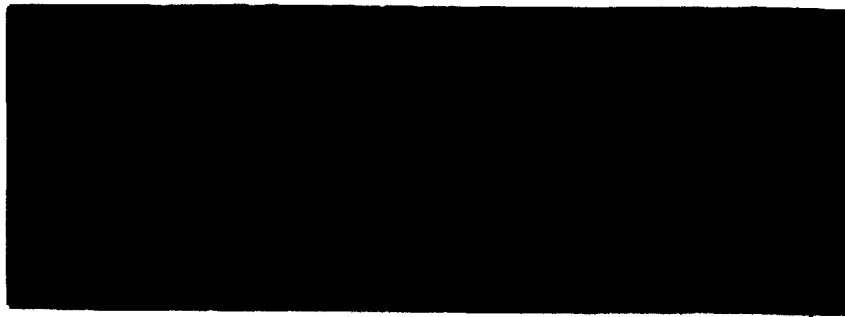


NUCLEBRÁS

Empresas Nucleares Brasileiras SA



INIS input

MF prepared

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR

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

INTERFERÊNCIAS NA ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA
EM REATORES

Fausto Maretti Júnior

NUCLEBRÁS/CDTN 466

INFLUÊNCIAS NA ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA EM REATORES.

Belo Horizonte
1983

**INTERFERÊNCIAS NA ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA
EM REATORES**

Fausto Maretti Júnior

**Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
Universidade Federal de Minas Gerais**

"INTERFERÊNCIAS NA ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA EM REATORES"

Fausto Maretti Junior

**Tese apresentada à Universidade Federal de Minas Gerais,
como requisito parcial para obtenção do grau de Mestre em
Ciências e Técnicas Nucleares (M. Sc.).**

Setembro de 1983

**Este trabalho constitui uma
tarefa do programa de ativi
dades do Departamento de
Apoio Técnico do Centro de
Desenvolvimento da Tecnolo
gia Nuclear da Nuclebrás.**

**A meus pais,
exemplo de coragem e trabalho
que sempre me foram.**

AGRADECIMENTOS

À NUCLEBRÁS, por ter possibilitado a realização deste trabalho nas instalações do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear.

Ao Bioquímico Elias Mansur Netto, pela orientação valiosa durante todo o decorrer do trabalho.

Aos Técnicos do Laboratório do Reator Valter Alves de Amorim e José Geraldo Coura, pela operação do reator e irradiação das amostras durante as experiências.

Ao Técnico Neder Mansur pela cooperação na obtenção dos espectrogramas.

Aos Técnicos Nilton Carlos Gomes e Wagner de Souza pela pesagem das amostras.

Ao Técnico Carlos Manoel de Assis Soares, pelo serviço de monitoração durante as experiências.

Ao Estagiário Paulo Fernando Oliveira, pela esmerada confecção dos gráficos e tabelas.

As Bibliotecárias Lenira Santos Ferreira, Maria Mabel M. Scotti e Laura Martins da Costa, pela colaboração durante o levantamento bibliográfico.

A Secretária Marta Luisa S. Ribeiro, pela prestímo sa colaboração nos serviços de datilografia.

**Ao pessoal da Seção de Comunicação e Reprografia
pelos serviços de xerografia e composição deste trabalho.**

**A todos que comigo colaboraram e que sempre me in
centivaram.**

meus sinceros agradecimentos.

SUMÁRIO

Página

RESUMO

ABSTRACTS

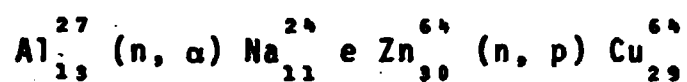
1. INTRODUÇÃO	1.
2. O REATOR TRIGA MARK I IPR-R1	5.
2.1. Introdução	5.
2.2. O Reator Triga IPR-R1	5.
2.3. Locais de Irradiação	6.
2.3.1. Tubo Central	6.
2.3.2. Mesa Giratória	6.
2.3.3. Terminal Pneumático nº 1	7.
2.3.4. Terminal Pneumático nº 2	8.
2.4. Recipientes de Irradiação	8.
2.4.1. Tubo Central	9.
2.4.2. Mesa Giratória	10.
2.4.3. Terminais Pneumáticos 1 e 2	10.
2.5. Fórmula Utilizada no Cálculo de Atividades no Reator	10.
3. A ANÁLISE POR ATIVAÇÃO	13.
3.1. Introdução	13.
3.2. Monitoração do Fluxo de Nêutrons	14.
3.3. Monitores de Fluxo de Nêutrons Têrmicos e Epitêrmicos	16.
3.4. Reações Nucleares com Nêutrons	17.

	Página
3.4.1. Reações com Nêutrons Têrmicos	17.
3.4.2. Reações com Nêutrons Epitêrmicos	18.
4. INTERFERÊNCIAS DE SEGUNDA ORDEM EM ANÁLISE POR ATIVAÇÃO	19.
4.1. Introdução	19.
4.2. Interferências de Segunda Ordem	19.
4.3. Cálculos	20.
5. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL	23.
5.1. Introdução	23.
5.2. Local de Irradiação	23.
5.3. Amostras Utilizadas	23.
5.4. Irradiações	24.
5.5. Sistema de Contagens	25.
6. RESULTADOS EXPERIMENTAIS OBTIDOS	26.
6.1. Introdução	26.
6.2. Verificação do Comportamento das Amostras Ricas em Alumínio	26.
7. CONCLUSÃO	28.
8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	30.
9. FIGURAS E TABELAS	34.

RESUMO

Neste trabalho mostrou-se que podem ocorrer reações interferentes em análises por nêutron ativação de matrizes de alumínio e zinco, materiais comumente usados na área nuclear.

As interferências analisadas foram:



O método utilizado foi a análise por nêutron ativação não destrutiva e os espectros foram obtidos num sistema multi canal de 1024 canais acoplado a um detetor GeLi.

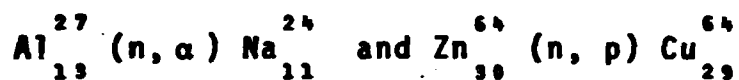
Foi detetado sódio em amostras de alumínio do tanque do reator e das tubulações do sistema pneumático de dosagem de minério.

A independência da concentração de sódio em amostras na faixa de 0 a 100 ppm foi observada através da atenuação ob tida com a amostra encapsulada em cádmio.

ABSTRACTS

It has been shown that interfering reactions may occur in neutron activation analyses of aluminum and zinc matrixes, commonly used in nuclear areas.

The interferences analyzed were:



The method used was the non-destructive neutron activation analysis and the spectrum were obtained in a 1024 multichannel system coupled with a GeLi detector.

Sodium was detected in aluminum samples from the reactor tank and pneumatic transfer system.

The independence of the sodium concentration in samples in the range of 0 - 100 ppm is shown by the attenuation obtained with the samples encapsulated in cadmium.

1. INTRODUÇÃO

Quando certos materiais são irradiados em reatores, podem ocorrer reações interferentes com nêutrons e raios gama. A extensão destas interferências vai depender sempre da amostra matriz, seus constituintes, das reações produzidas e da natureza e da energia do fluxo de nêutrons.

Dois tipos de reações interferentes são distinguidos por Koch: reações de primeira e de segunda ordem. [1].

As reações de primeira ordem ocorrem quando se obtém um mesmo elemento a partir de dois ou mais nuclídeos estáveis, através de simples reações com nêutrons.

Como exemplo, podemos citar a determinação do arsênio por ativação neutrônica, que normalmente ocorre pela reação com nêutrons térmicos (em equilíbrio com o meio), segundo a equação:



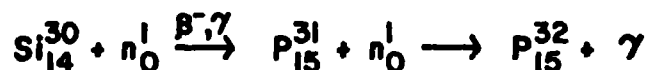
Esse mesmo radionuclídeo, pode ser formado de outros elementos, a saber:



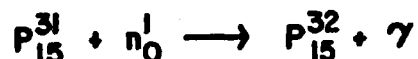
As reações interferentes de segunda ordem ocorrem quando um produto de uma captura neutrônica sofre uma nova captura de nêutrons. Dois exemplos podem ilustrar esse tipo de reação:

Exemplo 1.: Matriz de silício

Reação :

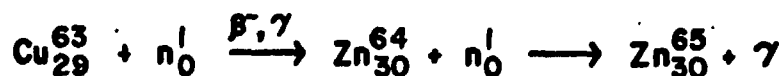


Interferência se houver fósforo como impureza :

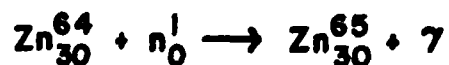


Exemplo 2.: Matriz de cobre

Reação :



Interferência se houver impureza de zinco :



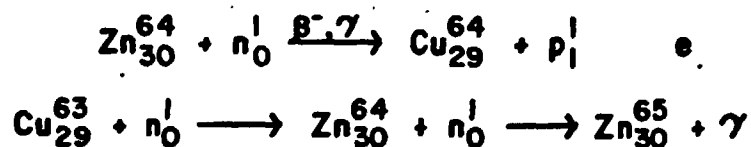
Esse tipo de reação interferente depende das seções de choque e abundância dos núclídeos que sofrem a captura neutrônica, das meias vidas dos núclídeos formados, do fluxo e energia de nêutrons e do tempo de irradiação. Não se deve generalizar em

trretanto, que somente os macro-componentes das amostras podem provocar o aumento das reações interferentes. Alguns microconstituintes também podem provocar problemas, principalmente, quando o elemento traço a ser analisado apresenta uma meia vida longa, exigindo portanto uma irradiação maior.

Neste trabalho, a reação interferente pesquisada em termos qualitativos foi :



Foram ainda analisadas qualitativamente matrizes de cobre e de zinco, para se identificar as reações interferentes:



O objetivo principal do trabalho é estudar as possíveis interferências em ativação neutrônica, e os resultados de análises de micro-quantidades de sódio, zinco e cobre, em ligas de interesse para estruturas nucleares. A pesquisa é plenamente justificada pois os limites permissíveis são muito baixos e os erros cometidos devidos às reações interferentes podem competir com as impurezas presentes na amostra.

Além desses argumentos deve-se também considerar os problemas de corrosão, principalmente do alumínio, que poderá ocasionar a detecção do sódio na água de refrigeração.

No presente trabalho foi detetada a presença de sódio na

liga de alumínio (AA 5052) utilizada para fabricação do tanque do reator, possibilitando assim um melhor controle da água de refrigeração do reator TRIGA MARK I IPR-R1. (APÊNDICE 1).

2. O REATOR TRIGA MARK I - IPR-R1

2.1. INTRODUÇÃO

O reator utilizado foi um reator de pesquisa do tipo TRIGA MARK I, com utilização voltada para a pesquisa, formação de pessoal, análise por ativação e produção de radioisótopos.

Existem atualmente cerca de 60 reatores TRIGA em operação no mundo sendo suas características descritas em diversos trabalhos. [2.3.4.]

2.2. O REATOR TRIGA IPR-R1

O reator TRIGA MARK I IPR-R1, de propriedade do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear/NUCLEBRÁS S/A, foi construído pela Gulf General Atomic e opera atualmente até a potência de 100 kW.

O núcleo é composto por elementos combustíveis de urânio enriquecido a 20% e pelo refletor de grafita. O reator tem como moderador principal o hidreto de zircônio e como moderador adicional a água leve desmineralizada utilizada na refrigeração do núcleo (Fig. 1).

A refrigeração do reator é feita através de um sistema trocador de calor acoplado a uma torre de refrigeração.

Três barras de carbeto de boro (BC_4) são utilizadas para o controle do reator. A configuração atual do núcleo consta de cinco anéis concêntricos contendo 58 elementos combustíveis moderadores e 27 elementos falsos de grafita.

São quatro os dispositivos de irradiação de amostras e produção de radioisótopos no reator: tubo central, mesa giratória, e dois terminais pneumáticos (Fig. 2).

2.3. LOCAIS DE IRRADIAÇÃO

Tendo como principais utilizações a análise por nêutron ativação e a produção de radioisótopos, o reator TRIGA IPR-R1, possui quatro locais de irradiações de amostras, a saber: Tubo Central, Mesa Giratória e os Terminais Pneumáticos 01 e 02.

A tabela 01 apresenta os fluxos térmicos e rápidos dos locais de irradiação, e a figura 01 a distribuição do núcleo.

2.3.1. TUBO CENTRAL

O tubo central é composto por um tubo de alumínio que desce à região central do núcleo e que permite irradiações sob o fluxo de nêutrons térmicos máximo do reator, que é da ordem de $4,3 \times 10^{12} \text{ n. cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

É no tubo central que são irradiadas todas as amostras de meia vida longa e as de maior atividade, uma vez que o fluxo nesta região é 6,5 vezes maior que o da Mesa Giratória.

2.3.2. MESA GIRATÓRIA

A mesa giratória está alojada entre o núcleo e o refletor de grafita, comportando 80 receptáculos de amostras em 40 posições distintas. Cada posição da mesa comporta duas

amostras, uma sobre a outra, havendo uma diferença de fluxo de cerca de 30% entre as duas amostras.

Um "pick-up" eletromagnético acoplado a um sistema de manivela permite colocar as amostras em cada uma das quarenta posições da mesa.

A mesa sofre rotação em torno do núcleo permitindo que as amostras colocadas em seu interior sejam irradiadas sob um fluxo de nêutrons uniforme e da ordem de $6,6 \times 10^{11} \text{ n. cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Na mesa giratória são irradiadas amostras para análise por ativação neutrônica de minérios, soluções, água, filtros, sangue, etc. Dado a facilidade de manipulação do sistema, são irradiadas também amostras para análise de meias vidas curtas.

2.3.3. TERMINAL PNEUMÁTICO Nº 1

Através da sucção de ar, o sistema pneumático nº 1, constituído de uma ventoinha e um sistema de válvulas apropriadas, permite introduzir e retirar rapidamente amostras no reator.

O terminal de irradiações se localiza no último anel do núcleo, mais precisamente do anel F, na posição F12. (Fig. 1). É utilizado principalmente na dosagem de minério de urânio, embora eventualmente, seja utilizado para irradiação de meias vidas curtas.

O fluxo de nêutrons térmicos no terminal pneumático nº 1 é da ordem de $1,7 \times 10^{12} \text{ n. cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

2.3.4. TERMINAL PNEUMÁTICO Nº 2

Com um funcionamento idêntico ao do terminal pneumático nº 1, esse terminal acha-se localizado junto à face externa do refletor de grafita, permitindo também a introdução e retirada rápida de amostras.

O fluxo de nêutrons térmicos no local é da ordem de $1,8 \times 10^{11} \text{ n. cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$.

Esse terminal de irradiações está acoplado a um sistema de microprocessadores que permite no caso de dosagem de minério de urânio, conhecer-se imediatamente o resultado em ppm das amostras irradiadas, comparadas com um padrão.

O tempo de irradiação, espera e contagem do terminal são controlados pelo sistema de microprocessador, que poderão em caráter extraordinário serem alterados, pois o sistema também permite o controle manual de amostra.

2.4. RECIPIENTES DE IRRADIAÇÃO

Todas as amostras irradiadas no reator, são colocadas em tubos de polietileno, que por sua vez são colocadas em outro porta-amostra apropriado.

