

# NUCLEBRÁS

Empresas Nucleares Brasileiras SA

Doc. DETR.PD 074/81

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR  
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

RELATÓRIO DE PROGRESSO DE 1981 DO  
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

DETR.PD 415/26.06.81

BELO HORIZONTE  
31 DEZEMBRO 1981

RELATÓRIO DE PROGRESSO DE 1981 DO  
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

Í N D I C E

	Pág.
1. INTRODUÇÃO E SUMÁRIO	1
2. UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM PWR	12
2.1 Introdução	12
2.2 Estudos de Estratégia	14
2.3 Projeto de Núcleos	19
2.4 Fabricação de Microesferas e de Pastilhas	26
2.5 Projeto e Previsão de Desempenho de Varetas Combustíveis	29
2.6 Reprocessamento de (Th,U)O <sub>2</sub>	34
3. COMISSIONAMENTO DE CENTRAIS	40
3.1 Participação no Comissionamento de Angra-1	40
3.2 Ampliação da Infra-Estrutura de Laboratórios de Apoio e Prestação de Serviços	43
4. DESENVOLVIMENTO DE MÉTODOS E CÁLCULO DE REATORES	47
4.1 Análise Termo-Hidráulica de Reatores	47
4.2 Cálculos do APWR(Advanced PWR)	54
4.3 Estudos de Blindagem	56
4.4 Qualificação de Pessoal	60
5. TESTES DE COMPONENTES	63
5.1 Projeto do Circuito de Testes de Componentes e da Instalação de Testes em Condições de Acidente	63
5.2 Projeto da Instalação de Testes de "Junction Boxes" em Condições de Acidente	68
6. ANÁLISE DE CRITICALIDADE DA FEC	75

7.	SEGURANÇA DE REATORES	79
7.1	Desenvolvimento e Qualificação do Código SACI	79
7.2	Análise do Acidente de Perda de Refrigerante (LOCA)	83
7.3	Testes Termo-Hidráulicos no Circuito Térmico Nº 1 (CT-1)	87
7.4	Estudos de Refrigeração de Emergência	93
8.	ATIVIDADES DO LABORATÓRIO DE FÍSICA DE REATORES	99
8.1	Implantação de Métodos para Medidas de Enriquecimento de Urânio e para Determinação da Queima de Combustível	99
8.2	Experimentos no Triga IPR-R1	101
8.3	Apoio à Implantação de Laboratório de Controle Ambiental	106
9.	OUTRAS ATIVIDADES DO DEPARTAMENTO	107
9.1	Outras Atividades	107
9.2	Prestação de Serviços de Ventilação em Laboratórios do CDTN	115

RELATÓRIO DE PROGRESSO DE 1981 DO  
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

1. INTRODUÇÃO E SUMÁRIO

Ricardo B. Pinheiro \*

Atribuíram-se ao DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES-DETR.PD, em 1981, tarefas relacionadas com os seguintes Programas do CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR-CDTN, de acordo com o Plano de Trabalho de 1981 da SUPERINTENDÊNCIA-GERAL DE PESQUISA E DESENVOLVIMENTO-SUPED da NUCLEBRÁS [1,2].

<u>Área</u>	<u>Programa</u>
1. TECNOLOGIA DE REATORES	11. <i>Utilização de Tório em PWR</i> 12. <i>Comissionamento de Centrais</i> 16. <i>Desenvolvimento de Métodos e Cálculo de Reatores</i>
2. TECNOLOGIA DO CICLO DE COMBUSTÍVEL	-
3. TECNOLOGIA DE MATERIAIS E COMPONENTES	32. <i>Testes de Componentes</i>
4. SEGURANÇA NUCLEAR	41. <i>Licenciamento</i> 44. <i>Segurança de Reatores</i>
5. INFRA-ESTRUTURA DE APOIO	53. <i>Administração e Consolidação da Infra-Estrutura Departamental</i>

---

\* Departamento de Tecnologia de Reatores

O Departamento teve, em março, sua estrutura orgânica modificada, a pedido. Tem, agora, a estrutura (e o efetivo) da Figura 1; comparada com a precedente [3], nota-se a Divisão de Elemento Combustível (extinta na mesma data) dando lugar à Divisão de Análise de Acidentes.

Estão sumarizadas no Quadro 1 as principais realizações em 1981. Descrições mais detalhadas são apresentadas a seguir, nos relatórios de cada atividade, e em [4].

As referências [3] e [5] relatando as realizações nos exercícios de 1979 e 1980 demonstram - apesar de diferenças em nomenclatura de Programas/Tarefas - a continuidade e o progresso dessas atividades.

O Quadro 1 sumariza também as metas planejadas a curto prazo dos diferentes Programas, compatíveis com o Orçamento de 1982/83 proposto.

#### REFERÊNCIAS

- [1] NUCLEBRÁS/SUPED-CDTN. Plano de trabalho e proposta de orçamento para 1981. Volume 1: Introdução e descrição dos programas técnicos, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1980.
- [2] NUCLEBRÁS/SUPED-CDTN. Revisão do PT (plano de trabalho)-81 da SUPED, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, mar.1981.
- [3] NUCLEBRÁS/CDTN. Relatório de progresso de 1980 do Departamento de Tecnologia de Reatores, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jan.1981 (Doc.DETR.PD 035/81).

