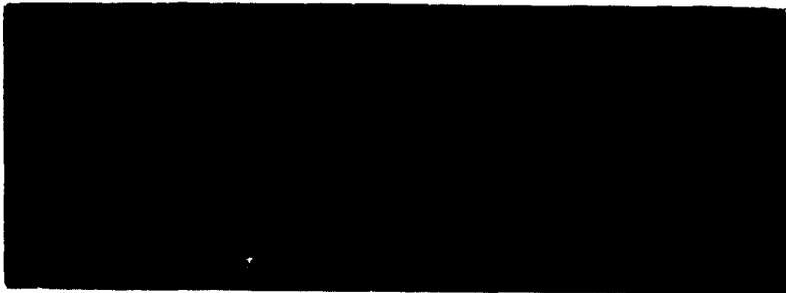


NUCLEBRÁS

Empresas Nucleares Brasileiras SA



CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR

CAIXA POSTAL, 1941 - 30.000 - BELO HORIZONTE - BRASIL

EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S/A - NUCLEBRÁS
CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR
DEPARTAMENTO DE APOIO TÉCNICO
LABORATÓRIO DO REATOR

DESEMPENHO E GERÊNCIA DOS ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS NO REATOR IPR-R1

Roberto Stasiulevicius
Fausto Marotti Júnior
NUCLEBRÁS/CDTN 462

Trabalho apresentado no IV Encontro Nacional de Física de
Reatores, Itaipava, R.J., de 03 a 05/novembro de 1983

Belo Horizonte
1983

DESEMPENHO E GERÊNCIA DOS ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS NO REATOR IPR-R1

Roberto Stasiulevicius
Fausto Maretti Júnior

NUCLEBRÁS - Empresas Nucleares Brasileiras S.A.
Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
Departamento de Apoio Técnico

SINOPSE

As instalações do reator IPR-R1 aliadas à sua segurança inerente, permitem ampla programação de experiências que podem ser realizadas no núcleo.

Este trabalho relata avaliação do desempenho dos elementos combustíveis ao longo de 23 anos de operação do reator, com objetivo principal de introdução de melhorias para a distribuição de carga combustível e conseqüente aumento do excesso de reatividade.

Um programa de computador CORE foi implantado para esse fim, o qual permitiu calcular a queima individual dos elementos e o valor da reatividade nas diversas configurações do núcleo, estabelecendo rotina para controle de material nuclear no IPR-R1. Os valores calculados no programa foram comparados com resultados experimentais, obtendo-se a concordância.

São apresentadas alternativas para aumento do excesso de reatividade do núcleo atual, prevendo-se disponibilidade de carga combustível para operação no regime atual de 100 kW e para o aumento de potência do reator em próxima etapa.

1. Introdução

O reator IPR-R1 é do tipo TRIGA Mark I, com fluxo máximo de nêutrons térmicos de $4,4 \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, na potência de 100 kW, cuja descrição detalhada encontra-se em diversas publicações (1), (2), (3) e (4).

Desde a sua primeira criticalidade, ocorrida em 6 de novembro de 1960, o IPR-R1 vem operando com a mesma configuração básica no núcleo, com exceção de poucas modificações mencionadas neste trabalho, tendo dissipado até o presente a energia integrada de 1,3 GWh.

O conseqüente consumo de material combustível e principalmente o crescente envenenamento por produtos de fissão têm ocasionado uma perda de reatividade ao longo do tempo que chega alcançar valores limitantes nas jornadas de irradiações prolongadas, especialmente durante a produção de radioisótopos com alta atividade específica.

O objetivo fundamental do trabalho foi realizar uma avaliação global do desempenho dos elementos combustíveis-moderadores no núcleo do reator nestes anos de operação. Isto tem por finalidade o estudo de diversas alternativas possíveis para a introdução de melhorias na distribuição de carga combustível no núcleo, por meio de um simples rearranjo ou por adição de novos elementos. Ao mesmo tempo, foi implementada uma rotina prática e adequada para o gerenciamento do material nuclear, prevendo-se disponibilidade de carga combustível com o aumento de potência do reator.

Foram realizadas medidas para o acompanhamento do comportamento do excesso de reatividade desde a primeira criticalidade. Os resultados mais representativos foram selecionados para efeito de comparação com valores estimados com o programa FORTRAN, denominado CORE, que tem sido aplicado em reatores semelhantes (5).

2. Núcleo do Reator

O IPR-R1 tem núcleo situado no fundo de um poço cilíndrico com capacidade para 19.000 litros, contendo água desmineralizada que atua como refrigerante do reator, contribui para o processo de moderação dos nêutrons e serve como blindagem biológica contra as radiações.

