo com as referências /13-63/ podem ser colocados 12 elementos em cada poço.

Os elementos combustíveis novos devem ser armazenados no cofre do reator, desde que não seja alcançada a concentração de $1,8 \times 10^{-2}$ g/cm³ de urânio-235. Isto significa que a distância entre eixos não deve ser inferior a 9,0 cm.

As amostras irradiadas no reator IPR-R1 serão abertas manualmente ou através da célula para abertura de frascos irradiados, de acordo com os resultados da medida da taxa de exposição ao contacto com a amostra imediatamente após a retirada.

6.7. Normas a serem obedecidas

As normas de segurança que serão aplicadas no IER serão as estabelecidas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear do Brasil e, quando não existirem, serão aplicadas as recomendações internacionais da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) /66/ e da Agência Internacional de energia ATômica (IAEA). /67/

As normas da CNEN em vigor ou propostas são :

1. Normas básicas de segurança para proteção contra as radia -

ções (propostas) /49/

2. Normas de licenciamento, registro e notificação para uso de radionúclídeos (propostas pela Divisão de Segurança e Radioproteção do Instituto de Pesquisas Radioativas. /68/
3. Normas de Licenciamento de Centrais Nucleares - 1972. (aprovadas em 22.05.72 e somente aplicáveis a reatores de potência) /69/
4. Normas de Localização de Centrais Nucleares (aprovadas em 1969 e aplicáveis a reatores de potência) /70/

Além destas estão em vigor as normas internas estabelecidas pela Divisão de Segurança e Radioproteção e aprovadas pelo Diretor do IPR e que até a presente data constam de :

1. Normas provisórias sobre visitas ao IPR. /65/
2. Técnicos do IPR autorizados a solicitar irradiação de amostras /71/
3. Normas provisórias para solicitação de serviços de irradiação de amostras e de fornecimento de radioisótopos. /72/
4. Regulamento interno relativo a proteção contra as radiações. /73/
5. Normas provisórias sobre a utilização dos filmes dosimétricos pelos funcionários do IPR. /74/

6.8. Procedimentos de emergência

No caso eventual de uma situação de emergência no reator IPR-R1 devem ser notificados prontamente :

1. Chefe da Seção de Serviços Gerais
2. Chefe da Seção de Aparelhos de Irradiação
3. Chefe da Divisão de Segurança e Radioproteção

As considerações que se seguem descrevem as ações a serem executadas no caso de um incêndio ou liberação de material radioativo até que seja possível tomar o comando das atividades.

6.8.1. Incêndio fora do edifício do reator

Se o reator estiver em operação quando o incêndio for descoberto, caberá ao Supervisor do Reator ou a quem o estiver substituindo tomar a responsabilidade do desligamento ou não do reator, tendo em vista as condições inerentes a cada caso.

De qualquer maneira a equipe encarregada da operação do reator deve procurar manter o fogo fora do edifício até a chegada do Corpo de Bombeiros.

6.8.2. Incêndio dentro do edifício do reator

Tão prontamente seja descoberto o fogo, o reator deve ser desligado, assim como o sistema de ventilação e todos os disjuntores elétricos não essenciais.

Deve ser tomado cuidado especial no combate ao fogo

nos equipamentos elétricos. Devem ser usados extintores a gás carbônico.

Se um carregamento de elemento combustível estiver em andamento e com material nuclear não colocado dentro do reator, ele deverá ser removido ou para o cofre de armazenamento ou para área fora do edifício e em segurança. Cuidado especial deve ser tomado com a prevenção da criticalidade no armazenamento.

6.8.3. Liberação de material radioativo

Caso haja a liberação acima dos níveis normais de material radioativo na sala do reator o operador de turno deverá desligá-lo imediatamente, assim como o sistema de ventilação.

A seguir deverá ser feito o levantamento dos níveis nas proximidades e, se o nível de radiação for superior a 5 R/h, o supervisor deverá efetuar as notificações a pessoas e acionar os alarmes sem procurar investigar as causas e veracidade da emergência.

Se, entretanto, o nível de radiação na sala do reator for menor do que 5 R/h o supervisor deverá:

1. Investigar os níveis de radiação dentro da área do reator e evacuar todo o pessoal não estritamente essencial.
2. Comunicar imediatamente o fato à Divisão de Segurança e Radioproteção.
3. Fazer as devidas notificações caso seja confirmado que houve a liberação de material radioativo.
4. Elaborar, a posteriori, um relatório ao Diretor sobre a ocorrência.

rência, do qual deve constar :

- a. resumo da ocorrência
- b. relação das pessoas expostas e a sua extensão
- c. estimar a magnitude e tipo de radioatividade liberada ao ar ambiente e à água do poço.
- d. situação atual da instalação.
- e. ação recomendada ou necessária para apresentar uma recorrência da atividade liberada.

6.9. Solicitações de irradiações no reator

Os pedidos de irradiação no reator IPR-R1 são feitos atualmente através do preenchimento de uma ficha cujo modelo é apresentado na figura 6.2 . Uma vez aprovado pela Divisão de Segurança e Radioproteção é encaminhado à Seção de Aparelhos de Irradiação para execução, ficando a parte inferior em poder da primeira para controle dos radioisótopos produzidos.

Sugere-se a alteração do sistema com o acréscimo de mais uma autorização, conforme se apresenta nas páginas 139/40/41 para avaliação de cada experiência nova que se pretenda realizar.

Desta forma, para que se possa preencher o pedido de irradiação (figura 6.2), ter-se-á que, anteriormente ter submetido à Divisão de Segurança e Radioproteção e ter sido autorizada a sua execução, sempre que tratar-se de uma experiência nova, ainda não tentada.

Estas autorizações de execução de experiências seriam pro-

tocoladas na Divisão de Segurança e Radioproteção e teria o seu número mencionado na ficha de pedido de irradiações.

Quando se tratasse da repetição de uma experiência já autorizada bastaria a menção do número do protocolo na ficha de pedido de irradiação.

INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS
 UFMG CNEN
PEDIDO DE IRRADIAÇÃO

PARA USO DO SOLICITANTE

Natureza do alvo..... Isótopo desejado.....
 Massa (substância..... Meia vida.....
 elemento..... Atividade.....
 Estado físico.....
 Uso do radioisótopo.....
 Observações:.....
 Data.....
 Solicitante.....

PARA USO DA DIVISÃO DE SEGURANÇA E RADIOPROTEÇÃO

Radiotoxidez.....
 Entrega autorizada?..... Autorização Nº.....
 Observações:.....
 Visto:.....
 Recebido por:.....
 Amostra..... Quantidade.....
 Atividade:.....
 Data de Irradiação:.....
 Data de devolução:.....

PARA USO DO PESSOAL DO REATOR

Frasco..... Potência.....
 Recipiente..... Tempo.....
 Fechamento..... Atividade calculada.....
 Local de irradiação..... Outras atividades:.....
 Observações:.....

PARA USO DO SUPERVISOR DO REATOR

Colocação da amostra..... Data..... Hora.....
 Retirada..... Data..... Hora.....
 Observações:.....
 Visto:.....
 Em...../...../19.....
 Observações:.....

