

BR 9024732

ISSN 0101-3084



CNEN/SP

ipen Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares

ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE NO NÚCLEO

João M.L. MOREIRA, Horácio NAKATA, e Hélio YORIYAZ

PUBLICAÇÃO IPEN 299

ABRIL/1990

SÃO PAULO

ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE NO NÚCLEO

João M.L. MOREIRA, Horácio NAKATA, e Hélio YORIYAZ

DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

**CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - BRASIL**

Série PUBLICAÇÃO IPEN

INIS Categories and Descriptors

C52.00

**REACTIVITY INSERTIONS
REACTOR ACCIDENTS
COMPUTER CODES**

IPEN - Doc - 3540

Aprovado para publicação em 18/11/89.

Nota: A redação, ortografia, conceitos e revisão final são de responsabilidade do(s) autor(es).

ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE NO NÚCLEO

João M. L. MOREIRA, Horácio NAKATA e Hélio YORIYAZ

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – IPEN
Caixa Postal 11049 – Pinheiros
05499 – São Paulo – BRASIL**

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.

REACTIVITY INSERTION ACCIDENT ANALYSIS

João M. L. MOREIRA, Horácio NAKATA & Hélio YORIYAZ

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – IPEN
Caixa Postal 11049 – Pinheiros
05499 – São Paulo – BRASIL**

ABSTRACT

The correct prediction of postulated accidents is the fundamental requirement for the reactor licensing procedures. Accident sequences and severity of their consequences depend upon the analysis which rely on analytical tools which must be validated against known experimental results. Present work presents a systematic approach to analyse and estimate the reactivity insertion accident sequences. The methodology is based on the CINETHICA code which solves the point-kinetics/thermohydraulic coupled equations with weighted temperature feedback. Comparison against SPERT experimental results shows good agreement for the step insertion accidents.

1 - INTRODUÇÃO

Vários acidentes são postulados nos guias de projeto das referências 1 e 2. Esses acidentes podem ser classificados quanto ao modo de inserção de reatividade: tipo degrau ou 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 suportação. 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 pré-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 pré-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 conservativas [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.

Este trabalho versa, de forma sucinta, sobre todos os aspectos mencionados 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 - I e alguns outros resultados.

2 - CRONOLOGIA DE UM ACIDENTE DE INSERÇÃO DE REATIVIDADE

No caso de um acidente de retirada incontrolada de barra de controle, uma delas é retirada incontrolada do núcleo devido a uma falha técnica do seu sistema de acionamento ou do operador permitindo que haja uma excursão de potência causada pela reatividade positiva inserida pela retirada de barra de controle. No caso de uma queda de aparato experimental, ocorre 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 porque as fissões depositam sua energia localmente enquanto que o aquecimento do refrigerante demora alguns segundos, dependendo da capacidade calorífica e do coeficiente efetivo de transferência de calor para o refrigerante.

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.

3 - 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 à destruição. Os dados obtidos nestes experimentos servem como base para análise de acidentes. Instalações nucleares podem ser licenciadas por demonstrarem segurança a partir de comparações com estas instalações experimentais como, por exemplo, 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 Figura 1. Este transiente, o número 7 do SPERT - I, foi iniciado com uma inserção instantânea ou tipo de degrau de 0,76 % de reatividade. O período assintótico mínimo atingido antes que a realimentação termo-hidráulica atuasse foi de 1,2 segundos. O pico de potência de 7,07 MW foi atingido 14,9 segundos após o início do transiente. A Figura 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 à 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 Figura 2 mostra que é em torno de 7 segundos após o início do transiente que a reatividade de realimentação começa a absorver a reatividade externa. Vê-se no mesmo gráfico que em torno de 11 segundos a reatividade externa está totalmente compensada pela de realimentação.

4 - METODOLOGIA DE ANÁLISE DE ACIDENTE

A análise de conseqüências de um acidente nuclear, postulada para fins de licenciamento, exige ferramentas apropriadas para se obter durante o transiente parâmetros confiáveis em relação à 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 por 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.

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.