O recipiente porta-amostra, poderá ser de alumínio ou de poliestireno, dependendo do local de irradiação e do tempo de irradiação. Os tubos de polietileno utilizados nas irradiações são fornecidos aos usuários que necessitarem utilizar-se dos diversos locais de irradiação do reator. A manipulação e colocação dos materiais nos recipientes porta-amostras é competência exclusiva dos técnicos do reator.

O desenho detalhado dos tubos com suas medidas é mostrado nas Figuras 3 e 4. A Tabela 2 mostra o volume útil de cada tipo de tubo, e os locais onde podem ser utilizados.

Apresenta-se a seguir a especificação do recipiente de irradiação para cada local de irradiação.

2.4.1. TUBO CENTRAL

Para irradiações no tubo central, as amostras são colocadas em um tubo de alumínio fechado com tampa também de alumínio. Quando se tratar de amostras líquidas, as mesmas são acondicionadas em um tubo de polietileno (Fig. 3-I), seladas, testadas e colocadas no porta-amostra de alumínio. Quando a amostra irradiada tiver que ser transportada para outro local a irradiação do material deverá ser feita em tubo de poliestireno selado (Fig. 4-II). Esses tubos já foram testados sob vácuo e aprovados segundo as normas da Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA.

Os tubos de polietileno (Fig. 3-I) utilizados nas irradiações de material líquido não poderão ser irradiados por períodos superiores a 12 horas, pois os mesmos se tornam muito frágeis e quebradiços.

Para os tubos de poliestireno (Fig. 4-II), utilizados em irradiações de material a ser transportado, esse limite é de 10 horas, não sendo permitidas irradiações acima desse limite pelas mesmas razões apresentadas para o outro tubo.

O preparo das amostras que são irradiadas no tubo central é também realizado pelos técnicos do reator.

2.4.2. MESA GIRATÓRIA

As amostras irradiadas na mesa giratória são colocadas em tubos de polietileno (Fig. 3-I e II) selados a quente, que por sua vez são colocados em porta-amostra de poliestireno (Fig. 4-II).

O fechamento das amostras a quente é necessário para que não haja contaminação da mesa giratória. Eventualmente amostras sólidas poderão ser irradiadas diretamente nos recipientes porta-amostras de alumínio (Fig. 4-I) comumente utilizados para irradiações no tubo central.

O limite de tempo de irradiação para os tubos de polietileno e os porta-amostras de poliestireno na mesa giratória é de aproximadamente 40 horas.

2.4.3. TERMINAIS PNEUMÁTICOS 1 e 2

As amostras irradiadas nos terminais pneumáticos são colocadas em pequenos tubos de polietileno (Fig. 3-III), que por sua vez são colocadas em outro tubo de polietileno maior (Fig. 3-II). O espaço restante do tubo maior é preenchido com algodão para evitar a saída da tampa do tubo menor. Esse segundo tubo é então selado a quente e colocado no recipiente porta amostra de poliestireno (rabbit) (Fig. 4-III).

2.5. FÓRMULA UTILIZADA NO CÁLCULO DE ATIVIDADES NO REATOR

Para o cálculo das atividades desejadas ou o tempo de irradiação necessário, com o reator operando a 100 kW, utiliza-se a seguinte fórmula [5]:

$$A(t, 100) = 1,07 \times 10^4 \frac{a \cdot m \cdot \sigma}{A} (1 - e^{-0,693 t/T}) \cdot L$$

ou : $A(t, 100) = A_s \cdot m (1 - e^{-0,693 t/T}) \cdot L$

onde : $A(t, 100)$ - Atividade em mCi, após um tempo de irradiação a 100 kW.

a - Fração de abundância isotópica

m - Massa do elemento alvo (g)

σ - Seção de choque de ativação do isótopo alvo (b) [6]

A - Número de massa do isótopo alvo

t - Tempo de irradiação

T - Meia vida do isótopo formado

A_s - Atividade específica saturada na Mesa Giratória a 100 kW (mCi/g) (Tabela 3)

L - Fator de fluxo para cada local de irradiação:

MG - 1,0

TC - 6,6

PN - 1,7

Quando ocorre desintegração do isômero superior X com a formação de um isômero inferior radioativo Y , tem-se :

$$\frac{dX}{dt} = N\sigma_1\phi - \lambda_1 X ; \quad \frac{dY}{dt} = N\sigma_2\phi + \lambda_1 X - \lambda_2 Y$$

onde N é o número de átomos de isótopo alvo.

As atividades dos isômeros são:

$$A_1 = \lambda_1 X = N\sigma_1\phi(1 - e^{-\lambda_1 t}) = A_{s1}(1 - e^{-\lambda_1 t}) \text{ e}$$

$$\lambda_2 Y = N\phi(\sigma_1 + \sigma_2)(1 - e^{-\lambda_2 t}) + \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} N\sigma_1\phi(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$$

ou : $A_2 = \lambda_2 Y = (As_1 + As_2)(1 - e^{-\lambda_2 t}) + \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} As_1 (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$

19 Caso : $\lambda_1 \gg \lambda_2$

$$A_1 = As_1 (1 - e^{-\lambda_1 t}) \text{ e } A_2 = (As_1 + As_2)(1 - e^{-\lambda_2 t})$$

20 Caso : $\lambda_2 \gg \lambda_1$

$$A_1 = As_1 (1 - e^{-\lambda_1 t}) \text{ e } A_2 = As_1 (1 - e^{-\lambda_1 t}) + As_2 (1 - e^{-\lambda_2 t})$$

3. A ANÁLISE POR ATIVAÇÃO

3.1. INTRODUÇÃO

A análise por ativação, aplicada à espectrometria de nêutrons, consiste na irradiação de certos materiais, contendo núcleos que sofrem reações de absorção com nêutrons, dando origem a nuclídeos radioativos. Logo após a realização das irradiações pode-se determinar a atividade induzida no material irradiado com o uso de sistemas diversos para detecção da radiação emergente das amostras.

A reação mais frequente de ativação é simbolicamente representada por:



onde: X é o nuclídeo alvo
Y é o produto da reação
 γ é a partícula emitida na reação

A atividade de saturação do radionuclídeo produzido, correspondente a uma dada reação, é relacionado com o fluxo diferencial através da equação :

$$A_s = N_0 \int_{E_a}^{E_b} \sigma(E) \phi(E) dt$$

onde : N_0 = número de nuclídeos alvo
 $\sigma(E)$ = Seção de choque de ativação correspondente à formação do radionuclídeo, relativa a energia E do nêutron.
 E_a, E_b = limites de faixa de energia em que ocorre a reação.

Esta equação é válida para as seguintes condições:

- a. O fluxo é mantido estacionário durante a irradiação;
- b. O decréscimo de N_0 durante a irradiação é desprezível;
- c. A depressão de fluxo pela amostra é desprezível;
- d. A autoblindagem na amostra é desprezível.

Como a análise por ativação realizada neste trabalho, foi feita através de irradiação de amostras e padrões de comparação, o fluxo estacionário não é tão importante, embora tenham sido utilizadas fôlhas de ouro para monitoração do fluxo de nêutrons. E no caso de irradiações de período curto, o fluxo estacionário não é tão importante. [7].

Com amostras de pequenas dimensões as condições de depressão causada no fluxo e fator de autoblindagem podem ser consideradas desprezíveis.

3.2. MONITORAÇÃO DO FLUXO DE NÊUTRONS

Para se estimar a quantidade de núclídeos formados na reação, é necessário conhecer-se o valor do fluxo de nêutrons. As medidas de fluxo de nêutrons térmicos podem ser realizadas irradiando-se folhas de determinados materiais. Tais medidas, técnicas e convenções são bem conhecidas na literatura, tendo sido bem detalhadas por diversos pesquisadores, entre eles Hughes, Stoughton e Westcott [8, 9 e 10].

O fluxo de nêutrons é definido como o produto do número de nêutrons por centímetro cúbico pela velocidade do nêu

tron. Desde que a velocidade dos nêutrons de um reator varia de acordo com determinados parâmetros, uma única velocidade de nêutrons não pode descrever todos os nêutrons. O fluxo de nêutrons pode, entretanto, ser definido e medido como uma aproximação fechada de 3 grupos de nêutrons: t \acute{e} r \acute{m} icos, epit \acute{e} r \acute{m} icos e r \acute{a} pidos, caracter \acute{e} sticos dos espectros de nêutrons dos reatores de pesquisa do tipo t \acute{e} r \acute{m} ico.

O fluxo de nêutrons t \acute{e} r \acute{m} icos e epit \acute{e} r \acute{m} icos podem ser medidos com detetores que se tornam radioativos atrav \acute{e} s de rea \acute{c} o (n, γ). Quando o detetor \acute{e} irradiado numa posi \acute{c} o do n \acute{u} cleo do reator, onde o fluxo \acute{e} praticamente composto por nêutrons t \acute{e} r \acute{m} icos e epit \acute{e} r \acute{m} icos, o detetor \acute{e} ativado, podendo ser considerados para c \acute{a} lculos os valores dos par \acute{a} metros representativos desses dois grupos de nêutrons do espectro do reator.

Uma ativa \acute{c} o pode ent \tilde{a} o ser distinguida da outra se irradiarmos parte do material em recipientes de c \acute{a} dmio. Quando o material \acute{e} irradiado em recipientes de c \acute{a} dmio, ocorre somente a ativa \acute{c} o por nêutrons epit \acute{e} r \acute{m} icos, pois os nêutrons t \acute{e} r \acute{m} icos s \tilde{a} o blindados.

O c \acute{a} dmio tem uma se \acute{c} o de choque de absor \acute{c} o muito grande para nêutrons t \acute{e} r \acute{m} icos. Entretanto, essa se \acute{c} o de choque ca \acute{i} bruscamente para as energias epit \acute{e} r \acute{m} icas, que caracteriza-se pela presen \acute{c} a de resson \acute{a} ncias gigantes em muitos materiais.

A atividade absoluta A, num dado material que foi irradiado com nêutrons em c \acute{a} dmio \acute{e} dado por :

$$A_r = N\sigma_r I_0 (1 - e^{-\lambda t_i})$$

onde : N = número de átomos do nuclídeo estável
 ϕ_r = fluxo de ressonância de nêutrons
 I_0 = seção de choque de ativação para nêutrons de ressonância (integral de ressonância)
 $1 - e^{-\lambda t}$ = fator de saturação

A atividade A_p é a radioatividade medida e corrigida considerando o decaimento com o tempo desde que a irradiação termina.

3.3. MONITORES DE FLUXO DE NÊUTRONS TÉRMICOS E EPITÉRMICOS

São comumente utilizados os monitores com as seguintes características :

- a. Produzam um radionuclídeo que tem uma meia vida conveniente, emitindo raios gama para realização das medidas;
- b. Não contenham impurezas que produzam atividades que interfiram nas medidas de atividade;
- c. Tenham formato conveniente para uma boa geometria das medidas (folhas, fio ou pastilhas);
- d. Sejam estáveis ao longo da variação de temperatura;
- e. Apresentam fator de autoblindagem para nêutrons desprezível.

Alguns detetores comumente usados para medidas de fluxo são: cobre, alumínio, zinco, sódio, manganês, cobalto, índio e ouro.

As seções de choque para tais detetores são bem conhecidas, sendo os mesmos considerados de fácil preparo e de

fácil manipulação. A Tabela 4 apresenta alguns dados de ativação para os detetores mais usuais.

3.4. REAÇÕES NUCLEARES COM NÊUTRONS

Em um reator nuclear que produz nêutrons pode-se obter uma variedade enorme de reações nucleares utilizadas em nêutron ativação.

Estas reações nucleares incluem reações do tipo : (n, γ) , (n, p) , (n, α) , $(n, 2n)$ e (n, f) .

A utilização de alguma dessas reações, depende de fatores tais como o tipo de amostra, seção de choque, fluxo e energia disponível de nêutrons, propriedades químicas e físicas do material, e possíveis interferências. Cada um destes fatores, deve ser avaliado separadamente, assim como sua relação com os demais.

3.4.1. REAÇÕES COM NÊUTRONS TÊRMICOS

As reações com nêutrons têrmicos (n, γ) , são as reações mais frequentes das que são produzidas em reatores nucleares, isto é, devido ao grande fluxo de nêutrons têrmicos existentes e a seção de choque que muitos nuclídeos estáveis apresentam, obedecendo um comportamento crescente, que aumenta com o inverso da velocidade dos nêutrons, na região de nêutrons têrmicos.

Os vários nuclídeos possíveis de se obter através da reação (n, γ) no reator TRIGA IPR-R1, são apresentados na Tabela 3. |5|.

3.4.2. REAÇÕES COM NÊUTRONS EPITÉRMICOS

A facilidade com a qual, a nêutron ativação po de ser feita, depende em larga escala do alvo utilizado e mag nitude relativa da atividade induzida na amostra.

Isto torna-se bastante real quando as medidas de um ou mais radionúclídeos são feitas sem que ocorra separa ção radioquímica.

Em determinados casos esta análise pode ser facilitada através da irradiação com nêutrons epitérmicos, su primindo-se a ativação com nêutrons térmicos. [11 a 22].

A ativação com nêutrons térmicos em irradia ções pode ser blindada colocando-se as amostras em recipientes de cádmio ou boro. Outros elementos como o gadolínio e o samá rio que possuem seção de choque alta para nêutrons térmicos tam bém são utilizados. A taxa de ativação de certos núclídeos quando irradiados encapsulados em cádmio decresce de fatores que variam com a espessura deste material.

A ativação relativa de dois ou mais núclídeos por nêutrons epitérmicos depende somente de amplitude e altura de suas integrais existentes na região das ressonâncias. Desde que a integral de ressonância de muitos núclídeos diferem apre ciavelmente, a ativação com nêutrons epitérmicos permite fre qüentemente uma análise sem separação radioquímica. A integral de ressonância para alguns núclídeos é dada na Tabela 5.

4. INTERFERÊNCIA DE SEGUNDA ORDEM EM ANÁLISE POR ATIVAÇÃO

4.1. INTRODUÇÃO

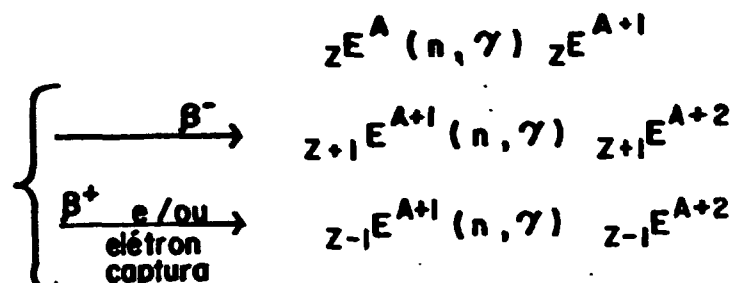
Empregando-se o processo de análise de ativação para se medir traços de um elemento ao nível de microgramas são necessárias irradiações a um fluxo de nêutrons da ordem de pelo menos $10^{11} \text{n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Para determinados materiais de meia vida curta, e sob tais condições de irradiação, as reações nucleares de segunda ordem podem levar a uma significativa interferência na determinação do elemento desejado porque elas produzem uma soma adicional do radionuclídeo desejado [23, 24]. Como por exemplo, podemos citar o método de análise por ativação com nêutrons para medir zinco em uma matriz de cobre, onde as reações de segunda ordem produzem quantidades adicionais de zinco radioativo.