- [4] NUCLEBRÁS/CDTN. Relatórios mensais do Departamento de Tecnologia de Reatores, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, 1981 (Doc.DETR.PD 041/81 e Adendos 1 a 7).
- [5] NUCLEBRÁS/CDTN. Relatório de progresso de 1979 do Departamento de Tecnologia de Reatores, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1979 (Doc. DETR.PD 023/80).

QUADRO 1 - PROGRAMAS ATRIBUÍDOS AO DETR.PD  
SÍNTESE DAS REALIZAÇÕES EM 1981 E DAS METAS PARA 1982/83

PROGRAMA 11. UTILIZAÇÃO DE TÓRIO \*

PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

- Implantados os laboratórios de fabricação de microesferas e de pastilhas (incluindo a instalação de coluna de precipitação gel doada pela NUKEM) e iniciados estudos de produção (pastilhas produzidas a partir de microesferas já apresentam propriedades dentro das especificações para uso em PWR)
- Ampliada a capacidade para cálculos de projeto de varetas-combustíveis, de projeto de núcleos de PWR e de estudos de estratégia (com códigos de projeto transferidos da KWU)
- Iniciados os primeiros estudos de estratégia (em condições brasileiras) e realizados estudos de sensibilidade de diferentes parâmetros econômicos
- Iniciados os estudos de projeto de núcleos Th/Pu
- Iniciados estudos de dissolução de microesferas de (Th,U)O<sub>2</sub>; construída bateria de misturadores-decantadores descontínuos para os estudos de extração por solvente

PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Conclusão da implantação do laboratório de repro- cessamento a frio (incluindo a instalação de mis- turador-decantador doado pelo KFA)
- Ampliação do controle de qualidade nos laborató- rios de microesferas e de pastilhas
- Avaliação econômica de diferentes ciclos U/Th e Pu/Th em PWRs, com dados obtidos do projeto de núcleos
- Projeto e fabricação das varetas-teste para a pri- meira série de irradiações
- Início dos primeiros testes de irradiação de vare- tas-teste (1983) no reator FRJ-2, em Jülich
- Início do projeto de varetas-teste para irradia- ção em reator de potência (Angra-1 ou KWO)

---

\* Inclui Realizações e Metas de tarefas atribuídas aos Departamentos de Tecnologia de Materiais e de Tecnologia Química (Ver itens 2.3 a 2.5)

## QUADRO 1 - CONTINUAÇÃO

### PROGRAMA 12. COMISSIONAMENTO DE CENTRAIS

#### PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

- Ampliada a participação (com atuação efetiva) nos testes pré-operacionais e integrados do comissionamento de Angra-1:
  - 1 engº na Seção de Reator e Performance
  - 1 engº no Grupo Mecânico encarregado do NSSS
  - 2 engºs na Seção de Instrumentação
  - 1 engº no Grupo de Radioproteção
- Realizados serviços periódicos de aferição de instrumentos de medição para Furnas
- Realizada a 11ª aplicação do CTORP para engeneiros de Furnas
- Projetado o circuito de aferição de medidores, para fluidos incompressíveis; adquiridos todos os componentes do mesmo

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Prosseguimento da participação no comissionamento de Angra-1 até início da operação comercial
- Definição com NUCON e NUCLEN do escopo da participação do CDTN no comissionamento de Angra-2/3
- Estabelecimento do plano de treinamento adicional no exterior (incluindo treinamento em centrais nucleares)
- Implementação das bancadas de medição (de vazão e de temperatura); ampliação dos serviços de aferição



## QUADRO 1 - CONTINUACAO

### PROGRAMA 16. DESENVOLVIMENTO DE MÉTODOS E CÁLCULO DE REATORES

#### PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

- Elaborada a versão PANTERA-1MAT do código para análise termo-hidráulica de núcleos PWR, com redução substancial no tempo de processamento
- Analisados os testes termo-hidráulicos do elemento combustível de recarga de Angra-1: séries KUBE 9 (análise concluída) e KUBE 10 (em curso)
- Iniciada cooperação com a KWU na área de análise termo-hidráulica de PWRs
- Concluída com sucesso a qualificação de pessoal planejada na área de Mecânica dos Fluidos
- Realizados cálculos de blindagem da piscina de combustível irradiado de central tipo Angra-2 (casos de "fuel racks" normal e compacto)

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Estabelecimento de um programa de estudo de avaliação de cenários, em conjunto com a Assessoria de Estudos Estratégicos (SUPLA)
- Conclusão da elaboração de PANTERA-1MAT, através de sua otimização
- Término da análise dos testes da série KUBE 10; revisão das análises em conjunto com a KWU
- Análise de testes de CHF em cooperação com a KWU
- Prosseguimento da avaliação de conceito avançado de PWR- "Advanced PWR" (interrompida em 1981 por não disponibilidade de código adequado ao cálculo)
- Prosseguimento da qualificação de pessoal através de curso de Teoria do Transporte de Nêutrons
- Realização de cálculos de criticidade da piscina de combustível irradiado

