

OR7701204



**AVALIAÇÃO DOS PRODUTOS DE IRRADIAÇÃO NOS COMBUSTÍVEIS  
TIPO M.T.R. DO REATOR IEA-R1**

Harko Tamura Matsuda, José Adroaldo de Araujo e  
Bertha Flich

PUBLICAÇÃO IEA 466  
CEQ - AUT - 071

FEVEREIRO/1977

**AVALIAÇÃO DOS PRODUTOS DE IRRADIAÇÃO NOS COMBUSTÍVEIS  
TIPO M.T.R. DO REATOR IEA-R1**

Harko Tamura Matsuda, José Adroaldo de Araujo e  
Bertha Flich

**CENTRO DE ENGENHARIA QUÍMICA  
(CEQ)  
Área de Urânio e Tório (AUT)**

**INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA  
SÃO PAULO - BRASIL**

**APROVADA PARA PUBLICAÇÃO EM AGOSTO/1976**

#### **CONSELHO DELIBERATIVO**

Klaus Reinach - Presidente  
Roberto D'Utra Vaz - Vice-Presidente  
Helcio Modesto da Costa  
Ivano Humbert Marchesi  
Admar Cervellini  
Regina Elisabete Azevedo Baretta  
Flávio Gori

#### **SUPERINTENDENTE**

Rômulo Ribeiro Pieroni

**INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA**  
Caixa Postal 11.049 (Pinheiros)  
Cidade Universitária "Armando de Salles Oliveira"  
SÃO PAULO - BRASIL

NOTA: Este trabalho foi conferido pelo autor depois de composto e sua redação está conforme o original, sem qualquer correção ou mudança.

# AVALIAÇÃO DOS PRODUTOS DE IRRADIAÇÃO NOS COMBUSTÍVEIS TIPO M.T.R. DO REATOR IEA-R1

Harko Tamura Matsuda<sup>1</sup>, J. Adroaldo de Araujo<sup>2</sup> e  
Bertha Floh<sup>3</sup>

## RESUMO

Apresenta-se neste trabalho um estudo das atividades e das quantidades dos produtos de fissão, bem como das quantidades de plutônio-239 e neptúnio-237 de alguns dos elementos combustíveis tipo MTR, do reator IEA-R1.

Na elaboração do esquema de tratamento do combustível para a recuperação dos elementos férteis e fisséis, é importante o conhecimento do estado de irradiação, pois, de acordo com este dado, há uma variação da concentração de férteis, fisséis e produtos de fissão.

Devido ao regime de trabalho do reator IEA-R1, os elementos combustíveis experimentaram diferentes condições de irradiação, razão pela qual os cálculos apresentados neste trabalho são estimativos, considerando-se um valor médio para a taxa de queima e um tempo de irradiação contínua a um fluxo térmico médio de  $10^{13}$  n.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>.

## 1 – INTRODUÇÃO

Para a elaboração dos fluxogramas de tratamento de combustíveis irradiados, no futuro laboratório de estudos em reprocessamento, da Coordenadoria de Engenharia Química do Instituto de Energia Atômica, é necessário que se conheça aproximadamente o perfil de irradiação dos combustíveis do reator IEA-R1. Este conhecimento é necessário, pois, quando do funcionamento 'a quente' desta instalação, consta como plano o reprocessamento de alguns dos elementos combustíveis do IEA-R1.

Dado o caráter intermitente de funcionamento do reator IEA-R1, nem todos os elementos combustíveis apresentam a mesma taxa de queima. Para efeito de cálculo a taxa de queima considerada foi a média aritmética de 32 elementos combustíveis, conforme os dados da Tabela I.

Como decorrência desta heterogeneidade de irradiação, os tempos de resfriamento variaram de um a cinco anos. Considerou-se, para os cálculos, o primeiro tempo, por tratar-se de um período mínimo razoável para o decaimento dos produtos de fissão de meia-vida curta, por exemplo (<sup>140</sup><sub>54</sub>Xe (T<sub>1/2</sub> = 16 s), <sup>117</sup><sub>40</sub>Nd (T<sub>1/2</sub> = 11d), <sup>99</sup><sub>42</sub>Mo (T<sub>1/2</sub> = 66h), <sup>87</sup><sub>35</sub>Br (T<sub>1/2</sub> = 55,6s), <sup>140</sup><sub>46</sub>Ba (T<sub>1/2</sub> = 12,8d), <sup>131</sup><sub>53</sub>I (T<sub>1/2</sub> = 8,05d). Os demais valores de tempo de resfriamento são reais e correspondem ao tempo decorrido após a saída dos combustíveis do reator.

Calcularam-se também as atividades e as quantidades de produtos de fissão, de neptúnio e de plutônio, em função da taxa de queima média e dos tempos de resfriamento.

- 1) M. S. Responsável pelo Setor de Análises Químicas e Instrumentais, do Projeto de Reprocessamento, Centro de Engenharia Química; Instituto de Energia Atômica, São Paulo, SP.
- 2) M. S. Chefe do Projeto de Reprocessamento, Centro de Engenharia Química; Instituto de Energia Atômica, São Paulo, SP.
- 3) M. S. Responsável pelo Setor de Tecnologia e Química de Processos no Projeto de Reprocessamento; Centro de Engenharia Química; Instituto de Energia Atômica, São Paulo, SP.