A precisão dos cálculos para tais interferências dependem das meia vidas, seções de choque e valores das integrais de ressonância dos nuclídeos envolvidos. Tais resultados dependerão também do valor da correção relativa dos dados experimentais, bem como da precisão com que o fluxo de nêutrons do reator foi medido.

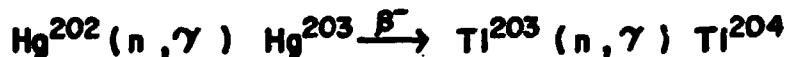
4.2. INTERFERÊNCIAS DE SEGUNDA ORDEM

A interferência de segunda ordem é o erro produzido nas análises por ativação sistematicamente, por sucessivas reações do tipo:



Se procurarmos medir a quantidade dos elementos $z+1E$ e $z-1E$ usando an\u00e1lise por ativa\u00e7\u00e3o a interfer\u00eancia pode ser analisada atrav\u00eas das rea\u00e7\u00f5es de segunda ordem se ambos os elementos analisados na matriz possuem grande quantidade de E, pois tais rea\u00e7\u00f5es s\u00e3o adicionadas ao radionucl\u00eddeo medido no sistema de contagem de radia\u00e7\u00e3o.

Interfer\u00eancias em determina\u00e7\u00f5es de cobre, zinco, germ\u00e2nio, sil\u00edcio e merc\u00far\u00edo t\u00eam sido estudadas por diversos autores [25, 26, 27].



4.3. C\u00c1LCULOS

A taxa de transforma\u00e7\u00e3o de nucl\u00eddeos em rea\u00e7\u00f5es de segunda ordem pode ser descrito pelo seguinte sistema de equa\u00e7\u00f5es diferenciais:

$$\frac{dN_1}{dt} = -N_1 \phi \sigma_1$$

$$\frac{dN_2}{dt} = N_1 \phi \sigma_1 - \lambda_2 N_2 - N_2 \phi \sigma_2$$

$$\frac{dN_3}{dt} = F_2 \lambda_2 N_2 - N_3 \phi \sigma_3$$

$$\frac{dN_4}{dt} = N_3 \phi \sigma_3 - \lambda_4 N_4 - N_4 \phi \sigma_4$$

nos quais os índices 1, 2, 3, 4 referem-se aos nuclídeos E^A , ${}_{z+1}E^{A+1}$ (ou ${}_{z-1}E^{A+1}$) e ${}_{z+1}E^{A+2}$ (ou ${}_{z-1}E^{A+2}$), respectivamente.

onde :

- N = significa o número de átomos
- γ = representa a constante de decaimento
- σ = seção de choque de captura efetiva de nêutrons na energia térmica (0,0253 eV)
- ϕt = fluxo de nêutrons térmicos
- F_2 = fração de desintegração do nuclídeo 2 o qual produz o nuclídeo 3.

A solução deste conjunto de equações é dada pela equação de Bateman. Como a equação é bastante complexa existe um código de computador, "CRUNCH", para elaborar os cálculos [28].

Em particular o número de átomos do nuclídeo interferente (49 por exemplo) na cadeia após um tempo de irradiação t , é :

$$N_4 = N_1^0 \phi^2 \sigma_1 \sigma_3 \lambda_2 F \sum_{i=1}^n C_i e^{-\lambda_i t}$$

no qual N_1^0 é o número inicial de átomos do nuclídeo ${}_Z^A$.

A constante $\Lambda = \lambda + \phi_t \delta$, utilizada na fórmula significa a constante de decaimento modificada ou taxa de remoção.

Se o nuclídeo é removido somente por decaimento então a constante é igual a λ .

Se o nuclídeo é removido por captura de nêutrons a constante Λ é igual a $\phi_t \delta$.

Quando ocorrem ambos os processos o valor $\Lambda + \phi_t \delta$ deve ser usado.

Observando uma carta de nuclídeos verifica-se que 83 deles podem sofrer interferências de segunda ordem. Destes, 23 já foram calculados, e em cerca de 42 as interferências de segunda ordem têm bastante significado. [29].

5. PROCEDIMENTO EXPERIMENTAL

5.1. INTRODUÇÃO

Descrevem-se neste capítulo as características e preparação das amostras utilizadas, as condições de irradiação e os procedimentos de contagem das mesmas para obtenção das respostas experimentais.

Como já foi citado anteriormente, o método de análise empregado foi a análise por nêutron ativação não destrutiva, portanto sem separação radioquímica.

5.2. LOCAL DE IRRADIAÇÃO

As irradiações foram realizadas na mesa giratória do Reator TRIGA IPR-R1, descrito no capítulo I.

A mesa giratória foi o dispositivo de irradiação escolhido, pois permite a irradiação simultânea de todas as amostras a um fluxo uniforme.

5.3. AMOSTRAS UTILIZADAS

Os materiais utilizados nas irradiações foram amostras de alumínio idêntico ao do poço do reator (LIGA AA5052) e dos terminais pneumáticos, padrões de Na_2SO_4 e padrões de $\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3$. [Apêndice 1].

Como o estudo foi realizado utilizando-se parâmetros de fluxo conhecidos foram dispensadas as medidas de razão de cádmio.

Todas as amostras foram irradiadas diretamente e encapsuladas em cádmio. As medidas foram realizadas dezenas de vezes ao longo do tempo para verificação de reprodutividade do método.

A fim de se evitar contaminação, todas as amostras sólidas e líquidas foram envoltas em embalagens de plástico, e seladas à fogo antes de serem colocadas nos porta-amostras de poliestireno.

As amostras de alumínio provenientes do tanque do reator e das tubulações dos terminais pneumáticos foram decapadas antes da irradiação para retiradas das possíveis contaminações existentes.

5.4. IRRADIAÇÕES

As amostras foram irradiadas à potência de 100 kW em um tempo de 1 minuto, com exceção de uma experiência, onde foram irradiadas por 10 minutos para serem contadas no dia seguinte.

Para um cálculo mais preciso, foram utilizados padrões duplos e padrões branco em todas as experiências.

As amostras que foram irradiadas em cádmio, foram encapsuladas em porta-amostras do mesmo com diâmetro de aproximadamente 6 mm e parede de espessura de 1 mm, considerada ideal para este tipo de experiência.

As amostras foram irradiadas simultaneamente, com a mesa girando em torno do núcleo do reator, permitindo assim uma irradiação uniforme.

5.5. SISTEMA DE CONTAGENS

As amostras após serem irradiadas foram retiradas dos tubos de polietileno "contaminados" e colocadas em tubos de poliestileno "limpos" para serem levadas ao sistema de detecção.

Para a medida de atividade induzida nas amostras, foi utilizado um detetor de Ge(Li) marca ORTEC, mod. 8013-16350 e um sistema analisador multicanal marca Hewlett Packard de 1024 canais. A distância entre a amostra e o detetor foi previamente ajustada permitindo assim uma perfeita reprodutibilidade nas medidas de todas as amostras.

6. RESULTADOS EXPERIMENTAIS OBTIDOS

6.1. INTRODUÇÃO

Os resultados das experiências com irradiações em várias matrizes contendo micro quantidades de alumínio, foram resumidos em uma série de gráficos que possibilitarão uma melhor interpretação dos resultados obtidos.

Os valores experimentais foram colocados na sequência utilizada nas análises ao longo do tempo.

As figuras 05 a 06 e a tabela 06 apresentam os resultados obtidos com concentração de sódio na faixa de 0 a 100 ppm irradiadas fora e dentro de cápsulas de cádmio.

6.2. VERIFICAÇÃO DO COMPORTAMENTO DAS AMOSTRAS RICAS EM ALUMÍNIO.

As figuras 09 a 14 apresentam os resultados obtidos com as amostras de alumínio do tanque do reator e da tubulação dos terminais pneumáticos de irradiação de minério.

Foram realizadas diversas experiências das quais foram seleccionadas seis para serem compiladas, pois os resultados eram repetitivos em quase todas.

Os espectrogramas mostram a atenuação nas amostras devido ao cádmio e a independência da concentração de sódio com amostras na faixa de 0 a 100 ppm.

A reprodutibilidade do método pode ser conseguido atra

vês de um bom sistema de decapagem das amostras analisadas e do posicionamento das mesmas no detetor durante a contagem.

Em análises realizadas através de absorção atômica, os resultados puderam ser comprovados. Uma outra comprovação po de ser feita através da química convencional, experiência esta que deverá ser realizada quando pretender-se realizar estas análises em caráter quantitativo.

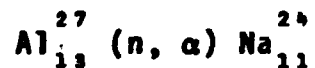
7. CONCLUSÃO

O trabalho procurou estudar a presença de reações interferentes, em irradiações de matrizes contendo altos teores de de terminados elementos.

Ele abrangeu especificamente análises qualitativas de amostras de Al_2O_3 , e alumínio utilizado como componente estrutural do poço do reator e tubulações do terminal pneumático.

A independência da concentração de sódio em amostras situadas na faixa de 0 a 100 ppm, foi observada através da atenuação obtida com as amostras envolvidas em cádmio.

As amostras ricas em alumínio apresentaram teores de sódio para alumínio no tanque do reator e para o composto Al_2O_3 , devido a reação interferente:



Como consequência desta reação, análises quantitativas de micro quantidades de sódio em ligas de alumínio, deverão ser realizadas somente com utilização do fator de atenuação e as devidas correções.

Outro fator a ser ponderado é quanto ao aumento da corrosão do alumínio em reatores nucleares, devendo ser consideradas du as evidências conseqüentes desta reação: a possibilidade de irradiação do alumínio pelos núcleos de sódio ocluídos na liga ocasionando o aumento da corrosão e a transferência de sódio proveniente da liga para a água de refrigeração do reator.

Foram também analisadas amostras ricas em zinco e cobre. As

irradiações de amostras ricas em zinco, também apresentaram interferência da reação.



As irradiações de amostras de cobre não apresentaram reações interferentes que pudessem ser detectadas.

A conclusão do trabalho é que existe a possibilidade de erros devidos as reações interferentes de segunda ordem, principalmente em amostras de metais utilizados em estruturas nucleares, as quais necessitam de rígido controle de qualidade.

No caso específico do IPR-R1, propõe-se uma análise quantitativa do alumínio utilizado na liga do tanque e nas tubulações do sistema pneumático. Tal medida contribuirá para a análise permanente de sódio da água do reator, permitindo assim um melhor controle das propriedades químicas da água de refrigeração.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

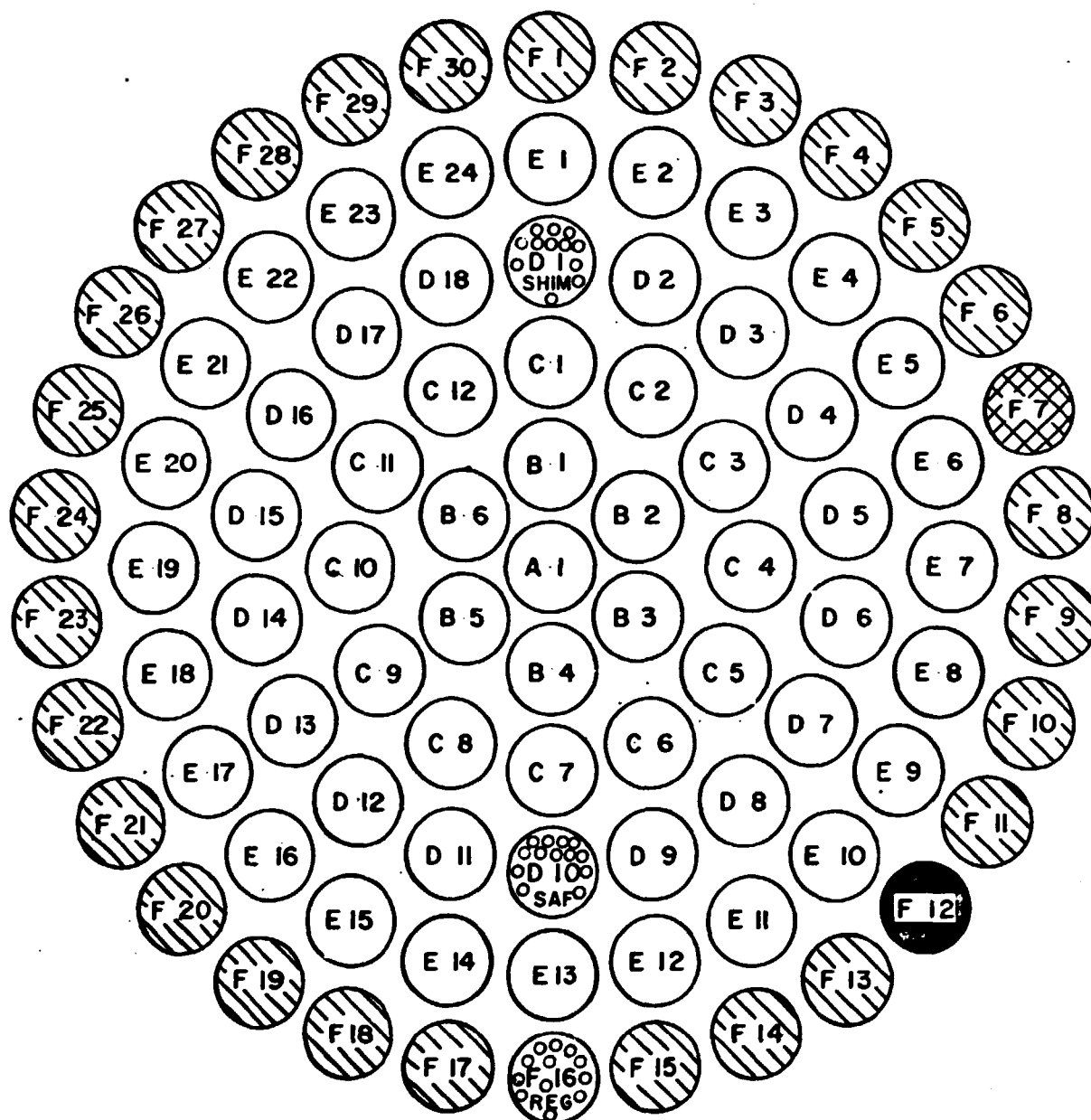
- (1) KOCH, R.C. Activation analysis handbook. New York , Academic Press, 1960.
- (2) GULF GENERAL ATOMIC. TRIGA MARK I Reactor description. San Diego, Ca., 1959. (GA - 952).
- (3) GULF GENERAL ATOMIC. Experiments with TRIGA MARK I Reactor. San Diego, Ca., 1958. (GA - 295).
- (4) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Power reactors in member states. 1980 ed. Vienna, 1980.
- (5) ANDRADE E SILVA, Virgilio Mattos de. Fórmula para cálculo de atividade no reator IPR-R1 a 100 kW. Belo Horizonte, IPR, 8 p. Publicação interna do Reator , 1975.
- (6) MUGHABGHAB, S.S. Resonance parameters. In: BROOKHAVEN NATIONAL LABORATORY. Neutron cross sections. 3. Upton, N.Y., 1973.
- (7) FRIEDLANDER, G. et alii. Nuclear and radiochemistry. New York, John Wiley, 1960.
- (8) HUGHES, D.J. Pile neutron research. Cambridge, Mass, Addison - Wesley, 1953.
- (9) STOUGHTON, R. W. & HALPERIN J. Heavy nuclide cross sections of particular interest to thermal reactor operation: Conventions, measurements and preferred values. Nuclear Science and Engineering, 6 : 100-18, Aug. 1959.
- (10) WESTCOTT, Carl H. The specifications of neutron flux and nuclear cross - sections in reactor calculations. Journal of Nuclear Energy, 2 (1): 59-76, Aug. 1955.