## QUADRO 1 - CONTINUAÇÃO

### PROGRAMA 32. TESTES DE COMPONENTES

#### PRINCIPAIS RESULTADOS OBTIDOS

- Detalhado o projeto do Circuito de Testes de Componentes - CTC, o que permitiu emitir requisições para compra dos principais componentes
- Analisadas propostas técnicas de fornecedores da maioria dos pacotes de componentes; contratada a compra das bombas principais e de seus respectivos motores elétricos
- Realizados cálculos termodinâmicos e o dimensionamento da Instalação de Testes em Condições de Acidente - ITCA
- Iniciada a construção do prédio do Laboratório de Testes de Componentes, que abrigará o CTC e o ITCA
- Realizado o projeto e detalhamento da instalação para testes de "junction boxes"; início do processo de compra dos principais componentes

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Comissionamento da instalação para testes de "junction boxes"; início dos testes de protótipos para a NUCLEN em meados de 1982
- Conclusão das obras civis do prédio do Laboratório de Testes de Componentes
- Término da montagem mecânica do CTC
- Prestação de assistência técnica da KWU para detalhamento das seções de teste do CTC e revisão final do projeto; treinamento de pessoal no APS, em Erlangen
- Comissionamento do CTC e do ITCA; início de testes com protótipos nacionais de válvulas em aço carbono para a Central Nuclear 4 (em 1983)

## QUADRO 1 - CONTINUAÇÃO

### PROGRAMA 41. LICENCIAMENTO

#### PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Concluída a análise de criticalidade da 1ª Etapa da Fábrica de Elementos Combustíveis-FEC (incluindo o Depósito de Pastilhas de UO<sub>2</sub> e o Depósito de Elementos Combustíveis)
- Realizados estudos alternativos de "lay-out" para o Depósito de Elementos Combustíveis e para o Depósito de Pastilhas
- Iniciada a análise de criticalidade da 2ª e 3ª Etapas
- Prosseguimento e conclusão das análises de criticalidade da 2ª e da 3ª Etapas da FEC

## QUADRO 1 - CONTINUAÇÃO

### PROGRAMA 44. SEGURANÇA DE REATORES

#### PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

- Realizados vários aperfeiçoamentos no código de análise de acidentes SACI para melhorar a simulação dos transientes; elaboradas e incluídas rotinas de simulação dos sistemas de controle, limitação e proteção de Angra-2
- Iniciada - no escopo de um programa cooperativo com a KWU - a qualificação de SACI, através da comparação de seus resultados com os de testes realizados em Biblis-A
- Iniciado estudo de viabilidade de um programa experimental com a KWU na área de refrigeração de emergência
- Iniciados testes termo-hidráulicos em regime estacionário em seção de geometria anular no Circuito Térmico Nº 1 - CT-1
- Conseguído financiamento (FIPEC) para aquisição de novo sistema de suprimento de potência para o CT-1; retomada em consequência a confecção da maquete de feixe 3x3
- Realizada análise de LOCA para Angra-2 com o código americano RELAP4/MOD5

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Término da qualificação de SACI; avaliação (com KWU e NUCLEN) da possibilidade de seu uso para análise de transientes da Central Nuclear 4
- Conclusão dos testes em geometria anular
- Comissionamento do novo sistema de suprimento de potência e início dos testes de desempenho a frio em geometria de feixe 3x3 no CT-1
- Definição do programa experimental de refrigeração de emergência a ser realizado em conjunto com a KWU
- Estabelecimento do programa teórico-experimental na área de Segurança de Reatores (com assistência técnica da AIEA)
- Término da análise de LOCA para Angra-2 usando o código RELAP5; avaliação dos resultados e definição do prosseguimento dos estudos teóricos de LOCAs com a KWU