4.1 - 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:

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

onde $P(t)$ é a potência (Watt),

$\rho(t)$ é a reatividade,

β é a taxa das frações de neutrons atrasados, β_i 's,

Λ é o tempo de geração de neutrons (seg),

λ_i é a constante de decaimento do grupo i (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 Equações 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 referência 7 comprovadamente bastante estável mesmo para intervalos de integração temporal relativamente grandes.

4.2 - 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 que o calor é transferido via convecção. O revestimento é considerado um ponto intermediário com capacidade de calor desprezível por ter uma espessura diminuta.

4.3 - 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 ΔT é dada por:

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

onde $\Delta\Sigma(r,E,T)$ é a variação nos parâmetros do reator devido a variação de temperatura, $\phi_0^*(r,E)$ e $\phi(r,E)$, os fluxos adjunto e neutrônico e $M(r,E)$, 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:

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

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

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 ΔT é constante e, de acordo com a Equação 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 Equação 5 e considerar 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 ΔT_{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.

5 - 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 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 Figura 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 Figura 3 mostra a simulação do transiente n. 7 realizada com o programa CINETHICA considerando realimentação a partir das temperaturas do combustível e do refrigerante do canal médio, isto é:

$$\Delta\rho(\Delta T) = \alpha_m \Delta T_m + \alpha_f \Delta T_f \quad (8)$$

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 Figura 1. Isto demonstra a utilização das temperaturas do canal médio não é suficiente para estimar 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.

6 - CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

A Figura 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 7 na Tabela 4. A Figura 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.

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 acidente postuladas.

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

7 - REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safe operation of research reactors and critical assemblies. Vienna, IAEA, 1984. (Safety Series, 35).
2. BRYNDA, W.J. & POWELL, R.W. Design Guide for Category I Reactors Critical Facilities. Upton, New York, Brookhaven National Laboratory, Aug. 1978. (BNL 50831-1).
3. SPANO, A.H.; BARRY, J.E.; STEPHAN, L.A. & YOUNG, J.C. Self-limiting power excursion tests of a water-moderated low-enrichment UO₂ core in Spert-I. Idaho, Phillips Petroleum Company, Feb. 1962. (IDO-16751).
4. FETRICK, D.L. Dynamic of nuclear reactors. Chicago, University Press, 1971.
5. KEEPING, G.R. Physics of nuclear kinetic. Massachusetts, Addison Wesley, 1965.
6. NAKATA, H. Cinética - programa para análise de acidentes. São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, out.1989. (Publicação IPEN-278).
7. HANSEN, K. F; KOEN, B.V. & LITTLE JR., W.W. Stable numerical solutions of the reactor kinetics equation, Nucl. Science & Eng. 22:51-59, 1965.