- (11) BRUNFELT, A.O. et alii. Some new methods for the determination of rare earth elements in geological materials using thermal and epithermal neutron activation. Journal of Radioanalytical chemistry, 38 (9): 451 - 9, 1977
- (12) JANSSENS, M. et alii. Determination of uranium, antimony, indium, bromine, and cobalt in atmospheric aerosols, using epithermal neutron activation and a low energy photon detector. Journal of Radioanalytical Chemistry, 26 (11): 305 - 15, 1975.
- (13) BRUNFELT, A. O. & STEINNES, E. A neutron activation scheme developed for the determination of 42 elements in lunar material. Talanta, 18 (12): 1197 - 208 , 1971.
- (14) ERASMUS, C. S. et alii. The NINROC samples as reference materials for neutron activation analysis. Journal of Radioanalytical Chemistry, 39 (12): 323 - 34 , 1977.
- (15) GIRARDI, F. & SABBIONI E. Selective removal of radioactive sodium from neutron-activated materials by retention on Hydrated Antimony pentoxide. Journal of Radionalysis Chemistry, 1 (10): 169 - 78, 1968.
- (16) LEYPUNSKAYA, D. I. et alii. Synthetic Multi - element standards used for instrumental neutron activation analysis as rock imitations. Journal of Radionalysis Chemistry, 26 (12): 293 - 304, 1975.
- (17) SABBIONI, E. et alii. Non destructive analysis of phosphorus by neutron activation analysis in biochemical products. Journal of Radionalysis Chemistry. 14 (11): 159 - 69, 1973.

- (18) MANTEL, M. et alii. Isotopic analysis of uranium by neutron activation and high resolution gamma - ray spectrometry. In: INTERNATIONAL CONFERENCE ON MODERN TRENDS IN ACTIVATION ANALYSIS. Gaithersburg Md., 7-11, Oct. 1968. Proceedings... Washington, D. C. , National Bureau of Standards, 1969. .. 1. p. 482-9.
- (19) SINGH, B. R. et STEINNES, E. Uptake of trace elements by Barley in Zinc-polluted soils; 2. Lead, cadmium and vanadium in Barley. Soil Science, 121 (6): 38 - 43, 1976.
- (20) WHITLEY, J. E. et alii. Determination of rare earths in geological samples by neutron activation analysis. Journal of Radioanalytical Chemistry, 48 (12): 147 - 58, 1979.
- (21) AL-SHAHRISTANI, H. et ABBASS, K. Comparison of activation methods for mercury determination. Journal of Radioanalytical Chemistry, 27 (9): 57 - 65, 1975.
- (22) ROELANDTS, Iwan. Méthodologie de l'utilisation de l'analyse par activation neutronique des matériaux géologiques. Analysis, 6 (9): 2 - 10, 1978.
- (23) RICCI, E. & DYER, F. F. Second order interference in activation analysis. Nucleonics, 22 (6): 45 - 50 June 1964.
- (24) HOLM, D. M. & SANDERS, W. M. Interference reduction and sensitivity improvement in activation analysis. Nuclear Applications, 3 (5): 308 - 313, May, 1967.
- (25) KRAMER, H. H. et alii. Interference by (n, p) and/or (n, alpha) reactions to (n, gamma) reactions used in activation analysis. Transactions American Nuclear Society, 8 (1): 83, June, 1965.

- (26) GUINN, V. P. Instrumental neutron activation analysis limits of detection in the presence of interferences. Journal of Radioanalytical Chemistry, 15 (2): 473 - 7, 1972.
- (27) MAENHAUT, W. & DE BEECK, J. Interference by second order reactions in activation analysis. Journal of Radioanalytical Chemistry. 5: 115 - 35, 1970.
- (28) LIETZKE, M. P. & CLAIBORNE, H. C. CRUNCH - an IBM-704 code for calculating N successive first-order reactions. Oak Ridge, Tenn. Oak Ridge National Laboratory, 1960 (ORNL - 2958).
- (29) PEKSIANI, P. J. et alii. Neutron resonance integral and age data. Argonne, Illinois, Argonne National Laboratory, 1963. (TID - 18590).
- (30) MUGHABGHAB, S. F. & GARBER, D. I. Resonance parameters. In: Neutron cross sections. 3 ed. Brookhaven , Brookhaven National Laboratory, 1973. v. 1. (BNL 325, v. 1).
- (31) LEDERER, C. Michael & SHIRLEY, V. S. Table of Isotopes, 7 th ed. New York, Wiley Interscience, 1978.
- (32) EUA. Dept. of Health, Education and Welfare. Radiological Health Handbook. Rev. ed. Washington, D. C. V. S. Government Printing office, 1970.

○ MECANISMO DE ACIONAMENTO DA MESA GIRATÓRIA

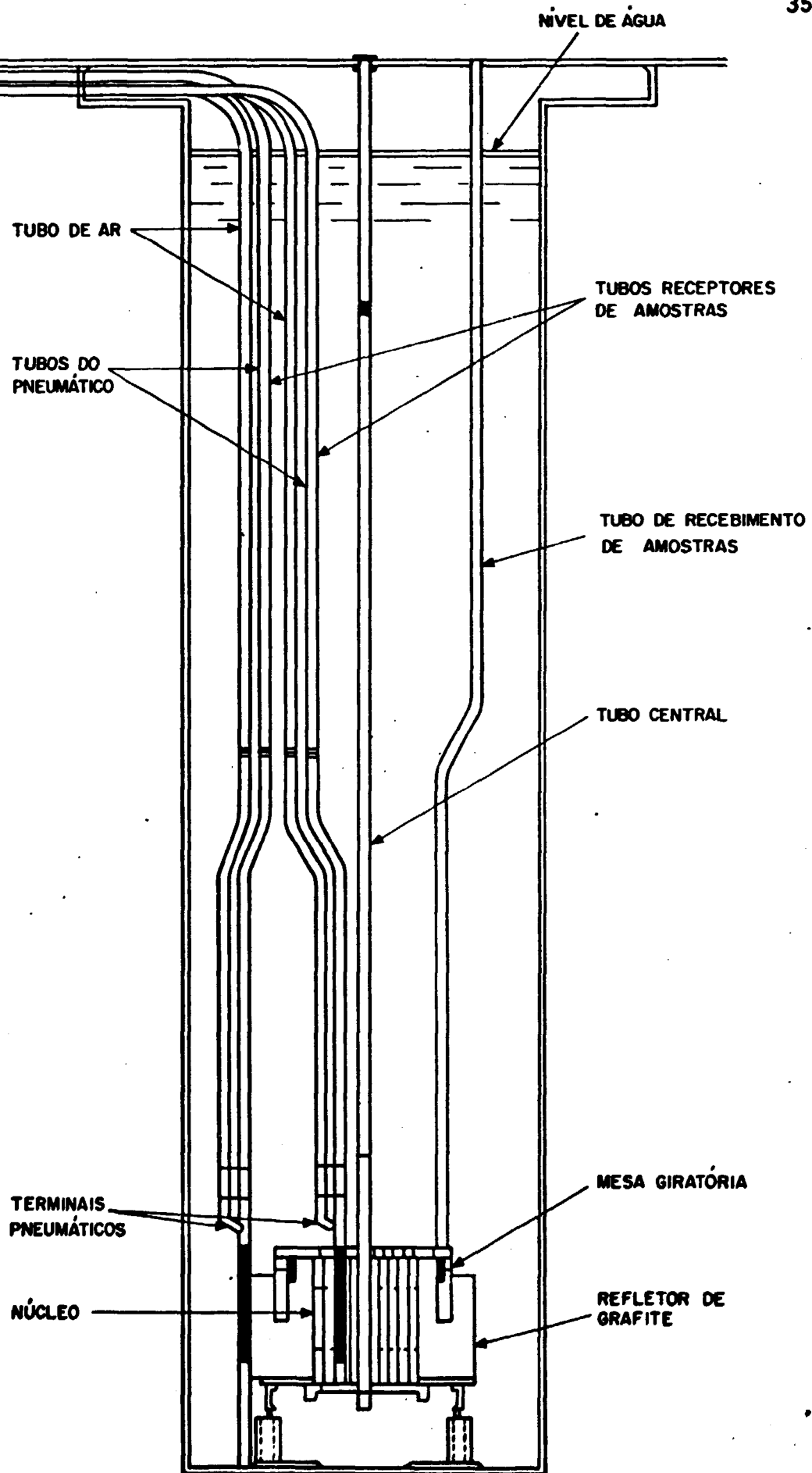


○ E 23 POSIÇÃO DO ELEMENTO NO ANEL

- BARRA DE CONTROLE
- FONTE DE NEUTRONS
- TERMINAL PNEUMÁTICO
- ELEMENTO COMBUSTÍVEL
- ELEMENTO DE GRAFITA

DIAGRAMA DO NÚCLEO DO REATOR TRIGA IPR-R1

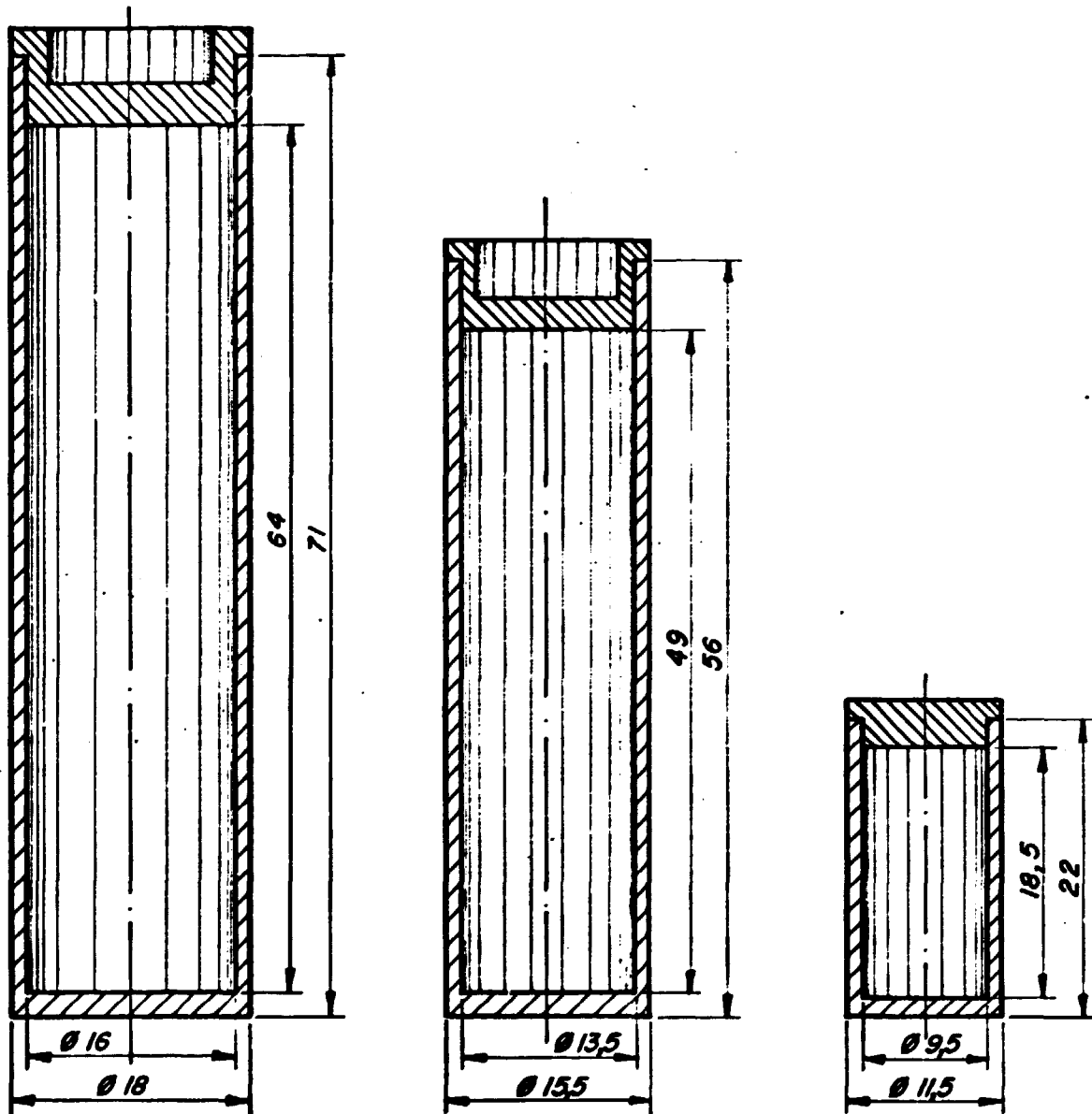
FIGURA 01



TANQUE DO REATOR TRIGA IPR-R1

FIGURA 02

TUBOS PARA IRRADIAÇÃO DE AMOSTRAS



CAPACIDADE MÁXIMA:
VOLUME: 10,0 ml
MASSA: 11,8 g

CAPACIDADE MÁXIMA:
VOLUME: 6,5 ml
MASSA: 6,6 g

CAPACIDADE MÁXIMA:
VOLUME: 1,2 ml
MASSA: 1,4 g

OBS: PARA AMOSTRAS LÍQUIDAS, AS TAMPAS DOS TUBOS DE POLIETILENO DEVERÃO SER LACRADAS A QUENTE

FIGURA 03

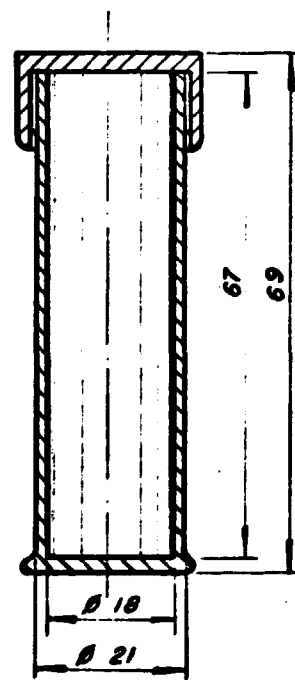
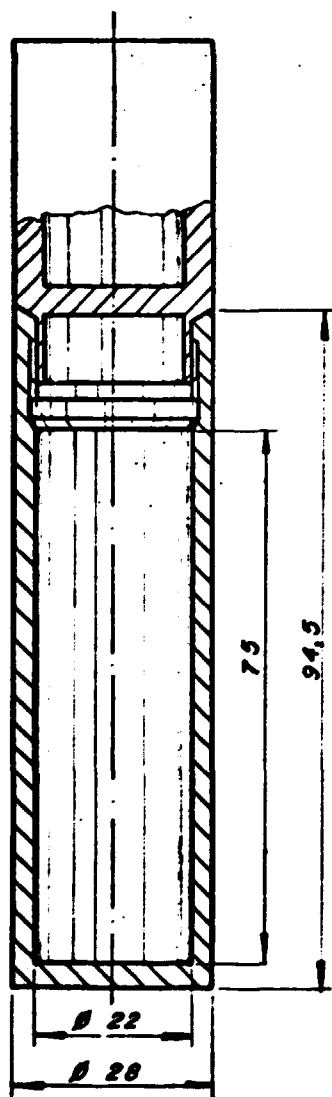
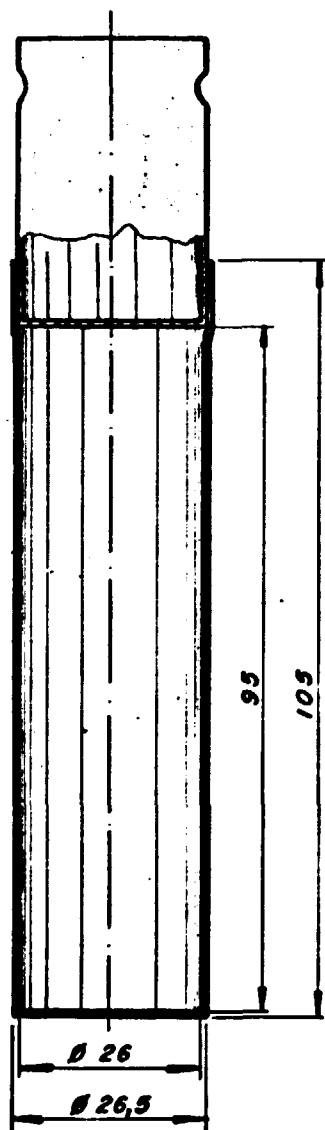
PORTA - AMOSTRA

