

## ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE NO NÚCLEO

João M. L. Moreira,  
Horacio Nakata e Hélio Yoriyaz

**RESUMO:** O licenciamento de reatores nucleares de pesquisa requer que seja realizada análise de acidentes postulados objetivando a verificação da integridade da instalação em situações adversas. Nestas análises é necessário a descrição detalhada da cronologia de acidentes, a verificação da metodologia de análise contra resultados comprovadamente corretos ou experimentais, a consideração de condições iniciais adversas, etc.. Neste trabalho apresenta-se toda a sistemática para a análise de acidentes de inserção de reatividade em reatores de pesquisa. O programa CINETHICA utilizado resolve as equações de cinética pontual e de termo-hidráulica para os canais médio e mais quente do reator. O programa CINETHICA pode ser utilizado em microcomputadores.

### INTRODUÇÃO

Vários acidentes são postulados nos guias de projeto das Refs. 1 e 2. Os vários acidentes podem ser classificados quanto a forma de inserção de reatividade como do tipo degrau ou do tipo rampa. A caracterização degrau significa uma inserção instantânea de uma grande quantidade de reatividade no reator, enquanto, rampa, significa uma inserção contínua de reatividade numa taxa temporal mais ou menos constante.

Em um reator de pesquisa não pressurizado não há possibilidade de ejeção de barra de controle e, de acordo com normas técnicas[2], não se pode introduzir no núcleo reatividade maior que 1 \$ via amostras ou outros dispositivos. Evita-se, portanto, inserções rápidas e grandes de reatividade nestes reatores, tornando os acidentes do tipo degrau menos preocupantes quanto a segurança da instalação.

O acidente de retirada incontrolada de barra seria classificado como do tipo rampa. Estes acidentes seriam causados por um mal funcionamento do mecanismo de acionamento de barras de controle que produza um movimento incessante de retirada de uma barra. Outro acidente que deve ser analisado é o de queda de

aparato experimental no núcleo devido a uma falha do seu sistema de suporte. A queda introduz quase que instantaneamente reatividade no núcleo na forma de um degrau. Em ambos os casos, como resultado da inserção de reatividade, pode ocorrer uma excursão de potência se os sistemas de proteção não atuarem.

Em um reator de pesquisa, as variáveis monitoradas pelo sistema de proteção que atuam o desligamento da instalação são o nível de potência e o período instantâneo. Assim que o nível de potência ultrapasse o valor pre-estabelecido de segurança as barras de controle são inseridas dentro do núcleo provocando um SCRAM. O mesmo acontece em relação ao período que não deve ser menor que um valor pre-estabelecido de segurança. A atuação do sistema de proteção encerra a excursão de potência em seu início determinando o fim do acidente.

Entretanto, é interessante analisar as consequências de acidentes de inserção de reatividade na hipótese do sistema de proteção estar inativo, tanto do ponto de vista de entendimento do comportamento físico da instalação nestas condições, como para avaliar a magnitude de variáveis importantes[1,2]. Entre estas encontram-se doses máximas em vários pontos da instalação, energia liberada, potência máxima atingida, temperaturas máximas atingidas, fluxo de calor, etc..

O comportamento de um reator nuclear durante um transiente de inserção de reatividade segue normalmente características semelhantes. A excursão de potência provoca o aumento das temperaturas do combustível e do refrigerante do reator. O efeito Doppler no combustível causa uma realimentação negativa de reatividade devido ao aumento das capturas na faixa de ressonâncias. A expansão do moderador também provoca uma realimentação negativa devido a uma diminuição da moderação de neutrons. O acidente é interrompido quando a reatividade negativa de realimentação absorve a reatividade positiva inserida no acidente.

Na análise de acidentes buscam-se sempre fazer hipóteses consecutivas[1,2] de forma a maximizar as consequências do acidente e, quando possível, comparar com experimentos realizados[3]. As hipóteses abrangem a metodologia utilizada na análise do acidente assim como condições iniciais adversas do reator antes do início do acidente.

Esta aula versará, de forma sucinta, sobre todos os aspectos mencionados acima sobre análise de acidentes de inserção de reatividade em reatores de pesquisa. Inicialmente descrevem-se a cronologia de um acidente de inserção de reatividade seguida de resultados experimentais realizados no reator SPERT-I. Logo após são descritas uma metodologia de análise para estes acidentes, a validação do método em comparação com experimentos

do SPERT-1 e alguns outros resultados.

### CRONOLOGIA DE UM ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE

No caso de um acidente de retirada incontrolada de barra de controle, uma delas é retirada incontroladamente do núcleo devido a uma falha técnica do seu sistema de acionamento ou do operador do reator. Assume-se que o sistema de proteção não atue permitindo que haja uma excursão de potência causada pela reatividade positiva inserida pela barra de controle. No caso de uma queda de aparato experimental, ocorre uma falha no sistema de suportação deste. Sua queda provoca uma inserção de reatividade na forma de degrau.

Com o aumento de potência ocorre o aquecimento do combustível e do refrigerante. O aquecimento do combustível é instantâneo devido as fissões depositarem sua energia localmente enquanto que o refrigerante demora alguns segundos, dependendo da capacidade calorífica e do coeficiente de transfereência de calor no canal termo-hidráulico.