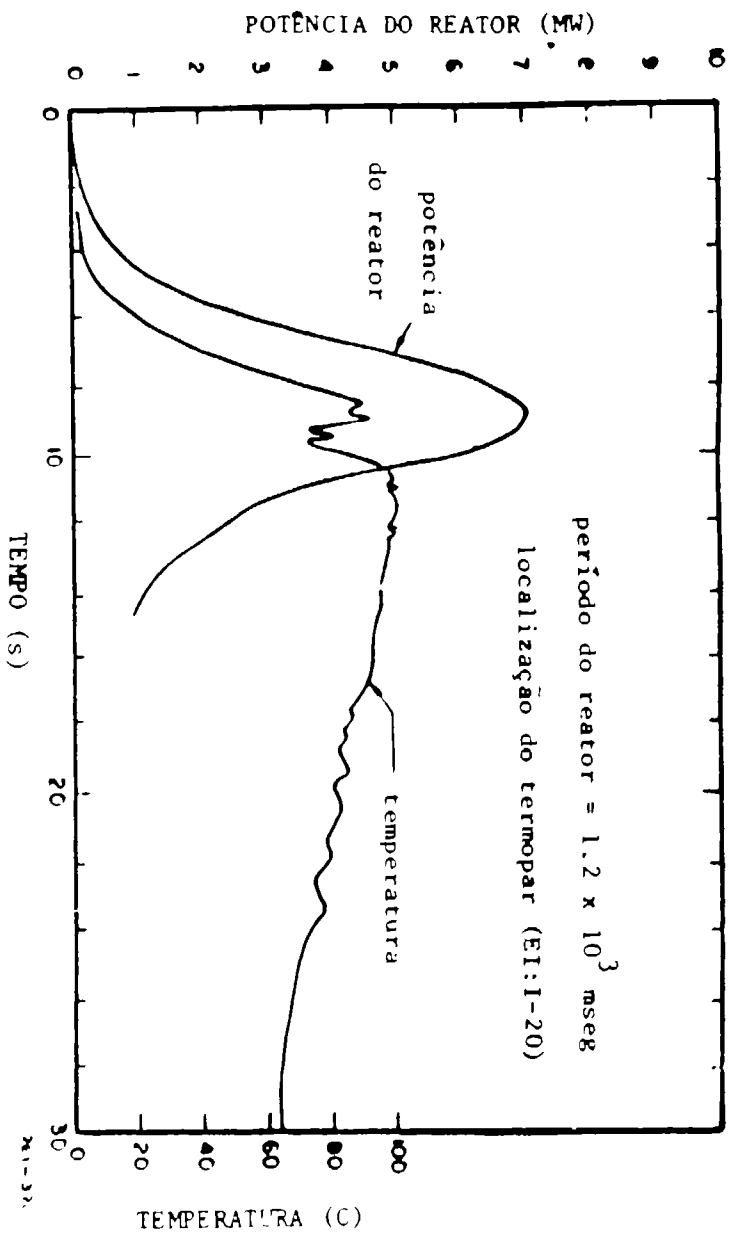


Figura 1 Potência e aumento de temperatura em função do tempo para acidente tipo degrau de 0,76 \$ no SPERT-1 (run .).