37

TUBO CENTRAL

MESA GIRATÓRIA

TERMINAL
PNEUMÁTICO



TUBO DE ALUMÍNIO

TUBO DE POLIESTIRENO

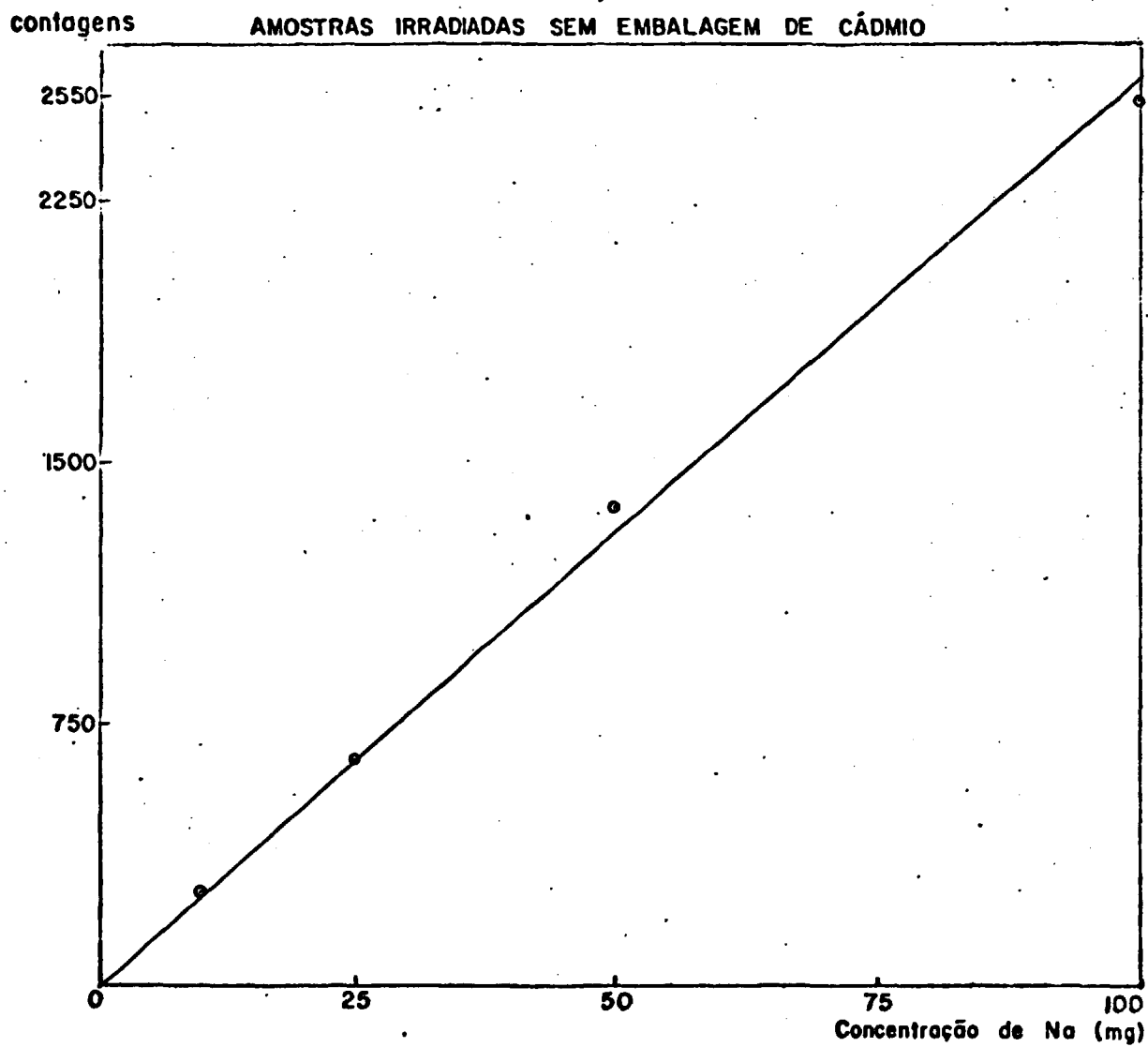
TUBO DE POLIETILENO

I

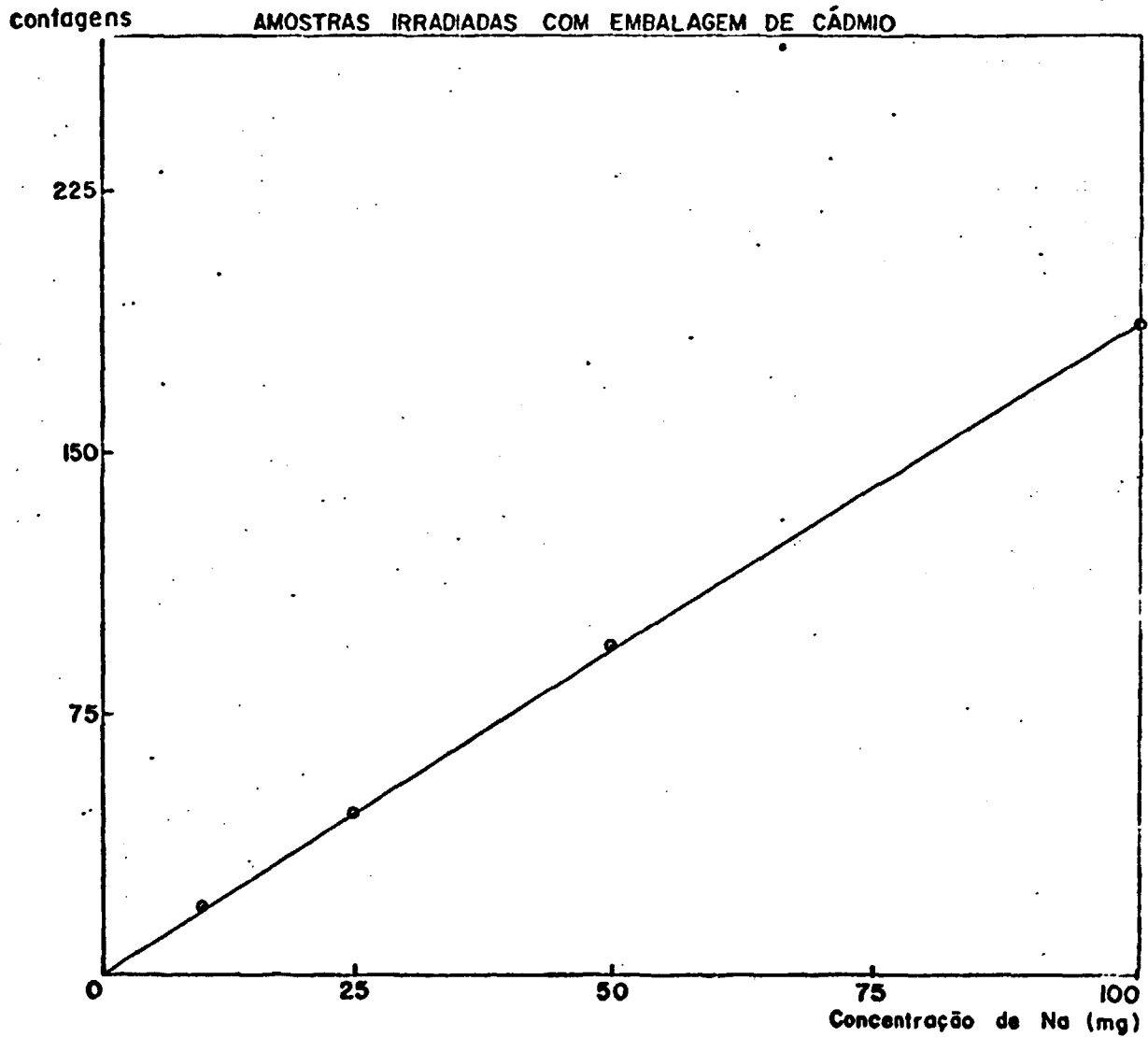
II

III

FIGURA 04



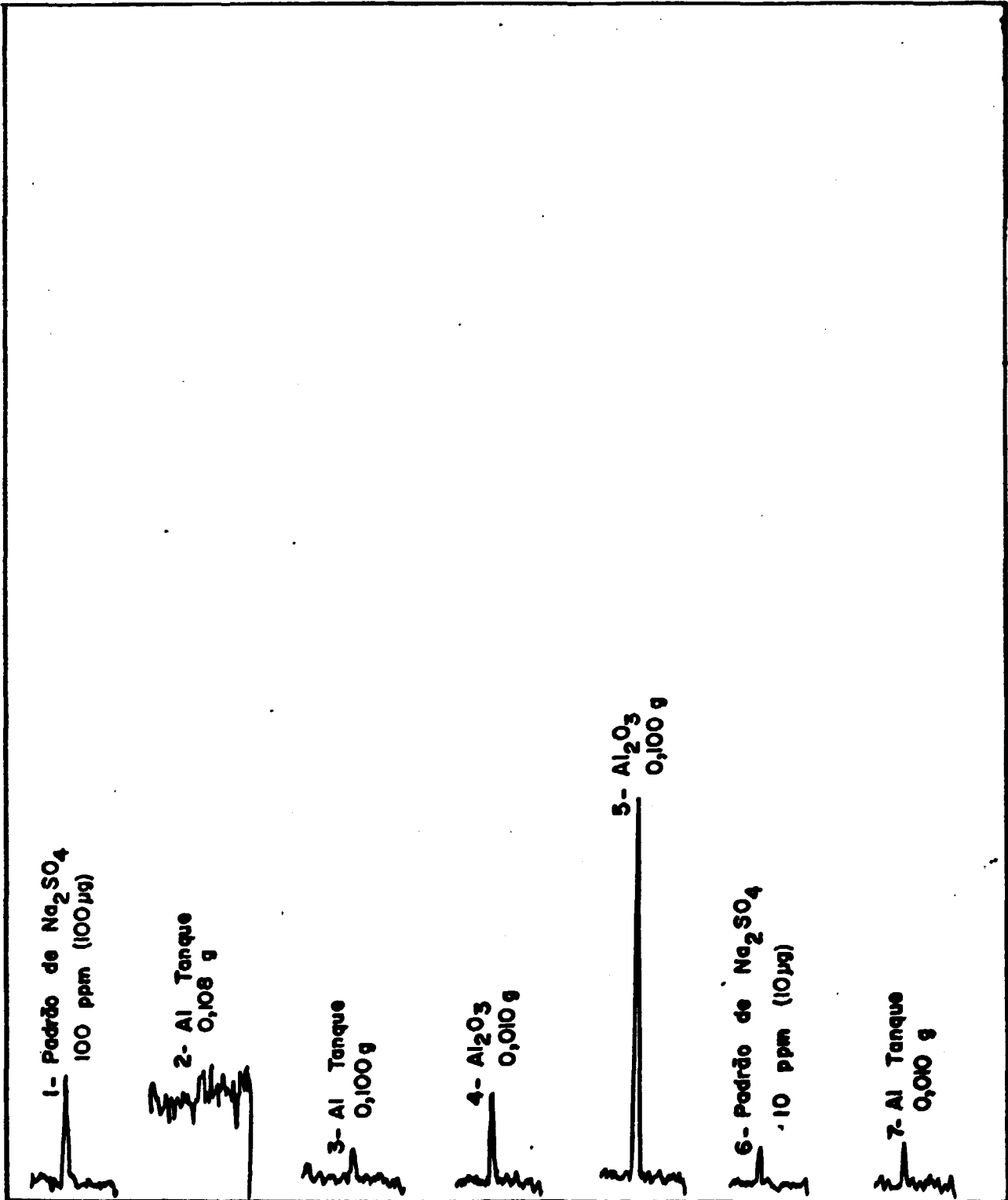
REPRESENTAÇÃO GRÁFICA DA ALTURA DO PICO DE Na-24 VERSUS
CONCENTRAÇÃO DE SÓDIO (PADRÕES)
($t_c = 5 \text{ min}$)
FIGURA 05



REPRESENTAÇÃO GRÁFICA DA ALTURA DO PICO DE Na-24 VERSUS
CONCENTRAÇÃO DE SÓDIO (PADRÕES)