O núcleo atual do reator consiste de um reticulado com 91 posições distribuídas em anéis concêntricos onde estão instalados 58 elementos combustíveis, 27 elementos falsos de grafita, fonte de nêutrons, três barras de controle contendo carbeto de boro e os dispositivos de irradiação de amostras (Tubo Central, Terminais Pneumáticos e Mesa Giratória) - Figura 1.

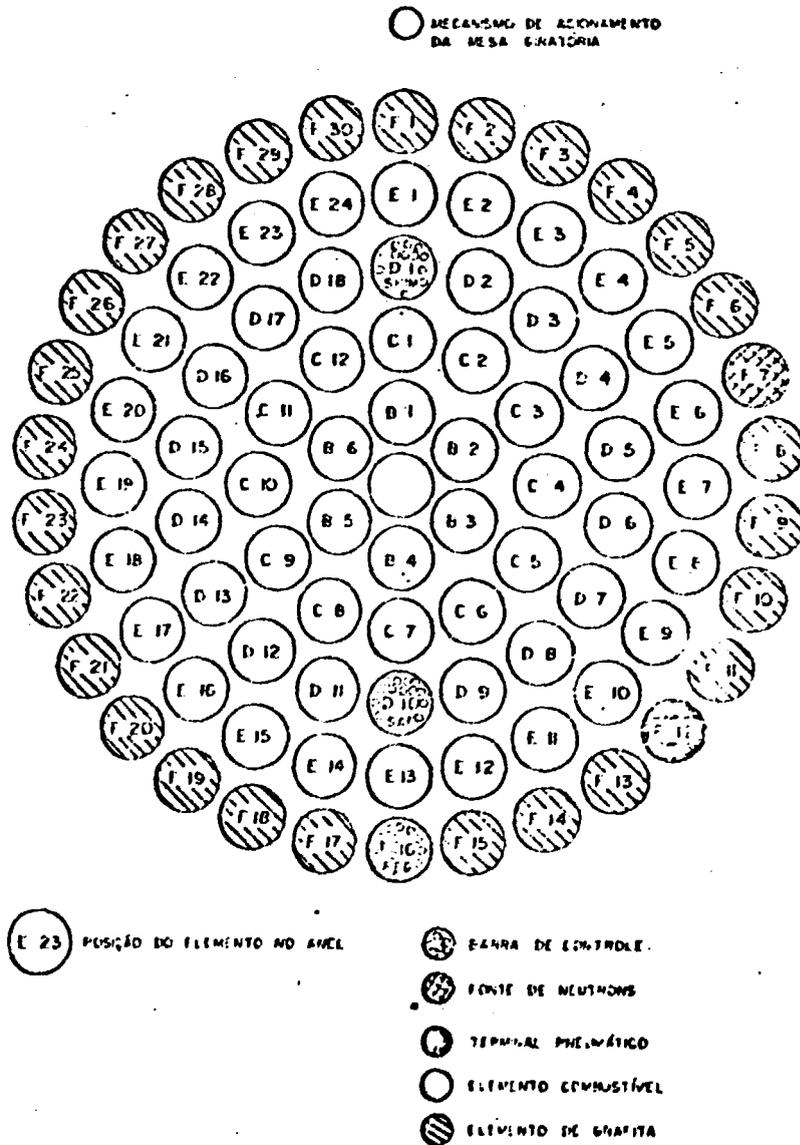


Figura 1 - Diagrama do Núcleo do Reator IPR-R1

O elemento combustível-moderador em uso no IPR-R1 é constituído por uma mistura homogênea de urânio e hidreto de zircônio, contendo 8% em peso de urânio enriquecido a 20%. A razão atômica do hidrogênio para o zircônio é de aproximadamente 1 (Figura 2).