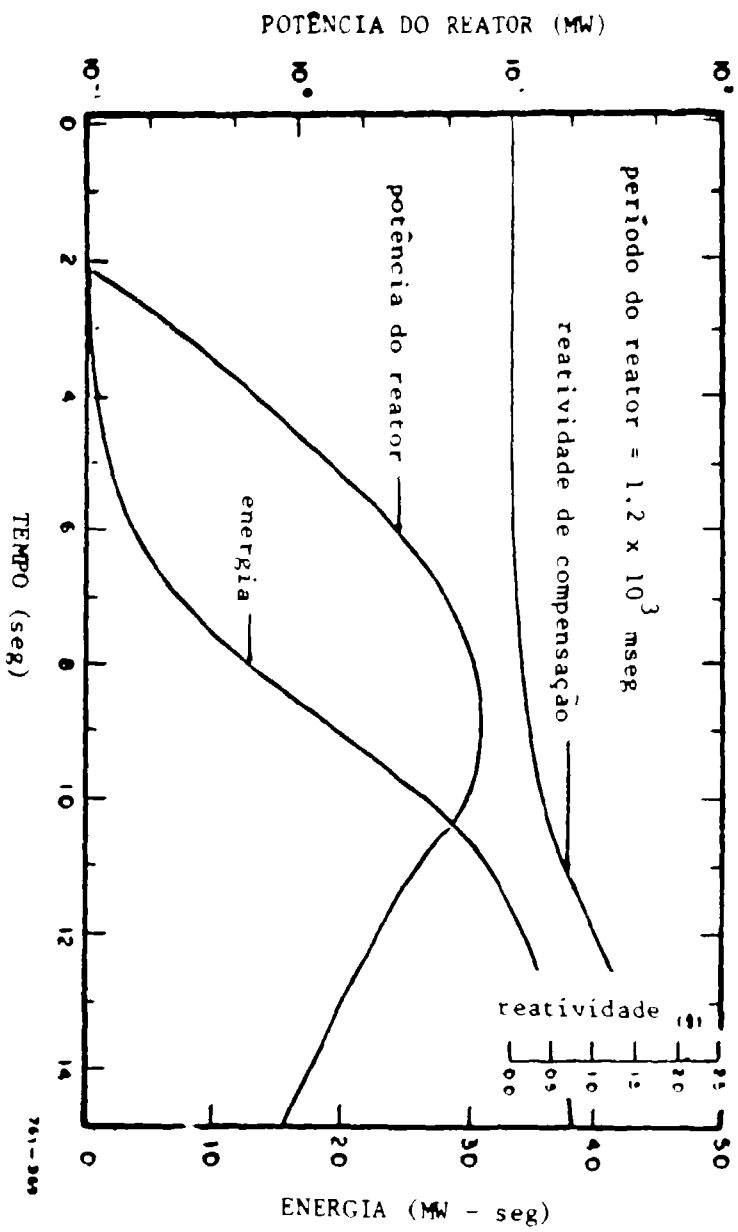


Figura 2 Potência, reatividade de realimentação e energia liberada em função do tempo para o acidente tipo degrau de 0,76 \$ no SPERT-1 (run 7).

