

ESTUDOS TEÓRICOS VISANDO A CONVERSÃO DO NÚCLEO DO REATOR
IEA-R1 DE ALTO PARA BAIXO ENRIQUECIMENTO EM U-235

ROBERTO FRAJNDLICH

CENTRO DE OPERAÇÃO E UTILIZAÇÃO REATOR DE PESQUISA
ÁREA DE OPERAÇÃO E MANUTENÇÃO REATOR DE PESQUISA

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - SP

RESUMO

Os reatores de pesquisa, cujos elementos combustíveis são do tipo "MTR", funcionam atualmente, quase que em sua maioria, com alto enriquecimento em U-235. O receio de que estes combustíveis propiciassem uma proliferação considerável de armamentos nucleares, tornou quase que obrigatória a conversão dos elementos combustíveis altamente enriquecidos para baixo enriquecimento em U-235. Como o reator IEA-R1 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares vinha operando com elementos altamente enriquecidos, houve a necessidade de se fazer um estudo para sua conversão. Este trabalho ~~trabalho~~ procura ^{se}enfocar os problemas relativos a conversão e os resultados alcançados demonstrando a viabilidade técnica para a sua realização. (autor).

1 - CONSIDERAÇÕES GERAIS NA CONVERSÃO DE REATORES DE PESQUISA

1.1 - Introdução

Entre 1950 e 1960 aproximadamente, os reatores de pesquisas cujos elementos combustíveis eram do tipo "MTR", utilizavam baixo enriquecimento em U-235 (menos que 20%). Este valor foi escolhido por ser considerado como um limite aceitável contra a utilização em armamentos bélicos. A necessidade de potências mais elevadas originou a substituição dos reatores com baixo enriquecimento para enriquecimentos mais elevados em U-235. Os reatores operando com alto enriquecimento apresentam outras vantagens que incluem reatividade específica mais elevada, maior tempo de operação por elemento e menores custos.

Entretanto, a partir dos anos 70 foi reconhecido internacionalmente que a utilização de combustível com baixos teores em U-235 (menos de 20%) eram realmente a melhor barreira contra a proliferação de artefatos bélicos.

Um programa com a finalidade de desenvolver novos elementos foi estabelecido em vários países como Estados Unidos, França, Alemanha Federal e Japão. Este programa destina-se a obtenção dos melhores rendimentos do núcleo de um reator operando com elementos combustíveis com baixo enriquecimento.

1.2 - Opções Existentes

Para simplificar o estudo subsequente, foram adotadas as seguintes definições:

HEU - Urânio altamente enriquecido em U-235 ($\geq 70\%$ em peso);

LEU - Urânio com baixos teores de U-235 ($< 20\%$ em peso).

Existem alguns critérios que devem ser obedecidos visando a conversão de HEU para LEU. Alguns deles seguem a seguir:

1. Os limites de segurança não devem ser inferiores àqueles determinados para os elementos combustíveis normalmente utilizados (HEU).
2. Não devem ser requeridos maiores modificações no reator para operação com os novos elementos.
3. Qualquer aumento nos custos de operação devem estar dentro de limites aceitáveis.

4. As perdas no desempenho geral do reator devem estar dentro de limites aceitáveis.

Deve-se ter em mente que a simples substituição de elementos combustíveis LEU pelo até então existente (HEU) tem como consequência imediata, a redução da performance do núcleo. A reatividade decresce, a capacidade de queima diminui e portanto há um aumento nos custos de operação para se manter a potência igual a anterior.

A conversão é possível em dois casos:

1. A quantidade de U-235 por elemento combustível pode ser mantida aproximadamente a mesma, enquanto o enriquecimento é menor.
2. Há um aumento de U-235 de forma a compensar a reatividade de perda devido a presença de U-238.

No primeiro caso resultará um fluxo por unidade de potência comparável ao núcleo sem qualquer modificação mas, devido a presença de U-238, haverá certamente uma redução na reatividade e no potencial de queima.

O aumento do conteúdo de urânio por elemento combustível pode ser feito de duas maneiras:

- a. aumentando-se o volume onde se encontra o combustível na placa e/ou
- b. aumentando-se a concentração de urânio.

No caso "a", é necessário aumentar o volume fracional onde se localiza o combustível, exigindo em geral uma reformulação nas medidas do elemento. Esta reformulação pode ser feita como segue:

1. diminuição da espessura da camisa.
2. diminuição do volume fracional de refrigeração e/ou
3. diminuição do número de placas por elemento.

No primeiro caso existe a limitação no que diz respeito a espessura mínima exigida para retenção dos produtos de fissão. No segundo caso existe a necessidade de se evitar a diminuição brusca de pressão no núcleo e da moderação de nêutrons. Neste caso o excesso de reatividade e o comprimento do ciclo serão significativamente reduzidos. A redução no número de placas pode ser limitada pela necessidade da mínima superfície de transferência de calor exigida para prevenir a ebulição do refrigerante a uma dada potência.

O aumento da concentração de urânio na placa combustível (caso b) sem a modificação da espessura da camisa traz somente efeitos negligenciáveis nas propriedades termo-hidráulicas do núcleo e portanto não requer uma reformulação nas dimensões do elemento combustível. A única limitação existente diz respeito a tecnologia de fabricação.