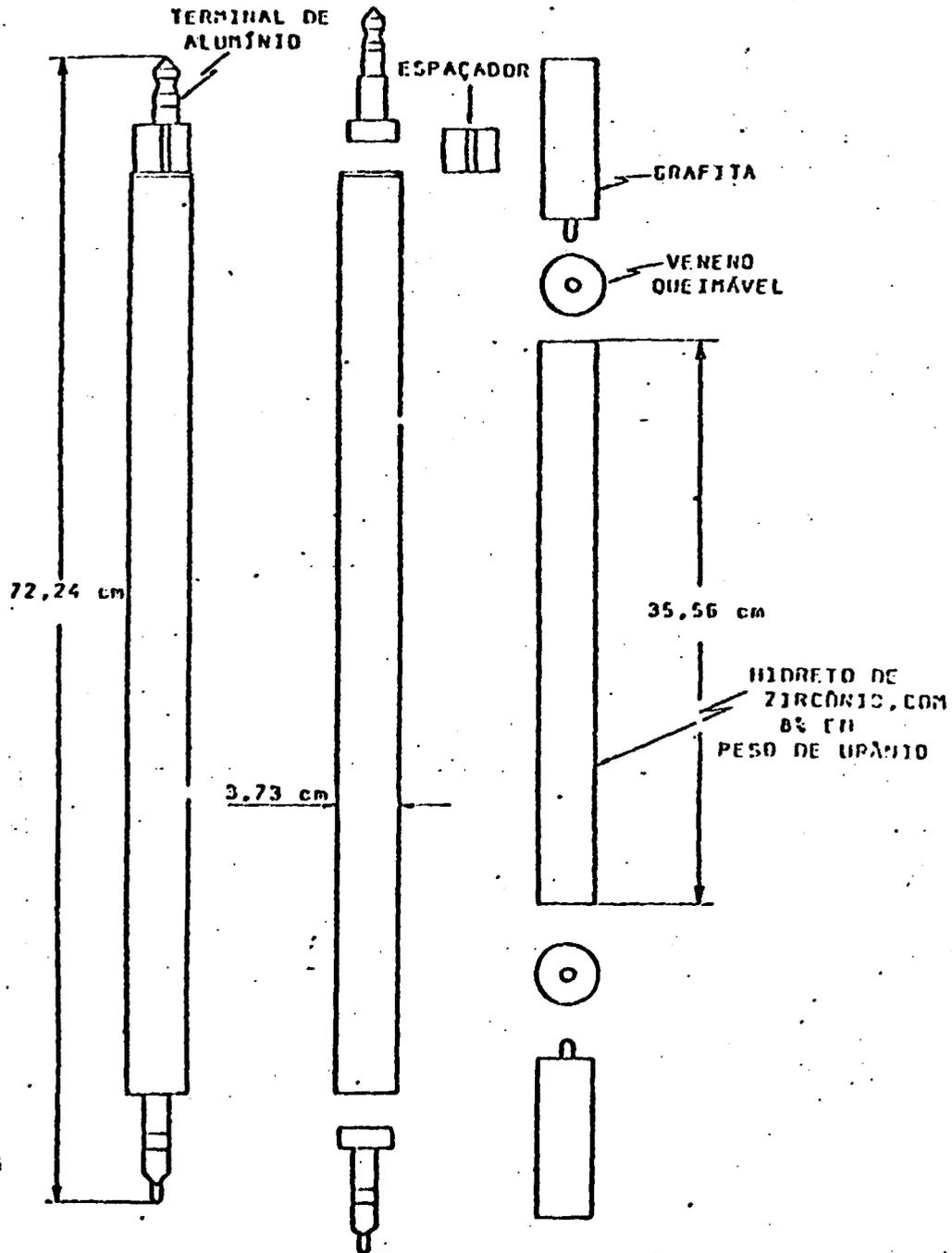


Figura 2 - Elemento Combustível-Moderador

Os elementos de grafita tem as mesmas dimensões que os elementos combustíveis-moderadores e ocupam posições vazias do reticulado do núcleo, operando como refletores radiais. Um espesso anel de grafita circunda o núcleo e, junto com os tarugos de grafita existentes nas extremidades dos elementos combustíveis (refletor vertical), constitui-se no refletor principal do reator.

O núcleo desse tipo de reator foi projetado especialmente para operar com alto coeficiente de temperatura negativo de temperatura ($-8 \times 10^{-3} \% dk/k \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$), característica de sua segurança intrínseca. A temperatura do moderador acompanha prontamente a temperatura do combustível, extinguindo-se imediata e eficazmente diante de quaisquer transitório de potência.

3. Dados de Operação

Os primeiros dez anos de operação do IPR-R1 foram caracterizados pela existência de refrigeração por convecção natural da água, por meio de um sistema com Freon-22, o que limitava a potência de operação até 30 kW. Na época, cerca de 70% das interrupções de funcionamento do reator eram causadas por problemas provenientes do sistema de refrigeração.

A instalação de novo sistema água-água, com capacidade até 300kW, permitiu que fosse aumentado em primeira etapa, o limite de potência de regime para 100 kW (6). Desde então, a utilização do reator vem aumentando, como consequência do próprio desenvolvimento do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (Figura 3).

3.1 Carga Combustível

Em outubro de 1960 foi recebido o primeiro lote de combustível destinado ao IPR-R1, com 59 elementos, todos com revestimento de alumínio, e que perfaziam um total de 2.196,7 g de urânio-235. O primeiro carregamento foi feito com 56 elementos, com massa de $U=235$ de 2.086,59 g. Com esta carga o reator operou durante 3,5 anos, gerando a energia de 150 MWh.