Tabela I

Dados Relativos aos Elementos Combustíveis do IEA-R1 (\*)

Nº E.C.	U total inicial (g)	<sup>235</sup> U inicial (g)	Data de en- trada no Reator	Data de en- trada no Reator	Data de sai- da do Reator	Data de sai- da do Reator	<sup>235</sup> U final	% Q	$\phi$ 10 <sup>13</sup>
41	808.61	160.20	13.03.69	02.06.66	29.06.65	13.12.69	136.87	15	0,5
42	808.61	160.20	13.03.69	18.12.67	28.06.65	10.04.72	121,06	24	0,6
44	808.61	160.20	13.03.69	23.05.67	08.07.66	04.10.68	117,24	27	0,7
			31.01.72		02.06.75				
45	807.85	160.04	13.09.59			31.01.72	122,20	24	0,5
46	807.85	160.04	13.03.59	31.01.72	04.10.68	22.10.73	119,23	25	0,7
47	807.85	160.04	13.03.59		08.07.66		140,46	12	0,5
48	807.85	160.04	13.03.59	16.08.71	04.10.68	03.12.73	120,15	25	0,6
49	800.47	158.66	13.03.59		10.11.69		127,88	19	0,5
50	800.47	158.66	13.03.59		10.11.69		127,57	20	0,5
51	800.47	158.66	13.03.59		10.11.69		127,20	20	0,5
52	800.47	158.66	13.03.59	30.06.65	30.06.64	04.07.69	128,21	19	0,9
53	800.47	158.66	13.03.59		04.10.68		132,22	17	0,5
54	800.47	158.66	13.03.59		08.07.66		137,23	14	0,5
55	801.53	158.87	13.03.59		04.10.68		131,42	17	0,5
56	801.53	158.87	13.03.59	07.07.60	10.09.69	03.10.68	111,94	30	0,7
			31.01.72		02.06.75				
57	801.53	158.87	31.07.61		29.04.66		144,32	9	0,5
58	801.53	158.87	13.03.59		16.05.68		135,53	15	0,4
59	801.53	158.87	13.03.59		04.10.68		132,09	17	0,5
60	807.36	150.14	13.03.59	14.12.67	08.07.66	03.11.70	125,24	22	0,6
61	807.36	160.14	13.03.59		10.11.69		129,11	19	0,5
62	807.36	160.14	10.06.60	30.06.65	30.06.64	10.11.69	130,14	19	0,6
63	807.36	160.14	10.09.59	31.01.72	04.10.68	15.07.74	123,48	23	0,5
64	807.36	160.14	19.07.66		31.01.72		119,38	25	1,3
65	805.22	159.59	19.07.66		31.01.72		126,61	21	1,0
66	807.78	160.28	22.08.59	30.06.65	30.06.64	03.11.70	130,62	19	0,5
67	807.78	160.28	30.06.64		07.06.71		126,15	21	0,8
68	807.78	160.28	30.06.64		03.11.70		125,90	21	0,9
69	809.00	160.51	30.06.64		03.11.70		126,78	21	0,9
70	803.24	159.39	30.06.64		03.11.70		122,63	23	1,0
71	803.24	159.39	19.07.66		30.06.72		122,74	23	1,0
72	803.24	159.39	20.05.68		15.07.74		118,72	26	1,1
73	803.24	159.39	19.07.66		31.01.72		119,09	25	1,2

(\*) Dados fornecidos pela COMR/IEA.

## 2 – DESCRIÇÃO DO COMBUSTÍVEL DO IEA-R1

O Reator IEA-R1 pertence à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e encontra-se sob a guarda do IEA, sendo do tipo piscina aberta, operando com combustível tipo M.T.R., constituído de liga U-AI, em placas planas e curvas, paralelas. Na tabela II pode-se ver as principais características do IEA-R1.

Tabela II

### Características do Reator IEA-R1

Localização	: São Paulo, SP, Brasil
Tipo	: Piscina Aberta
Data da Primeira Experiência Crítica	: Setembro, 1957
Potência Máxima	: 5 MW
Potência de Regime	: 2 MW
Densidade Média de Potência	: 18,8 KW/l
Potência Específica Média	: 0,4 MW/Kg de $^{235}\text{U}$
Ciclo de Funcionamento	: 5 dias/semana
Finalidades	: Produção de isótopos, análise por ativação, experiências de feixes, teste de análises, treinamento de pessoal

OBS: Dados fornecidos pela Coordenadoria de Operação e Manutenção de Reactores (COMR) do IEA.

Os elementos combustíveis estudados são constituídos por uma placa curva de liga U-AI em forma de sanduíche, com aproximadamente 45% de urânio em peso. Na Tabela III pode-se ver as principais características destes elementos.

## 3 – DADOS DE IRRADIAÇÃO

É difícil de conhecer-se os dados de irradiação do reator, pois, seu ritmo de operação é intermitente, sendo da ordem de 36 MWh/semana numa potência de 2 MW. Somente com o histórico da irradiação de cada elemento é que se obteriam os valores verdadeiros para o tempo de irradiação. Entretanto, usa-se normalmente um tempo de irradiação médio, pois, o erro introduzido é insignificante em comparação à amplitude dos demais cálculos.

Tabela III

### Características do Elemento Combustível Padrão

Nº de identificação	: IEA-41, 42, 44, 45, 46, 47, . . . . . IEA-73
Tipo	: MTR
Geometria das placas	: curva
Nº de placas	: 19
Enriquecimento	: 20% em $^{235}\text{U}$
Material	: liga U-AI, 45% de urânio em massa
Encamisamento	: Alumínio 1100 F, espessura média 0,015"
Dimensão global	: 0.055" x 2 9/16" x 24 5/8"
"Meat dimensions"	: 0.025" x 2.500" x 23 3/8"

OBS: Dados fornecidos pela Coordenadoria de Operação e Manutenção do Reator (COMR) do IEA.

Sempre que possível procurou-se seleccionar os dados mais representativos do conjunto, de acordo com as condições indicadas na Tabela IV.