A realimentação termo-hidráulica de reatividade do combustível (efeito Doppler) atua primeiro e absorve parte substancial da reatividade externa inserida no núcleo. A excursão é encerrada pela atuação desta realimentação. A realimentação de reatividade do moderador ocorre alguns segundos depois, assim que o calor gerado no combustível é transferido a ele. Esta realimentação levará o núcleo a subcriticalidade se o calor do refrigerante não for removido.

### EXPERIMENTOS SPERT-I

Para avaliar o comportamento de reatores nucleares durante acidentes de alta inserção de reatividade foram realizados vários experimentos nos Estados Unidos[3,4,5]. Várias instalações foram especialmente projetadas para estes experimentos sendo algumas delas submetidas a inserções de reatividade de tal ordem que as levaram a destruição. Os dados obtidos nestes experimentos servem como base para análise de acidentes. Instalações podem ser licenciadas por demonstrarem segurança a partir de comparações com estas instalações experimentais como a SPERT.

Acidentes de retirada incontrolada de barra produzem variadas taxas de inserção de reatividade dependendo da reatividade diferencial desta e de sua velocidade de movimentação. Acidentes de queda de aparato experimental também

introduzem variadas quantidades de reatividade, dependendo de suas características. Nos experimentos SPERT-I foram realizados testes de rampas e de degraus. A Tabela 1 ilustra os resultados de vários testes iniciados em potências baixas (alguns watts) e temperatura inicial de 20 C.

O comportamento da potência do reator em função do tempo pode ser visto na Fig. 1. Este transiente, o número 7 do SPERT-I, foi iniciado com uma inserção instantânea ou tipo degrau de 0,76 \$ de reatividade. O período assintótico mínimo atingido antes que a realimentação termo-hidráulica atuasse foi de 1,2 s. O pico de potência de 7,07 MW foi atingida a 14,9 s do início do transiente. A Fig. 2 mostra para o mesmo transiente a reatividade de compensação e a potência e a energia liberada em função do tempo em escala logarítmica. O aumento de temperatura do revestimento foi medida por um termo-par. A realimentação termo-hidráulica compensou totalmente a reatividade externa levando o reator a subcriticalidade.

Deve-se notar que enquanto a potência não atinge níveis altos o suficiente para produzir calor sensível no reator, esta excursiona e atinge um período assintótico. A Fig. 2 mostra que é em torno de 7 s do início do transiente que reatividade de realimentação começa a absorver a reatividade externa. Vê-se no mesmo gráfico que em torno de 11 s a reatividade externa está totalmente compensada pela de realimentação.

#### METODOLOGIA DE ANÁLISE DE ACIDENTE

A análise de consequências de um acidente nuclear, postulado para fins de licenciamento, exige ferramentas apropriadas para se obter durante o transiente parâmetros confiáveis em relação a distribuição de temperatura e a energia acumulada no reator. Porém, os programas convencionais de simulação nuclear não comportam transientes bruscos da ordem de milisegundos. A metodologia adotada nestes programas para a solução da equação de cinética não é apropriada para variações rápidas observadas em acidentes nucleares.

O programa CINETHICA[6] será utilizado para a análise de acidente de retirada incontrolada de barra de controle. Este programa pode analisar núcleos de elementos combustíveis de varetas moderados e refrigerados a água ordinária.

O reator é modelado por aproximação de cinética pontual a qual é resolvida pelo método de Hansen-Koen-Little[7]. Os cálculos termo-hidráulicos envolvendo o combustível, o gap, o revestimento e o refrigerante são efetuados na direção radial.

Tabela 1 Resultados de vários transientes realizados no reator SPERT-I.

Figure No.	Run No.	$\tau$ (msec)	$\alpha$ (sec <sup>-1</sup> )	$\phi(t_m)$ (Mw)	$E(t_m)$ (Mw-sec)	$\theta_m$ (°C)	$\theta(t_m)$ (°C)	Thermo-couple Location	$(t_m - t_0)$	Reactivity Insertion ( $\beta$ )	Reactivity Compensated at $E(t_m)$ ( $\beta$ )
A-1	64	15.2x10 <sup>3</sup>	0.066	0.093	2.53	11.7	10.8	E4:4-17	216.5	30.6	24.2
A-3	3	10.5x10 <sup>3</sup>	0.095	0.210	4.07	30.7	24.0	E1:1-20	116.0	36.0	21.5
A-5	5	5.9x10 <sup>3</sup>	0.170	0.690	7.60	57.7	45.0	E1:1-20	57.4	47.8	18.0
A-7	63	4.3x10 <sup>3</sup>	0.232	1.14	9.20	60.0	48.5	E1:1-20	66.7	54.1	19.5
A-9	6	2.3x10 <sup>3</sup>	0.430	3.25	17.1	92.0	84.0	E1:1-20	30.5	65.1	22.0
A-11	7	1.2x10 <sup>3</sup>	0.833	7.07	19.3	101.0	88.0	E1:1-20	14.9	76.0	20.0
A-13	8	822	1.22	9.82	17.9	96.5	86.8	E1:1-20	12.4	80.5	19.0
A-15	9	542	1.85	13.7	18.3	100.0	90.0	E1:1-20	8.2	84.7	12.0
A-17	10	273	3.66	20.9	11.1	100.0	79.0	E1:1-20	4.67	90.3	16.0
A-19	11	150	6.67	32.7	7.1	94.5	73.0	E1:1-20	2.55	95.3	14.0
A-21	12	114	8.77	37.7	6.4	100.7	78.0	E1:1-20	2.30	97.6	17.0
A-23	13	84.2	11.8	39.6	5.3	104.3	78.0	E1:1-20	1.87	99.3	20.0
A-25	14	51.8	19.3	48.1	5.52	95.2	60.0	W7:1-20	1.47	102.9	19.6
A-27	15	45.2	22.1	53.7	5.38	100.0	76.0	E1:1-20	1.24	104.5	22.0
A-29	16	35.5	28.2	64.3	5.67	100.0	29.0	E1:1-20	0.92	106.4	20.0
A-31	17	31.2	32.1	77.4	5.41	102.3	12.3	E1:1-20	0.632	108.4	14.0
A-33	62	27.4	36.5	77.8	4.9	91.2	46.0	E1:1-20	0.620	110.0	14.0
A-35	18	25.8	38.7	101.0	5.77	102.3	5.8	E1:1-20	0.53	111.0	15.5
A-37	19	20.4	49.0	146.0	6.69	107.2	5.8	E1:1-20	0.51	114.4	18.0
A-39	21	17.2	58.1	198.0	7.57	108.2	7.0	E1:1-20	0.423	117.7	23.0
A-41	22	15.7	63.7	239.0	8.16	104.0	6.8	E1:1-20	0.420	119.9	25.3
A-43	27	14.2	70.4	260.0	7.88	110.2	6.3	E1:1-20	0.380	123.0	27.0
A-45	28	11.2	89.3	428.0	10.2	109.2	4.0	E4:4-20	0.324	129.0	32.0
A-47	29	10.1	99.0	494.0	11.0	107.5	8.0	E1:1-20	0.300	132.0	34.0
A-49	65	9.7	103.0	622.0	12.6	97.2	10.0	E1:1-18	0.325	134.0	37.0
A-51	66	9.7	103.0	571.0	11.9	92.0	5.0	E1:1-20	0.320	134.0	38.0
A-53	75	9.7	103.0	546.0	11.9	106.0	8.0	E1:1-20	0.410	134.0	32.0
A-55	30	8.5	118.0	720.0	13.0	109.0	7.0	E1:1-20	0.26	140.0	43.0