($t_c = 5 \text{ min}$)
FIGURA 06

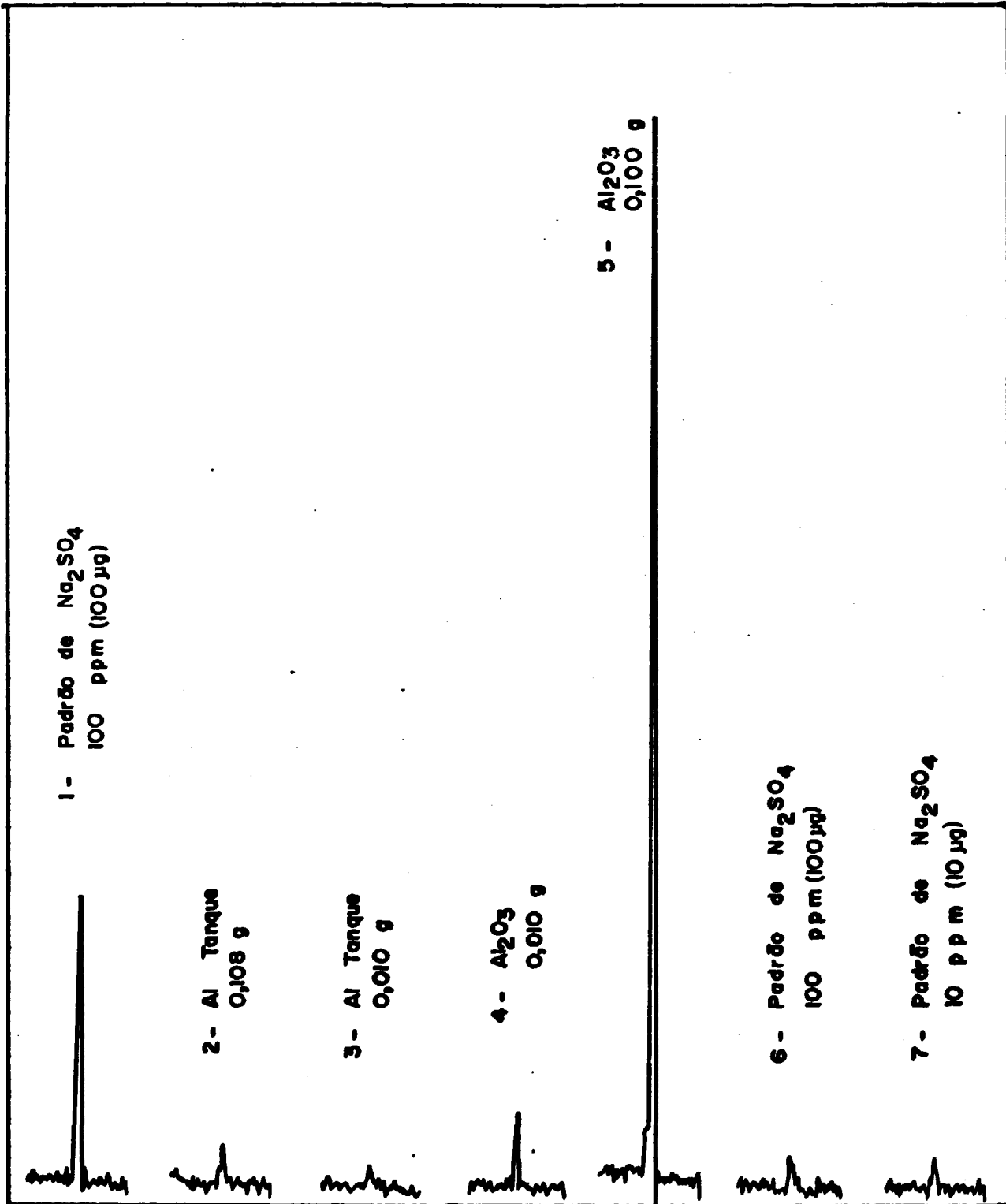
Experiência Nº 01
Tempo de irradiação: 10 seg
Tempo de contagem: 5 min
Energia: 1368 keV
Escala: 200



ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES

FIGURA 07

Experiência Nº 02
Tempo de irradiação : 1 min
Tempo de contagem : 5 min
Energia: 1368 keV
Escala : 200



ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES
FIGURA 8

ANÁLISE QUALITATIVA

42

Experiência Nº 03

Tempo de irradiação : 1 min

Tempo de contagem : 5 min

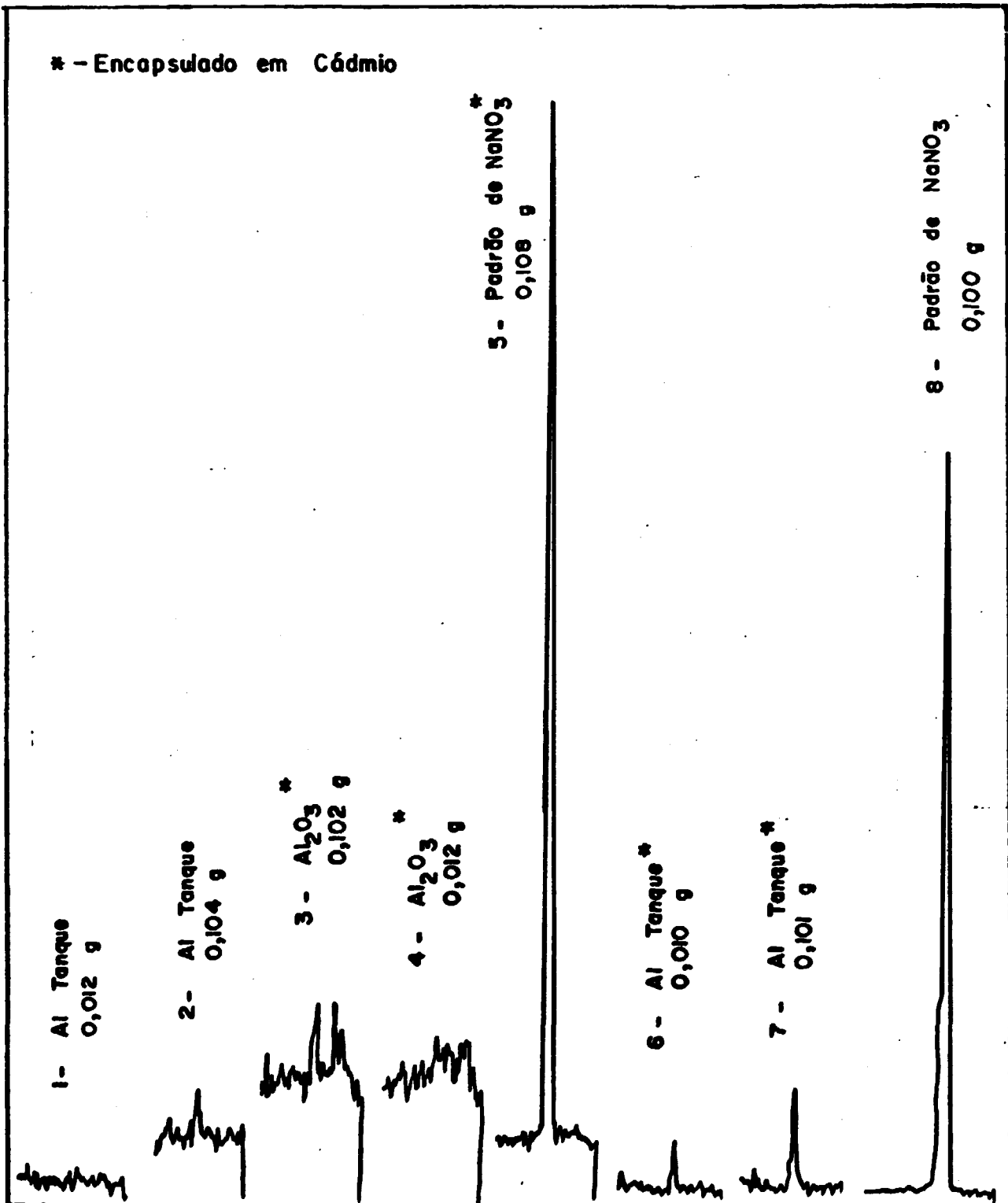
1 min (amostra 08)

Energia: 1368 keV

Escala : 200

500 (amostra 05)

5 K (amostra 08)



ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES

FIGURA 9

Experiência Nº 04

Tempo de irradiação : 10 min

Tempo de contagem : 5 min

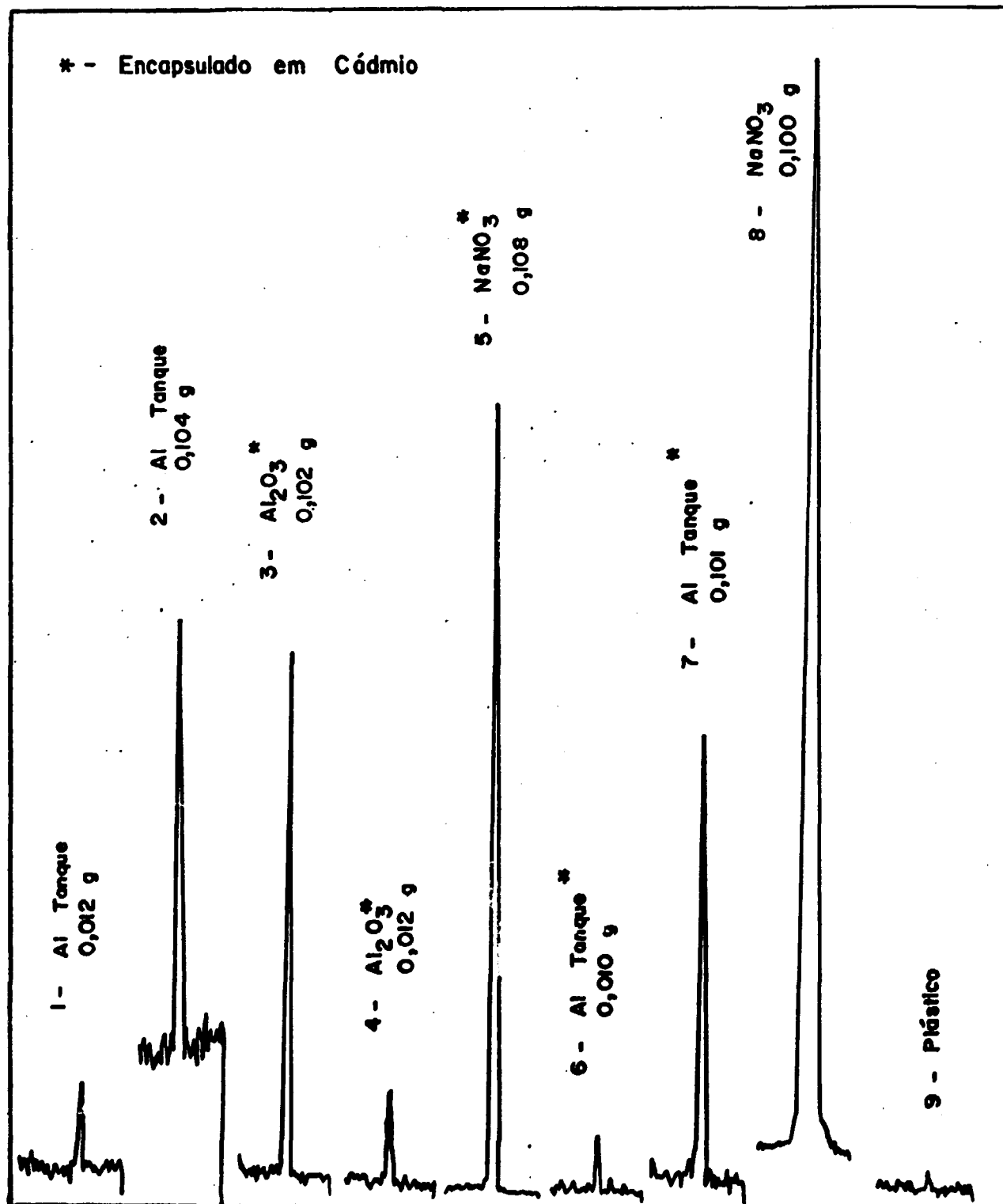
1 min (amostras 05 e 08)

Energia: 1368 keV

Escala : 200

1 K (amostra 05)

5 K (amostra 08)

ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES
FIGURA 10

Experiência Nº 05

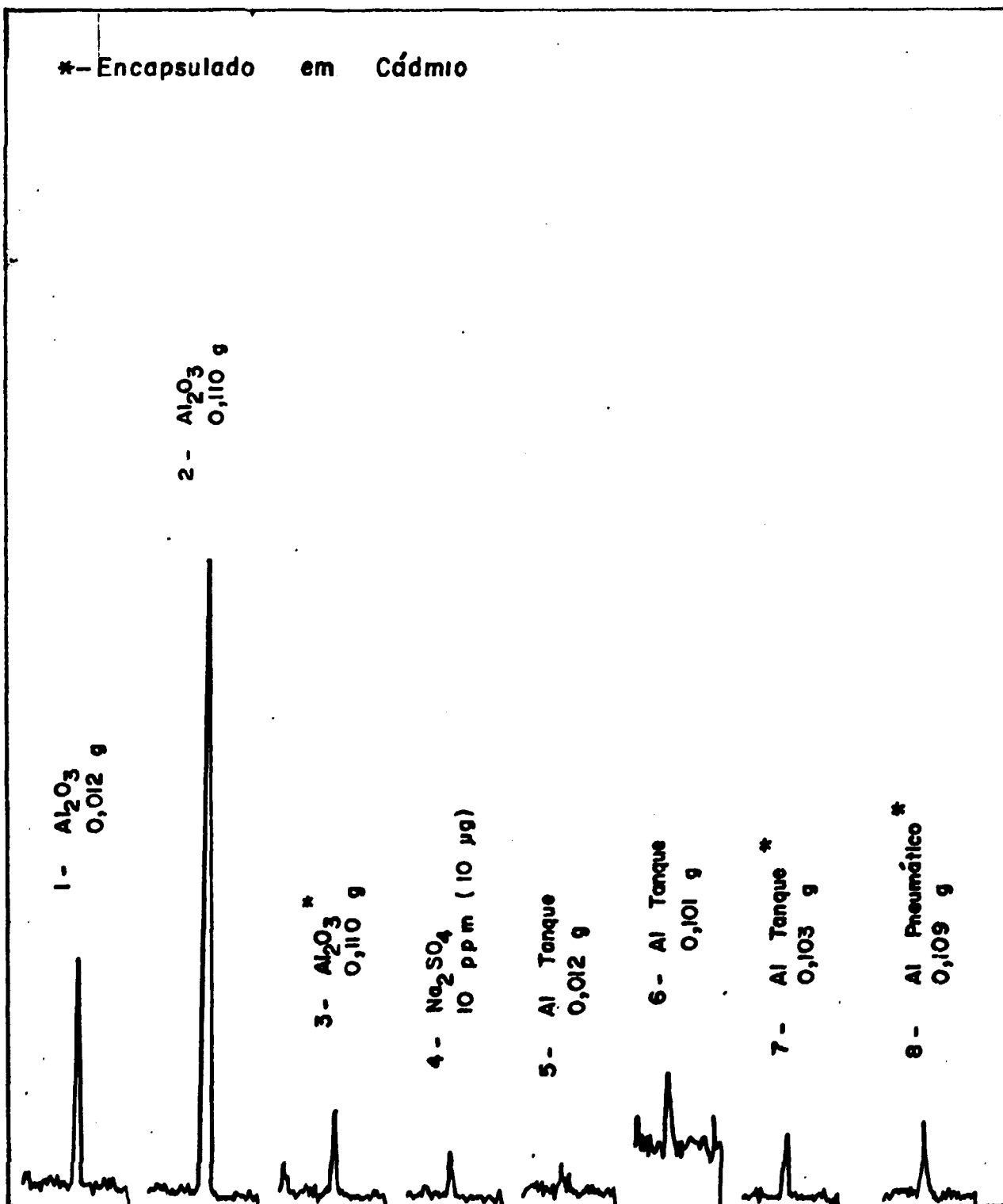
Tempo de irradiação: 1 min

Tempo de contagem: 5 min

Energia: 1368 keV

Escala: 200

500 (amostra 02)



ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES

FIGURA II

Experiência Nº 06

Tempo de irradiação : 1 min

Tempo de contagem : 5 min

1 min (amostras 01, 03, 05)

Escala: 200 (amostras 09, 10, 11, 12, 13)

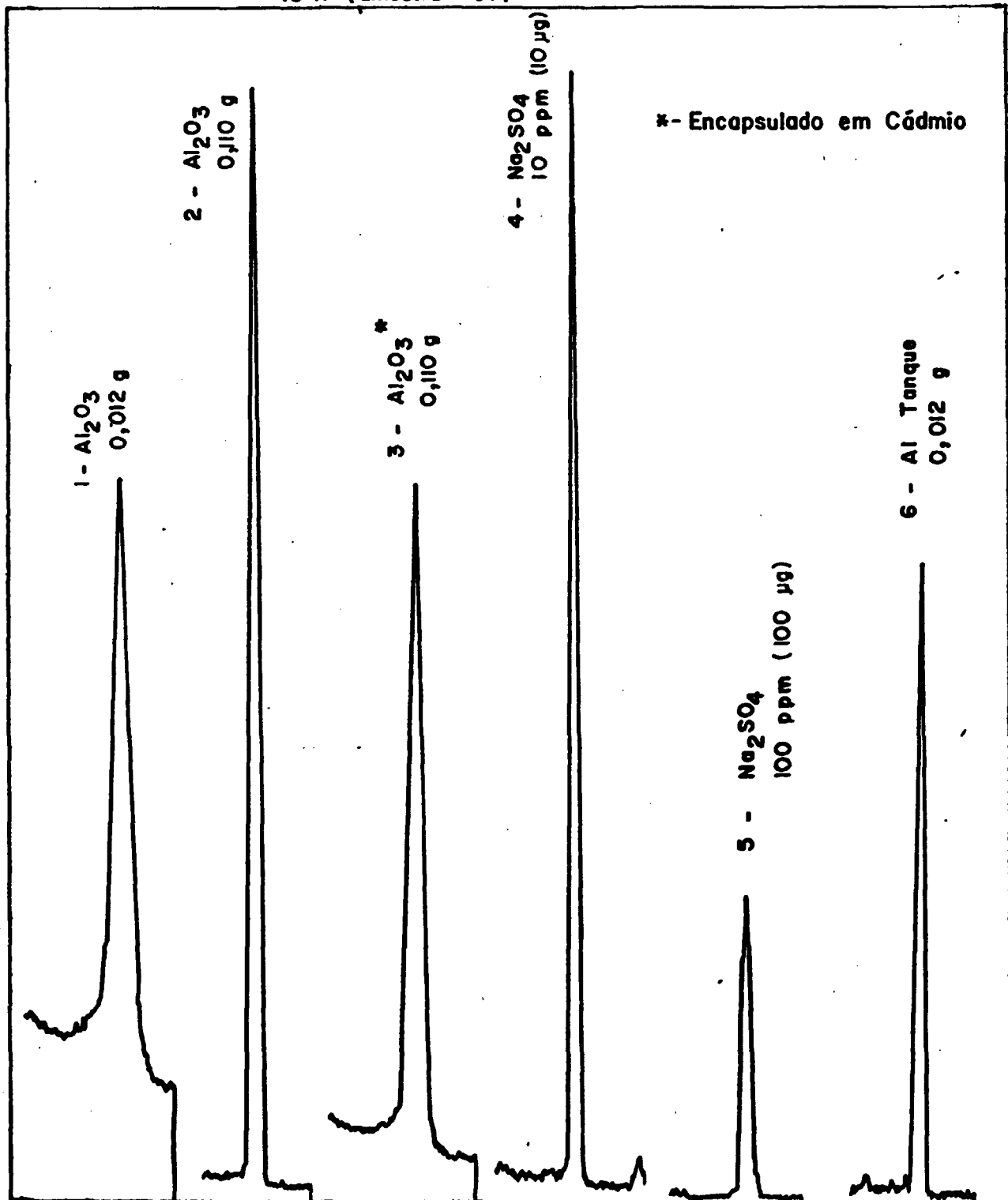
500 (amostra 08)

1 K (amostras 04, 06, 07)

2 K (amostra 02)

5 K (amostras 03, 05)

10 K (amostra 01)



ESPECTROMETRIA GAMA DE ALUMÍNIO E PADRÕES

FIGURA 12

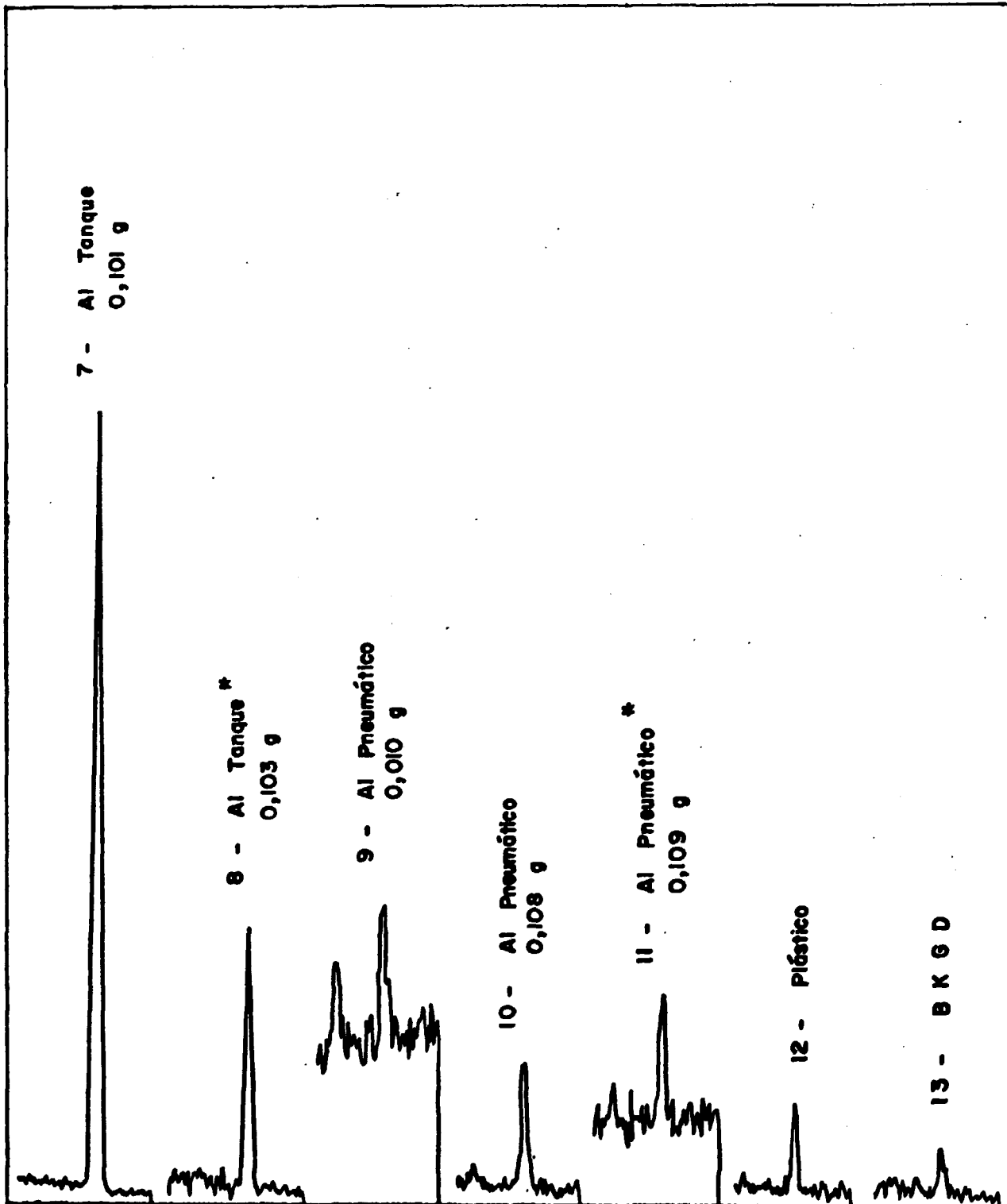


FIGURA 12 (Continuação)

LOCAL DE IRRADIAÇÃO	FLUXO TÉRMICO (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	FLUXO RÁPIDO (n.cm ⁻² .s ⁻¹)
TUBO CENTRAL	4,3 x 10 ¹²	1,4 x 10 ¹²
MESA GIRATÓRIA	6,6 x 10 ¹¹	4,7 x 10 ¹⁰
TERMINAL PNEUMÁTICO 01	1,7 x 10 ¹²	—
TERMINAL PNEUMÁTICO 02	1,8 x 10 ¹¹	—

FLUXOS TÉRMICOS E RÁPIDOS NOS LOCAIS DE IRRADIAÇÃO

A 100 kW

TABELA 01

TUBO	MASSA *	VOLUME **
POLIETILENO I	11,8 g	10,0 ml
POLIETILENO II	6,6 g	6,5 ml
POLIETILENO III	1,4 g	1,2 ml

PORTA AMOSTRA	MASSA *	VOLUME **
ALUMÍNIO I	55 g	NÃO SE APLICA
POLIESTIRENO II	34 g	NÃO SE APLICA
POLIETILENO III	22 g	NÃO SE APLICA

* Para amostras sólidas

** Para amostras líquidas

**CAPACIDADE MÁXIMA DOS TUBOS E PORTA-AMOSTRAS
DE IRRADIAÇÃO**

TABELA 02

ATIVIDADES ESPECÍFICAS SATURADAS, EM mCi/g, NA MG,
A 100 KW, PARA ISÓTOPOS DE MEIAS-VIDAS ENTRE
1 SEGUNDO E 100 ANOS.

OBSERVAÇÕES

- . $\bar{\sigma} = 6,6 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$
- . A atividade do isótopo é dada por grama do elemento irradiado. Para calculá-la, usar os valores grifados da seção de choque.
- . IT = transição isomérica
- IS = isômero superior
- II = isômero inferior
- IS β = isômero superior emissor β .

REFERÊNCIAS

- . |30, 31 e 32| -

Atividades Específicas Saturadas.

TABELA 03

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b.	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
H-3	$5,4 \times 10^{-4}$	$4,3 \times 10^{-4}$	12,3 a	
N-16	$2,4 \times 10^{-5}$	6×10^{-5}	7,2 s	
O-19	$1,6 \times 10^{-4}$	$1,6 \times 10^{-4}$	29 s	
F-20	$9,5 \times 10^{-3}$	5,35	11,4 s	
Ne-23	$4,8 \times 10^{-2}$	2,05	37,6 s	
Na-24 m	<u>0,400</u> + <u>0,130</u>	246,57	15,0 h	IT, IS 20 ms
Mg-27	0,0382	1,72	9,5 min	
Al-28	0,230	91,15	2,31 min	
Si-31	0,107	1,18	2,62 h	
P-32	0,180	62,13	14,3 d	
S-35	0,240	3,19	88 d	
Cl-38 m	<u>0,005</u> + <u>0,428</u>	30,48	37,3 min	IT, IS 0,74 s
Ar-41	0,660	175,84	1,83 h	
K-42	1,46	26,21	12,4 h	
Ca-45	1,0	5,01	165 d	
Ca-47	0,7	$5,4 \times 10^{-3}$	4,53 d	
Ca-49	1,1	0,44	8,8 min.	
Sc-46m	9,6	2.282,7	20 s	IT
Sc-46	<u>9,6</u> + <u>16,9</u>	6.301,1	83,9 d	
-Ti-51	0,179	2,05	5,8 min.	
V-52	4,88	1.021,4	3,76 min	
Cr-51	15,9	146,65	27,8 d	
Cr-55	0,36	1,70	3,5 min	
Mn-56	13,3	2.587	2,576 h	
Fe-55	2,25	25,94	2,6 a	
Fe-59	1,15	0,70	45 d	
Co-60 m	20	3.627,1	10,5 min	IT
Co-60	<u>20</u> + <u>17</u>	6.710,17	5,26 a	
Ni-63	14,2	89,73	92 a	
Ni-65	1,49	2,73	2,56 h	
Cu-64	4,5	528,0	12,8 h	
Cu-66	2,17	110,4	5,1 min	
Zn-65	0,78	63,76	245 d	
Zn-69 m	0,072	2,10	13,8 h	IT
Zn-69	0,072 + 1,0	29,17	57 min	
Ga-70	1,68	157,35	21,1 min	
Ga-72	<u>0,15</u> + <u>4,71</u>	291,30	14,1 h	IS 36 ms
Ge-71	<u>0,28</u> + <u>3,15</u>	98,36	11,4 d	IS 20 ms

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
Ge-75 m	0,143	7,55	48 s	IT
Ge-75	<u>0,143</u> + <u>0,24</u>	20,21	82 min.	
Ge-77 m	0,092	1,01	54 s	IT 24%
Ge-77	<u>0,24x0,092</u> + <u>0,05</u>	0,79	11,3 h	
As-76	4,3	613,5	26,5 h	
Se-75	51,8	65,16	120,4 d	
Se-77 m	<u>21</u> + 64	266,68	17,5 s	II nat.
Se-79 m	0,33	10,65	3,9 min	II > 6,5x10 ⁴
Se-81 m	0,08	5,26	57 min	IT
Se-81	0,080 + <u>0,530</u>	34,85	18,6 min	
Se-83 m	0,039	0,47	70 s	IS β
Se-83	5,8 x 10 ⁻³	0,07	25 min	
Br-80 m	2,6	177,97	4,38 h	IT
Br-80	2,6 + <u>8,5</u>	581,84	17,6 min	
Br-82 m	2,43	158,77	6,1 min	IT 99%
Br-82	<u>0,99x2,43</u> + <u>0,26</u>	174,17	35,34 h	
Kr-79 m	0,21	0,10	55 s	IT
Kr-79	<u>0,21</u> + <u>4,50</u>	2,29	34,9 h	
Kr-81 m	<u>4,55</u> + 14,0	13,81	13 s	IT, II 2,1x10 ⁵
Kr-83 m	<u>20,0</u> + 25	301,69	1,86 h	IT, II nat.
Kr-85 m	0,09	6,53	4,4 h	IT 23%
Kr-85	<u>0,23x0,09</u> + <u>0,042</u>	4,55	10,76 a	
Kr-87	0,06	1,30	76 min	
Rb-86 m	0,05	4,54	1,04 min	IT
Rb-86	<u>0,05</u> + <u>0,41</u>	41,73	18,66 d	
Sr-85 m	0,55	0,39	70 min	IT
Sr-85	0,55 + 0,26	0,57	64 d	IT 99%
Sr-87 m	<u>0,99</u> x <u>0,84</u>	10,20	2,83 h	II nat.
Sr-89	5,8 x 10 ⁻³	0,58	52 d	
Y-90 m	1,0 x 10 ⁻³	0,12	3,1 h	IT - 100%
Y-90	1,0x10 ⁻³ + 1,28	153,60	64 h	
Zr-95	0,056	1,11	65 d	
Zr-97	0,017	0,05	17,0 h	
Nb-94 m	1,15	132,31	6,3 min	IT 99%
				II 2 x 10 ⁴
Mo-93 m	-4,5 x 10 ⁻³	0,08	6,9 h	II 3 x 10 ³ a
Mo-99	0,13	3,37	67 h	