**Tabela IV**  
**Condições Utilizadas nos Cálculos**

Número de elementos considerados .....	32
Taxa de queima média .....	20%
Tempo de resfriamento .....	1 a 5 anos
Fluxo neutrônico térmico médio .....	$10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Massa inicial de $^{235}\text{U}$ /elemento .....	159,57 g
Massa inicial de $^{235}\text{U}$ /placa .....	8,40 g
Massa final de $^{235}\text{U}$ /placa .....	6,67 g
Massa de urânio total/elemento .....	804,84 g
Massa de urânio total/placa .....	42,36 g
Número de átomos iniciais de $^{235}\text{U}$ /placa ( $N_{25}^0$ ) .....	$2,15 \times 10^{22}$
Número de átomos iniciais de $^{238}\text{U}$ /placa ( $N_{28}^0$ ) .....	$8,60 \times 10^{22}$
Parâmetros do núcleo do reator *:	
Fator de fissão rápida .....	aprox. 1
Probabilidade de escape à ressonância .....	0,95
Fator de escape rápido .....	0,70

\* Dados fornecidos pela COMR do IEA.

Um outro dado necessário aos cálculos é o tempo de irradiação  $\tau$ . Este valor será deduzido supondo-se que a fissão do urânio se realizou em irradiação contínua a um fluxo neutrônico térmico médio  $\Phi$  igual a  $10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ . O valor  $\tau$  foi deduzido a partir da taxa de queima, segundo a equação (1):

$$N_{25} = N_{25}^0 \cdot e^{-\Phi \tau \sigma_{25}} \quad (1)$$

onde:

$$\sigma_{25} = \text{secção de choque do } ^{235}\text{U} = 678 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \quad (4)$$

Logo,

$$\tau = \frac{\ln N_{25}^0 - \ln N_{25}}{\Phi \cdot \sigma_{25}} \quad (2)$$

Resultando:

$$\tau = 3,38 \cdot 10^7 \text{ s}$$

#### 4 – CÁLCULO DAS ATIVIDADES

Há dois métodos para se determinar a quantidade de produtos de fissão em um combustível irradiado:

a) Experimental – baseado em separações químicas e medidas físicas de uma amostra de combustível irradiado.

b) Teórico – a partir de cálculos dos rendimentos de fissão de cada produto, meia vida e das relações genéticas das cadeias.

O método utilizado neste trabalho é teórico e baseia-se em gráficos e tabelas elaboradas por Blomeke & Todd<sup>(1,2)</sup>, em função de três variáveis: fluxo neutrônico térmico médio, tempo de irradiação e tempo de resfriamento.

#### 4.1 – Atividade Total e Calor Gerado

Calculou-se a atividade total por placa, segundo a expressão:

$$A = \frac{\sum N_i \lambda_i}{N_{25}^0 \cdot 3,7 \times 10^{10}} Ci \quad (3)$$

em função do tempo de resfriamento, tempo de irradiação, taxa de queima e fluxo neutrônico térmico médio. Obteve-se o valor da atividade total em Ci/átomo inicial de  $^{235}\text{U}$  e o calor gerado, segundo as tabelas e gráficos de Blomeke & Todd<sup>(1,2)</sup>.

Na Tabela V encontram-se os valores obtidos para os diferentes tempos de resfriamento considerados.

**Tabela V**

Valores de Atividade Total e Calor Gerado

Tempo de Resfriamento		Atividade total (A) (Ci/placa)	Calor Gerado (Watts/placa)
ano	s		
1	$3 \times 10^7$	172,0	0,54
2	$6 \times 10^7$	73,1	0,22
3	$9 \times 10^7$	47,3	0,12
4	$1,2 \times 10^8$	34,4	0,08
5	$1,5 \times 10^8$	27,9	0,06

#### 4.2 – Atividade Gama por Grupos de Energia

Na Tabela VI tem-se a atividade gama total dos produtos de fissão distribuídos, segundo a energia, em quatro grupos.

#### 4.3 – Atividade dos Produtos de Fissão Individuais

Considerou-se aqui o grupo de produtos de fissão de meia-vida longa e que são de importância no tratamento químico. Na Tabela VII estão relacionados os valores encontrados. No anexo I estão relacionados os dados obtidos por intermédio do trabalho de Blomeke & Todd<sup>(1,2)</sup>.

Tabela VI  
Atividade Gama por Grupos de Energia (Ci/placa)

Grupo (Nº)	Energias (MeV)	Tempo de resfriamento (s)				
		$3 \times 10^7$	$6 \times 10^7$	$9 \times 10^7$	$1,2 \times 10^8$	$1,5 \times 10^8$
I	0 - 0,25	22,1	8,7	4,6	2,7	1,7
II	0,25 - 1,0	47,6	15,1	5,8	4,1	3,5
III	1,0 - 1,7	0,52	0,28	0,21	0,16	0,07
IV	> 1,7	0,28	0,14	0,09	0,06	0,04
TOTAL	-	70,5	24,22	10,70	7,02	5,31

Tabela VII  
Atividade dos Produtos de Fissão do Combustível do IEA-R1  
(Para Diversos Tempos de Resfriamento (s))

