

**VERIFICAÇÃO DO CÓDIGO SACI-2 POR COMPARAÇÃO  
COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS DE BIBLIS-A  
E DO CÓDIGO LOOP7**

**Perpétua A. Soares**

**Luiz F. Sirimarco**

**NUCLEBRÁS/CDTN - 467/84**

**Janeiro 1984**

**EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S.A. - NUCLEBRÁS  
CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR  
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES**

**VERIFICAÇÃO DO CÓDIGO SACS-2 POR COMPARAÇÃO  
COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS DE BIBLIS-A  
E DO CÓDIGO LOOP7**

**Perpétua Atayde Soares  
Luiz Fernando Sirimarco**

**Trabalho apresentado no 4º Encontro Nacional de  
Física de Reatores (IV ENFIR), Itaipava, RJ.  
03-05 de novembro, 1983**

**NUCLEBRÁS/CDTN-467/84  
Belo Horizonte - BRASIL  
20 de janeiro de 1984**

VERIFICAÇÃO DO CÓDIGO SACI-2 POR COMPARAÇÃO  
COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS DE BIBLIS-A E  
DO CÓDIGO LOOP7

Sumário

	<u>p.</u>
Sumário	1
Sinopse	2
1. Introdução	3
2. Descrição Resumida do Código SACI-2	3
3. Recálculo de Testes de Comissionamento de Biblis-A	4
4. Cálculo de Transientes para Angra-2	5
5. Conclusões	16
6. Referências Bibliográficas	16

## SINOPSE

SACI-2 é um programa de computador elaborado para o estudo do comportamento dinâmico de uma central nuclear do tipo PWR. Para avaliar a qualidade dos seus resultados, SACI-2 foi usado para recalculiar testes de comissionamento realizados na central de Biblis-A e para calcular transientes postulados para Angra-2.

Os resultados de SACI-2 mostraram boa concordância tanto com os obtidos experimentalmente para Biblis-A, como com aqueles calculados com o código LOOP7, da KWU, para Angra-2. Neste último caso, em todos os transientes calculados o código SACI-2 gastou muito menos tempo de processamento (CPU) que LOOP7, da ordem de 6 vezes menor, e seus tempos de cálculo foram menores que o tempo real dos transientes.

## 1. Introdução

O projeto e a análise de segurança das centrais nucleares requerem um estudo detalhado do comportamento dos seus diversos sistemas e componentes em condições operacionais e acidentais. Para isso, são desenvolvidos os códigos de dinâmica que possibilitam uma análise do funcionamento de centrais durante os transientes e acidentes postulados de acordo com as normas de licenciamento em vigor no país. Para a análise de segurança, a confiabilidade dos resultados de cálculo é de primeira importância e, por isso, uma verificação cuidadosa dos modelos utilizados nesses códigos se faz necessária. É prática internacional fazer-se essa verificação, sempre que possível, comparando-se cálculo e experiência, e a concordância entre os resultados mostra se os modelos de simulação são adequados ou não para a representação da central. Esse procedimento foi adotado para avaliar os modelos termohidráulicos do código SACI-2 [1], recalculando-se três dos testes de comissionamento realizados na central nuclear de Biblis-A (RFA) [2].

Além disso, foi feita uma comparação entre os resultados de SACI-2 e os do código alemão LOOP7 [3], calculando-se transientes postulados para a central de Angra-2.

## 2. Descrição Resumida do Código SACI-2

O código SACI-2, desenvolvido no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) da NUCLEBRÁS, foi elaborado para ser utilizado no estudo do comportamento dinâmico de centrais nucleares do tipo PWR. Além do reator e do pressurizador, até 3 circuitos de refrigeração podem ser simulados, assim como os principais sistemas de controle, limitação e proteção.

No reator, a potência é calculada considerando-se a potência de fissão e a de decaimento. O comportamento do fluxo de nêutrons é obtido pelas equações cinéticas com 6 grupos de nêutrons atrasados. O cálculo de reatividade leva em conta os efeitos de realimentação Doppler do combustível, de temperatura e densidade do moderador, bem como as reatividades externas, tais como as de barras de controle e de desligamento. As propriedades médias no núcleo, usadas nos cálculos de reatividade, são determinadas ou por média aritmética dos

valores das várias regiões em que se supõe dividido o núcleo ou por média ponderada pelo quadrado da distribuição axial de potência dos valores dessas mesmas regiões. Na direção radial, o núcleo é representado por 2 regiões de combustível, 1 de revestimento e 1 de refrigerante, e na direção axial são considerados 4 segmentos por canal de refrigeração simulado. A taxa de transferência de calor entre o revestimento e o refrigerante é calculada considerando-se dois regimes : condução-convecção e ebulição nucleada. A distribuição axial de potência é considerada constante durante o transiente e pode-se supor que uma fração da potência é gerada diretamente no moderador.

No pressurizador, são simulados os volumes de água e vapor, separadamente, e o sistema de controle de pressão, com as válvulas de alívio e de segurança, os aquecedores e o "spray".

No vaso de pressão, o refrigerante proveniente dos circuitos é parcialmente ou totalmente misturado ("cross flow" e "mixing") no plenum inferior do vaso. Supõe-se também que uma fração do fluxo de refrigerante não é efetiva para remoção de calor, passando por fora do núcleo ("bypass"). E, no plenum superior, considera-se que o refrigerante é novamente misturado, antes de sair para os geradores de vapor. O atraso no transporte de fluido através das tubulações é levado em conta em função da vazão do refrigerante, que pode reverter-se dependendo das perdas de pressão ao longo de cada circuito.

O gerador de vapor é representado por um plenum de entrada, quatro regiões de transferência de calor (tubos U) e um plenum de saída, no lado primário; e por uma única região, contendo uma mistura homogênea de água e vapor saturados, no lado secundário.

O programa SACI-2 calcula os principais transientes de reatividade, de remoção de calor e os resultantes de falhas de equipamento, normalmente apresentados nos relatórios de segurança de centrais nucleares. Em consequência das variações principalmente nos projetos dos sistemas de controle limitação e proteção, existem versões específicas de SACI-2, uma para cada central considerada.