#### NOMENCLATURE

$\tau$	Reactor period
$\alpha$	Inverse reactor period
$\phi(t_m)$	Peak power
$E(t_m)$	Energy release to time of peak power
$\theta_m$	Maximum fuel plate surface temperature
$\theta(t_m)$	Fuel plate surface temperature at time of peak power
$t_m$	Time of peak power
$t_0$	Time or contact of falling transient rod with shock absorber

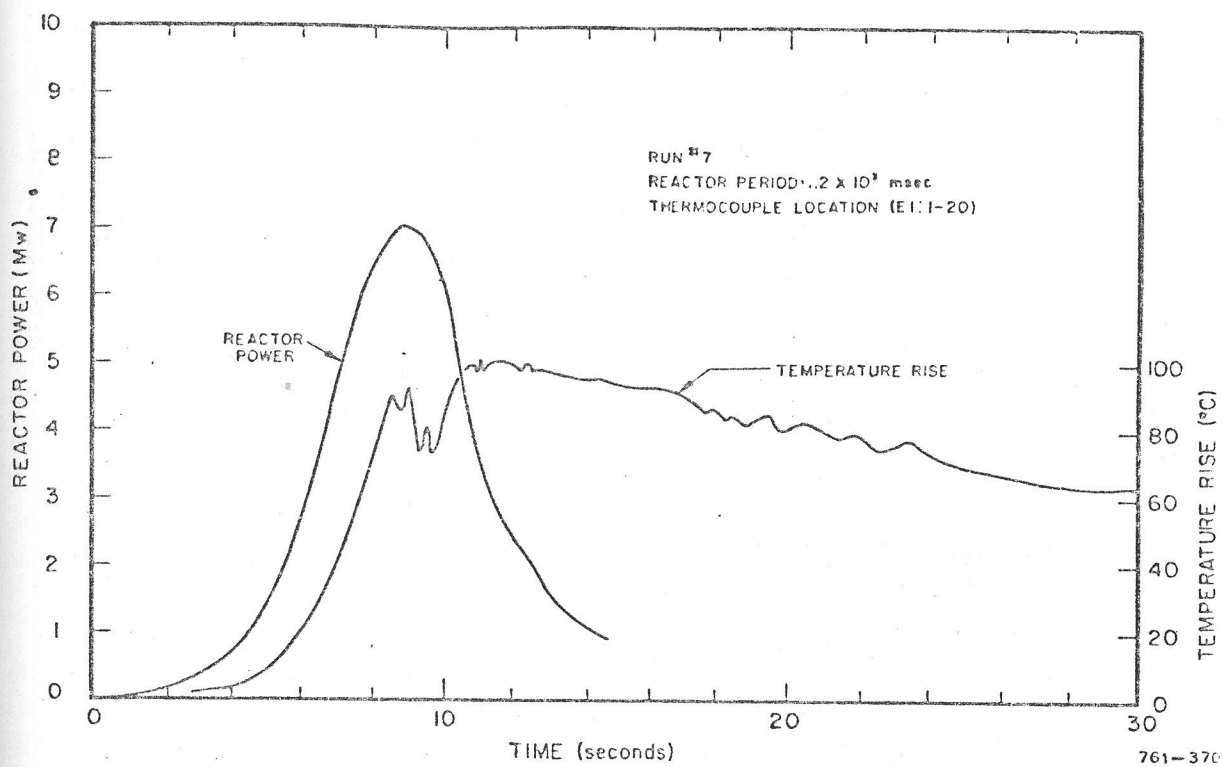
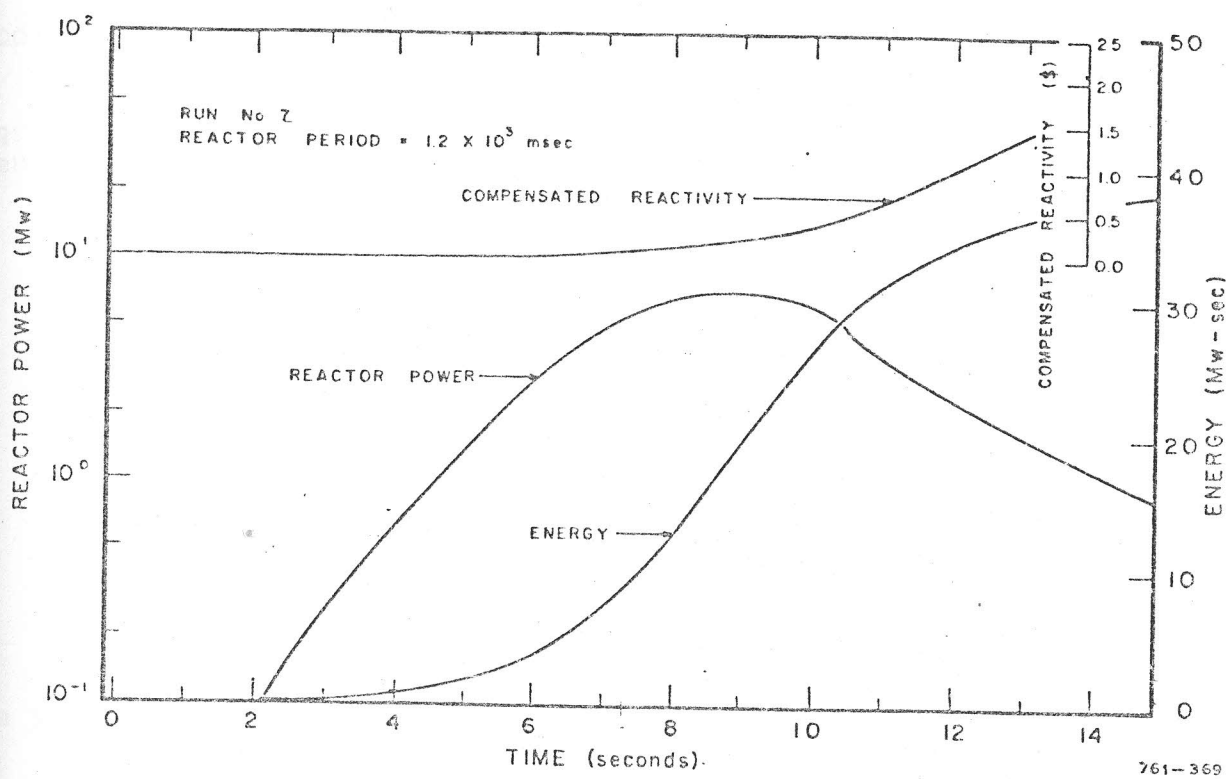


Figura 1 Potência e aumento de temperatura em função do tempo para acidente tipo degrau de 0,76 \$ no SPERT-I (run 7).



761-369

Figura 2: Potência, reatividade de realimentação e energia liberada em função do tempo para o acidente tipo degrau de 0,76 \$ no SPERT-I (run 7).

Os parâmetros calculados são a potência, a energia acumulada, as temperaturas dentro do combustível, a temperatura no revestimento e a temperatura no refrigerante, em função do tempo, tanto no canal médio como no canal quente.

### Modelagem Neutrônica

O comportamento da potência nuclear é descrito pelas equações de cinética pontual com seis grupos de precursores de neutrons atrasados, em termos da potência total do reator:

$$\frac{d}{dt} P(t) = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} P(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

onde  $P(t)$  é a potência (Watt),

$\rho(t)$  é a reatividade,

$\beta$  é a taxa das frações de nêutrons atrasados,  $\beta_i$  's,

$\Lambda$  é o tempo de geração dos nêutrons (seg.),