Nuclídeo	Atividade (Ci/placa)									
	$3 \times 10^7$ s		$6 \times 10^7$ s		$9 \times 10^7$ s		$1,2 \times 10^8$ s		$1,5 \times 10^8$ s	
	beta	gama	beta	gama	beta	gama	beta	gama	beta	gama
<sup>85</sup> Kr	0,72	-	0,72	-	0,72	-	0,72	-	0,72	-
<sup>89</sup> Sr	2,07	-	0,03	-	-	-	-	-	-	-
<sup>90</sup> Sr	5,29	-	5,29	-	5,29	-	5,29	-	5,29	-
<sup>90</sup> Y	4,86	0,01	4,86	0,01	4,86	0,01	4,86	0,01	4,86	0,01
<sup>91</sup> Y	3,24	0,01	0,05	-	-	-	-	-	-	-
<sup>95</sup> Zr	4,51	4,42	0,09	0,09	-	-	-	-	-	-
<sup>95</sup> Nb	10,22	10,22	0,24	0,24	-	-	-	-	-	-
<sup>103</sup> Ru	0,27	0,25	-	-	-	-	-	-	-	-
<sup>103m</sup> Rh	-	0,26	-	-	-	-	-	-	-	-
<sup>108</sup> Ru	3,2	-	1,66	-	0,86	-	0,45	-	0,07	-
<sup>106</sup> Rh	3,19	1,27	1,66	0,66	0,86	0,34	0,45	0,18	0,22	0,09
<sup>125</sup> Sb	0,13	0,13	0,11	0,11	0,08	0,08	0,07	0,07	0,05	0,05
<sup>125m</sup> Te	-	0,22	-	0,22	-	0,22	-	0,01	-	0,01
<sup>127m</sup> Te	-	0,13	-	0,01	-	-	-	-	-	-
<sup>127</sup> Te	0,13	-	0,01	-	-	-	-	-	-	-
<sup>129m</sup> Te	-	0,01	-	-	-	-	-	-	-	-
<sup>129</sup> Te	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
<sup>137</sup> Cs	5,07	-	5,07	-	5,07	-	5,07	-	5,07	-
<sup>137m</sup> Ba	-	4,88	-	4,88	-	4,88	-	4,88	-	4,88
<sup>141</sup> Ce	0,11	0,07	-	-	-	-	-	-	-	-
<sup>144</sup> Ce	51,34	25,67	23,27	11,58	10,27	5,13	4,51	2,25	2,00	1,00
<sup>144</sup> Pr	47,79	3,34	21,46	1,50	9,55	0,67	4,19	0,29	1,85	0,13
<sup>147</sup> Pm	18,40	-	18,40	-	18,40	-	7,36	-	4,97	-
<sup>151</sup> Sm	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03	0,03
<sup>155</sup> Eu	0,06	0,30	0,04	0,20	0,03	0,15	0,02	0,10	0,01	0,05

OBS: O traço significa um valor < 0,01 Ci/placa.

### 5 – CÁLCULO DA QUANTIDADE DOS PRODUTOS DE FISSÃO INDIVIDUAIS<sup>(1.2.3)</sup>

Na Tabela VIII pode-se encontrar as quantidades, em mg/placa, de cada um dos produtos de fissão.

**Tabela VIII**  
Quantidade dos Produtos de Fissão do Combustível do IEA-R1  
(Diversos Tempos de Resfriamento)

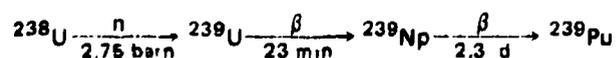
NUCÍDEO	QUANTIDADE (mg/placa)				
	$3 \times 10^7$ s	$6 \times 10^7$ s	$9 \times 10^7$ s	$1,2 \times 10^8$ s	$1,5 \times 10^8$ s
<sup>85</sup> Kr	1,75	1,75	1,75	1,75	1,75
<sup>89</sup> Sr	0,07	—	—	—	—
<sup>90</sup> Sr	36,71	36,71	36,71	36,71	36,71
<sup>90</sup> Y	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01
<sup>95</sup> Zr	0,21	—	—	—	—
<sup>95</sup> Nb	0,26	0,01	—	—	—
<sup>103</sup> Ru	0,01	—	—	—	—
<sup>103m</sup> Rh	—	—	—	—	—
<sup>106</sup> Ru	0,94	0,49	0,25	0,13	0,07
<sup>106</sup> Rh	—	—	—	—	—
<sup>125</sup> Sb	0,13	0,10	0,08	0,06	0,04
<sup>125m</sup> Te	0,01	—	—	—	—
<sup>127m</sup> Te	0,01	—	—	—	—
<sup>127</sup> Te	—	—	—	—	—
<sup>129</sup> Te	—	—	—	—	—
<sup>129m</sup> Te	—	—	—	—	—
<sup>137</sup> Cs	51,44	51,44	51,44	51,44	51,44
<sup>137m</sup> Ba	—	—	—	—	—
<sup>141</sup> Ce	—	—	—	—	—
<sup>144</sup> Ce	16,15	7,28	3,23	1,42	0,63
<sup>144</sup> Pr	—	—	—	—	—
<sup>147</sup> Pm	19,60	19,60	19,60	7,84	5,29
<sup>151</sup> Sm	1,29	1,29	1,29	1,29	1,29
<sup>155</sup> Eu	0,04	0,03	0,02	0,01	0,01

OBS: O traço significa um valor < 0,01 mg/placa

### 6 – CÁLCULO ESTIMADO DO PLUTÔNIO PRODUZIDO

Neste cálculo considerou-se somente a produção de plutônio-239, por ser praticamente desprezível a formação dos seus demais isótopos.

A série seguinte mostra a formação do plutônio-239.



A velocidade de produção desta cadeia de reações<sup>(4)</sup> pode ser representada pela seguinte expressão<sup>(4)</sup>:

$$\frac{dN_{49}}{dt} = N_{28} \sigma_{28} \phi + \eta_{25} N_{25} \sigma_{25} \phi \epsilon P_1 (1-p) + \eta_{49} N_{49} \sigma_{49} \phi \epsilon P_1 (1-p) - N_{49} \sigma_{49} \phi \quad (4)$$

onde:

$N_{28} \sigma_{28} \phi =$  absorção de nêutrons térmicos em  $^{238}\text{U}$ .

$\eta_{25} N_{25} \sigma_{25} \phi \epsilon P_1 (1-p) =$  absorção em ressonância dos nêutrons rápidos produzidos na fissão de  $^{235}\text{U}$ .