## QUADRO 1 - CONTINUAÇÃO

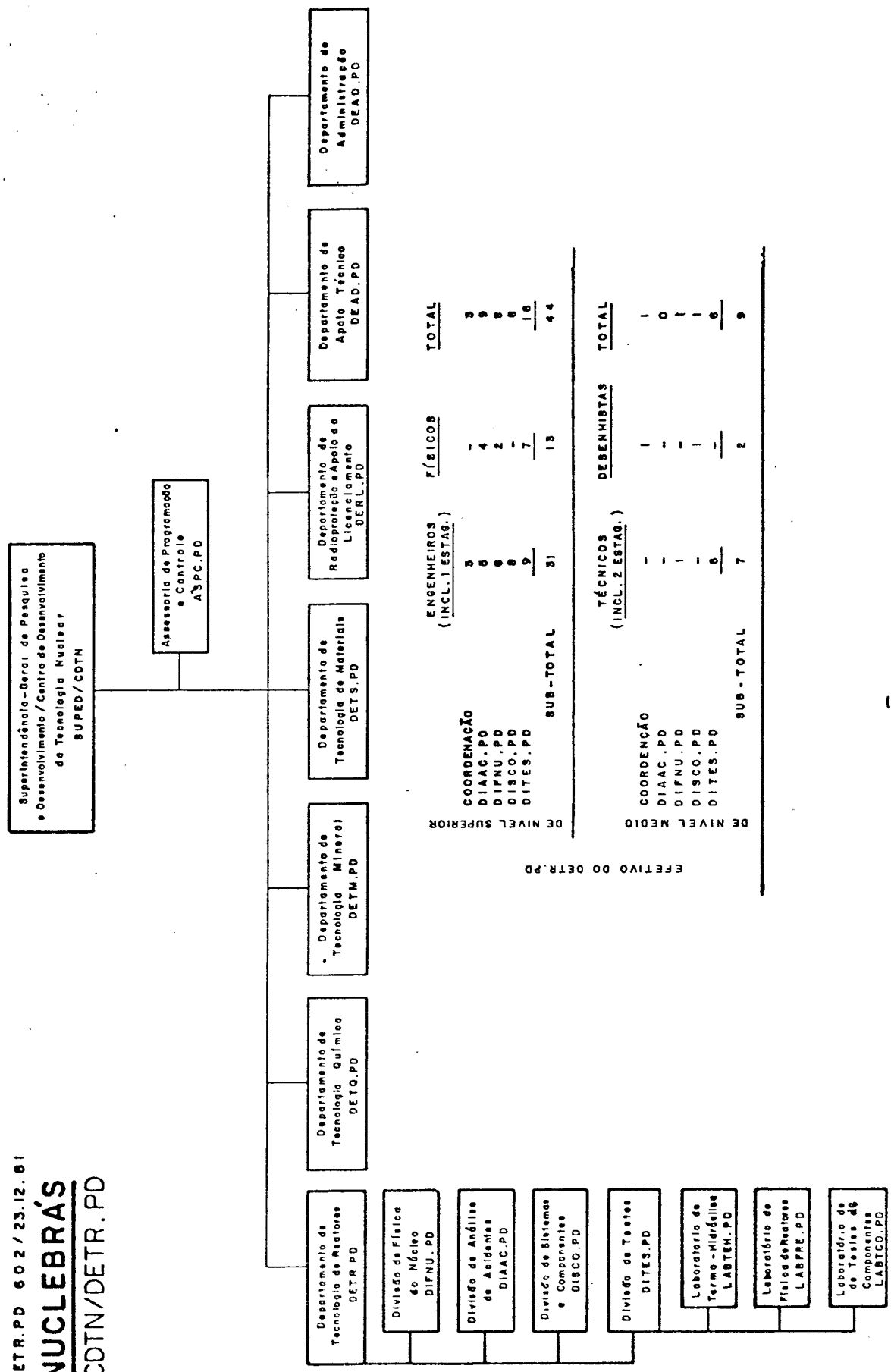
### PROGRAMA 53. ADMINISTRAÇÃO E CONSOLIDAÇÃO DA INFRA-ESTRUTURA DEPARTAMENTAL

#### PRINCIPAIS REALIZAÇÕES EM 1981

- Estabelecido o início de um programa cooperativo de P&D em Tecnologia de Reatores com a KWU, em consonância com os interesses da NUCLEN
- Iniciados contatos (informais) com a AIEA visando obter através ou com auxílio dela material físsil para experimentos de Física de Reatores e para testes de irradiação
- Prestado apoio à implantação de Laboratório de Controle Ambiental
- Prestados serviços de ventilação em diversos laboratórios do CDTN
- Realizados estudos para levantamento do fluxo de nêutrons no Triga

#### PRINCIPAIS METAS PARA 1982/83

- Prosseguimento dos contatos com a NUCLEN para estabelecimento de programas de apoio e cooperativo de P&D (este em conjunto com a KWU)
- Prosseguimento da revisão do planejamento plurianual dos Programas atribuídos ao DETR.PD, melhorando-os às necessidades do Grupo NUCLEN BRÁS
- Implantação de técnica de medida de "burnup" de elemento combustível por meio de espectrometria-gama (sua comprovação com varetas irradiadas no Triga); avaliação da possibilidade de extensão do método para medições em centrais nucleares



DE NÍVEL SUPERIOR		ENGENHEIROS (INCL.1 ESTAG.)		FÍSICOS		TOTAL	
COORDENAÇÃO	3	3	-	3	3		
DIAAC.PD	0	0	4	4	0		
DIFNU.PD	6	6	2	8	6		
DISCO.PD	0	0	0	0	0		
DITES.PD	9	9	7	16	9		
<b>SUB-TOTAL</b>	<b>31</b>	<b>31</b>	<b>13</b>	<b>44</b>	<b>31</b>		

DE NÍVEL MÉDIO		TÉCNICOS (INCL.2 ESTAG.)		DESENHISTAS		TOTAL	
COORDENAÇÃO	-	-	1	1	-		
DIAAC.PD	-	-	-	-	-		
DIFNU.PD	1	1	-	1	1		
DISCO.PD	-	-	1	1	-		
DITES.PD	6	6	-	6	6		
<b>SUB-TOTAL</b>	<b>7</b>	<b>7</b>	<b>2</b>	<b>9</b>	<b>7</b>		