Com previsão de possível aumento de potência do reator foi recebida em fevereiro de 1972 a segunda remessa de combustível, com 9 elementos revestidos de aço-inoxidável, totalizando 342 g de urânio-235, sendo um desses elementos provido de instrumentação para realização de medidas no núcleo.

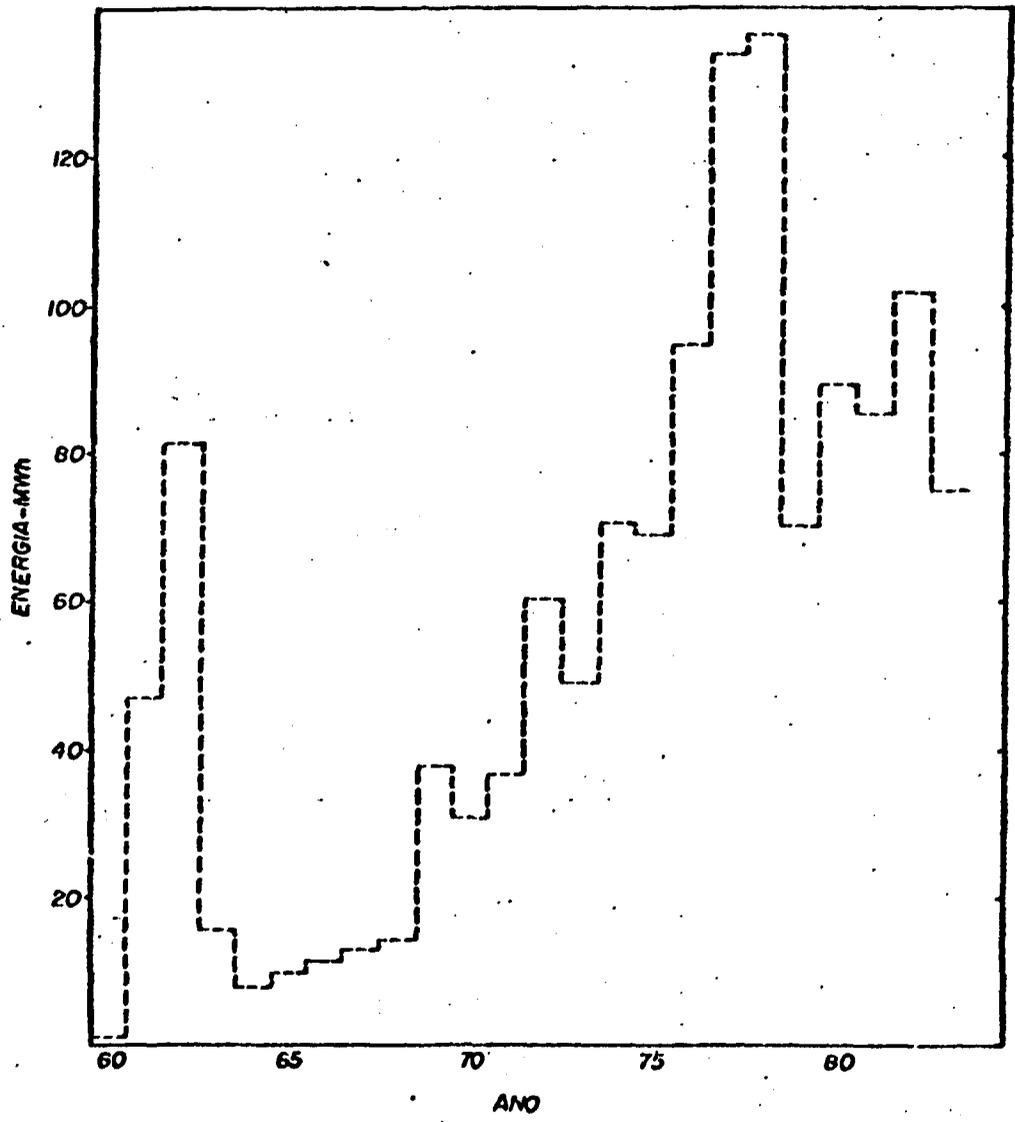


Figura 3 - Energia Dissipada no IPR-R1

3.2 Modificações no Núcleo

A primeira modificação na carga do núcleo ocorreu em junho de 1964, adicionando-se o 57º elemento combustível na posição E-18, em substituição ao respectivo elemento refletor. A massa crítica nominal aumentou para 2.122,68 g. Com essa configuração o reator operou mais 3 anos, gerando 30 MWh.