$\eta_{49} N_{49} \sigma_{49} \phi \epsilon P_1 (1-p) =$  idem na fissão de  $^{239}\text{Pu}$

$N_{49} \sigma_{49} \phi =$  absorção de nêutrons térmicos em  $^{239}\text{Pu}$

Resolvendo-se a expressão (4) obtém-se:

$$N_{49} = C_1 + C_2 e^{-\sigma_{25} \theta} - (C_1 + C_2) e^{-\sigma_{49} \gamma \theta} \quad (5)$$

onde:

$$C_1 = \frac{N_{28} \cdot \sigma_{28}}{\sigma_{49}} \quad (6)$$

$$C_2 = \frac{N_{25}^0 \cdot \sigma_{25} \cdot \eta_{25} \cdot \epsilon \cdot P_1 (1-p)}{\sigma_{49} \cdot \gamma - \sigma_{25}} \quad (7)$$

$$\gamma = 1 - \eta_{49} \cdot \epsilon \cdot P_1 (1-p) \quad (8)$$

onde<sup>(4)</sup>:

$N_{49} =$  nº de átomos de  $^{239}\text{Pu}$  formados

$\sigma_{28} =$  secção eficaz de absorção de  $^{238}\text{U} = 2,75 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$

$\sigma_{25} =$  secção eficaz de absorção de  $^{235}\text{U} = 678 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$

$\sigma_{49} =$  secção eficaz de absorção de  $^{239}\text{U} = 1065 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$

$$\eta_{25} = \text{n\u00e9utrons de fiss\u00e3o do } ^{235}\text{U} = 2,044$$

$$\eta_{49} = \text{n\u00e9utrons de fiss\u00e3o do } ^{239}\text{Pu} = 2,000$$

$$\theta = \text{fluxo neutr\u00f4nico t\u00e9rmico integral} = \phi \cdot \tau$$

$$\phi = 10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

$$\tau = 3,36 \times 10^7 \text{ s}$$

Par\u00e2metros do n\u00facleo do reator IEA-R1\*:

$$\epsilon = \text{fator de fiss\u00e3o r\u00e1pida} \approx 1$$

$$p = \text{probabilidade de escape por resson\u00e2ncia} = 0,955$$

$$P_1 = \text{probabilidade de n\u00e3o escapar na regi\u00e3o r\u00e1pida} = 0,70$$

Substituindo-se os valores na equa\u00e7\u00e3o (5), obt\u00eam-se:

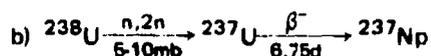
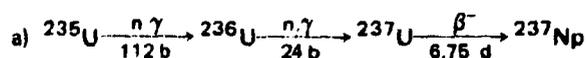
$$N_{49} = 3,25 \times 10^{20} \text{ \u00e1tomos de } ^{239}\text{Pu/placa}$$

ou

$$128 \text{ mg de } ^{239}\text{Pu/placa}$$

## 7 - C\u00c1LCULO ESTIMADO DO NEPT\u00daNIO PRODUZIDO

Para este c\u00e1lculo foram considerados duas cadeias de forma\u00e7\u00e3o do nept\u00fanio-237<sup>(4)</sup>:



Considerando-se as duas s\u00e9ries acima, obt\u00eam-se a seguinte express\u00e3o para o c\u00e1lculo de <sup>237</sup>Np:

$$N_{37} = N_{25}^0 \sigma_{c(25)} \sigma_{(26)} \left\{ \frac{e^{-\sigma_{(26)} \phi t}}{[\sigma_{a(25)} - \sigma_{(26)}] [\sigma_{c(37)} - \sigma_{(26)}]} - \frac{e^{-\sigma_{a(26)} \phi t}}{[\sigma_{a(26)} - \sigma_{(26)}] [\sigma_{c(37)} - \sigma_{a(26)}]} + \frac{e^{-\sigma_{c(37)} \phi t}}{[\sigma_{c(37)} - \sigma_{(26)}] [\sigma_{c(37)} - \sigma_{a(26)}]} \right\} + \frac{N_{28}^0 \sigma_{n(28)} \phi_f}{\sigma_{c(37)} \phi} (1 - e^{-\sigma_{c(37)} \phi t}) \quad (9)$$

\* Dados fornecidos pela COMR do IEA.

Dados:

$$\begin{aligned}
 N_{25}^0 &= 2,15 \times 10^{22} \\
 \sigma_{c(25)} &= 108 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \\
 \sigma_{(26)} &= 24 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \\
 \phi &= 10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \\
 \sigma_{a(25)} &= 680 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \\
 \lambda_{27} &= 1,19 \times 10^{-6} \cdot \text{s}^{-1} \\
 \sigma_{c(37)} &= 170 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \\
 \sigma_{n(28)} &= 10^{-26} \text{ cm}^2 \\
 t &= 3,3 \times 10^7 \cdot \text{s} \\
 N_{28}^0 &= 8,6 \times 10^{22}
 \end{aligned}$$

Resolvendo-se a equação (9), tem-se:

$$N_{37} = 7,6 \times 10^{18} \text{ átomos de } ^{237}\text{Np/placa}$$

ou

$$2,98 \text{ mg de } ^{237}\text{Np/placa}$$

## CONCLUSÕES

Os dados obtidos mostram que a atividade dos produtos de fissão, mesmo após um longo período (5 anos) de resfriamento, é suficientemente alta, devendo ser levada em consideração para o cálculo das blindagens, assim como no fluxograma químico de processo. Igualmente, esta atividade leva a supor que em caso de tratamento usando-se a separação por extração com solventes orgânicos, haverá problemas de degradação do solvente.

Por outro lado, também a quantidade de plutônio-239 é significativa, devendo-se considerar os efeitos de criticalidade tanto na elaboração do fluxograma de processo quanto no projeto dos equipamentos.