TABELA 03 - CONTINUAÇÃO

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
Mo-101	0,199	2,06	14,6 min.	
Ru-97	0,25	1,54	2,9 d	
Ru-103	1,30	43,11	39,6 d	
Ru-105	0,47	8,99	4,44 h	
Rh-104 m	11	1.142,7	4,41 min	IT 99%
Rh-104	0,99x11 + <u>139</u>	14.440	43 s	
Pd-103	4,8	4,83	17 d	
Pd-107 m	<u>0,013</u> + 0,292	0,36	22 s	IT, II 7×10^6 a
Pd-109 m	<u>0,2</u>	5,29	4,7 min.	IT
Pd-109	<u>0,2</u> + <u>12</u>	322,69	13,47 h	
Pd-111 m	0,02	0,23	5,5 h	IT 55%
Pd-111	0,55x0,02 + <u>0,20</u>	2,42	22 min	
Ag-108 m	3,0	155,46	>5 a	IT 10%
Ag-108	3,0 + <u>37,2</u>	1.927,7	2,42 min	
Ag-110 m	4,5	212,84	253 d	IT 1,3%
Ag-110	4,5 + <u>89</u>	4.209,3	24,4 s	
Cd-107	1	1,23	6,5 h	
Cd-109	1,1	0,96	453 d	
Cd-111 m	<u>0,10</u> + 11	1,21	48,6 min.	IT, II nat.
Cd-115 m	0,036	0,98	43 d	IS β
Cd-115	0,036 + <u>0,300</u>	8,13	53,5 h	
Cd-117 m	0,027	0,19	3,4 h	IS β
Cd-117	0,027 + <u>0,05</u>	0,35	2,4 h	
In-114 m ₂	<u>3,1</u> + <u>4,4</u> + 3,9	30,40	50,0 d	IT ₁ 100%, IT ₂ 96% IS ₁ 42 mS
In-114	3,1+0,96x4,4+ <u>3,9</u>	15,81	72 s	
In-116 m ₁	92	8.193,5	2,16 s	IT
In-116 m ₂	<u>92</u> + <u>65</u>	13.892	54 min	IS ₂ β
In-116	45	4.007,7	14 s	
Sn-113 m	0,35	0,32	20 min	IT 91%
Sn-113	<u>0,91x0,35</u> + <u>0,8</u>	1,02	115 d	
Sn-117	6×10^{-3}	0,08	14,0 d	
Sn-119	0,016	0,35	250 d	
Sn-121 m	1×10^{-3}	0,03	76 a	IS β
Sn-121	0,14	4,10	27 h	
Sn-123 m	1×10^{-3}	4×10^{-3}	40 min	IS β
Sn-123	0,18	0,74	125 d	
Sn-125 m	0,13	0,67	9,7 min	IT

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE	ATIVIDADE	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
	DO ISÓTOPO ALVO, b			
Sn-125	4×10^{-3}	0,021	9,4 d	
Sb-122 m	0,055	2,79	4,2 min	IT
Sb-122	<u>0,055</u> + <u>6,2</u>	316,92	2,8 d	
Sb-124 m ₁	0,011	0,41	21 min	IT
Sb-124 m ₂	0,011 + <u>0,035</u>	1,30	93 s	IT 80%
Sb-124	<u>0,011</u> + <u>0,8x0,035</u> + <u>4,23</u>	160,38	60 d	
Te-121 m	0,34	0,03	154 d	IT 90%
Te-121	0,34 + <u>2,0</u>	0,16	17 d	
Te-123 m	<u>1,1</u> + 1,7 (Ref. 3)	2,37	117 d	II $1,2 \times 10^{13}$ _a
Te-125 m	<u>0,04</u> + 6,8	0,16	58 d	IT, II nat.
Te-127 m	0,135	2,15	109 d	IT 99%
Te-127	0,135 + <u>0,9</u>	14,3	9,4 h	
Te-129 m	0,015 (Ref. 3)	0,40	34 d	IT 64%
Te-129	0,015 + <u>0,199</u>	5,27	69 min.	
Te-131 m	0,02	0,57	30 h	IT 18%
Te-131	0,02 + <u>0,27</u>	7,65	25 min.	
I-128	6,2	522,36	25,0 min	
Xe-125 m	22	1,82	55 s.	IT ?
Xe-125	106	8,78	17 h	
Xe-127 m	0,26	0,02	75 s	IT
Xe-127	<u>0,26</u> + <u>3,74</u>	0,31	36,4 d	
Xe-129 m	<u>0,36</u> + 5	0,58	8 d	IT, II nat.
Xe-131 m	<u>0,42</u> + 6	1,41	11,8 d	II nat.
Xe-133 m	0,025	0,54	2,26 d	IT
Xe-133	<u>0,025</u> + <u>0,36</u>	8,39	5,27 d	
Xe-135 m	0,003	0,03	15,6 min	IT 27%
Xe-135	<u>0,27x0,003</u> + <u>0,25</u>	2,08	9,2 h	
Cs-134 m	2,5	201,13	2,90 h	IT
Cs-134	<u>2,5</u> + <u>29</u>	2.534,2	2,05 a	
Ba-131 m	2,5	0,21	15 min.	IT 23%
Ba-131	0,23 x <u>2,5</u> + <u>8</u>	0,71	12 d	
Ba-133 m	0,68	0,05	38,9 h	IT
Ba-133	<u>0,68</u> + <u>8,5</u>	0,72	7,2 a	
Ba-135 m	<u>0,158</u> + 1,84	0,31	28,7 h	IT, II nat.
Ba-137 m	<u>0,01</u> + 0,39	0,06	2,55 min	IT, II nat.
Ba-139	0,35	19,44	82,9 min	
La-140	9,0	692,19	40,22 h	

TABELA 03 - CONTINUAÇÃO

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
Ce-137 m	0,95	0,14	34,4 h	IT 99,4 %
Ce-137	0,95 + <u>6,3</u>	0,95	9,0 h	
Ce-139 m	0,015	4×10^{-3}	55 s	IT
Ce-139	<u>0,015</u> + <u>1,1</u>	0,28	140 d	
Ce-141	0,57	38,54	33 d	
Ce-143	0,95	7,92	33 h	
Pr-142 m	3,9	295,95	14,6 min	IT
Pr-142	<u>3,9</u> + <u>8,0</u> (Ref. 3)	903,82	19,2 h	
Nd-147	1,4	17,67	11,1 d	
Nd-149	2,5	10,36	1,8 h	
Nd-151	1,2	4,81	12 min.	
Sm-151	102	541,33	-87 a	
Sm-153	206	3.580	47 h	
Sm-155	5,5	86,79	23 min	
Eu-152 m ₁	4	135,55 IT	96 min	
Eu-152 m ₂	3.300	$1,12 \times 10^5$	9,3 h	IS ₂ β
Eu-152	<u>4</u> + <u>5.900</u>	$2,0 \times 10^5$	12 a	
-Eu-154	390	$1,42 \times 10^4$	16 a	
Gd-153	85	11,97	242 d	
Gd-159	2,5	42,10	18,0 h	
Gd-161	0,77	11,28	3,7 min	
Tb-160	25,5	$1,71 \times 10^3$	72,1 d	
Dy-157	- 3	0,11	8,1 h	
Dy-159	43	2,62	144 d	
Dy-165 m	1.700	$3,12 \times 10^4$	1,26 min	IT 97,5%
Dy-165	<u>0,975</u> <u>x1.700</u> + <u>1.000</u>	$4,88 \times 10^4$	139,2 min	
Ho-166	63	$4,09 \times 10^3$	26,9 h	
Er-163	19	1,71	75 min	
Er-165	13	13,23	10,3 h	
Er-169	1,95	33,62	9,4 d	
Er-171	5,7	53,38	7,52 h	
Tm-170 m	<u>8,1</u> + <u>95</u>	$6,52 \times 10^3$	170 d	IT, IS 4 μS
Yb-169 m	?	?	46 s	IT
Yb-169	? + <u>3.470</u>	298,36	32 d	
Yb-175 m	<u>4,6</u> + <u>19</u>	1.272,7	101 h	IT, IS67ms
Yb-177 m	?	?	6,5 s	IT
Yb-177	<u>?</u> + <u>2,4</u>	18,57	1,9 h	

TABELA 03 - CONTINUAÇÃO

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
Lu-176 m	<u>16,4</u> + 7	976,8	3,7 h	IS β , II nat.
Lu-177 m	7	10,99	155 d	IT 22%
Lu-177 m	<u>0,22x7+315+1.778</u>	3,29 x 10 ³	6,7 d	IT ₂ , IS ₂ 160 μ S
Hf-175	390	42,68	70 d	
Hf-178	1,1	12,33	4,3 s	
Hf-179 m	<u>53</u> + 33	864,66	18,6 s	IT, II nat.
Hf-180 m	<u>0,34</u> + 40	2,79	5,5 h	IT, II nat.
Hf-181	12,6	263,34	42,5 d	
Ta-182 m	<u>0,01</u> + 21	0,59	16,5 min	IT
Ta-182	<u>0,01</u> + <u>21</u>	1.242,0	115 d	
W-181	3,5	0,29	140 d	
W-183 m	20,7 ?	321,26	5,3 s	II nat.
W-185 m	0,002	0,04	1,6 min	IT
W-185	<u>0,002</u> + <u>1,8</u>	32,43	75 d	
W-187	37,8	617,78	23,9 h	
Re-186	112	2.401,3	90 h	
Re-188 m	73	2.628,6	18,7 min	IT
- Re-188	<u>73</u> + 1,6	2.686,2	16,7 h	
Os-185	3.000	31,35	94 d	
Os-189	?	?	5,7 h	
Os-190 m	2,6 x 10 ⁻⁴	2,36 x 10 ⁻³	9,9 min	IT, II nat.
Os-191 m	9,1	135,29	13 h	
Os-191	<u>9,1</u> + <u>3,9</u>	193,27	15 d	
Os-193	2,0	45,70	31 h	
Ir-192 m	0,38 + <u>300</u>	6,3 x 10 ³	1,4 min	IT, IT, IS > 5a
Ir-192	<u>300</u> + <u>624</u>	1,3 x 10 ⁴	74,2 d	
Ir-194 m	<u>5,8</u> + <u>110</u>	4,02 x 10 ³	17,4 h	IT, IS 32 ms
Pt-191	150	1,1	3,0 d	Incerteza σ = 100
Pt-193 m	2,2	0,96	4,3 d	II < 500 a
Pt-195	0,09	1,63	4,1 d	
Pt-197 m	0,05	0,69	80 min	IT 97%
Pt-197	0,97x <u>0,05</u> + <u>0,74</u>	10,88	18 h	
Pt-199 m	0,027	0,11	14,1 s	IT
Pt-199	<u>0,027</u> + <u>3,7</u>	15,88	30 min	
Au-198	98,8	5,37 x 10 ³	64,75 h	
Hg-197 m	120	9,55	24 h	IT 94%
Hg-197	<u>0,94x120</u> + <u>3.080</u>	254,1	65 h	

ISÓTOPO	SEÇÃO DE CHOQUE DO ISÓTOPO ALVO, b	ATIVIDADE mCi/g	MEIA-VIDA	OBSERVAÇÕES
Hg-199 m	0,018	0,10	43 min	IT, II nat.
Hg-203	4,9	77,35	46,9 d	
Hg-205	0,43	1,55	5,5 min	
Tl-204	11,0	171,04	3,8 a	
Tl-206	0,10	3,68	4,19 min	
Pb-209	$4,87 \times 10^{-5}$	$1,31 \times 10^{-3}$	3,30 h	
Bi-210	0,014	0,72	5,01 d	
Ra-227	11,5	544,47	41,2 min	
Th-233	7,40	341,3	22,2 min	
Pa-232	210	$9,72 \times 10^3$	1,31 d	
U-235	100,2	0,27	26,1 min	IT
U-239	2,70	120,5	23,5 min	

TABELA 03 - CONTINUAÇÃO

NUCLÍDEO	PRODUTO		SEÇÃO DE CHOQUE (barns)	RADIÇÃO EMITIDA
	NUCLÍDEO	MEIA VIDA		
Na 23	Na 24	15,0 h	0,53	β^- , γ
Al 27	Al 28	2,30 min	0,23	β^- , γ
Mn 55	Mn 56	2,58 h	13,3	β^- , γ
Cu 63	Cu 64	12,82 h	4,1	β^- , β^+ , γ
Co 59	Co 60	5,27 anos	37	β^- , γ
In 115	In 116	54,2 min	145	β^- , γ
Au 197	Au 198	2,70 dias	99	β^- , γ

PROPRIEDADES DE ALGUNS MONITORES DE FLUXOS
DE NEUTRONS TÉRMICOS E DE RESSONÂNCIA

TABELA 04

NUCLÍDEO	INTEGRAL DE RESSONÂNCIA (barns) *	NUCLÍDEO	INTEGRAL DE RESSONÂNCIA (barns) *
Na 23	0,30	I 127	140
Al 27	0,16	Cs 133	400
P 31	0,10	Pr 141	15,5
Cl 37	0,35	Sm 152	2740
Sc 45	10,7	Eu 151	842
V 51	2,0	Dy 164	482
Mn 55	14,2	Lu 175	463
Co 59	75	Lu 176	887
Cu 63	4,4	Hf 180	21,8
Ga 69	9,2	Ta 181	590
Ga 71	15	W 180	355
As 75	36,8	Re 185	1160
Br 79	147	Re 187	305
Y 89	0,91	Ir 191	3500
Nb 93	8,4	Ir 193	1370
Rh 103	656	Au 197	1558
Ag 107	74	Ti 203	129
Ag 109	1160	Ti 205	0,5
In 113	913	Th 233	500
In 115	2640	U 235	274
Sb 121	162	U 238	280
Sb 123	138		

* Valores se aplicam a amostras encapsuladas em Cádmiio

INTEGRAL DE RESSONÂNCIA PARA DETERMINADOS NUCLÍDEOS

TABELA 05

$\frac{H\ S/\ Cd^*}{H\ C/\ Cd^{**}}$	MASSA DO PADRÃO DE Na (mg)
$\frac{270,0}{20,3} = 13,30$	10
$\frac{650}{48} = 13,54$	25
$\frac{1317}{95,8} = 13,75$	50
$\frac{2525}{189,3} = 13,34$	100
Valor Médio $\frac{H\ S/\ Cd}{H\ C/\ Cd} = 13,48$	
* - Amostras irradiadas fora do Cádmiu ** - Amostras irradiadas dentro do Cádmiu	

RELAÇÃO ENTRE AS ALTURAS DOS PICOS DE Na-24 DOS PADRÕES DE
SÓDIO

TABELA 06

ELEMENTO	TEOR (%) ^a
Silício + Ferro	0,45
Cobre	0,10 ^b
Manganês	0,10
Magnésio	2,2 - 2,8
Cromo	0,15 - 0,35
Zinco	0,10
Alumínio	Restante
Outros	Máximo de 0,15
a - Teor máximo quando não é dado o intervalo	
b - Teor alterado para 0,02 %	

COMPOSIÇÃO DA LIGA DE ALUMÍNIO AA 5052**ANEXO 01**