A segunda modificação ocorreu em julho de 1967, por necessidade de substituição do elemento da posição E-23, o qual apresentava deformação mecânica no pino de encaixe no núcleo. Na troca houve diminuição do valor da massa crítica nominal para 2.122,17 g. Com essa configuração operou-se mais 6 anos, gerando 208 MWh.

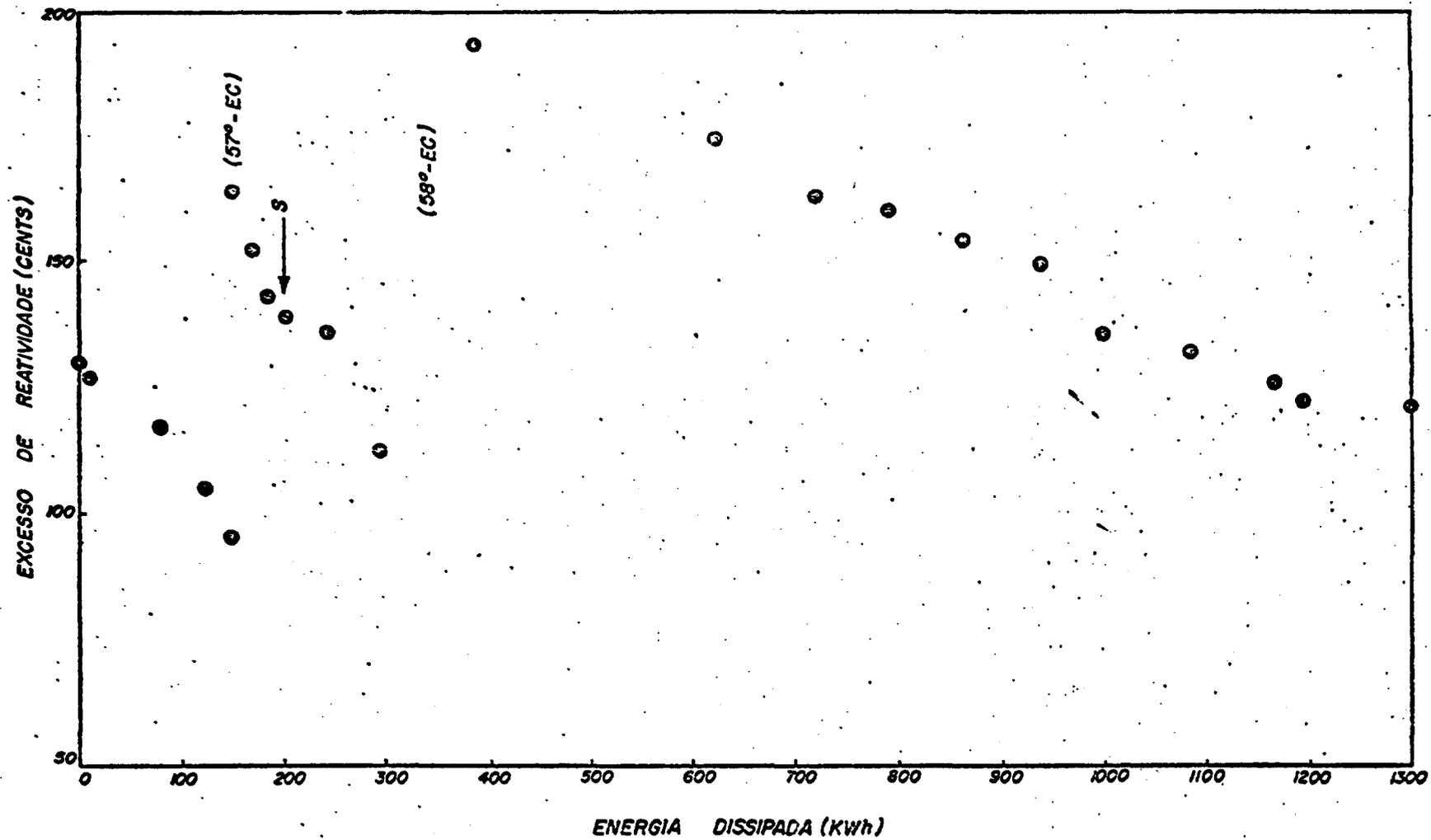
A última modificação deu-se em julho de 1973, com a adição do 58º elemento, na posição E-19, aumentando-se a massa crítica nominal para 2.160,04 g. Desta forma o reator vem operando há 10 anos, gerando no período 912 MWh.

4. Resultados Experimentais

A evolução do excesso de reatividade no núcleo do reator, desde sua primeira criticalidade, vem sendo acompanhada até a presente data através de medidas das posições relativas das barras SIM e REGULADORA, com o reator livre do envenenamento por xenônio (isto é, 70 horas após o último desligamento), nas potências de 20w e 100 kW.