1.3 - A Conversão Específica do Reator IEA-R1

O reator IEA-R1, localizado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil, tem operado a uma potência equivalente a 2 Mw com elementos combustíveis altamente enriquecidos em U-235 (93%). Com as restrições impostas no comércio e utilização deste tipo de elementos, o Instituto estabeleceu um estudo para uma possível conversão do núcleo de HEU para LEU.

Inicialmente foram adquiridos da NUKEM 05 elementos combustíveis com baixos enriquecimentos (19,75%). Estes elementos possuem as mesmas dimensões e massa de U-235 que os elementos usualmente utilizados. A partir de 1982 o reator será operado com estes 5 elementos e mais aproximadamente 20 elementos altamente enriquecidos incluindo os 4 elementos de controle. O objetivo final é a conversão total do núcleo.

2 - DESCRIÇÃO DO REATOR IEA-R1

2.1 - Generalidades

O reator IEA-R1 é do tipo piscina com dimensões da parte ativa do núcleo igual a 60 x 40 x 38cm³. Tem como moderador e blindagem térmica a água leve; como refletor, blocos de grafita revestido de alumínio e como blindagem radiológica, água e concreto com barita que chega a atingir 2,0 metros na parte lateral. O fluxo neutrônico é controlado por três barras de segurança e uma de controle.

2.2 - Piscina

Tem um volume de 272 m³, sendo dividida em dois compartimentos. Um deles destina-se a estocagem e manuseio de material radioativo, enquanto o outro contém o núcleo do reator destinado a operação.

No compartimento de operação são encontrados diversos dispositivos de irradiação como os tubos pneumáticos, os "beam holes" e os elementos colocados diretamente na placa matriz.

O sistema de irradiação pneumático está localizado ao lado do núcleo, próximo a zona refletora do reator. Este sistema é acionado quando o período de irradiação é curto, ou seja, entre 1 segundo e 20 minutos. Tem sido usado principalmente para análise por ativação e produção de traçadores para pesquisas na área de radioquímica. Os "beam holes" são usados pela Área de Física Nuclear para experimentos e estudos relacionados com a física de nêutrons, reações e medidas nucleares.

2.3 - Sistema de Refrigeração

O sistema de refrigeração é composto pelos circuitos primário e secundário. O primeiro está diretamente ligado à operação. Neste caso a água de recirculação apresenta índice de radiação devido a presença de átomos de N-16 oriundos do oxigênio existente nas moléculas de água pela captura de um nêutron. Este circuito é formado por tubulações que conduzem a água de refrigeração desde a parte inferior do núcleo, através do tanque de decaimento, trocador de calor e por fim volta à piscina por meio do difusor. O Circuito Primário é constituído por dois circuitos que podem operar em conjunto ou intercaladamente.

O Circuito Secundário é totalmente independente do Primário, e a água de recirculação não sofre contaminação podendo, portanto, estar em contato com o meio ambiente. Isto ocorre nas torres de refrigeração onde o calor absorvido no trocador é dissipado.

2.4 - Sistema de Controle

O sistema de controle é formado por quatro barras absorvedoras do tipo "FOURCHETTE". Cada uma é composta de Breta (80%), Índio (15%) e Cádmiio (5%). Informações adicionais são dadas a seguir.

2.5 - Elementos Existentes no Núcleo do Reator

A placa matriz do reator IEA-R1 é de alumínio com 83,06 x 64,131 x 12,70cm³ apresentando 80 cavidades (8x10)

destinadas a fixação dos diferentes tipos de elementos formadores do núcleo.

Este estudo é baseado na configuração de número 140 de 22 de abril de 1981 e consiste de 22 elementos combustíveis padrões, 4 elementos de controle, 25 elementos refletores, 3 câmaras de ionização, uma de fissão, uma fonte de nêutrons e 15 posições para irradiações. Esta configuração é mostrada na figura 2.1.

O elemento combustível padrão é formado por 18 placas. No elemento de controle existe duas regiões internas compostas por água e pela barra absorvedora. Uma placa combustível com as suas dimensões pode ser vista na figura 2.2.

O elemento refletor consiste de um bloco de grafite envolvido por alumínio.

Os dispositivos de irradiação no interior do núcleo apresentam diferentes dimensões para diferentes tamanhos e tipos de amostras a serem irradiadas. Em geral o dispositivo é cilíndrico e o diâmetro externo varia entre 1" e 3". Estão no interior de caixas de alumínio preenchidas por água.

A fonte de nêutrons e as câmaras de fissão e ionização estão no interior de tubos de alumínio com um diâmetro interno de aproximadamente 3".

3 - MÉTODO DE CÁLCULO E CÓDIGOS UTILIZADOS

Os cálculos foram realizados através do sistema modular RSYST [2] e pelo código tri-dimensional KENO baseado na teoria de transporte de Monte Carlo [3]. As secções de choque usadas derivam-se da biblioteca de dados ENDF/B-IV [4]. Os cálculos foram realizados em três etapas. Primeiramente foi gerada uma biblioteca de secções de choque para 60 grupos de energia, a seguir houve uma homogenização do combustível para, finalmente, calcular-se a distribuição do fluxo e o fator de multiplicação efetiva para as configurações desejadas:

3.1 - Geração das Secções de Choques para 60 Grupos de Energia

Nestes cálculos foram utilizados os módulos GGC-2 [5] e o SPEKTRUM [6]. O módulo SPEKTRUM calcula o fluxo de nêutrons para 126 grupos de energia térmicas entre 10^{-5} e

3.059 eV e o módulo GGC-2 calcula as secções de choque para 99 grupos que incluem as epitêrmicas e rápidas entre 0,41 eV e 14 MeV. Os dados de entrada para estes módulos são as densidades atômicas e as secções de choque microscópicas obtidas a partir da biblioteca THERM-126 para o SPEKTRUM e a biblioteca GGC-BIB para o módulo GGC-2.