### 3. Recálculo de Testes de Comissionamento de Biblis-A

Para os cálculos relativos a Biblis-A, foi necessário modifi -

car os modelos de simulação referentes, principalmente, aos sistemas de controle de pressão dos circuitos primário e secundário e ao sistema de controle de temperatura média do refrigerante. Essas modificações foram baseadas em informações fornecidas diretamente pela KWU. E, por não ser de interesse uma simulação completa da central, elas se restringiram somente às necessárias ao cálculo dos três testes propostos, ou seja:

- Desligamento do Reator
- Parada de emergência
- Rejeição completa de carga.

Nestes cálculos, os dados de entrada usados em SACI-2 foram os mesmos utilizados pela KWU, no código LOOP7, para calcular os referidos testes. Desses dados, o diagrama de carga, as variações de reatividade para desligamento do reator e as devidas à ação do sistema de controle, no caso de rejeição de carga, são os experimentais, obtidos durante o comissionamento. Além disso, a curva de desligamento das bombas principais de refrigeração, no caso de parada de emergência, foi ajustada à experimental, já que o modelo utilizado em SACI-2 leva a um decaimento mais rápido do que o real (modelo conservativo).

Nas Figuras 1, 2 e 3, resultados de SACI-2 são apresentados em comparação com os experimentais para alguns dos parâmetros mais significativos da central. A concordância entre eles é muito boa em todos os três casos.

#### 4. Cálculo de Transientes para Angra-2

Inicialmente, o código SACI-2 foi desenvolvido para simular Angra-1. Devido às diferenças existentes entre os sistemas relacionados com a segurança, da KWU e da Westinghouse, uma nova versão foi desenvolvida para analisar o comportamento de central PWR tipo Angra-2. Para isso, novos modelos para os sistemas de controle, limitação e proteção foram simulados e introduzidos no código, representando as características essenciais necessárias para a análise de transientes.

A verificação dos modelos dessa nova versão do código SACI-2 foi realizada calculando-se os seguintes transientes, postulados pa

---

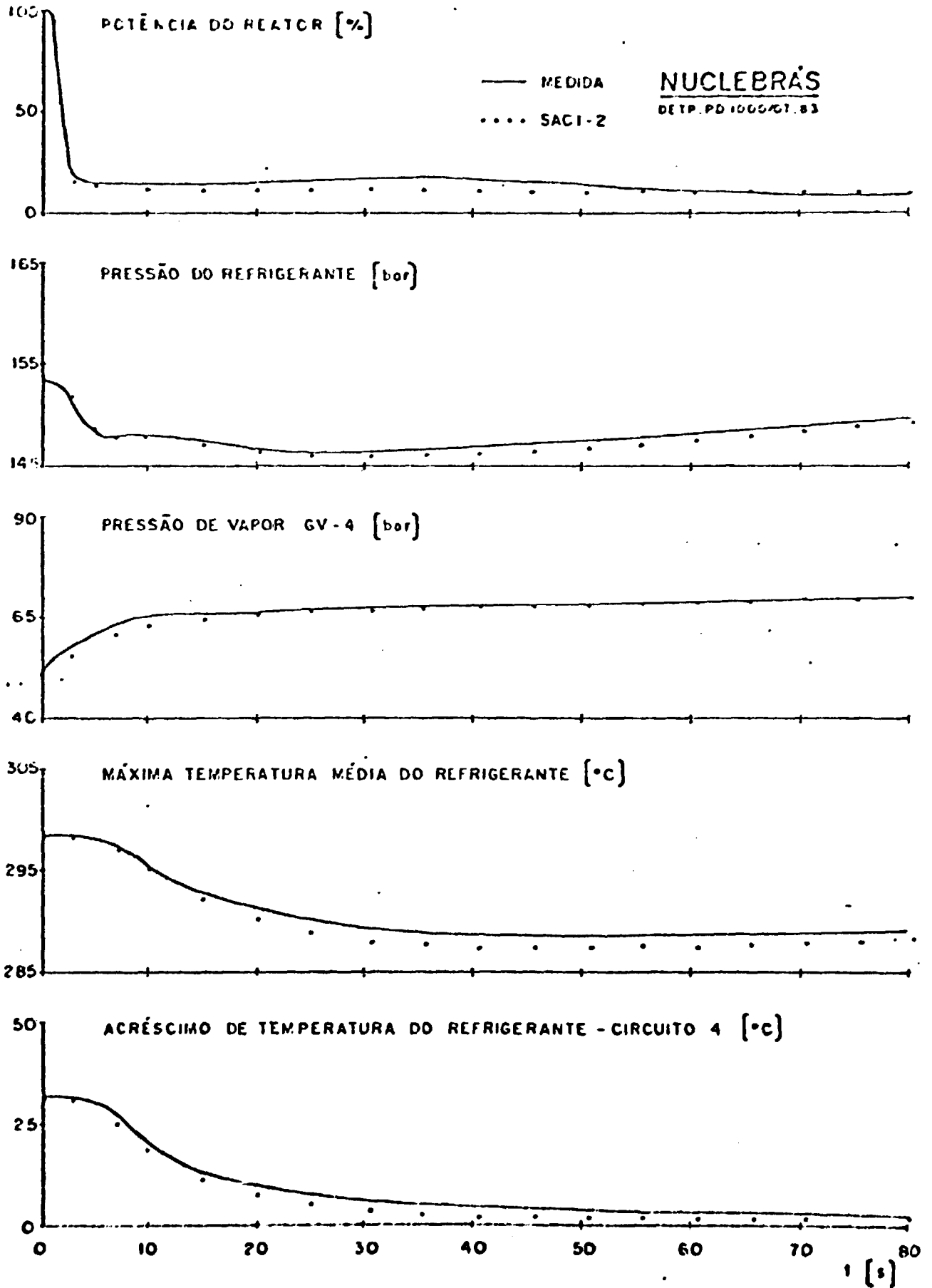


FIGURA 1 - DESLIGAMENTO DO REATOR (BIBLIS A)