FIGURA I - ESTRUTURA ORGÂNICA E EFETIVO DO DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES, ÓRGÃO VINCULADO À SUPERINTENDÊNCIA-GERAL DE PESQUISA E DESENVOLVIMENTO DA NUCLEBRÁS (SITUAÇÃO EM 31.12.81)

## 2. UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM PWR

### 2.1 Introdução

Ricardo B. Pinheiro\*

Este Programa é de natureza multi-departamental, envolvendo atividades desenvolvidas no Departamento de Tecnologia de Reatores - DETR.PD e nos Departamentos de Tecnologia de Materiais e de Tecnologia Química. É coordenado por engenheiro do DETR.PD.

Um balanço sucinto do realizado em 1980 pode ser encontrado em [1], preparado para a 2ª Reunião do Comitê de Coordenação do Programa, realizada no CDTN em Belo Horizonte, em março/81, com a presença dos Drs. P.Engelmann (Diretor do KFA) e H.Märkl (Chefe do Bereich R1 - Reaktorsystem, da KWU). (Para mais detalhes do realizado em 1980 sugere-se consulta à ref. [2], publicada no início de 1981).

Os avanços do Programa no ano de 1981 foram bastante significativos; eles estão descritos resumidamente a seguir (Ver também [3] e [4]).

Deve-se ressaltar também o planejamento global do restante da Fase 1 do Programa, que se estenderá até o final de 1983, e cuja meta principal é o início dos primeiros testes de irradiação de varetas combustíveis-teste no reator FRJ-2 de Jülich (Ver [5]).

---

\* Departamento de Tecnologia de Reatores

## REFERÊNCIAS

- [1] PINHEIRO, R.B. KFA/NUCLEBRÁS - cooperative program Th-utilization on pressurized water reactors. Summary description presented for the members of the 2.Coordinating Committee meeting, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, mar.1981 (Doc. DETR.PD 039/81).
- [2] NUCLEBRÁS, KFA, KWU & NUKEM. Th-utilization in pressurized water reactors. Annual progress report. Period January-December 1980, NUCLEBRÁS & KFA, Belo Horizonte, mar.1981 (NUCLEBRÁS/CDTN 433/81 e KFA-HBK-IB-4/81).
- [3] NUCLEBRÁS, KFA, KWU & NUKEM. Th-utilization in pressurized water reactors. Semi-annually progress report. Period January-June 1981, NUCLEBRÁS & KFA, Belo Horizonte, set.1981 (NUCLEBRÁS/CDTN-436/81 e KFA-HBK-IB-13/81).
- [4] NUCLEBRÁS, KFA, KWU & NUKEM. Th-utilization in pressurized water reactors. Annual progress report. Period January-December 1981 (Relatório conjunto, em preparação).
- [5] KFA, KWU, NUCLEBRÁS & NUKEM. Working program 1982/83, in Th-utilization in pressurized water reactors. Minutes of the 6.Program management meeting, NUCLEBRÁS & KFA, Belo Horizonte, nov.1981.



## 2.2 Estudos de Estratégia

Heitor A.Mascarenhas e Fernando A.N.Carneiro\*

Esta tarefa tem por objetivo analisar vários cenários que atendam à demanda brasileira de energia de origem nuclear, incluindo centrais PWR, reatores rápidos (FBR) e reatores avançados (entre os quais é considerado o PWR com Tório), e verificar qual (ou quais) dentre ele(s) melhor atende(m) ao interesse brasileiro, do ponto de vista de custo, consumo de minério de urânio e de necessidade de enriquecimento (trabalho de separação).

O código FUKOMA, desenvolvido na KWU e implantado no CYBER foi utilizado nos cálculos de estratégia. Para seu emprego foi necessário montar um banco de dados referente a custos do ciclo e a características (massas, vetores isotópicos, etc.) dos diversos tipos de centrais a serem considerados nos cenários. Além disso foi necessário fazer uma previsão da demanda brasileira de energia de origem nuclear (tendo sido considerado um horizonte de 70 anos). Isso foi feito durante a missão do Dr.Finnemann (KWU) ao CDTN (Figura 1). A partir daí foram analisados diferentes cenários. Alguns dos resultados obtidos estão apresentados na Tabela 1.

Para se verificar a importância de parâmetros básicos do ciclo do combustível nuclear (dados de entrada em cálculos de estratégia), foram feitos estudos de sensibilidade, variando-se, por exemplo, os custos do  $U_3O_8$ , do enriquecimento, da fabricação de elementos combustíveis e da refabricação (reprocessamento incluso). Os resultados

---

\* Divisão de Física do Núcleo

obtidos para a variação percentual no custo total (valor presente), no caso de um cenário constituído apenas de centrais PWR, devida a variações nos parâmetros citados, são apresentados na Figura 2.