As secções de choque para os 126 grupos de energias térmicas e os 99 grupos de energias epitêrmicas e rápidas são, então, condensadas para 60 grupos através de uma sequência modular. O processo de cálculo é mostrado na figura 3.1.

3.2 - Homogeneização do Elemento Combustível

A seguir foi utilizado o código uni-dimensional SN-1D [7] para calcular as secções de choque de uma célula unitária representativa do elemento combustível. Esta célula consiste de 4 zonas. A primeira delas, representa o combustível em si, U_3O_8Al (93%) e UAl_x (19,75%); a segunda zona é composta pelo alumínio da camisa. Na terceira zona encontramos a água que se encontra entre as placas. Por fim, a quarta zona que contém alumínio e água. Representa o suporte e extremidades das placas e a água que envolve o elemento. Os fluxos de nêutrons para todas as 4 zonas, calculados através do SN-1D, são usados a seguir pelo módulo MITHOM na homogeneização das secções de choque macroscópicas.

3.3 - Cálculo Final

Na terceira etapa, foi utilizado o código tri-dimensional KENO, baseado na teoria de multigrupos de Monte Carlo. Escrito na linguagem FORTRAN IV, a sua descrição adapta-se perfeitamente com o tipo de geometria do reator IEA-R1. Este código é utilizado para calcular o fator de multiplicação efetivo (K_{eff}), o fluxo de nêutrons para 60 grupos de energia para cada subregião do núcleo e, executa a condensação dos fluxos para energias térmicas, epitêrmicas e rápidas.

Os elementos combustíveis com baixo enriquecimento têm a mesma geometria externa que os elementos com alto enriquecimento e diferem, apenas, na largura da zona onde se encontra o combustível com a consequente redução da espessura da camisa. Portanto, a sequência de cálculos para ambos é a mesma.

4 - RESULTADOS

4.1 - Comparação Entre Alto e Baixo Enriquecimento

Como resultado deste trabalho, foi obtido, primeiramente, o fator de multiplicação efetiva juntamente com a distribuição dos fluxos térmicos, epitérmicos e rápidos para enriquecimentos em U-235 de 19,75% e 93,0%, respectivamente.

Os fluxos médio para as regiões 75, 72, 64, 53, 9, 21, 34 e 41 correspondentes a posições centrais do núcleo (ver Figura 2.1). Como pode ser observado na Tabela 4.1, o fator de multiplicação efetiva dos elementos LEU é 5,52% menor que para os elementos HEU. Por sua vez, o fator de multiplicação efetiva para o núcleo contendo elementos LEU é 3,28% inferior ao mesmo núcleo com elementos HEU.

Como se pode ver na Tabela 4.2 e Figura 4.3, o fluxo térmico para as regiões previamente citadas, apresenta uma diferença dos elementos LEU para os HEU que pode variar entre 0,20% (região 9) até 15,28 (região 53). No fluxo epitérmico a diferença está entre 3,69 (região 21) e 5,55% (região 34), Figura 4.4. Por fim, o fluxo rápido apresenta variações entre 0,64 (região 72) e 19,84% (região 75), Figura 4.5.

5 - CONCLUSÃO

Os resultados aqui apresentados são quantitativamente válidos e podem ser mais precisos na medida em que incluirmos nos cálculos, as secções de choque dos produtos de fissão formados com o tempo e o núcleo do reator for descrito com maiores detalhes.

A partir dos resultados obtidos conclui-se que a conversão deste reator é perfeitamente exequível. Observa-se, no entanto, a necessidade de aumentar a sua potência em pelo menos 30% do valor atual para se manter o fluxo de nêutrons térmicos equivalente ao existente para alto enriquecimento. Este aumento na potência é possível já que o reator está projetado para funcionar a 10 Mw e opera atualmente a 2 Mw.