FIGURA 6.2 - Ficha de pedido de irradiação

1. TÍTULO DA EXPERIÊNCIA _____

2. NÚMERO _____ 3. RESPONSÁVEL _____

PROTOCOLO DSR Nº	___/___	
AUTORIZAÇÃO DO RESPONSÁVEL Nº	_____	
RECEBIDO POR	_____	EM ___/___/___
CONFERIDO POR	_____	EM ___/___/___
APROVADO POR	_____	EM ___/___/___
CONDIÇÕES	_____	

4. PARTICIPANTES _____

5. PROPOSITO DA EXPERIÊNCIA _____

6. DURAÇÃO _____

7. DETALHAMENTO DA EXPERIÊNCIA _____

8. LOCAIS DE TRABALHO PREVISTOS _____

9. CONDIÇÕES DE TRANSPORTE _____

10. FLUXO DE NEUTRONS DESEJADO _____ n/cm²-s

11. TEMPO DE IRRADIAÇÃO PREVISTO _____

12. DISPOSITIVO DE IRRADIAÇÃO _____

13. RADIOISÓTOPOS QUE TERÃO SIDO PRODUZIDOS AO FINAL DA IRRADIAÇÃO

a) ISOTÓPO DE INTERESSE _____ .ATIVIDADE _____ Ci

b) COMPOSIÇÃO QUÍMICA DO MATERIAL A SER IRRADIADO _____

c) IMPUREZAS _____

d) MASSA _____ VOLUME _____ ESTADO FÍSICO _____

e) OUTROS ISÓTOPOS ATIVADOS _____ ATIVIDADE _____

14. TEMPOS DE DECAIMENTO

a) DENTRO DO REATOR _____

b) APÓS RETIRADA EM BLINDAGEM ESPECIAL _____

c) TEMPO TOTAL _____

15. ATIVIDADE DOS DIVERSOS ISÓTOPOS FORMADOS QUANDO DO INÍCIO DO TRABALHO

ISÓTOPOS	ATIVIDADE
_____	_____
_____	_____
_____	_____

ISÓTOPOS

ATIVIDADE

16. DESCRIÇÃO DE BLINDAGENS A SEREM USADAS _____

17. TAXAS DE EXPOSIÇÃO ESPERADAS

- a) NO CONTACTO, SEM BLINDAGEM _____ mR/h
- b) A UM METRO, SEM BLINDAGEM _____ mR/h
- c) NA SUPERFÍCIE DA BLINDAGEM _____ mR/h
- d) A UM METRO DA BLINDAGEM _____ mR/h

18. QUANTIDADE ESPERADA, TIPO E DESTINAÇÃO AOS RESÍDUOS RADIOA
TIVOS _____

19. EXPERIÊNCIA PREVISTA PARA ____ / ____ / ____ a ____ / ____ / ____

20. SOLICITAÇÃO APRESENTADA EM ____ / ____ / ____

21. ASSINATURA DO RESPONSÁVEL _____

7. CONCLUSÃO

Em vista da grande quantidade de informações sobre reatores TRIGA já modificados para operarem a potências superiores às que foram projetados, pode-se concluir que, sob os aspectos de segurança nuclear abordados, o projeto de ampliação da potência do IPR-R1, conforme está equacionado, é exequível, garantindo-se que o reator funcionará seguramente.

Quanto aos aspectos de proteção radiológica relativos à desmontagem e montagem do reator, conforme foi mostrado, não deverão ser atingidos os limites máximos permissíveis de doses e incorporações de material radioativo, apesar dos riscos envolvidos.

8. APÊNDICES

APÊNDICE A

CÁLCULO DA ATIVIDADE RESIDUAL EM COMPONENTES

É difícil calcular com exatidão a atividade residual em componentes do núcleo tendo em vista que o esquema de operação do reator é completamente aleatório tanto em tempo como em potência de operação.

Conforme se vê na figura A.1, as potências médias de operação têm aumentado desde a inauguração do reator em 1960, sendo que a potência média total durante os 11 anos de operação pode ser considerada como de 60 Kw.

Como o reator deverá ter gerado cerca de 400 000 Kwh até o final do mês de maio do próximo ano, pode-se considerar, para efeito de cálculo, como se o mesmo tivesse operado cerca de 1,5 horas por dia, todos os dias, à potência de 60 Kw.

Desta forma, de acordo com a referência /2/, a atividade total após "n" ciclos de irradiação é :

$$A_n = A_s (1 - e^{-\lambda t_i}) \frac{1 - e^{-n\lambda t_d}}{1 - e^{-\lambda t_d}}$$

onde :