CASO	CENÁRIO *	DEMANDA DE U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>		DEMANDA DE UTS		BALANÇO DE PLUTÔNIO [t]	
		[10 <sup>3</sup> t]	(1)	[10 <sup>3</sup> t]	(1)	PRODUZIDO	DISPONÍVEL
1	PWR com reciclagem de Urânio	675	100	550	100	675	675
2	PWR sem reciclagem de Urânio	865	128	580	105	675	675
3	PWR, enriquecimento de rejeito constante (0,25 w/o)**	941	139	514	93	675	675
4	PWR, enriquecimento de rejeito variável (1980/98: 0,25; 1999/2022: 0,20; 2022/50: 0,15 w/o U-235)**	821	122	643	117	675	675
5	PWR + FBR (a partir de 2005)	451	67	370	67	457	0
6	PWR + APWR (Pu)	530	79	433	79	356	0
7	PWR + PWR (U,Th)	689	102	587	107	598	598
8	PWR + PWR (Pu,Th)	598	89	487	89	221	140
9	PWR + PWR (Pu,Th) + FBR (2005)	484	72	398	72	404	0
10	PWR + PWR (Pu,Th) + FBR (2010)	579	86	472	86	110	0

\* Enriquecimento de rejeito da usina de enriquecimento constante (igual a 0,20 w/o de U-235), exceto quando indicado

\*\* Sem reciclagem de Urânio

(1) Comparação: base Caso 1 = 100

TABELA 1 - COMPARAÇÃO ENTRE DIFERENTES CENÁRIOS  
(PERÍODO: 1980 - 2050)