O valor do excesso de reatividade é obtido das respectivas curvas de calibração das barras atuantes. O método tradicionalmente empregado no IPR-R1 para calibrar as barras de controle é o Método dos Períodos Assintóticos, com recomendação para o período positivo (7) e (8).

Os valores mais representativos dos resultados experimentais do excesso de reatividade no núcleo, ao decorrer desses anos, foram selecionados (9), (10), (11), (12) e (13), e estão representados na Figura 4.



EC=ELEMENTO COMBUSTÍVEL
 S=SUBSTITUIÇÃO DE ELEMENTO COMBUSTÍVEL

Figura 4 - Evolução da Queima de Combustível no IPR-R1 - Potência: 20W.

5. Programa CORE

No IPR-R1, o problema da contabilidade de material combustível é relativamente simples, devendo ser tomados certos cuidados nos registros, principalmente quanto à propagação dos erros que ocorrem devido aos arredondamentos realizados.

Existe a necessidade de se conhecer e registrar a localização e a queima exata de cada elemento combustível e dispor de informações adequadas para prever mudanças de reatividade nas modificações pretendidas do núcleo.

Além disso, deve-se preparar periodicamente os relatórios de balanço de material nuclear existente e identificar a quantidade remanescente de urânio-235 em cada um dos elementos combustíveis.

O programa CORE foi implantado para realizar as funções assinaladas acima (Figura 5).

Como a queima anual de urânio-235 é mínima, a taxa de queima pode ser assumida como diretamente proporcional ao fluxo de nêutrons térmicos, considerado constante em todas as posições do núcleo, de um mesmo anel.

As mudanças de reatividade são assumidas proporcionais à quantidade de urânio-235 adicionada, consumida ou retirada em cada anel (8).

No CORE, as características dos elementos combustíveis são lidas de uma só vez, seguidas pela produção de energia e informações da posição (número de série de cada elemento e sua posição relativa no núcleo). São impressos para cada configuração do núcleo: Tabela-Inventário completa e Quadro Geral da Configuração do Núcleo com os respectivos dados de operação (Figura 6).

O programa registra ainda os dados referentes ao armazenamento de elementos combustíveis utilizados e os do recebimento de novas remessas, os quais são automaticamente incorporados ao inventário geral. Estes materiais representam disponibilidade para incorporação em novas configurações do núcleo, inclusive para o aumento de potência do reator.

Apesar do modelo simples, o programa é capaz de prever excessos de reatividade dentro de 10 ou 15 cents, para uma grande variedade de configurações do núcleo (14).