A_n - atividade após "n" ciclos, Ci

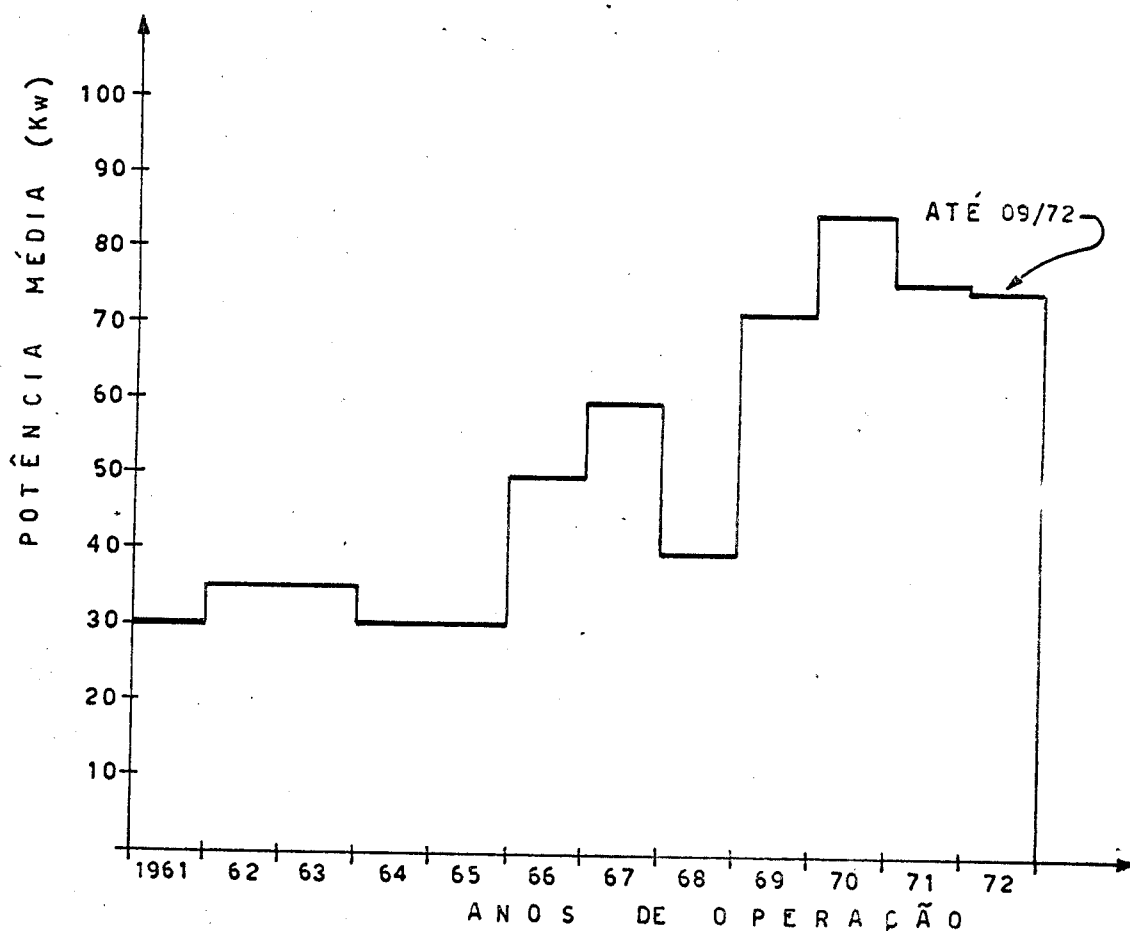


Fig. A.1 - EVOLUÇÃO DAS POTÊNCIAS MÉDIAS DE OPERAÇÃO DO REATOR IPR - R1

- A_s - atividade de saturação à potência média, Ci
 λ - constante de desintegração, h^{-1}
 n - número de ciclos (dias) até 30.05.73 = 4585
 t_d - período do ciclo, 24 h
 t_i - tempo de irradiação, 15 h

Como haverá uma espera de 10 dias, a atividade residual após este período será de :

$$A_f = A_n e^{-\lambda t}$$

onde A_f é a atividade em Ci 10 dias após o desligamento e t é o tempo de espera em horas (240 horas).

A grande maioria dos componentes do reator é constituída pela liga de alumínio 6061-T6, que possui a composição apresentada na tabela A.1. /75/

TABELA A.1

COMPOSIÇÃO DA LIGA 6061-T6 /75/

ELEMENTO		PORCENTAGENS
Silício	0,15	0,40 a 0,80
Ferro	0,25	0,15 a 0,40
Cobre	3,25	0,15 a 0,40
Manganês	13,2	0,15
Magnésio	0,07	0,80 a 1,20
Cromo	0,1	0,15 a 0,35
Zinco	1,1	0,25
Titânio	0,12	0,15
Alumínio	68,5	68,5 a 78,0

Além da liga de alumínio existem algumas peças de componentes como a corrente e as esferas de rolamento da mesa giratória que são de aço inoxidável. Como não se conseguiu identificar exatamente o tipo existente, considerou-se nos cálculos uma concentração média existente nas ligas 304, 304 L, 316, 316 L e 303, conforme se apresenta na tabela A.2. /75/

TABELA A.2

COMPOSIÇÃO MÉDIA DO AÇO INOXIDÁVEL /75/

ELEMENTO	PORCENTAGEM
Manganês	2,00
Silício	1,00
Cromo	18,00
Níquel	9,00
Molibidênio	3,00
Ferro	67,00
Cobalto *	0,10

* - porcentagem máxima como impureza /76/

Analisando os elementos existentes nos diversos componentes concluiu-se que os isótopos significativos são os apresentados na tabela A.3.

Efetuada-se os cálculos de acordo com as equações apresentadas e os dados constantes da tabela A.4 e da figura A.2, concluiu-se que somente oferecerão contribuição significativa (a-

TABELA A.3

ISÓTOPOS DE INTERESSE FORMADOS NOS COMPONENTES DO IPR-R1

RADIONUCLÍDEO	MEIA VIDA
Alumínio-28	2,3 minutos
Silício-31	2,6 horas
Cromo-51	27 dias
Titânio-51	5,8 minutos
Manganês-56	2,6 horas
Ferro-59	45 dias
Cobalto-60	5,2 anos
Cobre-64	12,8 horas
Cobre-66	5,1 minutos
Níquel-65	2,6 horas
Zinco-65	245 dias
Zinco-71	3,9 horas
	2,5 minutos
Molibidênio-99	66,7 horas

TABELA A.4

FLUXO E MASSA DOS COMPONENTES DO REATOR

COMPONENTE	MASSA (kg)		FLUXO neutrons/cm ² .s/watt
	6061-T6	AÇO INOXIDÁVEL	
plataforma do refletor	1,9x10	-	1,5x10 ⁶
grade superior	4,5	-	10 ⁷
grade inferior	6,0	-	6 x10 ⁶
refletor	1,2x10 ²	2,3x10 ⁻¹	7,5x10 ⁶
mesa giratória	1,3x10 ²	1,5	7,5x10 ⁶
pinos do fundo	-	2,3x10 ⁻¹	10 ⁵
eixos de comando da M.G.	-	1,6x10 ⁻¹	1,5x10 ⁶
T O T A L	2,8x10 ²	2,1	-