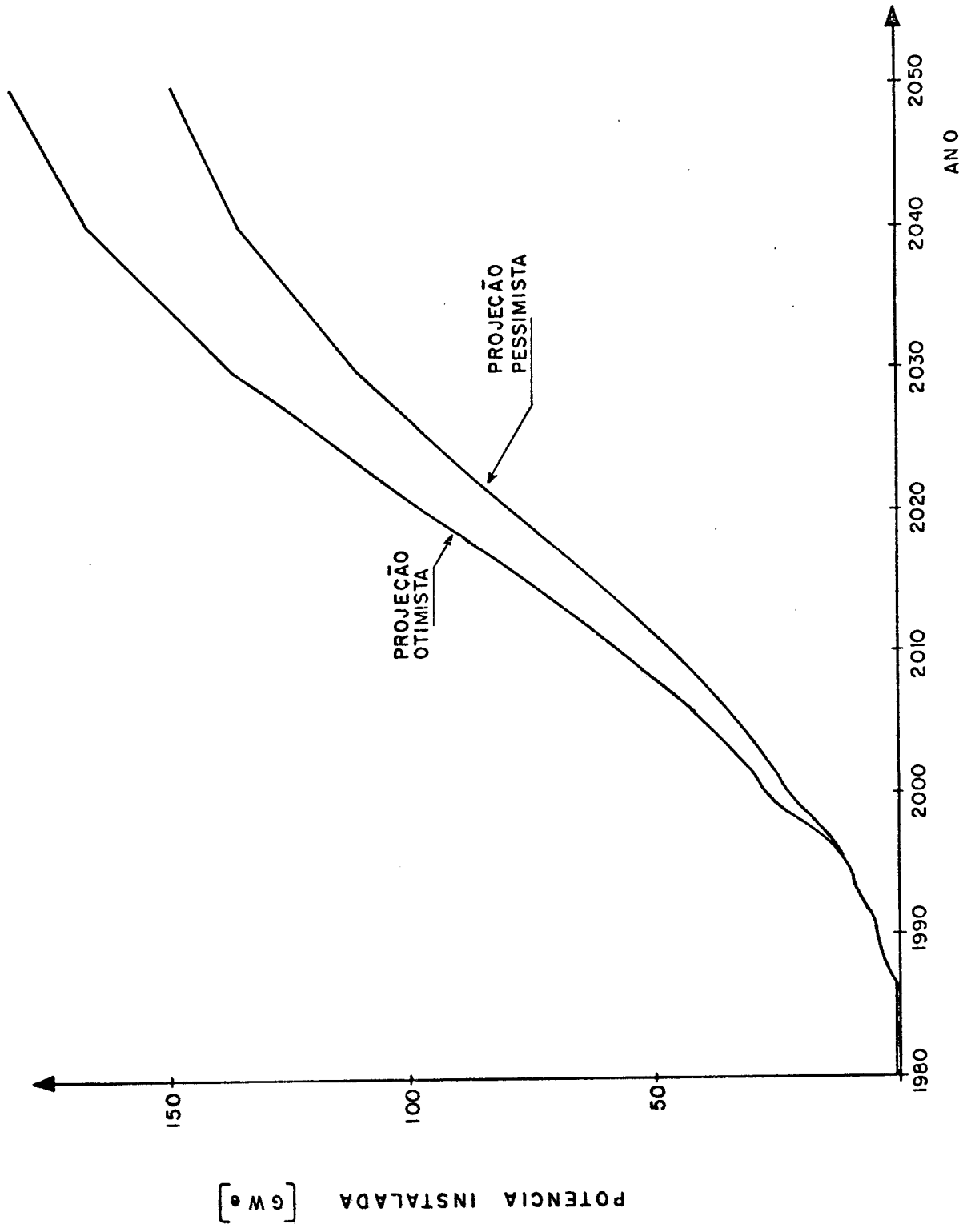


FIGURA I -- PROJEÇÃO DA DEMANDA BRASILEIRA DE ENERGIA ELÉTRICA DE ORIGEM NUCLEAR

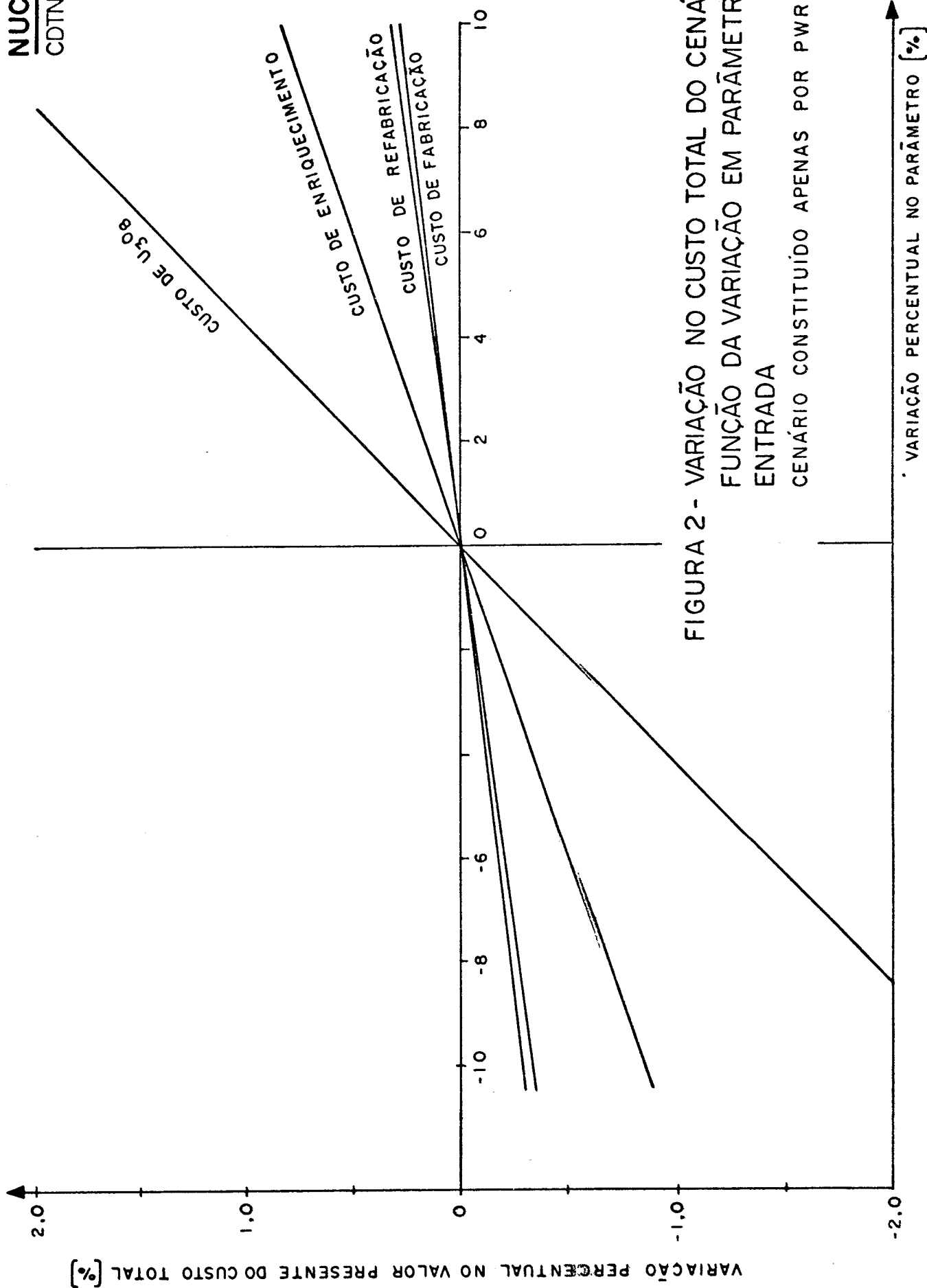


FIGURA 2 - VARIÇÃO NO CUSTO TOTAL DO CENÁRIO EM FUNÇÃO DA VARIÇÃO EM PARÂMETROS DE ENTRADA  
CENÁRIO CONSTITUÍDO APENAS POR PWR

### 2.3 Projeto de Núcleos

Edison P.de Andrade e Fernando A.N.Carneiro\*

O objeto de estudo durante o ano, nessa tarefa, foi o emprego do ciclo Tório-Plutônio em reatores PWR não modificados, do tipo "standard" da KWU.

Para isso foram empregados os códigos TH-FASER e MEDIUM, desenvolvidos na KWU.