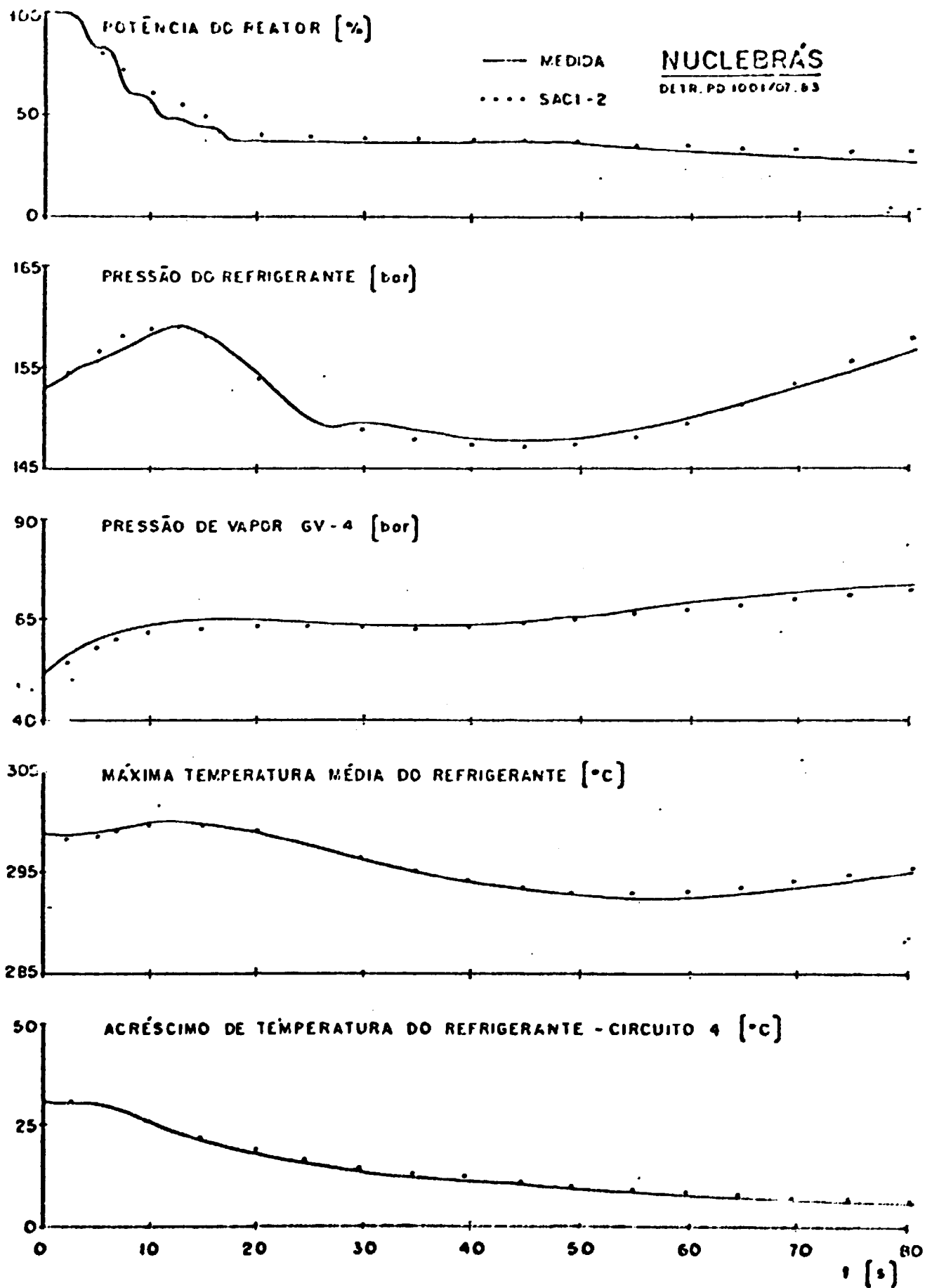


FIGURA 2- REJEIÇÃO DE CARGA (BIBLIS A)