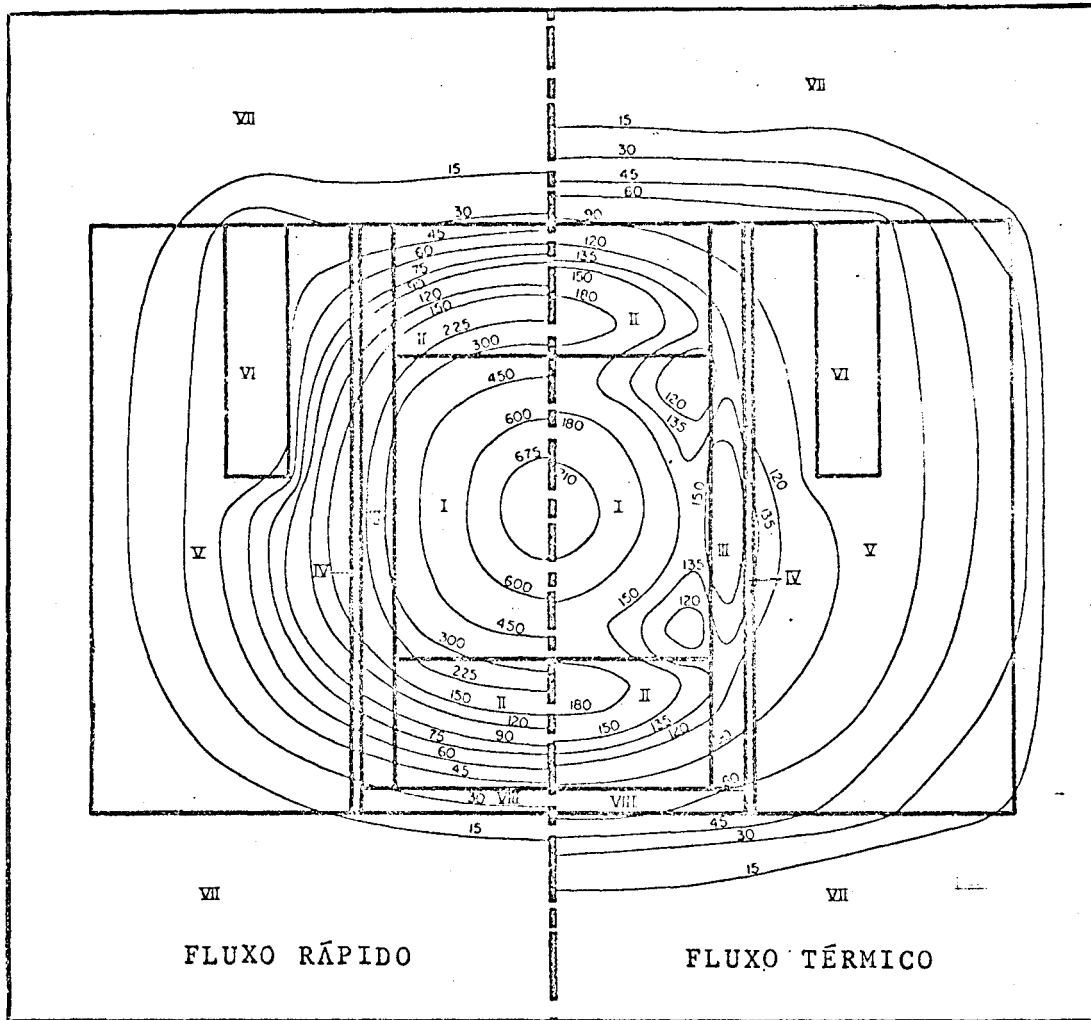


FIGURA A.2 - Fluxos térmico e rápido no núcleo TRIGA
(1 unidade = 10^5 neutrons/cm² - s/watt)/18/

tividades superiores a 1 mCi) o cromo-51, zinco-65, cobalto-60, ferro-59 e molibidênio-99. Todos os demais, em virtude das mas sas, meias vidas e fluxos de neutrons envolvidos, vão fornecer uma influência insignificante comparada com os radionuclídeos mencionados acima.

Apresenta-se m tabela A.5 os resultados dos cálculos efetuados considerando as contribuições devidas a cada isótopo e cada componente estrutural em separado.

TABELA A.5

ATIVIDADE DOS COMPONENTES POR RADIONUCLÍDEO (mci)

RADIONUCLÍDEO	PLATAFORMA	GRADE SUPERIOR	GRADE INFERIOR	REFLETOR	MESA GIRATÓRIA	PINOS DO FUNDO	EIXOS DA M. C.	TOTAIS (mci)
Cromo-51	4,5x10	7,2x10	5,6x10	1,6x10 ³	2,4x10 ³	1,9	3,9x10	4,2x10 ³
Zinco-65	1,3x10	2,0x10	1,6x10	4,0x10 ²	4,4x10 ²	-	-	8,9x10 ²
Cobalto-60	-	-	-	4,4x10	2,9x10 ²	0,6	1,3x10	3,5x10 ²
Ferro-59	2,8x10 ⁻³	3,5x10 ⁻¹	3,5x10 ⁻¹	1,2x10	2,8x10	3,8x10 ⁻²	0,4x10 ⁻¹	4,1x10
Molibidênio-99	-	-	-	2,4x10 ⁻¹	1,6	3,3x10 ⁻³	0,3x10 ⁻¹	1,9
T O T A L	5,8x10	9,6x10	7,2x10	2,1x10 ³	3,2x10 ³	2,5	4,3x10	4,3x10

APENDICE B

CÁLCULO DAS TAXAS DE EXPOSIÇÃO DEVIDAS
AOS COMPONENTES

Uma fonte volumétrica de forma cilíndrica, de raio "R" e blindada por uma espessura "T" pode ser considerada, com razoável precisão, como uma fonte linear equivalente, localizada à distância "D" correspondente à auto-absorção, conforme mostra a figura C.1. /44/

Deste modo, sendo ϕ_p o fluxo gama no ponto "P" equidistante das bases do cilindro conforme se vê na figura B.1. é :

$$\phi_p = \frac{S_v R^2}{2(Z + D)} F(0, \mu T + \mu_v D)$$

onde :

- S_v - intensidade da fonte, MeV/cm².s
- R - raio do cilindro, cm
- D - distância de auto-absorção, cm
- Z - distância do ponto à face externa do cilindro, cm.
- μ - coeficiente de atenuação linear da blindagem, cm⁻¹
- μ_v - coeficiente de atenuação linear do material da fonte, cm⁻¹
- T - espessura de blindagem, cm

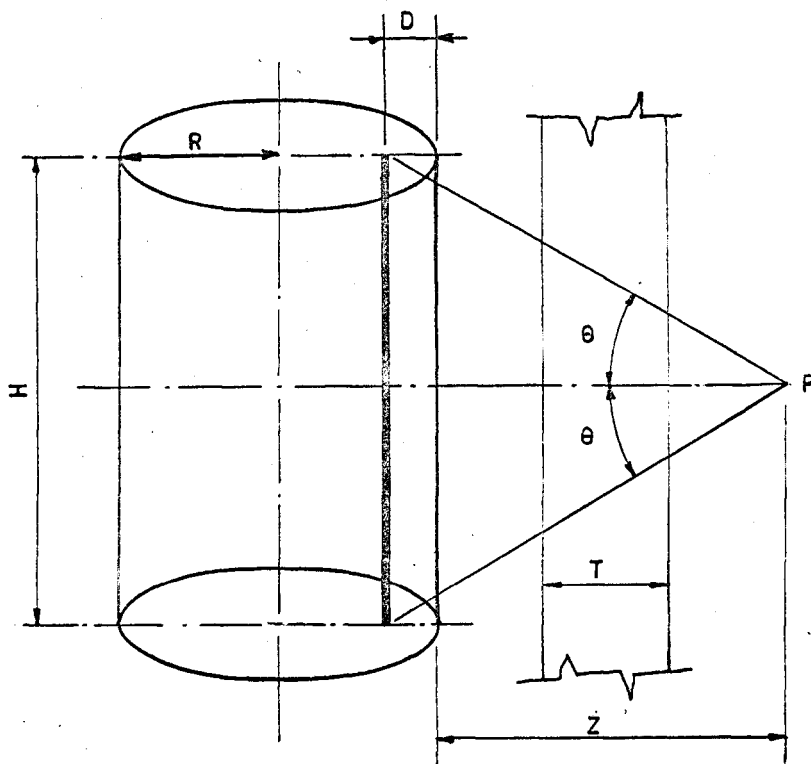


Fig. B.1 - ESQUEMA REPRESENTATIVO
DOS PARÂMETROS /44/

$$F(\theta, \mu T + \mu_v D) = \int_0^\theta e^{-(\mu T + \mu_v D) \sec \theta} d\theta$$

/77-78/

Uma vez calculados os fluxos nos pontos de interesse foram determinadas as taxas de exposição equivalentes através da figura B.2. /44/