$\lambda_i$  é a constante de decaimento do grupo  $i$  ( $\text{seg}^{-1}$ ),

$C_i(t)$  é a concentração dos precursores do grupo  $i$  (Watt),

Os precursores de neutrons atrasados são dados por:

$$\frac{d}{dt} C_i(t) = -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_i}{\Lambda} P(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (2)$$

A solução numérica das Eqs. (1) e (2) é dificultada pela presença de autovalores esparsos que cobrem algumas ordens de magnitude, principalmente para altos valores de reatividade. No programa CINETHICA, utiliza-se o método da Ref. 7 comprovadamente bastante estável mesmo para intervalos de integração temporal relativamente grandes.

### Modelagem Termo-hidráulica

A transferência de calor é computada somente na direção radial, considerando valores médios em relação à altura do núcleo. São efetuados cálculos para o canal médio e para o canal quente, caracterizado por um fator de pico de potência. A não consideração da condução axial de calor não é um fator crítico, visto ser conservativa do ponto de vista de segurança e pela pequena magnitude em transientes rápidos.

O programa CINETHICA resolve a equação de condução de calor

para a vareta combustível. Para o gap e o refrigerante considera-se que o calor é transferido via convecção. O revestimento é considerado um ponto intermediário com capacidade de calor desprezível por ter uma espessura diminuta.