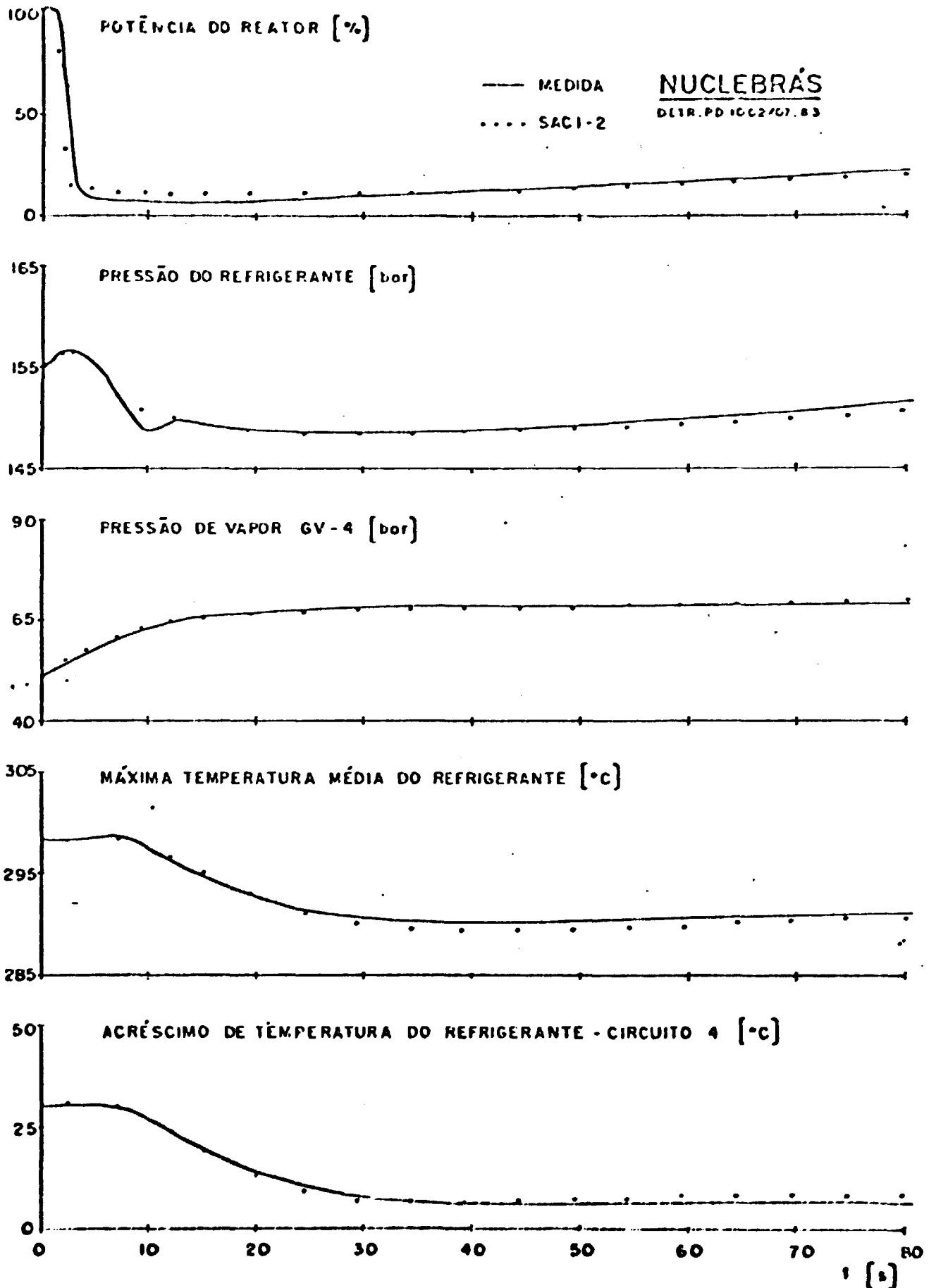


FIGURA 3- PARADA DE EMERGENCIA (BIBLIS A)

ra Angra-2:

- Abertura inadvertida de uma válvula de segurança do circuito principal de vapor
- Falha de uma bomba principal da água de alimentação
- Desligamento da turbina
- Desligamento do reator
- Retirada descontrolada dos conjuntos de barras de controle D e L
- Perda simultânea de potência interna e externa.

Esses transientes foram calculados também com o código LOOP7, versão implementada no computador da NUCLEBRÁS (CDC 6600) e cedida pela NUCLEN. Os mesmos dados e condições foram usados nos dois códigos, com exceção das propriedades térmicas do combustível e do revestimento, consideradas constantes em LOOP7, e tomadas como funções das temperaturas em SACI-2.

Os resultados de SACI e LOOP7 foram comparados e mostram uma boa concordância como pode ser visto nas Figuras 4 a 9. A Tabela 1 apresenta a comparação entre os tempos de processamento obtidos com os dois códigos, mostrando que o código SACI gastou muito menos tempo de CPU que LOOP7, da ordem de 6 vezes menor, e seus tempos de cálculo sempre foram menores que os tempos reais, em todos os transientes analisados.

TRANSITÓRIOS	TEMPO SIMULADO (s)		INTERVALO DE TEMPO USADO NOS CÁLCULOS (s)		TEMPO DE CPU (s)		R(*)	
	LOOP7	SACI-2	LOOP7	SACI-2	LOOP7	SACI-2	LOOP7	SACI-2
Abertura inadvertida de uma válvula de segurança da linha principal de vapor	200	200	0,05	Variável	389	56	1,95	0,28
Falha de uma bomba principal da água de alimentação	270	270	0,05	Variável	640	92	2,37	0,34
Desligamento da turbina	140	140	0,05	Variável	358	59	2,56	0,42
Desligamento do reator	140	140	0,05	Variável	384	63	2,74	0,45
Retirada descontrolada dos conjuntos de barras de controle D e L	120	120	0,05	Variável	315	68	2,63	0,57
Perda simultânea de potência interna e externa	200	200	0,05	Variável	540	109	2,70	0,55

(\*) R =  $\frac{\text{Tempo de CPU}}{\text{Tempo simulado}}$  ; Computador usado: CDC 6600 (NUCLEBRÁS)