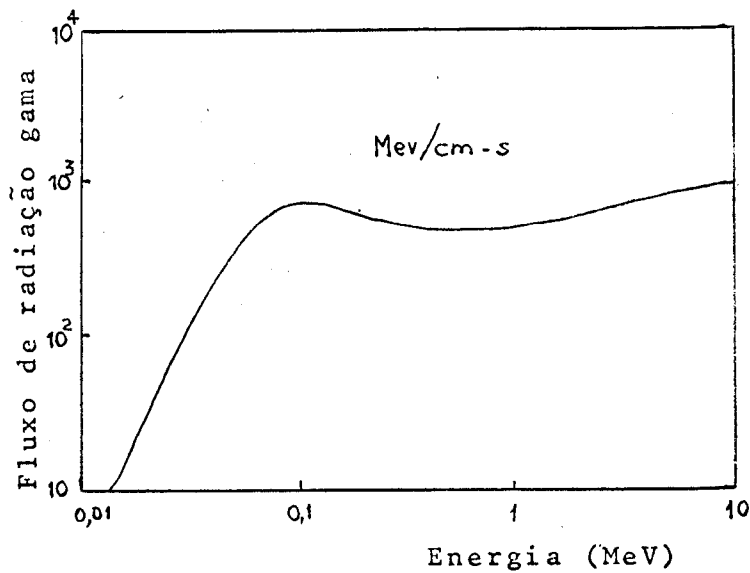


Figura B.2 - FLUXO DE ENERGIA EQUIVALENTE A 1 mR/h /44/

Como os componentes serão retirados em três etapas, considerou-se para efeito de cálculo as seguintes fontes:

- I - mesa giratória;
- II - refletor, estrutura de sustentação e grades;
- III - plataforma do refletor.

Sendo a geometria do conjunto de componentes razoavelmente complexa conforme mostram as figuras B.3. e B.4., estas fontes forma consideradas, para efeito de cálculo, como cilíndricas e uniformemente distribuídas de acordo com as atividades calculadas no apêndice anterior.

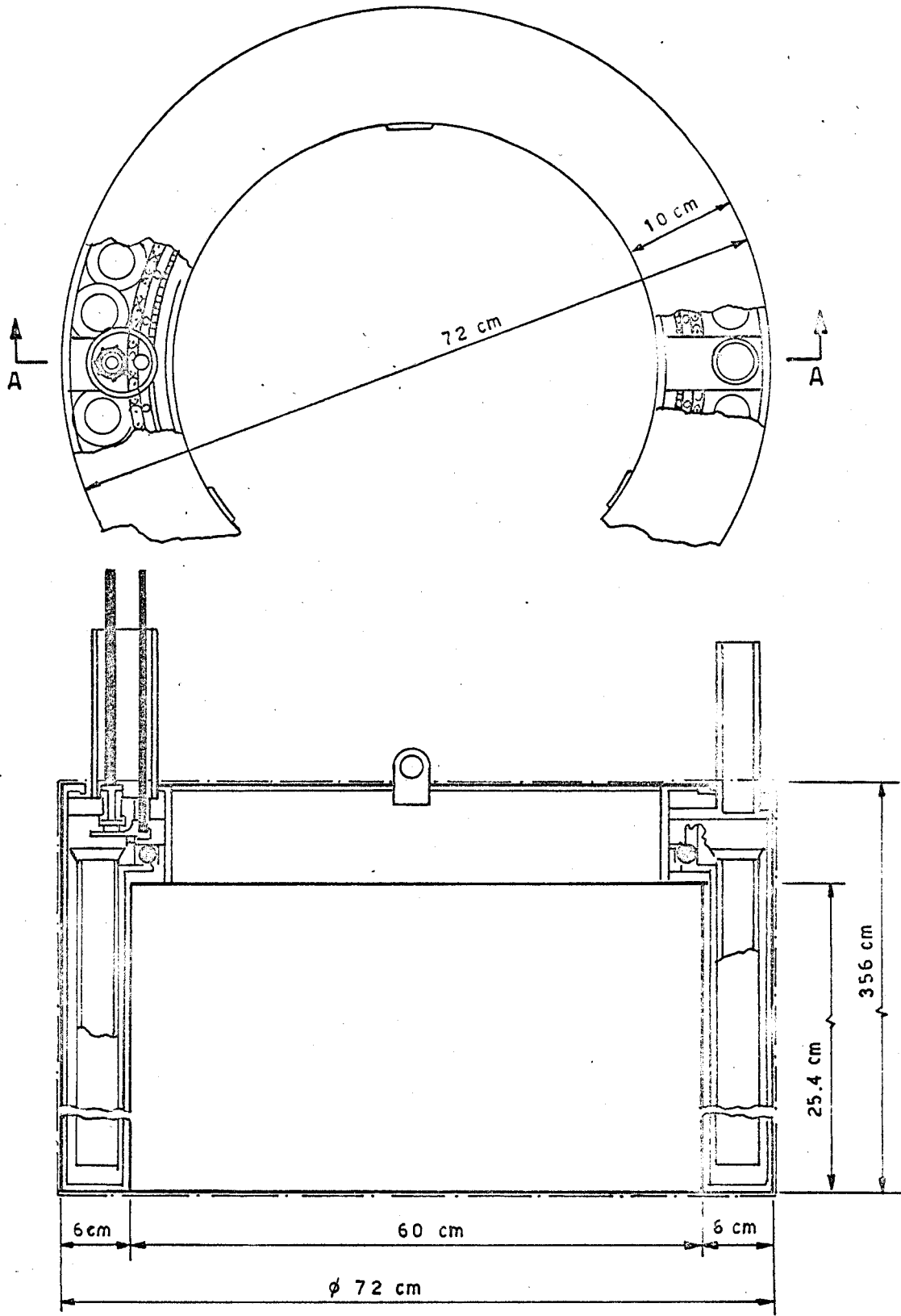
Conforme se viu, as únicas contribuições realmente significativas são as devidas ao cromo-51, zinco-65, cobalto-60 e ferro-59. As fontes foram consideradas como cilindros maciços de alumínio e considerando-se ou não os efeitos da auto- absorção.

Os resultados são apresentados na tabela B.1., onde a primeira coluna apresenta os valores calculados desprezando -se a auto-absorção e a segunda coluna apresenta os valores calculados considerando o seu efeito.

Além destes foi calculadas a taxa de exposição ao contacto com a parede externa da caixa d'água quando do armazenamento das três fontes juntas e montadas na mesma posição relativa como são usadas no reator. Considerou-se para os cálculos como uma fonte cilíndrica ($\phi = 100$ cm e 126 cm de altura) uniformemente distribuído e blindada por 100 cm de água e ainda os efeitos da auto-absorção relativa a densidade média de $1,9$ g/cm³.

Desta forma, a taxa de exposição ao contacto deverá ser de 0,50 mR/h de acordo com os cálculos realizados.