### Modelagem da Realimentação Termo-hidráulica

A realimentação termo-hidráulica pode ser estimada corretamente por meio de temperaturas efetivas do combustível e do refrigerante que levam em conta a importância das várias regiões do núcleo em termos de reatividade. Elas dependem da distribuição de temperatura dentro do reator. Por definição a reatividade devido a uma variação de temperatura  $T$  é dada por:

$$\Delta \rho(\Delta T) = \frac{\langle \phi_0^+(\underline{r}, E), \Delta \Sigma(\underline{r}, E, \Delta T) \phi(\underline{r}, E) \rangle}{\langle \phi_0^+(\underline{r}, E), M(\underline{r}, E) \phi(\underline{r}, E) \rangle} \quad (3)$$

onde  $\Delta \Sigma(\underline{r}, E, T)$  é a variação nos parâmetros do reator devido a variação de temperatura,  $\phi_0^+(\underline{r}, E)$  e  $\phi(\underline{r}, E)$ , os fluxos adjunto e neutônico e  $M(\underline{r}, E)$ , o operador de produção de neutrons via fissão. Os brackets representam integrais sobre o volume do reator e a energia. Assumindo que tenha um comportamento linear com a temperatura a reatividade de realimentação passa a ser:

$$\Delta \rho(\Delta T) = \frac{\langle \phi_0^+(\underline{r}, E), \frac{\partial \Sigma(\underline{r}, E)}{\partial T} \Delta T \phi(\underline{r}, E) \rangle}{\langle \phi_0^+(\underline{r}, E), M(\underline{r}, E) \phi(\underline{r}, E) \rangle} \quad (4)$$

Definindo

$$\Delta T_{ef} = \frac{\langle \phi_0^+, \frac{\partial \Sigma}{\partial T} \Delta T \phi \rangle}{\langle \phi_0^+, \frac{\partial \Sigma}{\partial T} \phi \rangle} \quad (5)$$

obtem-se o coeficiente de reatividade de temperatura

$$\alpha = \frac{\langle \phi_0^+, \frac{\partial \Sigma}{\partial T} \phi \rangle}{\langle \phi_0^+, M \phi \rangle} = \frac{\Delta \rho(\Delta T)}{\Delta T_{ef}} \quad (6)$$

Nota-se que é corretamente estimado em termos da variação da temperatura efetiva. Normalmente quando se calcula ou se mede o coeficiente de reatividade utiliza-se uma variação de temperatura uniforme em todo o reator. Neste caso  $\Delta T$  é constante e, de acordo com a Eq. (5), tem-se que  $\Delta T = \Delta T_{ef}$ , isto é, a variação da temperatura efetiva é idêntica a variação da temperatura média "física" do reator.

A distribuição de temperatura normalmente varia durante um transiente. Entretanto, se esta não variar demasiadamente na parte do transiente onde a realimentação termo-hidráulica é importante, pode-se determinar um  $T_{ef}$  a partir da Eq. (5) e considerá-lo que mantenha a mesma relação com as temperaturas média e máxima durante todo o transiente. Esta relação pode ser representada em termos de um fator de ponderação para o combustível e para o refrigerante obtido pela equação abaixo:

$$\Delta T_{ef} = x \Delta \bar{T} + (1-x) \Delta \hat{T} \quad (7)$$

onde  $\Delta \hat{T}$  é a variação da temperatura do canal quente,  $\Delta \bar{T}$  é a variação da temperatura do canal médio e  $x$  é o fator de ponderação. Note-se que para obter  $\Delta T_{ef}$  é necessário o conhecimento das distribuições do fluxo de neutrons, do fluxo adjunto e das temperaturas do combustível e do refrigerante em um estado representativo do transiente em análise.

#### VALIDAÇÃO DO PROGRAMA CINETHICA

Para utilizar-se um programa de computador para análise de acidentes é necessário antes validá-lo contra resultados reconhecidamente comprovados. Os resultados do programa CINETHICA nesta seção são comparados com resultados experimentais obtidos no reator SPERT-I, especificamente, o caso n. 7. As condições experimentais encontram-se na Tabela 2. A inserção de reatividade de 0,76 \$ eleva a potência do reator rapidamente como é mostrado na Fig. 1

A realimentação termo-hidráulica de reatividade durante o acidente depende fortemente da distribuição de temperatura do combustível e do refrigerante dentro do reator. Obviamente, no centro do núcleo um aumento de temperatura terá um efeito de reatividade muito maior que na periferia pois aí o fluxo neutrônico é muito menor. A Fig. 3 mostra a simulação do transiente no. 7 realizada com o programa CINETHICA considerando realimentação a partir das temperaturas do combustível e do refrigerante do canal médio, isto é

$$\Delta \rho(\Delta T) = \alpha_M \Delta \bar{T}_M + \alpha_F \Delta \bar{T}_F \quad (8)$$

Pode-se ver que a reatividade de compensação foi subestimada durante o transiente fazendo com que a potência do reator alcance níveis bem superiores ao resultado experimental mostrado na Fig. 1. Isto demonstra que a utilização das temperaturas do

Tabela 2 Parâmetros do reator SPERT-I (N. S. Savannah).