A quantidade de neptúncio-237 indica, também que haverá problemas de descontaminação nas linhas finais de purificação de urânio e de plutônio.

## ABSTRACT

This report pertains to an estimate of the radioactivities and quantities of fission products, plutonium-239 and neptunium-237 from irradiated MTR fuel elements of the IEA-R1 reactor. Such data were required for the projected studies relating to the reprocessing of fuel elements. Since the IEA-R1 reactor operates discontinuously, an average value for the irradiation time (thermal neutron flux,  $10^{13} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$ ) and burn-up of the fuel material has been utilized in the calculations.

Anexo I					$3,0 \times 10^7$		$6,0 \times 10^7$	
NUCLÍDEO	$N_s/N_{25}^0$	$N_s$	$N_{\tau} / N_s$	$N_{\tau}$	$N_t/N_{\tau}$	$N_t$	$N_t/N_{\tau}$	
$^{85}\text{Kr}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,61 \times 10^{20}$	$7,7 \times 10^{-2}$	$1,24 \times 10^{19}$	1,0	$1,24 \times 10^{19}$	1,0	1
$^{89}\text{Sr}$	$1,85 \times 10^{-3}$	$3,98 \times 10^{19}$	1,0	$3,98 \times 10^{19}$	$1,22 \times 10^{-2}$	$4,85 \times 10^{17}$	$1,6 \times 10^{-4}$	6
$^{90}\text{Sr}$	$4,4 \times 10^{-1}$	$9,46 \times 10^{21}$	$2,6 \times 10^{-2}$	$2,46 \times 10^{20}$	1,0	$2,46 \times 10^{20}$	1,0	2
$^{90}\text{Y}$	$2,1 \times 10^{-4}$	$4,51 \times 10^{18}$	$1,36 \times 10^{-2}$	$6,14 \times 10^{16}$	1,0	$6,14 \times 10^{16}$	1,0	6
$^{91}\text{Y}$	$2,5 \times 10^{-3}$	$5,37 \times 10^{19}$	$9,8 \times 10^{-1}$	$5,27 \times 10^{19}$	$1,65 \times 10^{-2}$	$8,69 \times 10^{17}$	$2,65 \times 10^{-4}$	1
$^{95}\text{Zr}$	$2,9 \times 10^{-3}$	$6,23 \times 10^{19}$	$9,8 \times 10^{-1}$	$6,11 \times 10^{19}$	$2,15 \times 10^{-2}$	$1,31 \times 10^{18}$	$4,5 \times 10^{-4}$	2
$^{95}\text{Nb}$	$1,6 \times 10^{-3}$	$3,44 \times 10^{19}$	$9,6 \times 10^{-1}$	$3,30 \times 10^{19}$	$5,0 \times 10^{-2}$	$1,65 \times 10^{18}$	$1,2 \times 10^{-3}$	3
$^{99}\text{Mo}$	$1,2 \times 10^{-4}$	$2,58 \times 10^{18}$	1,0	$2,58 \times 10^{18}$	-	-	-	
$^{99m}\text{Tc}$	$1,1 \times 10^{-6}$	$2,36 \times 10^{16}$	1,0	$2,36 \times 10^{16}$	-	-	-	
$^{103}\text{Ru}$	$8,5 \times 10^{-4}$	$1,82 \times 10^{19}$	1,0	$1,83 \times 10^{19}$	$2,8 \times 10^{-3}$	$5,12 \times 10^{16}$	-	
$^{103m}\text{Rh}$	$7,5 \times 10^{-7}$	$1,61 \times 10^{16}$	1,0	$1,61 \times 10^{16}$	$2,8 \times 10^{-3}$	$4,51 \times 10^{13}$	-	
$^{106}\text{Ru}$	$10^{-3}$	$2,15 \times 10^{19}$	$5,0 \times 10^{-1}$	$1,07 \times 10^{19}$	$5,0 \times 10^{-1}$	$5,37 \times 10^{18}$	$2,6 \times 10^{-1}$	2
$^{106}\text{Rh}$	$9,5 \times 10^{-10}$	$2,04 \times 10^{13}$	$5,0 \times 10^{-1}$	$1,02 \times 10^{13}$	$5,0 \times 10^{-1}$	$5,11 \times 10^{12}$	$2,6 \times 10^{-1}$	2