-157-



SEÇÃO A - A

Fig. 8.3- ESQUEMA DAS FONTE I (mesa giratória) /15/

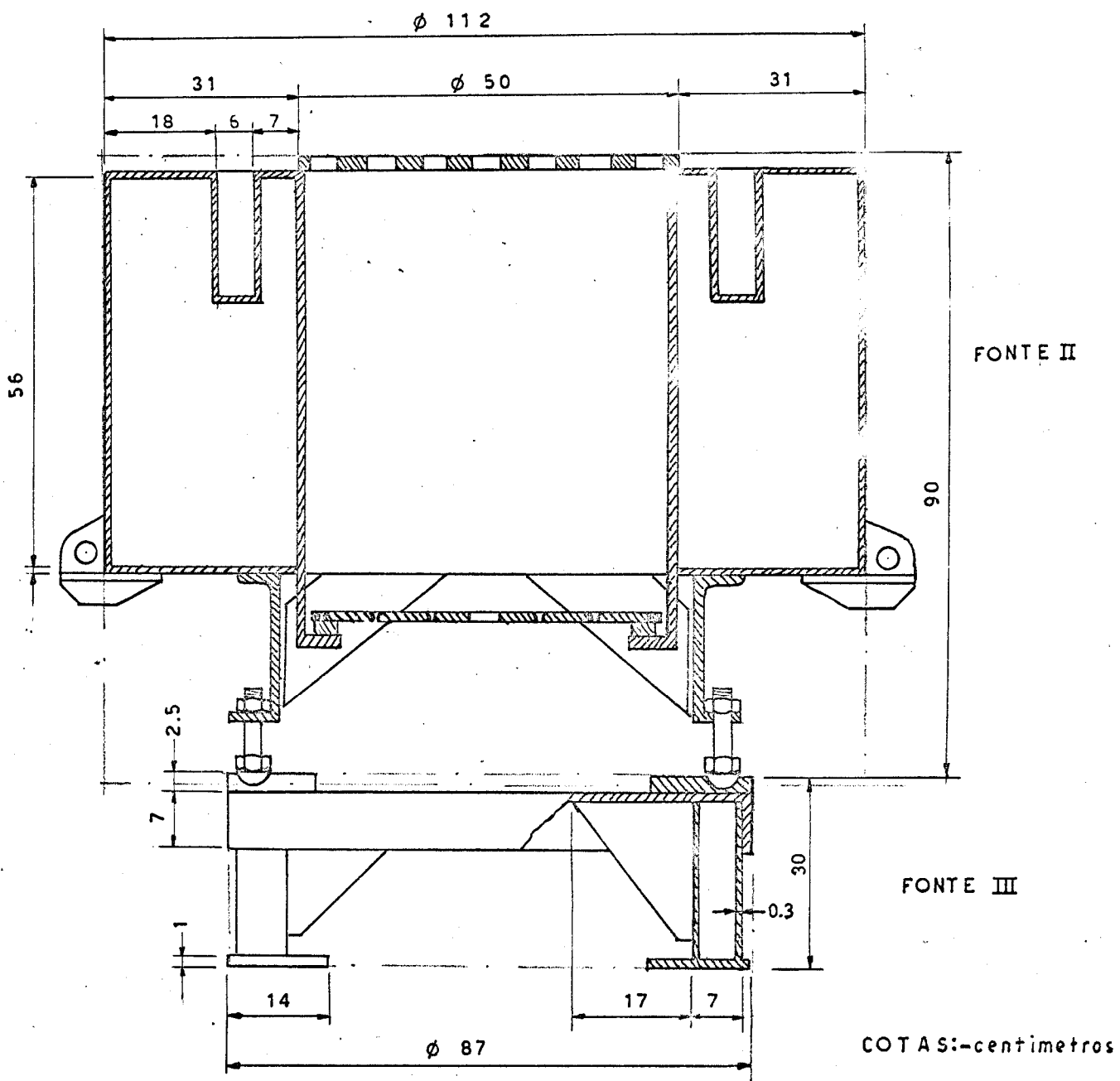


Fig. B.4 - ESQUEMA DAS FONTES II E III

TABELA B.1.

TAXAS DE EXPOSIÇÃO AO AR DEVIDAS AOS COMPONENTES DO REATOR

FONTE	TAXAS DE EXPOSIÇÃO (mR/h) ATÉ A 5 METROS DA FONTE									
	100 cm		200 cm		300 cm		400 cm		500 cm	
I	3,0x10 ²	5,3x10	9,7x10	1,4x10	4,6x10	5,2	3,0x10	2,7	1,6x10	2,1
II	1,4x10 ²	1,2x10	3,8x10	3,5	1,9x10	1,7	1,2x10	0,9	7,9	0,6
III	4,6	2,5x10 ⁻¹	0,8	5,7x10 ⁻²	0,5	2,8x10 ⁻²	0,2	1,3x10 ⁻²	0,1	1,0x10 ⁻²

Foram ainda calculadas as contribuições devidas aos eixos de comando da mesa giratória ($\phi = 1,0$ cm). Considerou-se como uma fonte linear de 25 cm ao fluxo médio de $1,5 \times 10^6$ n/cm²-s, resultando na taxa de exposição de 10 mR/h a 1 metro conforme mostra a tabela B.2.

TABELA B.2

TAXAS DE EXPOSIÇÃO DEVIDAS AO EIXO DE COMANDO DA MESA GIRATÓRIA

DISTÂNCIA (cm)	TAXA DE EXPOSIÇÃO mR/h
100	10
200	2,5
300	1,0
400	0,6
500	0,4

APÊNDICE C

CÁLCULO DOS NÍVEIS DE RADIAÇÃO DENTRO
DO POÇO

Considerou-se, para os cálculos, as mesmas condições de operação usadas no Apêndice A e, uma vez que não se conheciam exatamente as composições químicas dos materiais envolvidos, foram tomadas as composições típicas para o concreto e o aço (SAE 1030), conforme se apresenta nas tabelas C-1 e C-2./75-79/

TABELA C-1

COMPOSIÇÃO QUÍMICA DO CONCRETO ORDINÁRIO /79/

ELEMENTO	PORCENTAGEM EM PESO
HIDROGÊNIO	0,56
OXIGÊNIO	49,5
SILÍCIO	31,35
ALUMÍNIO	4,56
CÁLCIO	8,26
FERRO	1,22
MAGNÉSIO	0,24
SÓDIO	1,71
POTÁSSIO	1,92
ENXOFRE	0,12

TABELA C-2

COMPOSIÇÃO QUÍMICA DO AÇO SAE 1030 /75/

ELEMENTO	PORCENTAGEM EM PESO
CARBONO	0,28 a 0,34
MANGANÊS	0,60 a 0,90
FÓSFORO	0,040
ENXOFRE	0,050
FERRO	98,67 a 99,03

Além destes existe a camada de argamassa cuja análise química é apresentada na tabela 4.2.

Realizaram-se então os cálculos considerando a massa total (argamassa + tanque + concreto) como distribuída uniformemente numa fonte cilíndrica superficial com 100 cm de raio e 126 cm de altura (figura 4.14)

Analizando todos os elementos existentes (tabelas C-1, C-2 e 4.2), concluiu-se que deveriam ser consideradas as contribuições do ferro-59, sódio-24, potássio-42, manganês-56 e silício-31.

Foram determinadas as atividades específicas ao final do período de espera de 10 dias. Devido às meias vidas curtas do manganês-56 (2,6 horas) e do silício-31 (2,6 horas) em relação ao tempo de espera, somente apresentarão alguma contribuição o

ferro-59, sódio-24 e potássio-42, conforme se vê na tabela C-3.