massa do combustível	947,2	kg
massa do revestimento	217,8	kg
massa do moderador	157,8	kg
raio do combustível	5,63	mm
raio do revestimento	6,35	mm
espessura do revestimento	0,71	mm
comprimento total do combustível	1006	m
calor específico do combustível	298	J/kg/C
calor específico do revestimento	535	J/kg/C
calor específico do moderador (água)	5520	J/kg/C
condutividade térmica do combustível	4,32	W/m/C
coeficiente de convecção do gap	7219	W/m <sup>2</sup> /C
coeficiente de convecção do moderador	9771,1	W/m <sup>2</sup> /C
coeficiente de reatividade do moderador	6,8	pcm/C
coeficiente de reatividade do combustível	0,7	pcm/C
tempo de geração de neutrons prontos	27	micro-s
fracção efetiva de neutrons atrasados	0,00697	
temperaturas iniciais	20	C
potência inicial	50	W
fator de pico	3	
inserção de reatividade em degrau	0,76	\$

Dados retirados da Ref. 3. Outros avaliados.

Tabela 3 Variação de temperatura e fatores de ponderação encontradas para o reator SPERT-I (N. S. Savannah).+

*	moderador	combustível
$\overline{\Delta T}$	1	1
$\hat{\Delta T}$	3,06	2,182
$\Delta T_{ef}$	4,171	1,421
x	0,383	0,651

\* Os valores apresentados são relativos.

+ Foi assumido uma economia de refletores de  $\cong 7$  cm.

canal médio não é suficiente para estimar corretamente a reatividade de realimentação. É necessário, de alguma forma, levar em conta a distribuição de temperatura no núcleo.

Na presente análise dos experimentos SPERT-I não se dispõe dos dados necessários para se obter a variação da temperatura efetiva. Em vista disto, assumiu-se o reator SPERT-I homogêneo com distribuições de fluxo neutrônico e adjunto dadas por:

$$\phi(r,z) = \phi_0^+(r,z) = J_0\left(\frac{2.405r}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

e as distribuições de temperatura do combustível e do refrigerante dadas por:

$$\Delta T_F(r,z) = J_0\left(\frac{2.405r}{R}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

$$\Delta T_M(r,z) = J_0\left(\frac{2.405r}{R}\right) \sin\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

Fazendo estas considerações obteve-se as variações de temperatura mostradas na Tabela 3. Os fatores ponderais para o combustível e para o moderador encontrados foram 0,59 e 0,93, respectivamente.

A Fig. 4 mostra a potência em função do tempo obtida com o programa CINETHICA, que reproduz o resultado experimental bastante bem. A potência máxima e a reatividade de realimentação em vários instantes são comparadas com o experimento no. 7 na Tabela 4. A Fig. 5 mostra as temperaturas atingidas no combustível, revestimento e refrigerante. Estes valores devem ser comparados contra limites de projeto como ponto de fusão do combustível, do revestimento e de condições de transferência de calor da vareta para o refrigerante.

Tendo verificado a adequação do programa CINETHICA para análise de acidentes de reatividade tem-se mais confiança em seus resultados. Salienta-se a importância da estimativa correta dos fatores de ponderação para se obter resultados representativos.

### COLOCAÇÕES FINAIS

Para se realizar um projeto de uma instalação nuclear é aconselhável seguir as recomendações de normas internacionalmente aceitas[1,2]. Estas normas que também são guias de projetos para instalação, se seguidas, certamente levarão a um projeto de reator mais seguro. A análise de acidentes deve fazer parte do projeto desde seu início para se prever os sistemas de proteção adequados. Os sistemas de proteção são definidos baseados em análises envolvendo os objetivos da instalação, transientes operacionais previstos e situações de acidentes postuladas.

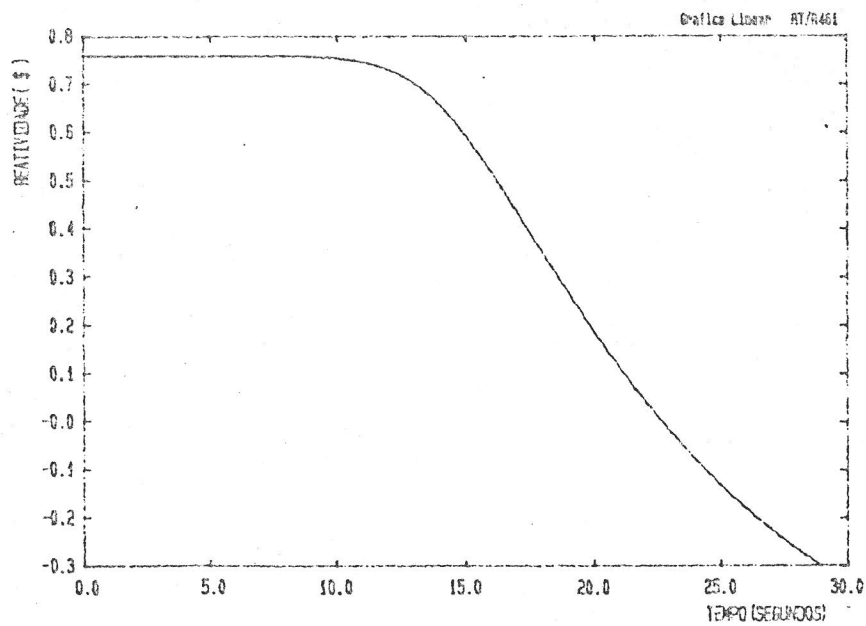
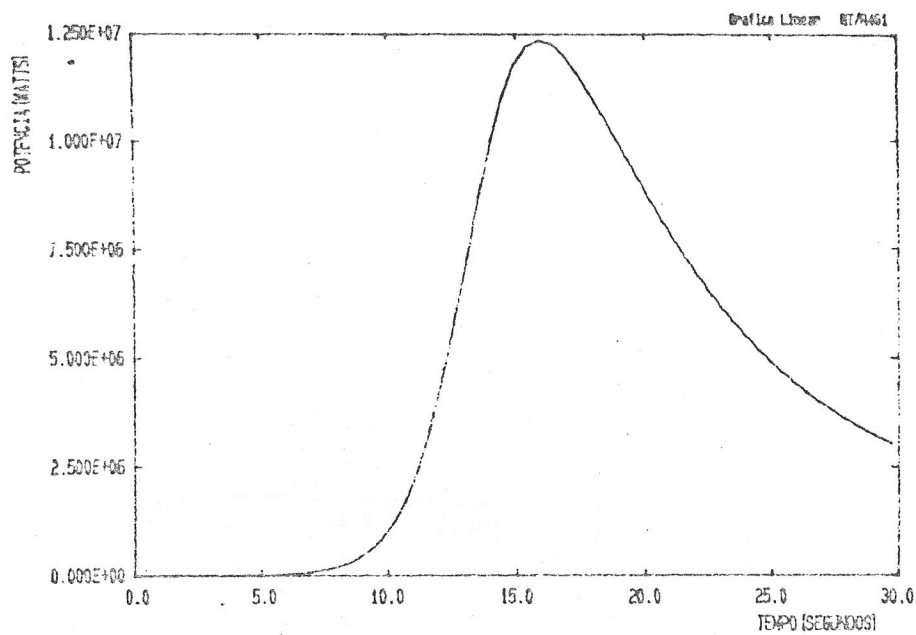