TABELA 1 - CÁLCULO DE ACIDENTES POSTULADOS PARA ANGRA-2  
COMPARAÇÃO DOS TEMPOS DE PROCESSAMENTO DE SACI-2 E LOOP7

— SACI-2  
XXXX LOOP 7

**NUCLEBRÁS**  
DET. PC 1005/07 83

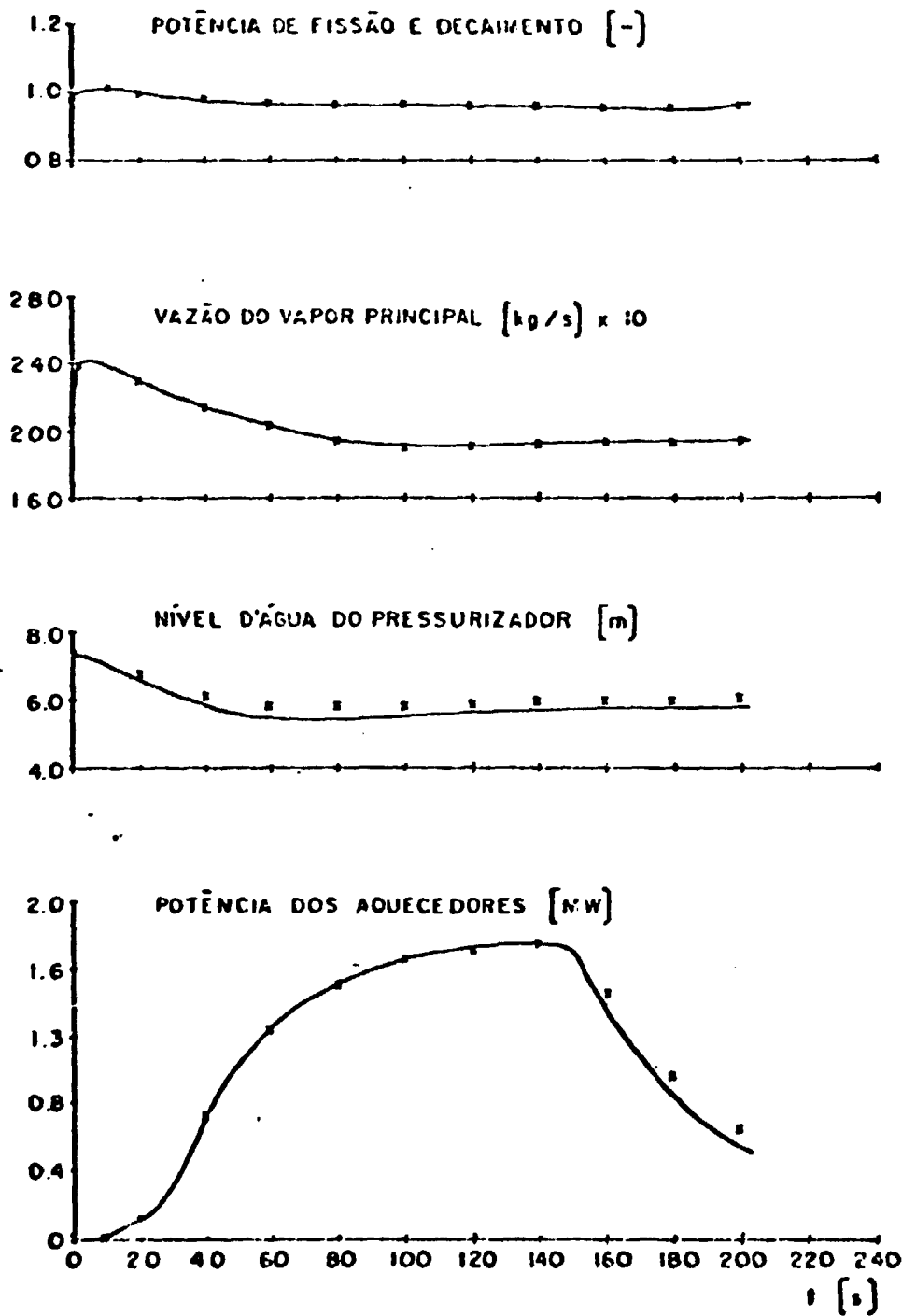


FIGURA 4 - ABERTURA INADVERTIDA DE UMA VÁLVULA DE SEGURANÇA DO CIRCUITO PRINCIPAL DE VAPOR (ANGRA 2)

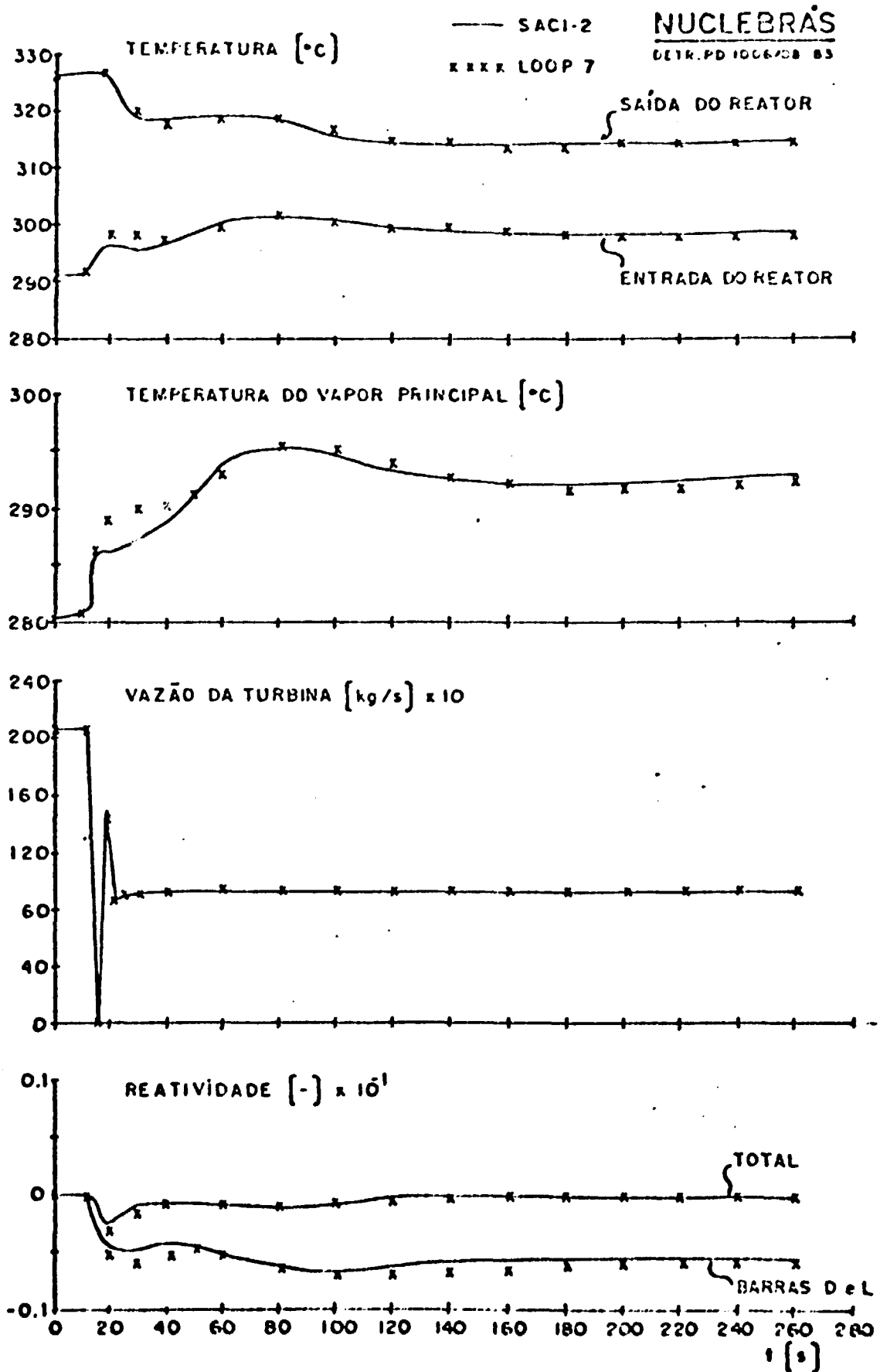


FIGURA 5 - FALHA DE UMA BOMBA PRINCIPAL DA ÁGUA DE ALIMENTAÇÃO (ANGRA 2)