TABELA C-3

ATIVIDADES ESPECÍFICAS AO FLUXO DE $1,3 \times 10^8$ n/cm²-s
E À POTÊNCIA DE 60 Kw.

RADIONUCLÍDEO	MEIA VIDA	ATIVIDADE ESPECÍFICA APÓS 10 DIAS (mCi/g)
FERRO-59	45 dias	$4,6 \times 10^{-7}$
SÓDIO-24	15 horas	$2,8 \times 10^{-6}$
POTÁSSIO-42	12,4 horas	$1,1 \times 10^{-8}$

Determinou-se então a massa total de ferro, sódio e potássio existentes por unidade de área interna (cm²) e as respectivas atividades, sendo os resultados apresentados na Tabela C-4.

De acordo com a referência /44/, para uma fonte puntual e a um metro de distância ter-se-á :

$$D = 5,2 \times 10^2 C E \quad (\text{mR/h})$$

onde :

D- taxa de exposição a um metro, mR/h

C- atividade da fonte em Ci

E- energia, Mev

TABELA C-4

MASSA E ATIVIDADE POR UNIDADE DE ÁREA (cm²)

COMPONENTE	MASSA DE FERRO (g)	MASSA DE SÓDIO(g)	MASSA DE POTÁSSIO(g)
CONCRETO (20 cm ³)	1,19	0,97	1,09
AÇO (0,63 cm ³)	0,49	-	-
ARGAMASSA (5 cm ³)	0,02	-	-
TOTAL	1,21	0,97	1,09
ATIVIDADE (Ci/cm ²)	5,4x10 ⁻¹⁰	2,8x10 ⁻⁹	1,1x10 ⁻¹¹

Tendo em vista a geometria cilíndrica e superficial da fonte, pode-se determinar, com boa aproximação a taxa de exposição no centro (eixo), considerando ainda mais as dimensões envolvidas (cilindro de 200 cm de diâmetro e 126 cm de altura).

Como : /80/

$$\sum E_{\text{Fe}^{59}} = 1,33 \text{ MeV}$$

$$\sum E_{\text{Na}^{24}} = 4,12 \text{ MeV}$$

$$\sum E_{\text{K}^{42}} = 1,53 \text{ MeV}$$

ter-se-á, para os três radionuclídeos $6,3 \times 10^{-6}$ mR/h /cm².

Computando a contribuição devida a toda a área ($8,5 \times 10^4$ cm²), ter-se-á a taxa de exposição no centro do poço (eixo) $5,4 \times 10^{-1}$ mR/h.

9. REFERÊNCIAS

- /1/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Contract for a 30 Kw Reactor for Universidade de Minas Gerais - Belo Horizonte, Brasil. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems , 1958.
- /2/ - ANDRADE E SILVA, V. M. - Ante-projeto de ampliação da potência do reator IPR-R1. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas da UFMC-CNEN, 1971.
- /3/ - GULF GENERAL ATOMIC, San Diego. Safeguards summary report for the New York University TRIGA Mark I reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1970 (GA-9864).
- /4/ - ANDRADE, V. M. - The new cooling system of the IPR-R1 reactor. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Second European Conference of TRIGA Users, Pavia, Itália, 1972.
- /5/ - HOFFMANN, F. - A new, safe research and isotope reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1957.

- /6/ - UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS, Prefeitura, Belo Horizonte. A Cidade Universitária da Universidade Federal de Minas Gerais. Belo Horizonte, Universidade Federal de Minas Gerais, 1971.
- /7/ - UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS, Reitoria, Belo Horizonte. Campus da Universidade Federal de Minas Gerais. Belo Horizonte, Universidade Federal de Minas Gerais, 1968.
- /8/ - UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS, Conselho de Planejamento e Desenvolvimento, Belo Horizonte. O território universitário. Belo Horizonte, Universidade Federal de Minas Gerais, XIII Congresso Panamericano de Arquitetura, San Juan, Puerto Rico, 1970.
- /9/ - CIMBLERIS, B. et alii. Relatório de perigos de um reator TRIGA para Belo Horizonte. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 3º Simpósio Interamericano sobre Aplicações da Energia Nuclear para Fins Pacíficos, Rio de Janeiro, Brasil, 1960. (T/040).
- /10/ - UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS, Prefeitura, Belo Horizonte. Plantas e projetos de construção civil das instalações do Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, Universidade Federal de Minas Gerais, (s.d.).
- /11/ - URBAN, P.W. - Comunicação particular. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /12/ - MELO, J. C. - Comunicação particular. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /13/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA Mark I reactor mechanical maintenance and operating manual. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1960 (GA-1544).
- /14/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA training manual. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1960 (GA-1729).
- /15/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA Mark I reactor description. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1959 (GA-952)

- /16/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA reactor description.
San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1958
(GA-436).
- /17/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA Mark II reactor description. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems,
(GA-568).
- /18/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Technical Foundations of TRIGA.
San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1958
(GA-471).
- /19/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Registro das fontes de radiação. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Divisão de Segurança e Radioproteção, (s d).
- /20/ - ANDRADE E SILVA, V. M. - Comunicação particular. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /21/ - McMAIN, A. T. Jr. - GE&ES developments in TRIGA reactor design, fuel and performance. Helsinki, European TRIGA Owners' Conference, 1970.
- /22/ - GULF GENERAL ATOMIC, San Diego. TRIGA reactors and conversion projects. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1970 (T-402).
- /23/ - UNITED STATES DEPARTMENT OF INTERIOR. Relação de formulários preenchidos com características de reatores TRIGA, 1970.
- /24/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Hazards report for the 100 Kw TRIGA Mark II reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1961 (GA-1998).
- /25/ - JAUHO, P. et alii. Hazards report for FIR 1. Otaniemi, Finlândia, Technical University of Helsinki, 1968.
- /26/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Safety Analysis Report for the Torrey Pines TRIGA Mark III reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1970 (GA-9064).

- /27/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Hazards Report for 250 Kw TRIGA Mark II reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1961 (GA-2025).
- /28/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Potential hazards - Torrey Pines TRIGA reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1959 (GA-660).
- /29/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Hazard report for 100 Kw TRIGA Mark II reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1958 (GA-573).
- /30/ - STONE, R. S. - TRIGA transients experiments: step reactivity insertions to 2 dollars. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1959 (GA-721).
- /31/ - BEATTIE, J. R. - The fission products. Harwell, England, Reactor Safety Course, 1970, Lecture No. 5.
- /32/ - BEATTIE, J. R. - Assessment of environmental hazards - from fission products release. Harwell, England, Reactor Safety Course, 1970, Lecture NO. 6.
- /33/ - FOUSHEE, F. C. - Release of rare fission products from U-Zr fuel material. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1968 (GA-8597).
- /34/ - FOUSHEE, F. C. et PETERS, R. H. - Summary of TRIGA fuel fission product release experiments. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1971 (Gulf-EES-A10801).
- /35/ - LANGER, S. and BALDWIN, N. L. - Fission product release experiments on uranium-zirconium hydride fuels. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1971 (Gulf-GA-A10781).
- /36/ - GRAFF, A. P. et alii. TRIGA - a high performance steady state/pulsing reactor. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1966, (GA-7259).
- /37/ - KRAKER, P. - Report on seminar of TRIGA owners. Nuclear Safety, vol. 11, No. 6, novembro-dezembro de 1970.
- /38/ - BARS. B. et VAURIO, J. - Power increasing experiment on

a TRIGA reactor. Otaniemi, Finland, Technical University of Helsinki, 1966, Report No. 45/1966.