MAPEAMENTO DO NÚCLEO

CONFIGURAÇÃO Nº 140

PLACA-MATRIZ

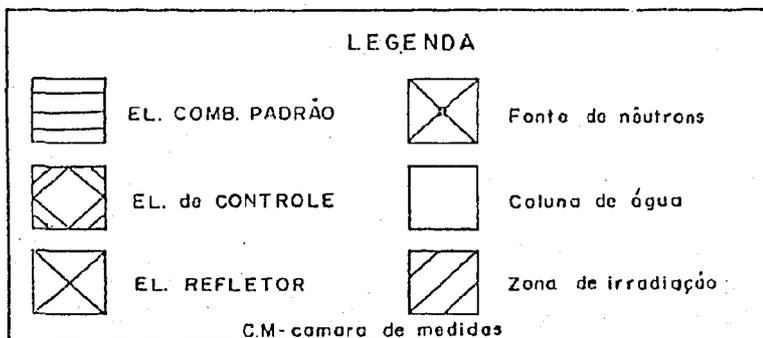
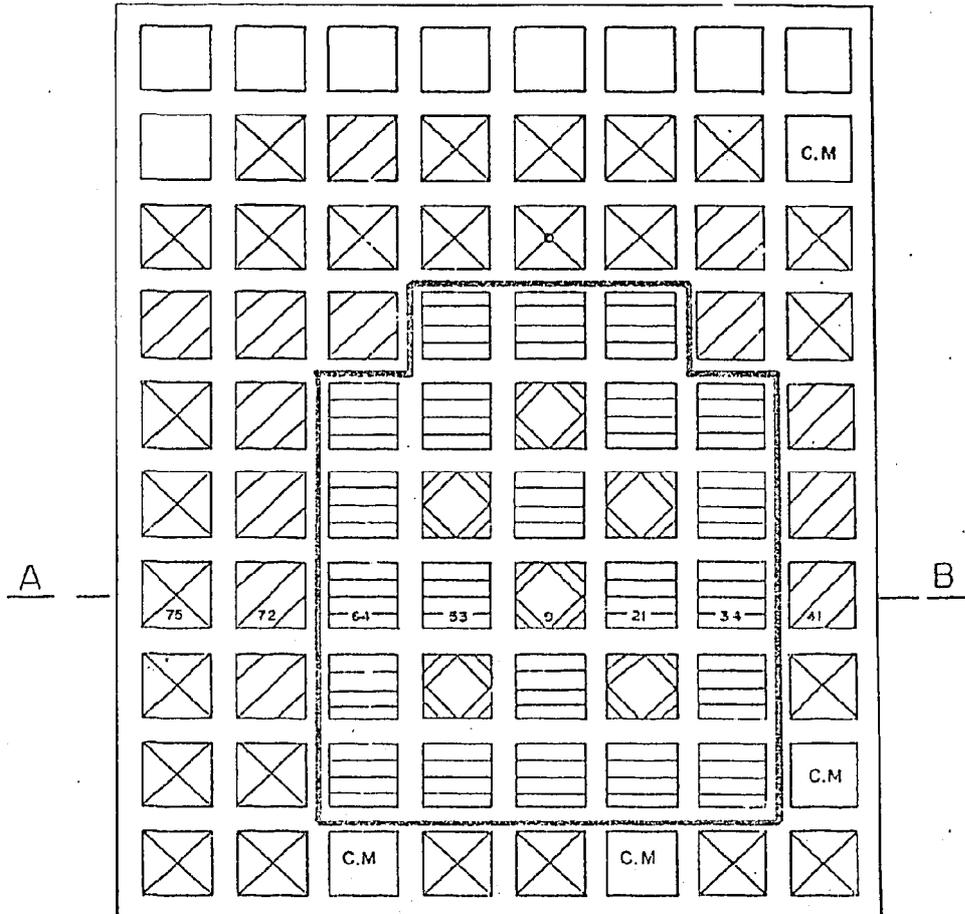


Figura 2.1

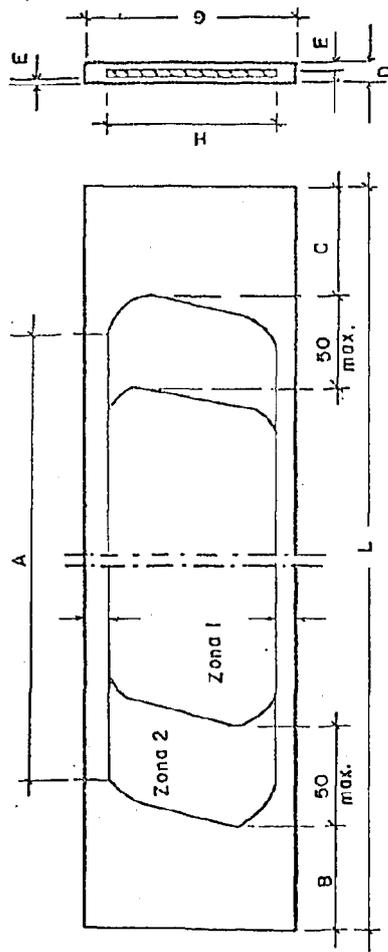


Figura 2.2

DADOS DA PLACA COMBUSTÍVEL			
Enriquecimento	19.75%	93.0%	
B	12.50 ± 5	12.50 ± 5	
C	12.50 ± 5	12.50 ± 5	
D	1.52 ± 0.075	1.52 ± 0.075	
E	zona 1: 0.38	0.505	
	zona 2: 0.30	0.505	
F min.	2.80	2.80	
G	70.79 ± 0.15	70.79 ± 0.15	
L	625.0 ± 0.20	625.0 ± 0.20	
A min.	560	560	
H min.	60.35	60.35	