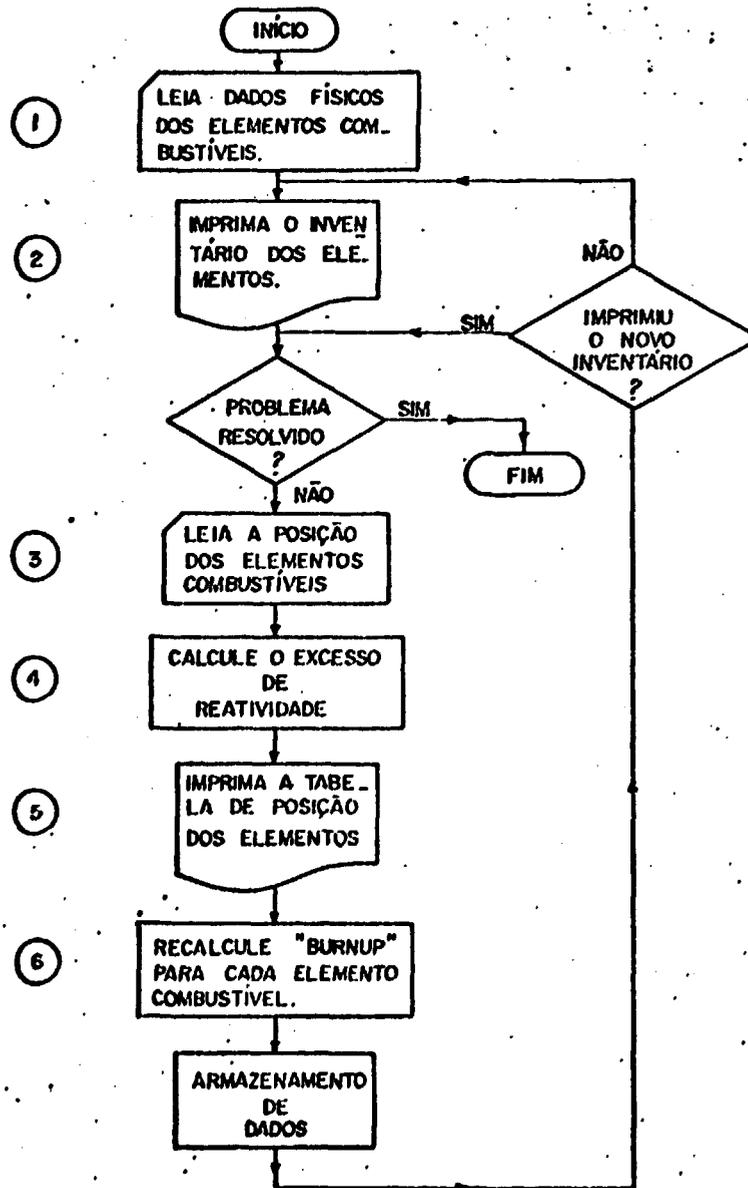


Figura 5 - Diagrama Esquemático do Programa CORE

ADICAO DE UM ELEMENTO COMBUSTIVEL EM 23/07/73

ENERGIA GERADA ATE 30/06/83

911027.0 KWH

B 1	1314	B 2	1188	B 3	1249	B 4	1286	B 5	1230	B 6	1297
C 1	1269	C 2	1298	C 3	1330	C 4	1315	C 5	1345	C 6	1235
C 7	1212	C 8	1222	C 9	1263	C10	1351	C11	1274	C12	1311
D 1	SHIM	D 2	1254	D 3	1205	D 4	1303	D 5	1287	D 6	1296
D 7	1282	D 8	1343	D 9	1196	D10	SEG	D11	1159	D12	1347
D13	1220	D14	1213	D15	1209	D16	1280	D17	1350	D18	1272
E 1	1348	E 2	1197	E 3	0989	E 4	1228	E 5	1173	E 6	1205
E 7	1195	E 8	1028	E 9	1130	E10	1342	E11	1025	E12	1129
E13	1114	E14	1219	E15	1301	E16	1171	E17	1224	E18	1179
E19	1214	E20	1012	E21	1162	E22	1223	E23	1147	E24	1005
F 1	GRAPH	F 2	GRAPH	F 3	GRAPH	F 4	GRAPH	F 5	GRAPH	F 6	GRAPH
F 7	GRAPH	F 8	FORTE	F 9	GRAPH	F10	GRAPH	F11	GRAPH	F12	PNEUM
F13	GRAPH	F14	GRAPH	F15	GRAPH	F16	REG	F17	GRAPH	F18	GRAPH
F19	GRAPH	F20	GRAPH	F21	GRAPH	F22	GRAPH	F23	GRAPH	F24	GRAPH
F25	GRAPH	F26	GRAPH	F27	GRAPH	F28	GRAPH	F29	GRAPH	F30	GRAPH

GRAMAS DE U235 NO ANEL B = 228.00

GRAMAS DE U235 NO ANEL C = 448.34

GRAMAS DE U235 NO ANEL D = 592.11

GRAMAS DE U235 NO ANEL E = 874.01

GRAMAS DE U235 NO ANEL F. = 0.00

ESTE CARREGAMENTO DO NUCLEO CONTEM 2143.35 GRAMAS DE U235 E 27 ELEMENTOS DE GRAFITE

O EXCESSO TOTAL DE REATIVIDADE COM TODAS AS BARRAS RETIRADAS EH S 1.26

A QUEIMA DURANTE ESTE CARREGAMENTO FOI DE 39.610 GRAMAS DE U235

Figura 6 - Quadro Geral da Configuração Atual IPR-R1

6. Comparação dos Valores

Para comparação dos valores calculados pelo CORE com os resultados experimentais, foram escolhidas 4 épocas importantes na vida do IPR-R1, que fazem o acompanhamento da carga combustível e respectivas configurações (Figura 7).

ÉPOCA	PROGRAMA CORE (Cents)	EXPERIMENTAIS (Cents)
NOV/60 - INÍCIO DO OPERAÇÃO	134	130
JUN/64 - ADIÇÃO DO 57° E.C.	185	165
JUL/73 - ADIÇÃO DO 58° E.C.	195	194
AGO/83 - ATUAL	126	122

Figura 7 - Valores do Excesso de Reatividade do Núcleo do IPR-R1

7. Conclusões

O trabalho apresentou como resultado principal a obtenção dos primeiros dados para as queimas individuais dos elementos combustíveis no núcleo do IPR-R1, que permitirá estudos de novas configurações.