- /39/ - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena. Safe Operation of critical assemblies and research reactors. Viena, International Atomic Energy Agency, 1961, Safety Series No. 4.
- /40/ - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena. Safe operation of critical assemblies and research reactors. Viena, International Atomic Energy Agency, 1971, Safety Series No. 35.
- /41/ - ELTHAM, B. E. et HICKS, E. P. - Safety principles of low power research reactors. Nuclear engineering, março de 1960, pp 96 a 98.
- /42/ - FORDHAM, R. F. - Application of safety principles to reasearch reactors and irradiation experiments. Harwell, England, Reactor Safety Course, 1970, Lecture No. 68.
- /43/ - CROFT, J. F. - The safety of research reactors. Nuclear Power, agosto de 1961, pp 76 a 79.
- /44/ - GLASSTONE, S. et SESONSKE, A. - Nuclear Reactor Engineering D. Van Nostrand Company, Inc. , 1962.
- /45/ - GRAAF. A. P. - Comunicação particular, carta Gulf Energy & Environmental Systems de março de 1969.
- /46/ - GAUZIT, M et KAHAN, Th. - Controle et protection des réacteurs nucléaires. Dunod, Paris, 1957.
- /47/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Relações mensais de isótopos ativados no reator IPR-R1. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas.
- /48/ - SAENGER, E. L., Ed. Medical aspects of radiation accidents - A Handbook for Physicians, Health Physicists and Industrial Hygienists. U.S. Atomic Energy Commission , 1963.
- /49/ - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro. Normas básicas de segurança para proteção contra as radiações. Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nu-

- clear, 1970, CNEN-SR-1 (propostas)
- /50/ - GOMES, H. - Boletim de Análise DQ-164. Belo Horizonte , Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /51/ - ANDRADE, V. M. - Comunicação particular. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /52/ - MANSUR NETTO, E. - Comunicação particular. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1972.
- /53/ - TAMMINEN, A. - A⁴¹ concentration measurements at the Finnish TRIGA Mark II. Otaniemi, Finland, Technical University of Helsinki, 1970, (Report TKK-F-C8).
- /54/ - MACKIN, J. L. et ZIGMAN, P. E. - Radionuclide Release from Aero-space Nuclear Reactor Fuels. San Francisco, U.S. Radiological Defense Laboratory, 1963, (USNRDL - TR - 669).
- /55/ - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena. Basic Safety Standards for Radiation Protection. Viena, International Atomic Energy Agency, 1967, Safety Series No.9.
- /56/ - NATIONAL BUREAU OF STANDARDS, Washington. Maximum Permissible Body Burdens and Maximum Permissible Concentrations of Radionuclides in Air, and in Water for Occupational Exposure. Washington, U.S. Department of Commerce, National Bureau of Standards Handbook 69, 1959.
- /57/ - ROCHA E SILVA, J. B. - Organização de um serviço de filmes dosimétricos para controle de doses de radiação. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, publicação interna, (s.n.).
- /58/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Catálogos e manuais de operação de instrumentos e aparelhos da Divisão de Segurança e Radioproteção. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas.
- /59/ - GULF ENERGY & ENVIRONMENTAL SYSTEMS, San Diego. Soil Activation Analysis. San Diego, Gulf Energy & Environ

mental Systems, (s. d., separata)

- /60/ - UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Rockville, Maryland. Basic Safety Standards for Radiation Protection. Washington, U.S. Atomic Energy Commission, 10 CFR 20.
- /61/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Regimento Interno. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, (s.d.).
- /62/ - GENERAL ATOMIC, San Diego. Administrative Procedures for the Torrey Pines TRIGA Reactor Facility. San Diego, Gulf Energy & Environmental Systems, 1959, (GA-326).
- /63/ - TECHNICAL UNIVERSITY OF HELSINKI, Otaniemi, Finland. Standing Orders - Reactor Laboratory of the Technical University. Otaniemi, Finland, Technical University of Helsinki, 1967.
- /64/ - NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS Basic Radiation Protection Criteria. Washington, National Council on Radiation Protection and Measurements, 1971 NCRP Report No. 39.
- /65/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Normas provisórias sobre visitas ao IPR. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Divisão de Segurança e Radioproteção, 1969.
- /66/ - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publications No. 1 to 18. Pergamon Press, 1964.
- /67/ - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena. Coleção Safety Series. Viena, International Atomic Energy Agency.
- /68/ - ROCHA E SILVA, J. B. - Normas de licenciamento, registro e notificação para uso de radionuclídeos. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1971 (proposta).
- /69/ - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro.

- Norma de licenciamento de centrais nucleares de potência. Brasília, Diário Oficial, 23/05/1972.
- /70/ - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro. Normas para localização de centrais nucleares de potência. Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1969 (s. d., separata)
- /71/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Relação dos servidores do IPR que estão autorizados a solicitar irradiação de amostras, requisitar, manusear e utilizar material radioativo, de acordo com as normas da DSR. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Divisão de Segurança e Radioproteção, 19/05/1970.
- /72/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte, Normas provisórias para solicitação de serviços de irradiação de amostras e de fornecimento de radioisótopos. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Divisão de Segurança e Radioproteção, 05/12/1966.
- /73/ - LABORATÓRIO DE DOSIMETRIA DA CNEN, Rio de Janeiro. Regulamento interno relativo à proteção contra as radiações Recomendação para aplicação no Instituto de Pesquisas Radioativas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear em 03/1970.
- /74/ - INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Belo Horizonte. Normas sobre a utilização dos filmes dosimétricos pelos servidores do Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, Divisão de Segurança e Radioproteção, 01/06/1967, (anexas ao ofício circular no. DSR-2/67).
- /75/ - AMERICAN SOCIETY FOR METALS. Metals Handbook. American Society for Metals, 8ª edição, vol. I.
- /76/ - SANDVIK STEEL WORKS, Sandviken, Sweden. Stainless Pipe and Tube. Sandviken, Sweden, Sandvik Steel Works, catálogo, 1968.

- /77/ - ETHERINGTON, H. - Nuclear Engineering Handbook. New York, McGraw Hill, e 1958.
- /78/ - ROCKWELL III, Theodore, ed. Reactor Shielding Design Manual. New York, McGraw Hill, 1956.
- /79/ - MANTELL, C. L. - Engineering Materials Handbook. New York, McGraw Hill Book Company, 1st.edition, 1958.
- /80/ - U.S. DEPARTMENT OF HEALTH, EDUCATION, AND WELFARE, Rockville, Maryland. Radiological Health Handbook. Rockville, Maryland, U.S. Department of Health, Education, and Welfare - Public Health Service, 1970.