— SACL-2  
XXXX LOOP 7

**NUCLEBRÁS**  
DETR. PD 1007/GB 83

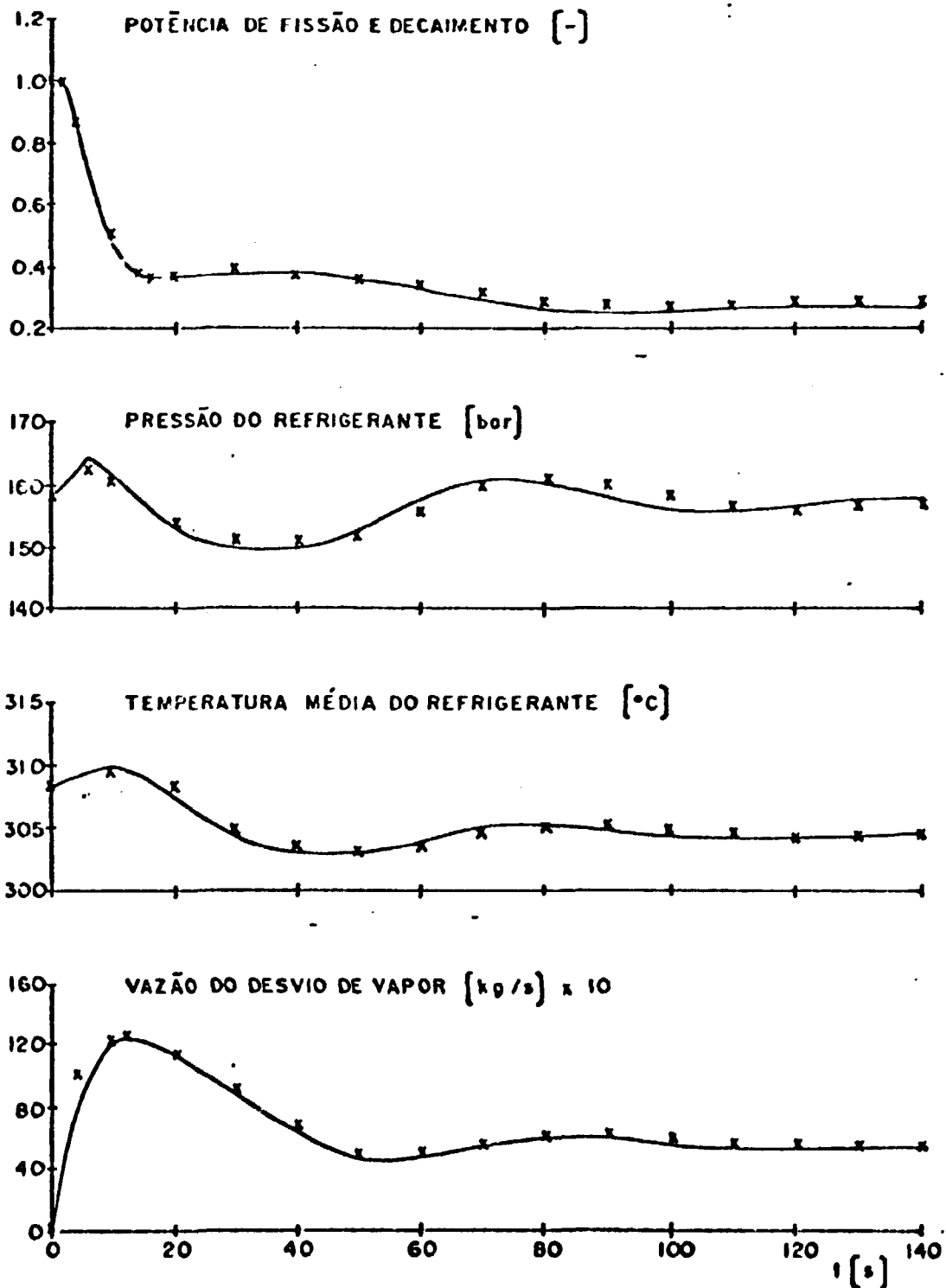


FIGURA 6 - DESLIGAMENTO DA TURBINA (ANGRA 2)