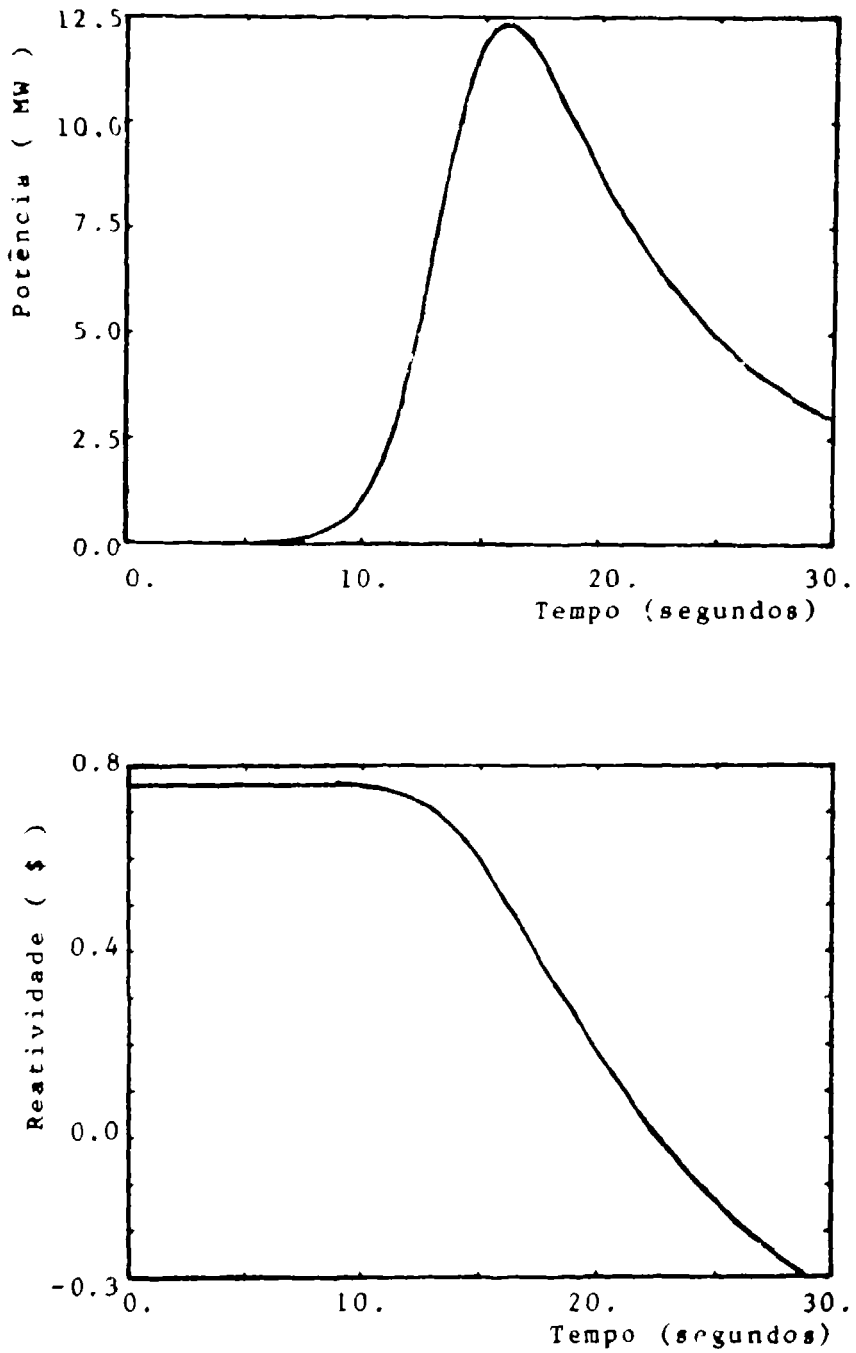


Figura 3 - Potência e reatividade em função do tempo para transiente de 0,76 \$. Realimentação termo-hidráulica devido a T.

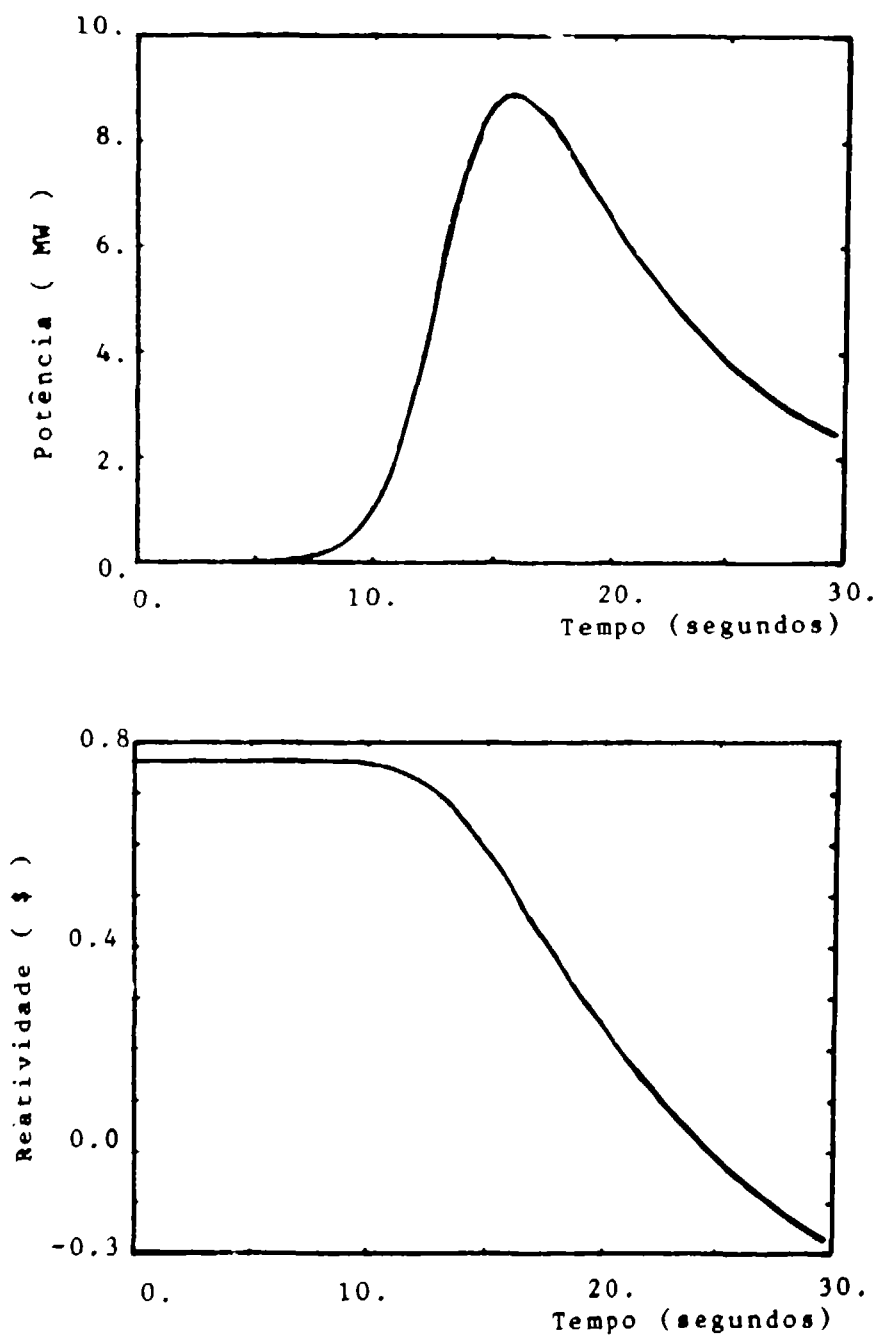


Figura 4 - Potência e reatividade em função do tempo para transiente de 0,76 \$. Realimentação devido a Tef.