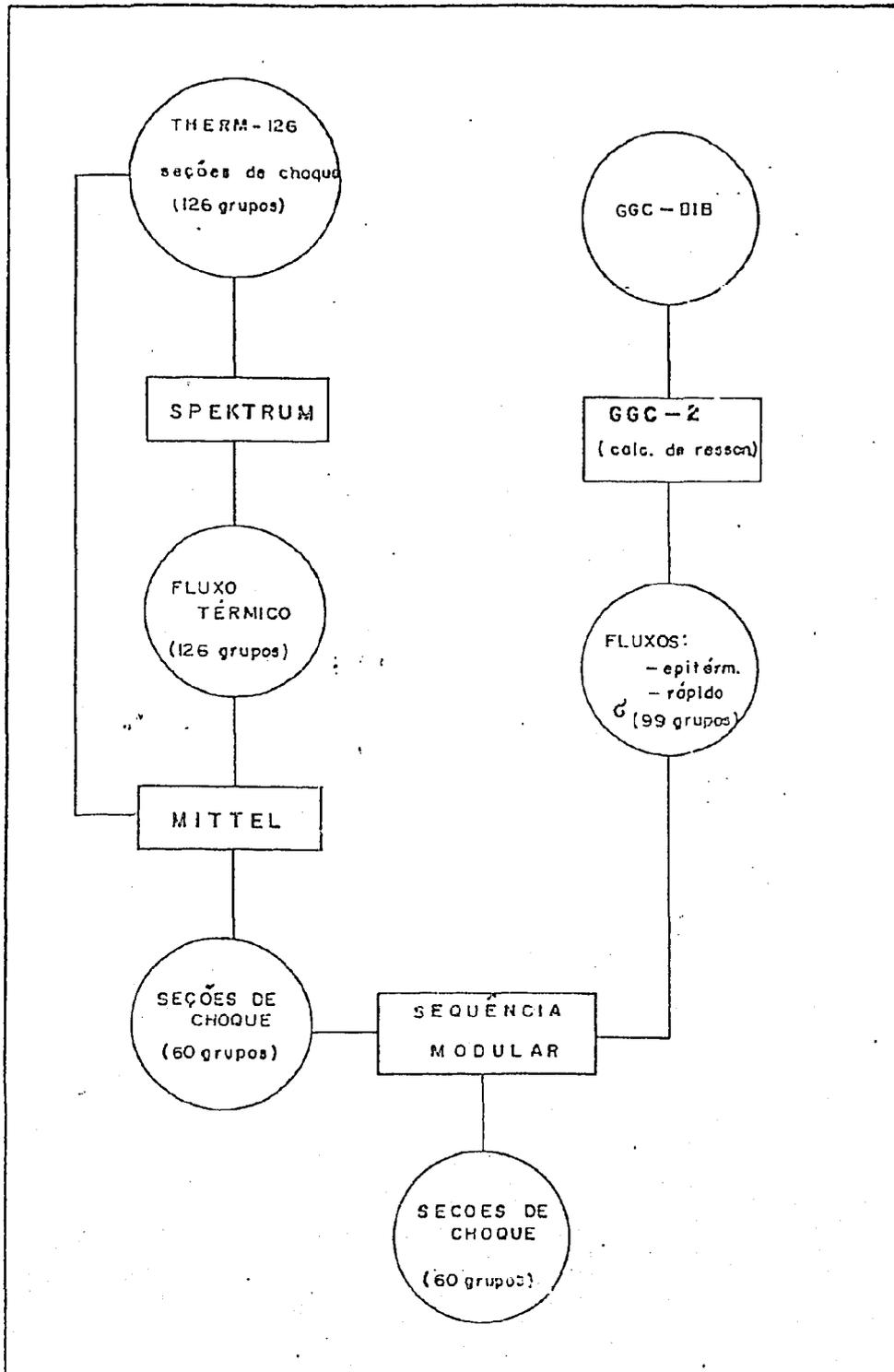


FIGURA 3.1

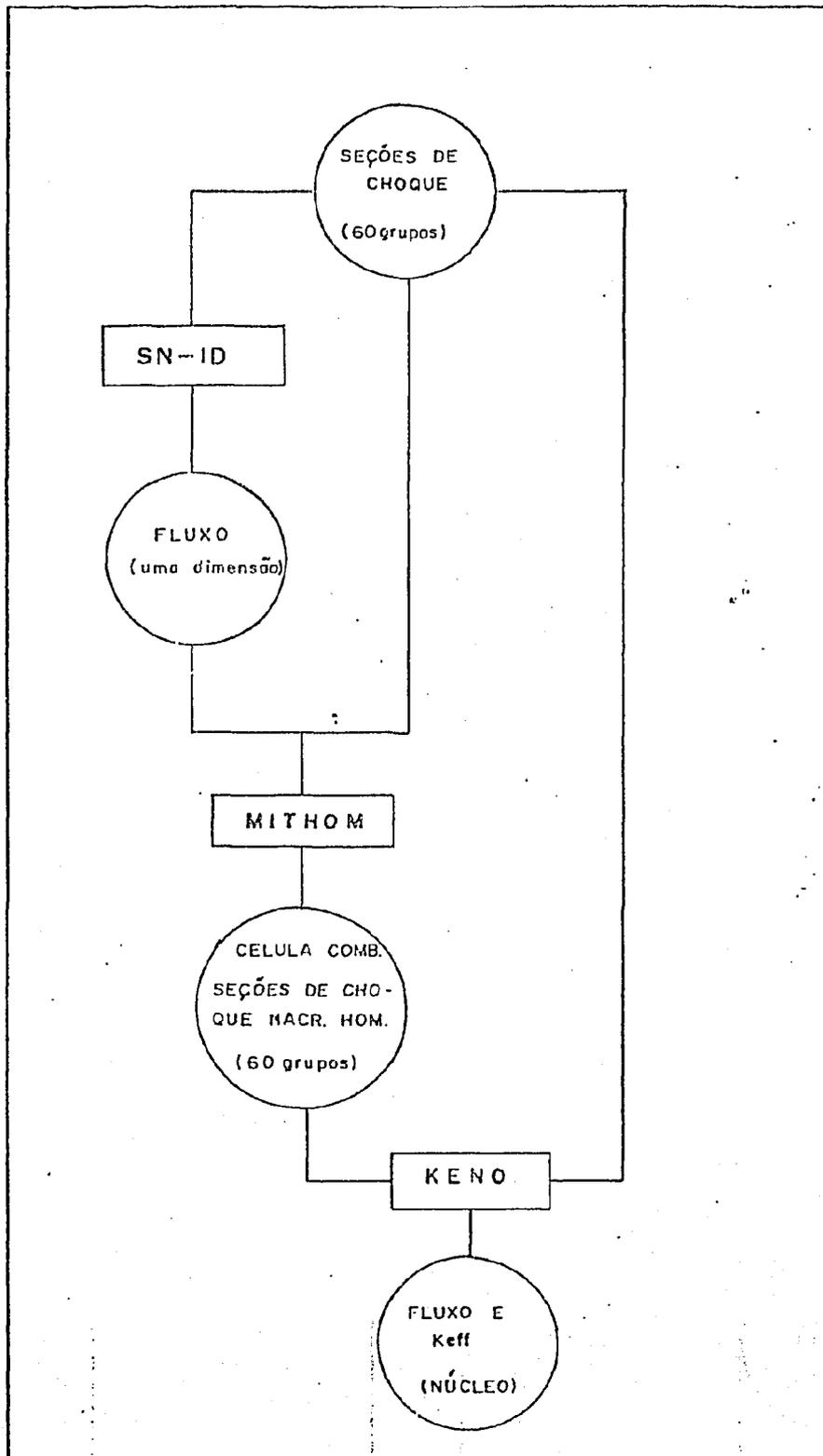


FIGURA 3.1 (continuação)

Enriquecimento	19.75%	93.0%
K_{∞}	1.574	1.666
K_{eff}	1.180	1.220

Tabela 4.1

SUB REGIÕES	19.75%			93.0%		
	fluxo rápido	fluxo epitérm.	fluxo térmico	fluxo rápido	fluxo epitérm.	fluxo térmico
75	5.092-6	4.673-6	1.698-5	6.352-6	5.153-6	1.934-5
72	1.867-5	1.057-5	7.845-5	1.879-5	1.614-5	7.768-5
64	1.224-4	3.728-5	8.586-5	1.243-4	8.337-5	1.021-4
53	1.677-4	1.148-4	1.314-4	1.709-4	1.224-4	1.551-4
9	1.090-4	3.794-5	3.025-4	9.993-5	8.346-5	3.029-4
21	1.697-4	1.138-4	1.357-4	1.441-4	1.096-4	1.333-4
34	1.306-4	3.620-5	9.746-5	1.220-4	9.036-5	1.642-4
41	3.019-5	2.738-5	1.122-4	2.824-5	2.490-5	1.934-4