$^{125}\text{Sb}$	$1,6 \times 10^{-4}$	$3,44 \times 10^{18}$	$2,25 \times 10^{-1}$	$7,74 \times 10^{17}$	$8,0 \times 10^{-1}$	$6,19 \times 10^{17}$	$6,4 \times 10^{-1}$	4
$^{125m}\text{Te}$	$1,35 \times 10^{-6}$	$2,9 \times 10^{16}$	$1,8 \times 10^{-1}$	$5,22 \times 10^{15}$	1,0	$5,22 \times 10^{15}$	1,0	5
$^{127m}\text{Te}$	$3,6 \times 10^{-5}$	$7,74 \times 10^{17}$	$9,4 \times 10^{-1}$	$7,28 \times 10^{17}$	$7,4 \times 10^{-2}$	$5,38 \times 10^{16}$	$5,2 \times 10^{-3}$	2
$^{127}\text{Te}$	$6,9 \times 10^{-7}$	$1,48 \times 10^{16}$	$9,7 \times 10^{-1}$	$1,44 \times 10^{16}$	$1,55 \times 10^{-2}$	$2,23 \times 10^{14}$	$1,1 \times 10^{-3}$	1
$^{129m}\text{Te}$	$8,0 \times 10^{-5}$	$1,72 \times 10^{18}$	1,0	$1,72 \times 10^{18}$	$7,0 \times 10^{-4}$	-	-	
$^{129}\text{Te}$	$3,6 \times 10^{-7}$	$7,74 \times 10^{15}$	1,0	$7,74 \times 10^{15}$	$2,5 \times 10^{-4}$	$1,93 \times 10^{12}$	-	
$^{131}\text{I}$	$1,65 \times 10^{-4}$	$3,54 \times 10^{18}$	1,0	$3,54 \times 10^{18}$	-	-	-	
$^{133}\text{Xe}$	$2,5 \times 10^{-4}$	$5,37 \times 10^{18}$	1,0	$5,37 \times 10^{18}$	-	-	-	
$^{137}\text{Cs}$	$3,9 \times 10^{-1}$	$8,38 \times 10^{21}$	$2,7 \times 10^{-2}$	$2,26 \times 10^{20}$	1,0	$2,26 \times 10^{20}$	1,0	2
$^{137m}\text{Ba}$	$7,0 \times 10^{-8}$	$1,5 \times 10^{15}$	$2,7 \times 10^{-2}$	$4,06 \times 10^{13}$	1,0	$4,06 \times 10^{13}$	1,0	4
$^{140}\text{Ba}$	$5,8 \times 10^{-4}$	$1,25 \times 10^{19}$	1,0	$1,25 \times 10^{19}$	-	-	-	
$^{140}\text{La}$	$7,5 \times 10^{-5}$	$1,61 \times 10^{18}$	1,0	$1,61 \times 10^{18}$	-	-	-	
$^{141}\text{Ce}$	$1,4 \times 10^{-3}$	$3,01 \times 10^{19}$	1,0	$3,01 \times 10^{19}$	$5,6 \times 10^{-4}$	$1,68 \times 10^{16}$	-	
$^{144}\text{Ce}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,79 \times 10^{20}$	$5,9 \times 10^{-1}$	$1,65 \times 10^{20}$	$4,1 \times 10^{-1}$	$6,76 \times 10^{19}$	$1,85 \times 10^{-1}$	1
$^{143}\text{Pr}$	$6,0 \times 10^{-3}$	$1,29 \times 10^{20}$	1,0	$1,29 \times 10^{20}$	-	-	-	
$^{144}\text{Pr}$	$5,2 \times 10^{-7}$	$1,12 \times 10^{16}$	$5,9 \times 10^{-1}$	$6,6 \times 10^{15}$	$4,1 \times 10^{-1}$	$2,7 \times 10^{15}$	$1,85 \times 10^{-1}$	1
$^{147}\text{Pm}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$3,65 \times 10^{20}$	$2,2 \times 10^{-1}$	$8,04 \times 10^{19}$	1,0	$8,04 \times 10^{19}$	1,0	1
$^{147}\text{Nd}$	$2,1 \times 10^{-4}$	$4,51 \times 10^{18}$	1,0	$4,51 \times 10^{18}$	-	-	-	
$^{151}\text{Sm}$	$2,4 \times 10^{-4}$	$5,16 \times 10^{18}$	1,0	$5,16 \times 10^{18}$	1,0	$5,16 \times 10^{18}$	1,0	1
$^{155}\text{Eu}$	$1,18 \times 10^{-5}$	$2,54 \times 10^{17}$	$9,9 \times 10^{-1}$	$2,51 \times 10^{17}$	$6,7 \times 10^{-1}$	$1,68 \times 10^{17}$	$4,6 \times 10^{-1}$	4