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.

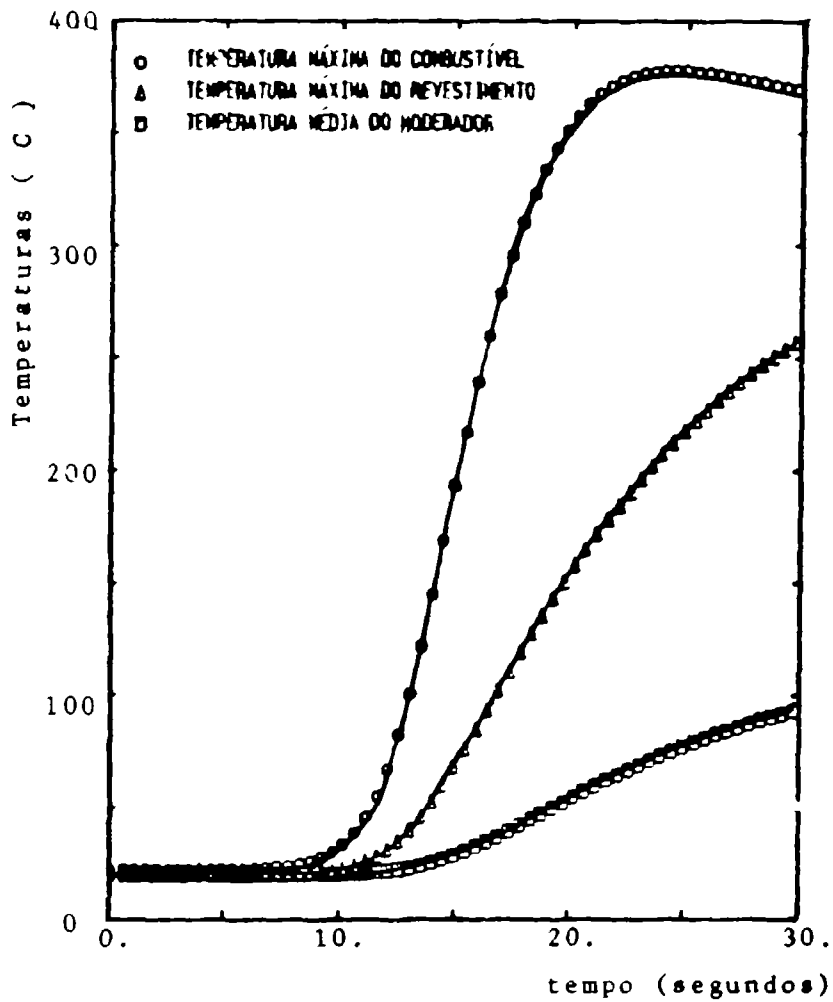


Figura 5 - Temperaturas em função do tempo para o transiente de 0,76 %. Realimentação devido a T_{ef} .

Tabela 1 Resultados de vários transientes realizados no reator SPERT-1. (extraído da referência 3)