Tabela 4.2 - Cálculos dos fluxos para a faixa central do núcleo

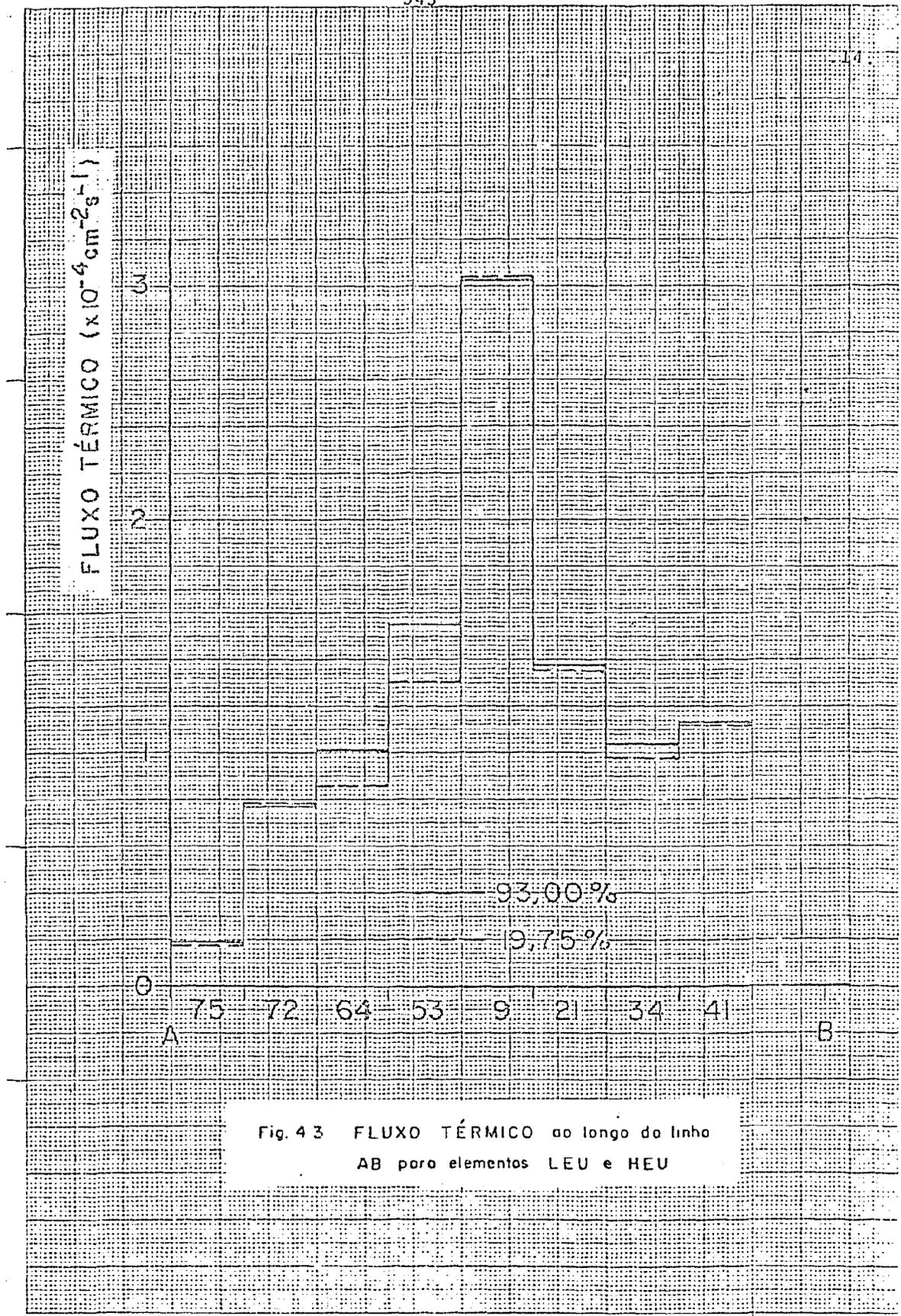


Fig. 43 FLUXO TÉRMICO ao longo do linha AB para elementos LEU e HEU

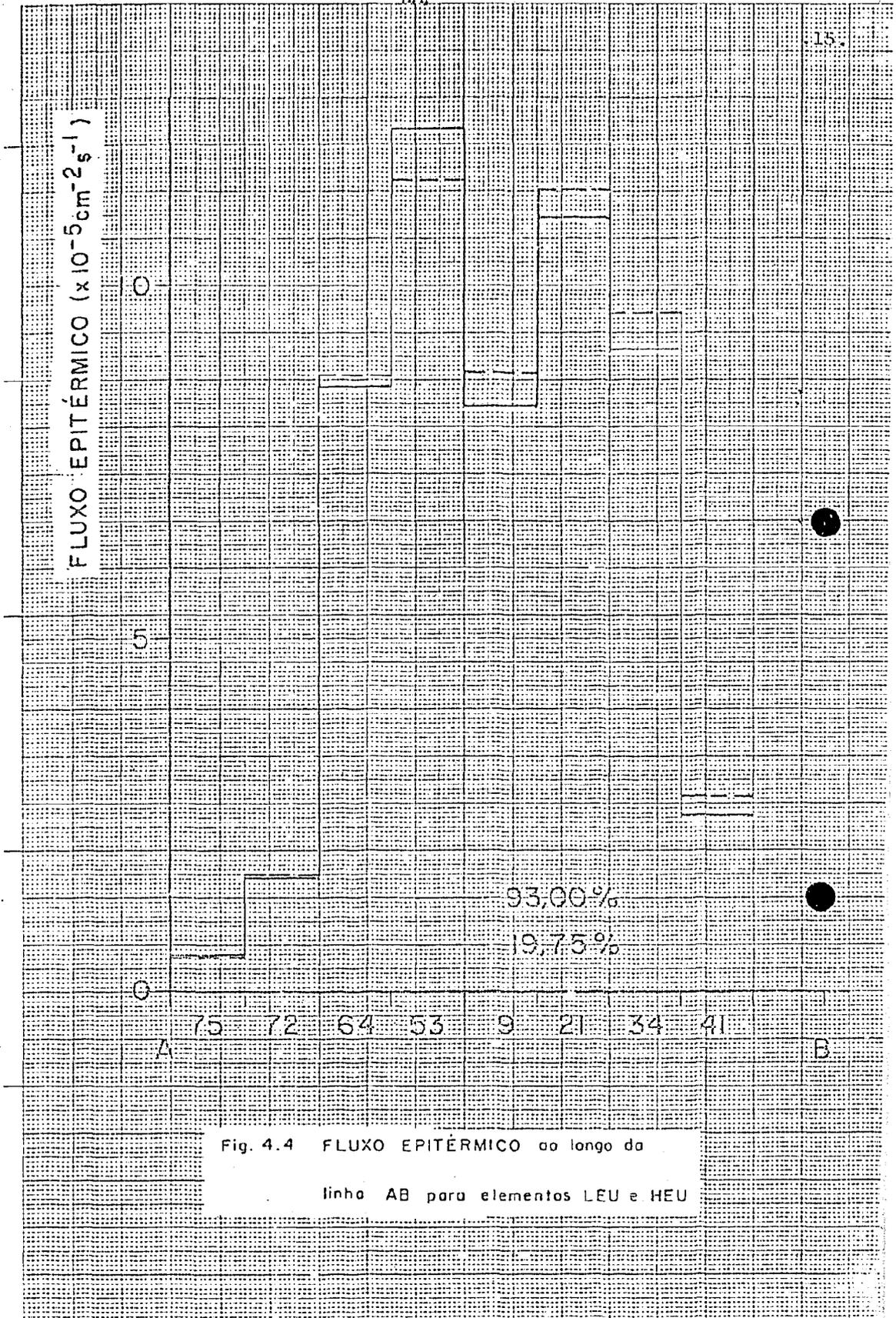


Fig. 4.4 FLUXO EPITÉRMIICO ao longo da
linha AB para elementos LEU e HEU

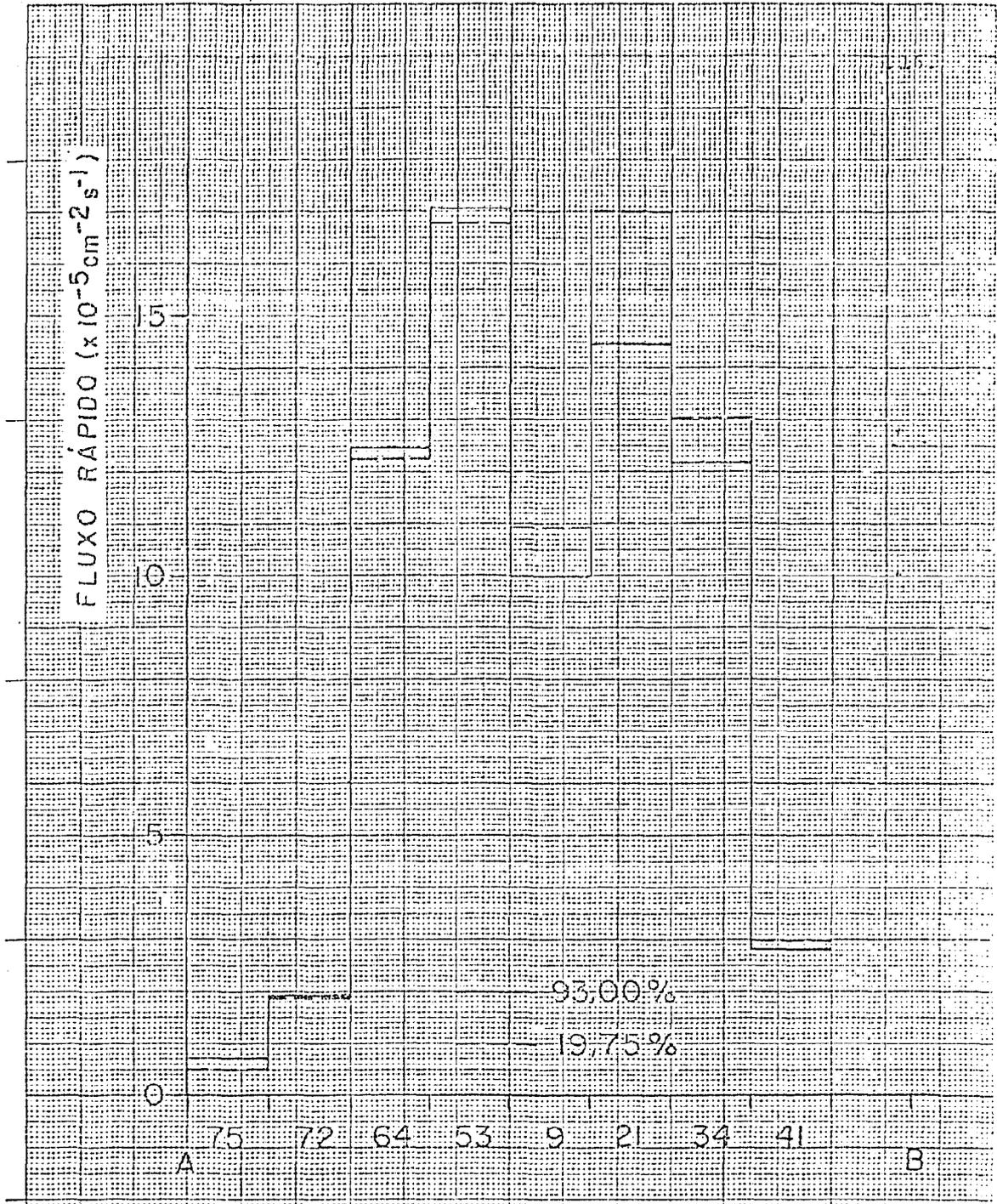


Fig. 4.5 FLUXO RÁPIDO ao longo da linha
AB para elementos LEU e HEU

6 - BIBLIOGRAFIA

- 1 - "Research Reactor Core-Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to Use of Low Enriched Uranium Fuels. Guidebook"
IAEA-TECDOC-233
- 2 - R. Rühle: RSYST: "Ein integriertes Modulsystem mit Datenbasis zur automatischen Berechnung von Kernreaktoren"
IKE, Bericht-Nr. 4-12, Juli 1973
- 3 - G.E. Whitesides, N.F. Cross
CTC-5, Oak Ridge Computer Technology Center
(1969)
- 4 - D. Garber, C. Dunford, S. Perlstein
"ENDF-102. Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF"
BNL-NCS-50496, October 1975
- 5 - "GGC-4. Multigroup Cross Section Code"
CCC-GA-9021
- 6 - R. Rühle
IKE 3-3.5.1096 (1970)
- 7 - W.W. Engle
AEC Research and Development Report K-1693
(1967)