A análise detalhada das queimas individuais dos elementos combustíveis nos respectivos anéis de reticulado revelou a tendência acentuada de uniformização das massas físséis no núcleo, o que confirma resultados preliminares obtidos experimentalmente (15). Isto demonstra que, na configuração atual do núcleo, o simples rearranjo dos elementos em seu interior não deverá acarretar aumento considerável para o excesso de reatividade do IPR-R1.

A alternativa é a adição de um elemento combustível de reserva com revestimento de alumínio, em substituição ao refletor da posição 28 no anel F, região do núcleo em que foi verificada a existência de menor densidade de carga físsil. Em consequência, o valor do excesso de reatividade aumentará para 170 cents, permitindo a operação do reator por mais alguns anos.

A possibilidade de adição de um elemento combustível com revestimento de aço inoxidável deve ser resguardada, com objetivo de estudar o seu comportamento no núcleo, prevendo-se o aumento de potência do reator em próxima etapa.

O resultado obtido através do programa CORE para a queima total de urânio-235 até o presente foi de 56,42 g. O mesmo valor foi obtido com a aplicação do critério do valor referência adotado até o presente, para efeito de contabilidade de material nuclear.

Agradecimentos

Os autores expressam agradecimentos especiais aos técnicos operadores do IPR-R1, Valter Alves de Amorim e José Geraldo Coura, os quais tornaram possíveis a realização do presente trabalho.

Bibliografia

- (1) GULF GENERAL ATOMIC. Technical Foundation of Triga. Report GA - 471. San Diego, 1958.
- (2) INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS. Notícias sobre o Instituto de Pesquisas Radioativas e o Curso de Engenharia Nuclear da UFMG: descrição do Reator TRIGA MARK I. Belo Horizonte, 1960.
- (3) ANDRADE E SILVA, Virgilio Mattos de et alii. Utilization of TRIGA Reactor of the IPR of UFMG (BRAZIL), during seven years of operation. Belo Horizonte, 1968.
- (4) TÓFANI, Paulo de Carvalho et alii. The Role of a Research Nuclear Reactor Within the Framework of Mineral Prospection and Processing Programs. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Relatório DEAT.PD - 03. Belo Horizonte, 1982.
- (5) NELSON, George W. Computer Program for TRIGA Calibration, Burnup Evaluation, and Bookkeeping. In: Triga Owners' Conference 6, Oregon State University. Oregon, TOC-10, 1978. p. 5.4-10..
- (6) ANDRADE E SILVA, Virgílio Mattos de. The New Cooling System of the IPR-R1 Reactor. Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, 1972. Nota Técnica DR-60.
- (7) PAIANO, Myriam de Carvalho. Calibração das Barras Shim e de Segurança do Reator TRIGA IPR-R1. NUCLEBRÁS - Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, 1976. Nota Técnica PAR/GNA 17/76.
- (8) NELSON, George W. et alii. Operating Experience with Partial Burned TRIGA Fuel at the University of Arizona. In: Triga Owners' Conference 4, Salt Lake City. Utah - General Atomic. TOC-7, 1976. p. 4.20-27.

- (9) ANDRADE E SILVA, Virgilio Mattos de. Ante-Projeto de Ampliação da Potência do Reator IPR-R1. Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, 1972. Nota Técnica DR-59/72.
- (10) STASIULEVICIUS, Roberto. Avaliação do Excesso de Reatividade do Reator TRIGA IPR-R1. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte, 1979. Nota Técnica DATAT-01/79.
- (11) PAIANO SOBRINHO, Silvestre et alii. Testes de Partida do Reator TRIGA IPR-R1. NUCLEBRÁS - Instituto de Pesquisas Radioativas. Belo Horizonte, 1976. Nota Técnica PAR/GNA-12/76.
- (12) MARETTI JÚNIOR, Fausto et alii. Resumo dos Resultados Obtidos nos Testes de Partida do Reator TRIGA IPR-R1, após a Troca do Mecanismo de Acionamento das Barras. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte, 1979. Nota Técnica LABRE.PD-05/79.
- (13) MARETTI JÚNIOR, Fausto et alii. Calibração das Barras Shim, Reguladora e de Segurança do IPR-R1. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte, 1983. Nota Técnica DEAT.PD-03/83.
- (14) POLASTRO, Luis Carlos. Estimativas das Queimas Individuais e do Excesso de Reatividade do Núcleo do TRIGA IPR-R1. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte, 1980. Nota Técnica LABRE.PD-02/80.
- (15) STASIULEVICIUS, Roberto. Alternativas para Aumento de Reatividade no Reator TRIGA IPR-R1. NUCLEBRÁS - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear. Belo Horizonte, 1981. Nota Técnica LABRE.PD-04/81.