Figure No.	R.R. No.	τ (msec)	α (sec ⁻¹)	$P(t_p)$ (mw)	$E(t_p)$ (mw-sec)	θ_m (°C)	$\theta(t_p)$ (°C)	Thermocouple Location	$(t_p - t_0)$	Reactivity Insertion (β)
A-1	64	15.2x10 ⁻³	0.066	0.098	2.58	21.7	10.8	E-4-17	216.5	30.6
A-2	5	10.5x10 ⁻³	0.095	0.210	4.07	30.7	24.0	E1-1-20	116.0	36.0
A-3	5	5.9x10 ⁻³	0.170	0.690	7.60	57.7	45.0	E1-1-20	57.4	47.8
A-7	63	4.3x10 ⁻³	0.232	1.14	9.20	60.0	48.5	E1-1-20	66.7	54.1
A-9	6	2.3x10 ⁻³	0.430	3.25	17.1	92.0	84.0	E1-1-20	50.5	65.1
A-11	7	1.2x10 ⁻³	0.815	7.07	19.5	101.0	88.0	E1-1-20	14.9	76.0
A-13	8	822	1.22	9.82	17.9	96.5	86.8	E1-1-20	12.4	80.5
A-15	9	562	1.85	13.7	18.5	100.0	90.0	E1-1-20	8.2	84.7
A-17	10	273	3.66	20.9	11.1	100.0	79.0	E1-1-20	4.67	90.5
A-19	11	150	6.67	32.7	7.1	94.5	73.0	E1-1-20	2.55	95.5
A-21	12	114	8.77	37.7	6.4	100.7	78.0	E1-1-20	2.30	97.6
A-23	13	84.2	11.8	39.6	5.5	104.5	73.0	E1-1-20	1.87	99.5
A-25	14	51.8	19.5	48.1	5.52	95.2	60.0	W7-1-20	1.47	102.9
A-27	15	45.2	22.1	53.7	5.38	100.0	76.0	E1-1-20	1.26	104.5
A-29	16	35.5	28.2	64.3	5.67	100.0	79.0	E1-1-20	0.92	106.4
A-31	17	31.2	32.1	77.4	5.41	102.5	12.5	E1-1-20	0.632	108.4
A-33	62	27.4	36.5	77.8	4.9	91.2	46.0	E1-1-20	0.620	110.0
A-35	18	25.8	38.7	101.0	5.77	102.5	5.8	E1-1-20	0.55	111.0
A-37	19	20.4	49.0	146.0	6.69	107.2	5.8	E1-1-20	0.51	114.4
A-39	21	17.2	58.1	198.0	7.57	108.2	7.0	E1-1-20	0.425	117.7
A-41	22	15.7	65.7	239.0	8.16	104.0	6.8	E1-1-20	0.420	119.9
A-43	27	14.2	70.4	260.0	7.88	110.2	6.5	E1-1-20	0.360	123.0
A-45	28	11.2	89.5	425.0	10.2	109.2	4.0	E4-1-20	0.324	129.0
A-47	29	10.1	99.0	494.0	11.0	107.5	8.0	E1-1-20	0.300	132.0
A-49	65	9.7	103.0	622.0	12.6	97.2	10.0	E1-1-15	0.325	134.0
A-51	66	9.7	105.0	571.0	11.5	92.0	5.0	E1-1-20	0.320	134.0
A-53	75	9.7	104.0	546.0	11.9	106.0	8.0	E1-1-20	0.410	134.0
A-55	30	8.5	115.0	720.0	14.0	109.0	7.0	E1-1-20	0.26	140.0

NOMENCLATURA

- τ Período do reator
- α Período inverso
- $\epsilon(t_p)$ Pico de potência
- $E(t_p)$ Energia liberada durante o pico de potência
- θ_m Temperatura máxima na superfície da placa combustível
- $\theta(t_p)$ Temperatura na superfície da placa combustível no instante do pico
- t_p Instante em que ocorre o pico de potência
- t_0 Tempo de início do transiente

Tabela 2 – Parâmetros do reator SPERT-I (N. 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 ² /°
coeficiente de convecção do moderador	9771,1 W/m ²
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
fração 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 referência 3.

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

	moderador	combustível
$\Delta\hat{T}(\text{ref.})$	1	1
$\Delta\hat{T}/\Delta T$	3,06	2,182
$\Delta T_{\text{ef}}/\Delta T$	4,171	1,421
x	0,383	0,651

* Assumiu-se economia de refletores de $\bar{\rho} = 7$ cm.

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

	SPERT-I	CINETHICA
período assintótico (s)	1,2	1,201
potência máxima (MW)	7,07	8,9
energia liberada até o pico (MJ)	19,3	33,6
reatividade de compensação no momento do pico (\$)	0,20	0,26