— SACI-2  
XXXX LOOP 7

**NUCLEBRÁS**  
DETR. PD 1006/08 83

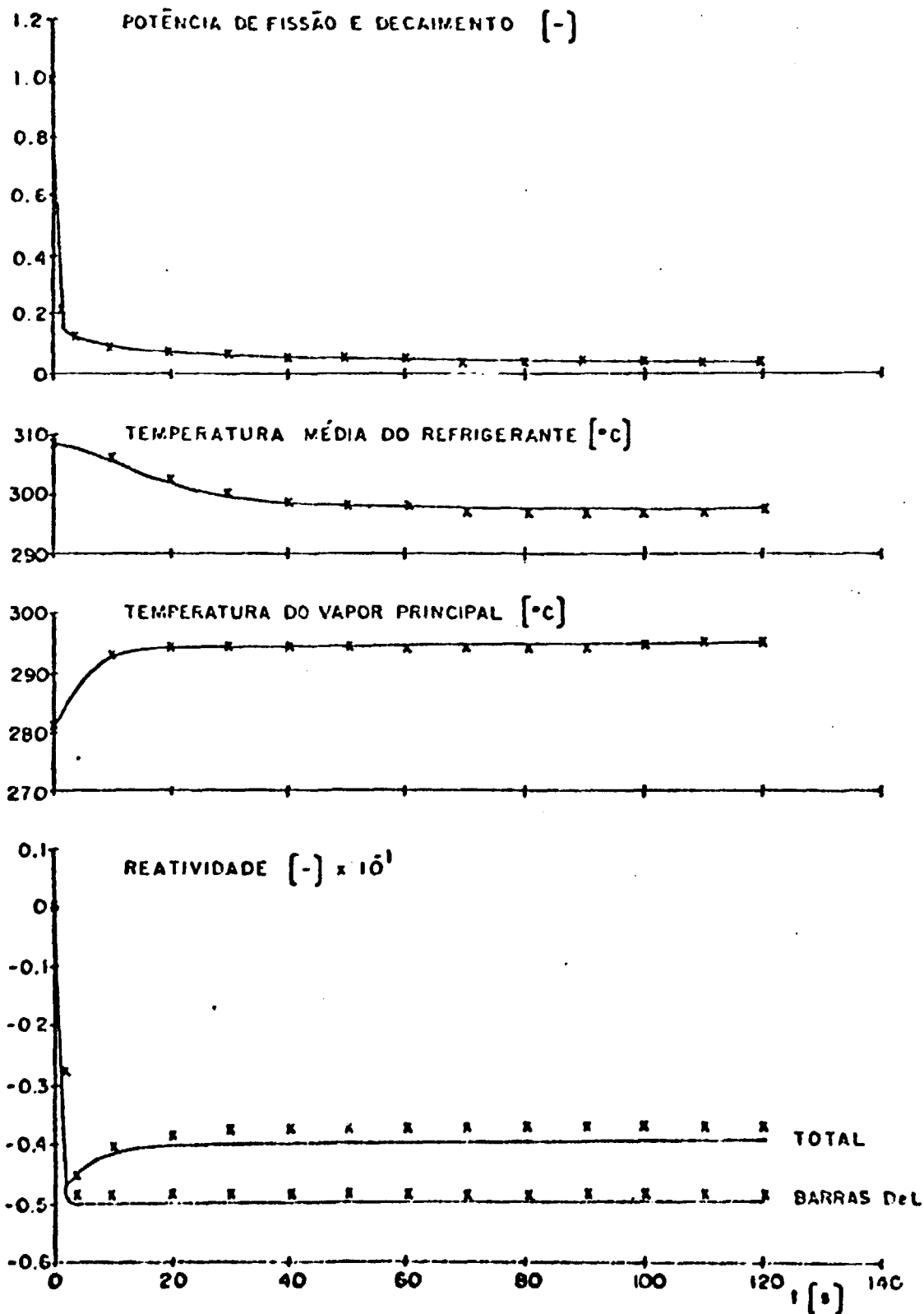


FIGURA 7 - DESLIGAMENTO DO REATOR (ANGRA 2)

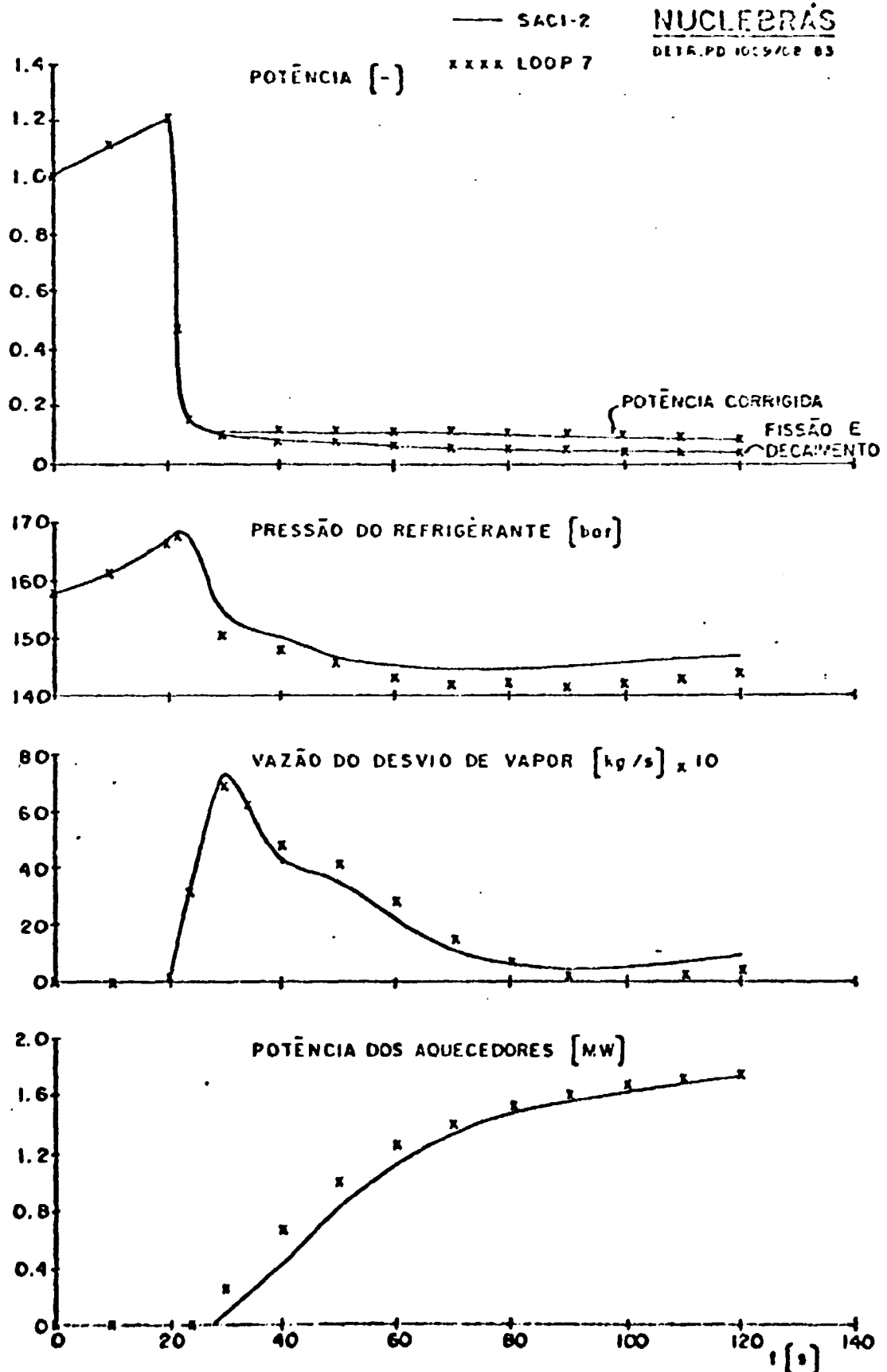


FIGURA 8 - RETIRADA DESCONTROLADA DOS CONJUNTOS DE BARRA DE CONTROLE D e L (ANGRA 2)