Figura 3 Potência e reatividade em função do tempo para transiente de 0,76 \$. Realimentação termo-hidráulica devido a T.

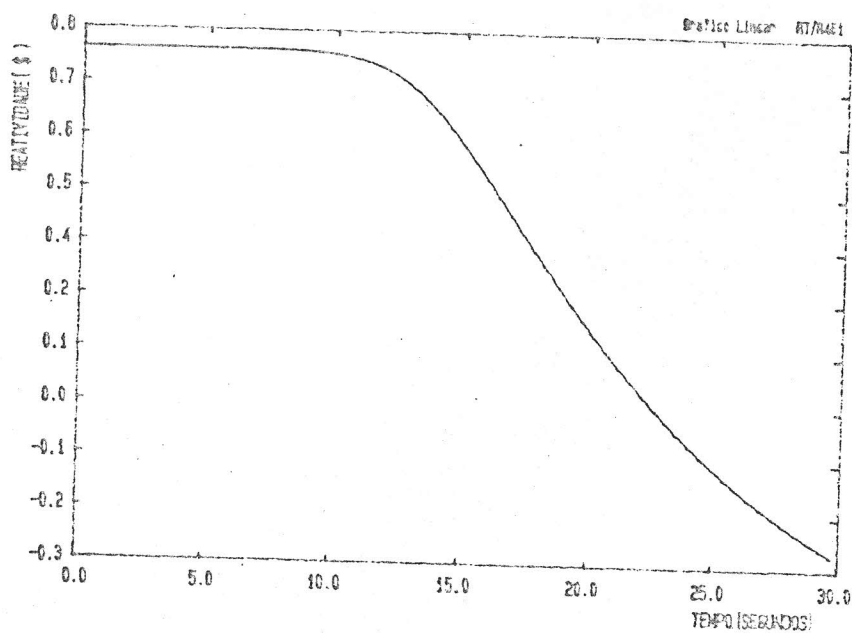
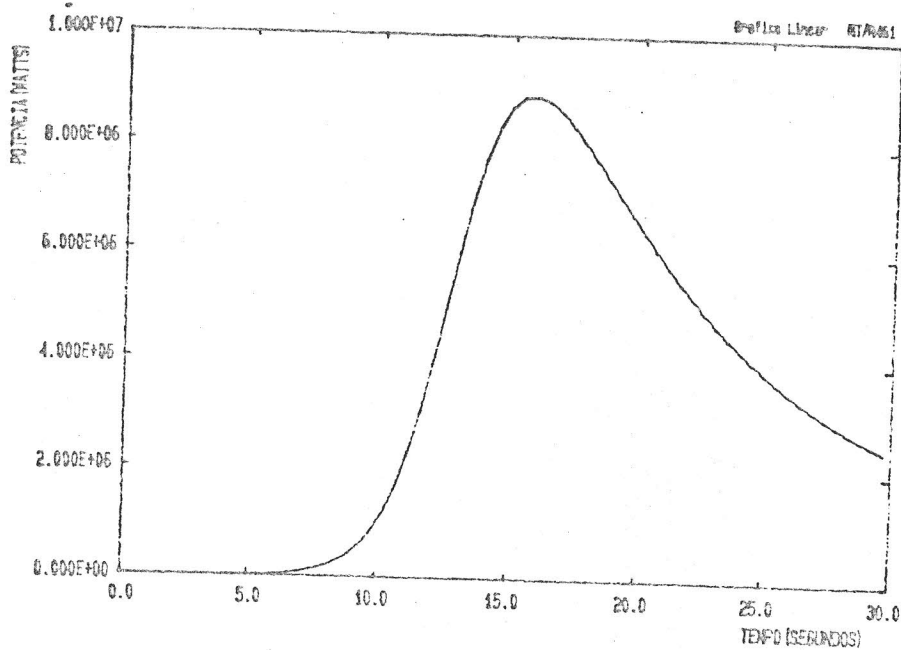


Figura 4 Potência e reatividade em função do tempo para transiente de 0,76 \$. Realimentação devido a Tef.