SECTION I

TEMPO DE RESFRIAMENTO (s)

Nt	6,0 x 10 <sup>7</sup>		9,0 x 10 <sup>7</sup>		1,2 x 10 <sup>8</sup>		1,5 x 10 <sup>8</sup>	
	Nt/Nτ	Nt	Nt/Nτ	Nt	Nt/Nτ	Nt	Nt/Nτ	Nt
24 x 10 <sup>19</sup>	1,0	1,24 x 10 <sup>19</sup>	1,0	1,24 x 10 <sup>19</sup>	1,0	1,24 x 10 <sup>19</sup>	1,0	1,24 x 10 <sup>19</sup>
35 x 10 <sup>17</sup>	1,6 x 10 <sup>-4</sup>	6,36 x 10 <sup>15</sup>	—	—	—	—	—	—
46 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,46 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,46 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,46 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,46 x 10 <sup>20</sup>
14 x 10 <sup>16</sup>	1,0	6,14 x 10 <sup>16</sup>	1,0	6,14 x 10 <sup>16</sup>	1,0	6,14 x 10 <sup>16</sup>	1,0	6,14 x 10 <sup>16</sup>
69 x 10 <sup>17</sup>	2,65 x 10 <sup>-4</sup>	1,39 x 10 <sup>16</sup>	—	—	—	—	—	—
31 x 10 <sup>18</sup>	4,5 x 10 <sup>-4</sup>	2,75 x 10 <sup>16</sup>	10 <sup>-5</sup>	6,11 x 10 <sup>14</sup>	—	—	—	—
65 x 10 <sup>18</sup>	1,2 x 10 <sup>-3</sup>	3,96 x 10 <sup>16</sup>	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
12 x 10 <sup>16</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—
51 x 10 <sup>13</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—
37 x 10 <sup>18</sup>	2,6 x 10 <sup>-1</sup>	2,79 x 10 <sup>18</sup>	1,35 x 10 <sup>-1</sup>	1,45 x 10 <sup>18</sup>	7,0 x 10 <sup>-2</sup>	7,52 x 10 <sup>17</sup>	3,5 x 10 <sup>-2</sup>	3,76 x 10 <sup>17</sup>
11 x 10 <sup>12</sup>	2,6 x 10 <sup>-1</sup>	2,65 x 10 <sup>12</sup>	1,35 x 10 <sup>-1</sup>	1,38 x 10 <sup>12</sup>	7,0 x 10 <sup>-2</sup>	7,15 x 10 <sup>11</sup>	3,5 x 10 <sup>-2</sup>	3,57 x 10 <sup>11</sup>
19 x 10 <sup>17</sup>	6,4 x 10 <sup>-1</sup>	4,95 x 10 <sup>17</sup>	4,9 x 10 <sup>-1</sup>	3,79 x 10 <sup>17</sup>	3,9 x 10 <sup>-1</sup>	3,02 x 10 <sup>17</sup>	2,8 x 10 <sup>-1</sup>	2,17 x 10 <sup>17</sup>
22 x 10 <sup>15</sup>	1,0	5,22 x 10 <sup>15</sup>	1,0	5,22 x 10 <sup>15</sup>	5,5 x 10 <sup>-1</sup>	2,87 x 10 <sup>15</sup>	4,4 x 10 <sup>-1</sup>	2,30 x 10 <sup>15</sup>
38 x 10 <sup>16</sup>	5,2 x 10 <sup>-3</sup>	3,78 x 10 <sup>15</sup>	3,8 x 10 <sup>-4</sup>	2,76 x 10 <sup>14</sup>	—	—	—	—
23 x 10 <sup>14</sup>	1,1 x 10 <sup>-3</sup>	1,58 x 10 <sup>13</sup>	7,8 x 10 <sup>-5</sup>	1,12 x 10 <sup>12</sup>	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
93 x 10 <sup>12</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
26 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,26 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,26 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,26 x 10 <sup>20</sup>	1,0	2,26 x 10 <sup>20</sup>
06 x 10 <sup>13</sup>	1,0	4,06 x 10 <sup>13</sup>	1,0	4,06 x 10 <sup>13</sup>	1,0	4,06 x 10 <sup>13</sup>	1,0	4,06 x 10 <sup>13</sup>
—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—
68 x 10 <sup>16</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—
76 x 10 <sup>19</sup>	1,85 x 10 <sup>-1</sup>	3,05 x 10 <sup>19</sup>	8,2 x 10 <sup>-2</sup>	1,35 x 10 <sup>19</sup>	3,6 x 10 <sup>-2</sup>	5,93 x 10 <sup>18</sup>	1,6 x 10 <sup>-2</sup>	2,64 x 10 <sup>18</sup>
—	—	—	—	—	—	—	—	—
7 x 10 <sup>15</sup>	1,85 x 10 <sup>-1</sup>	1,22 x 10 <sup>15</sup>	8,2 x 10 <sup>-2</sup>	5,4 x 10 <sup>14</sup>	3,6 x 10 <sup>-2</sup>	2,37 x 10 <sup>14</sup>	1,6 x 10 <sup>-2</sup>	1,05 x 10 <sup>14</sup>
04 x 10 <sup>19</sup>	1,0	8,04 x 10 <sup>19</sup>	1,0	8,04 x 10 <sup>19</sup>	4,0 x 10 <sup>-1</sup>	3,22 x 10 <sup>19</sup>	2,7 x 10 <sup>-1</sup>	2,17 x 10 <sup>19</sup>
—	—	—	—	—	—	—	—	—
16 x 10 <sup>18</sup>	1,0	5,16 x 10 <sup>18</sup>	1,0	5,16 x 10 <sup>18</sup>	1,0	5,16 x 10 <sup>18</sup>	1,0	5,16 x 10 <sup>18</sup>
68 x 10 <sup>17</sup>	4,6 x 10 <sup>-1</sup>	1,15 x 10 <sup>17</sup>	3,1 x 10 <sup>-1</sup>	7,78 x 10 <sup>16</sup>	2,1 x 10 <sup>-1</sup>	5,27 x 10 <sup>16</sup>	1,4 x 10 <sup>-1</sup>	3,52 x 10 <sup>16</sup>

SECTION 2

C'est décrite une étude d'activités et des quantités des produits de fission plutonium-239 et neptunium-237 contenu dans quelques-uns des éléments, type MTR du réacteur IEA-R1

Dans la mise en œuvre du schéma de traitement du combustible, afin de récupérer l'éléments fertiles et fissiles, il est aisé de connaître l'état d'irradiation, car il implique dans une variation de concentration de ces éléments et des produits de fission

Compte tenu le régime de travail discontinu du réacteur IEA-R1 les calculs présentées sont approximatives. On utilise un valeur moyen pour la combustion nucléaire et un temps d'irradiation continu dans un flux neutronique thermique de  $10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-2} \text{ s}^{-1}$ .

## AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao Coordenador da COMR do Instituto de Energia Atômica pela colaboração prestada na elaboração deste trabalho.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BROMEKE, S. O. & TODD, M. F. *Uranium-235 fission product production as a function of thermal neutron flux, irradiation time and decay time. 1. Atomic concentration and gross total.* Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Aug 1957. (ORNL-2127).
2. \_\_\_\_\_ & TODD, M. F. \_\_\_\_\_ 2 *Summations of individual chains, elements, and the rare gas and the rare-earth groups.* Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Dec. 1957 (ORNL-2127)
3. ESTADOS UNIDOS Department of health, Education and Welfare, Bureau of Radiological Health. *Radiological health handbook* Rev. ed. Rockville, Maryland Public Health Service, 1970
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Directory of nuclear reactors. V 2 Research, test and experimental reactors.* Vienna, 1959
5. LEDERER, C. M. et alii *Table of isotopes.* 6. ed New York, Wiley & Sons, 1967
6. NUCLEI formed in fission: decay characteristics, fission yields, and chain relationships. *J. Am. chem. Soc.*, Easton, Pa., 68:2411-42, 1946
7. KAPLAN, I *Física Nuclear.* Madrid, Aguilar, 1962.
8. \_\_\_\_\_ Fisión nuclear. In: \_\_\_\_\_ *Física Nuclear.* Madrid, Aguilar, 1970 p.623-96.