— SACI-2  
XXXX LOOP 7

**NUCLEBRÁS**  
DETR. PD 1011 CB 83

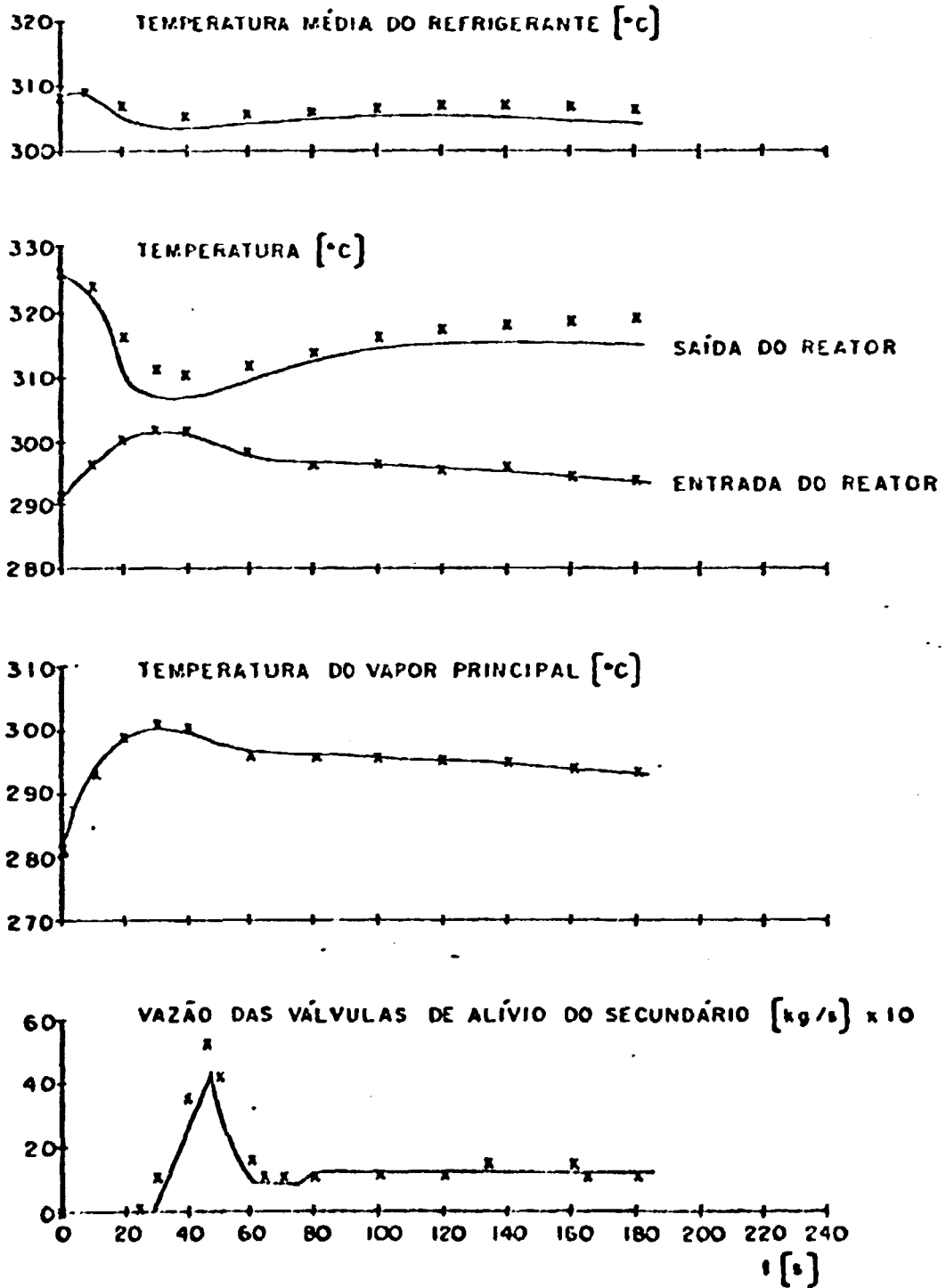


FIGURA 9 - PERDA SIMULTÂNEA DE POTÊNCIA INTERNA E EXTERNA (ANGRA 2)

## 5. Conclusões

A verificação dos modelos de SACI-2, há algum tempo atrás, era bastante dificultada pela falta de informações requeridas para esse fim, principalmente pela não disponibilidade de resultados experimentais ou obtidos com outros códigos do mesmo tipo, já qualificados.

A disponibilidade de testes experimentais de Biblis-A, bem como de resultados obtidos com um código qualificado, como o LOOP7, possibilitou uma verificação mais rigorosa de SACI-2. E, embora em todos os transientes calculados uma simulação simétrica tenha sido usada, os resultados mostram que o modelo termohidráulico do código é adequado para a representação de uma central nuclear do tipo PWR e que os modelos dos sistemas de controle, limitação e proteção de Angra-2 estão simulados corretamente.

Uma verificação adicional em cooperação com a NUCLEN e a KWU, utilizando testes realizados na central nuclear de Grafenrheinfeld (RFA) e no Loss of Fluid Test Facility-LOFT (EUA), está sendo preparada.

## 6. Referências Bibliográficas

- [1] SOARES, P.A. SACI-2 Thermohydraulic Model for a Multiloop PWR Transient Analysis. Belo Horizonte, NUCLEBRÁS/CDTN, Jul.1982 (Nota Técnica DETR.PD 163/82).
- [2] WEIDNER, U.; HIRMER, F. Recalculation of Dynamic Experiments at BIBLIS-A. Lecture Given at the German "Reaktortagung", Erlangen, KWU/R 112, 1976.
- [3] HIRMER, F. Description of the Computer Model LOOP7 for Calculation of "Anticipated Transients Without Scram" (ATWS). Erlangen, KWU, Report R11/105/75E, 1975.