Nota: A diferença entre o CINETHICA e o experimento SPERT-I na curva de potência depois do pico é devido o modelo do CINETHICA não contemplar realimentação de vazio.

Tabela 4 Comparação entre os resultados do programa CINETHICA e os experimentos SPERT-I.

período assintótico (s)	1,2	1,201
potência máxima (MW)	7,07	8,9
energia liberada até o pico (MJ)	19,3	33,5
reatividade de compensação no momento do pico (\$)	0,20	0,26

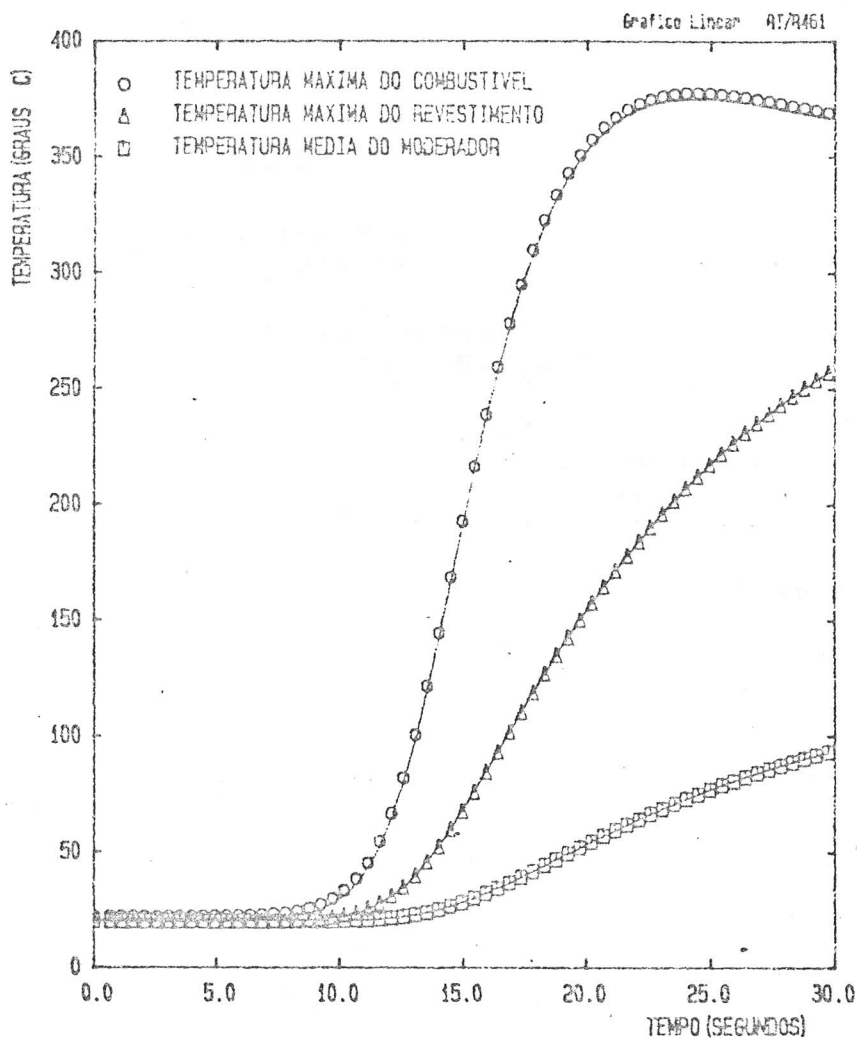


Figura 5 Temperaturas em função do tempo para o transiente de 0,76 \$. Realimentação devido a Tef.

Existem normas ou guias para se fazer a análise de acidentes postulados[1.2]. Deve-se estabelecer, inicialmente, os acidentes mais sérios em termos de consequência e probabilidade de ocorrência, suas condições iniciais, sua cronologia de eventos e o entendimento físico dos fenômenos existentes. A metodologia de análise deve ser verificada contra resultados experimentais ou outros cálculos comprovadamente aceitos.

Os resultados da análise de acidentes geram parâmetros que realimentarão o projeto e estabelecerão os limites operacionais da instalação.

#### REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. Safe Operation of Research Reactors and Critical Assemblies, 1984 Editions, IAEA, Safety Series nº 35, Vienna (1984).
2. W.J. Bryndra e R.W. Powell, Design Guide for Category I Reactors Critical Facilities, Brookhaven National Laboratory BNL 50831-I (1978).
3. A.H.Spano, et alli, Self-Limiting power excursion tests of a Water-moderated low-enrichment  $UO_2$  Core in Spert-I, Phillips Petroleum Company, IDO-16751, (1962).
4. David L. Hetrick, Dynamic of Nuclear Reactors, Cap.5, The University of Chicago Press, Chicago, (1971).
5. G.R. Keeping, Physics of Nuclear Kinetics, Addison Wesley, Massachusetts (1965).
6. H. Nakata, Construção do programa cinethica para análise de acidentes, Comunicação interna RTF-IPEN (1983).
7. Hansen, K.F. et alli, Stable Numerical Solutions of the reactor Kinetics equation, N.S.E. 22,51 (1965).