Foi feito o cálculo [1], até o ciclo de equilíbrio, de um núcleo Th-Pu, de 3 regiões, com combustível "once-through", e enriquecimentos de 2,8, 3,6 e 4,4 w/o em Pu físsil, e 4,4 w/o nas recargas. Constatou-se que tal reator não apresenta problema algum no que se refere a duração de ciclos (- 300 dias), distribuições de potência e esquemas de carga e remanejamento (Tabelas 1 e 2).

Foram ainda calculados os coeficientes de temperatura do moderador, inverso do valor do boro e Doppler, no início e no final do 1º ciclo e do ciclo de equilíbrio (Tabela 3).

Para a determinação do balanço de reatividade foram feitos cálculos de evolução de elementos combustíveis sem e com barras de controle (RCC) para dois enriquecimentos em U+Pu físsil, constatando-se que as variações de  $\Delta\Sigma$  ( $\Delta\Sigma = \Sigma$  (elemento combustível com RCC) -  $\Sigma$  (elemento combustível sem RCC)) com a queima são pequenas (Figura 1), podendo ser desprezadas em estudos de projeto como o presente. Concluiu-se também dos cálculos realizados que os  $\Delta\Sigma$  podem ser considerados independentes do enriquecimento dos elementos combustíveis considerados. Assim, em estudos

---

\* Divisão de Física do Núcleo

de projeto basta considerar um único conjunto de  $\Delta\Sigma$ , para todos os elementos combustíveis do núcleo e ao longo de toda a queima. Isso permitiu diminuir em muito o número de cálculos necessários, com conseqüente economia de tempo e dinheiro, para a determinação dos balanços de reatividade nos finais do 1º ciclo e do ciclo de equilíbrio (Figura 2).

Verificou-se, assim, que esse núcleo Th-Pu é viável do ponto de vista neutrônico.

Foi ainda iniciado o estudo de reciclagem de combustível em núcleos Th-Pu de 3 e 4 regiões, através da determinação do enriquecimento (U+Pu físsil) do combustível de recarga que produzisse ciclos de equilíbrio do mesmo comprimento daquele do combustível "once-through", tendo-se encontrado 4,0 w/o e 4,5 w/o para núcleos de 3 e 4 regiões respectivamente.

#### REFERÊNCIA

- [1] ANDRADE, E.P. Minutes of delegation from NUCLEBRÁS-CDTN to KWU on nuclear core design (Task 3) of the "Th in PWR" program, KWU, Erlangen, Aug.1981 (KWU-Arbeits Bericht R122-141/81).

Enriquecimentos do 1º núcleo [w/o Pu <sub>fiss</sub> ]	2,8 (65 ECs); 3,6 (64 ECs); 4,4 (64 ECs)
Enriquecimento de recarga [w/o Pu <sub>fiss</sub> ]	4,4
Concentração de boro em BOC [ppm]	
1º núcleo	2739
Ciclo de equilíbrio	1374
Comprimento do ciclo [FPD]	
1º núcleo	317
Ciclo de equilíbrio	287
"Burnup" médio do lote descarregado (equilíbrio) [MWd/kg (MP)]	34,6
Valor do plutônio (equi- líbrio) [massa Pu <sub>fiss</sub> /massa Pu <sub>tot</sub> ]	
Carregado	0,73
Descarregado	0,47

(ECs - Elementos Combustíveis)

TABELA 1 - CICLO Th-Pu "ONCE-THROUGH" EM PWR.  
NÚCLEO DE 3 REGIÕES  
1º CICLO E CICLO DE EQUILÍBRIO



CICLO	2	3	4	5	6	7
Concentração de boro em BOC [ppm]	1265	1423	1341	1372	1355	1374
Comprimento do ciclo [FPD]	257	297	282	287	285	287
Fator de forma BOC	1,30	1,42	1,27	1,37	1,36	1,36
Média máxima EOC	1,25	1,26	1,25	1,27	1,27	1,27
"Burnup" médio do núcleo BOC [MWd/kg (MP)]	8,13	10,07	10,70	10,42	10,60	10,42
EOC	18,46	22,02	22,02	21,96	21,96	21,97
"Burnup" médio do lote descarregado [MWd/kg (MP)]	13,88	25,31	34,11	34,98	34,26	34,60
"Burnup" médio do elemento combustível central	14,69	22,65	36,26	42,93	42,69	43,41

TABELA 2 - CICLO Th-Pu "ONCE-THROUGH" EM PWR.  
NÚCLEO DE 3 REGIÕES - CICLOS 2 A 7

CICLO		COEFICIENTE DE TEMPERATURA DO MODERADOR [pcm/ °C]	INVERSO DO VALOR DO BORO [ppm/% Δρ]	"INTEGRAL DOPPLER" [%]
1	BOC	-16,5	-237	1,34
	EOC	-55,3	-172	1,26
EQUILÍBRIO	BOC	-40	-240	1,21
	EOC	-61	-185	1,01

TABELA 3 - COEFICIENTES DE TEMPERATURA DO MODERADOR, VALOR DO BORO E DOPPLER  
(CICLO Th-Pu, "ONCE-THROUGH", 3 REGIÕES)

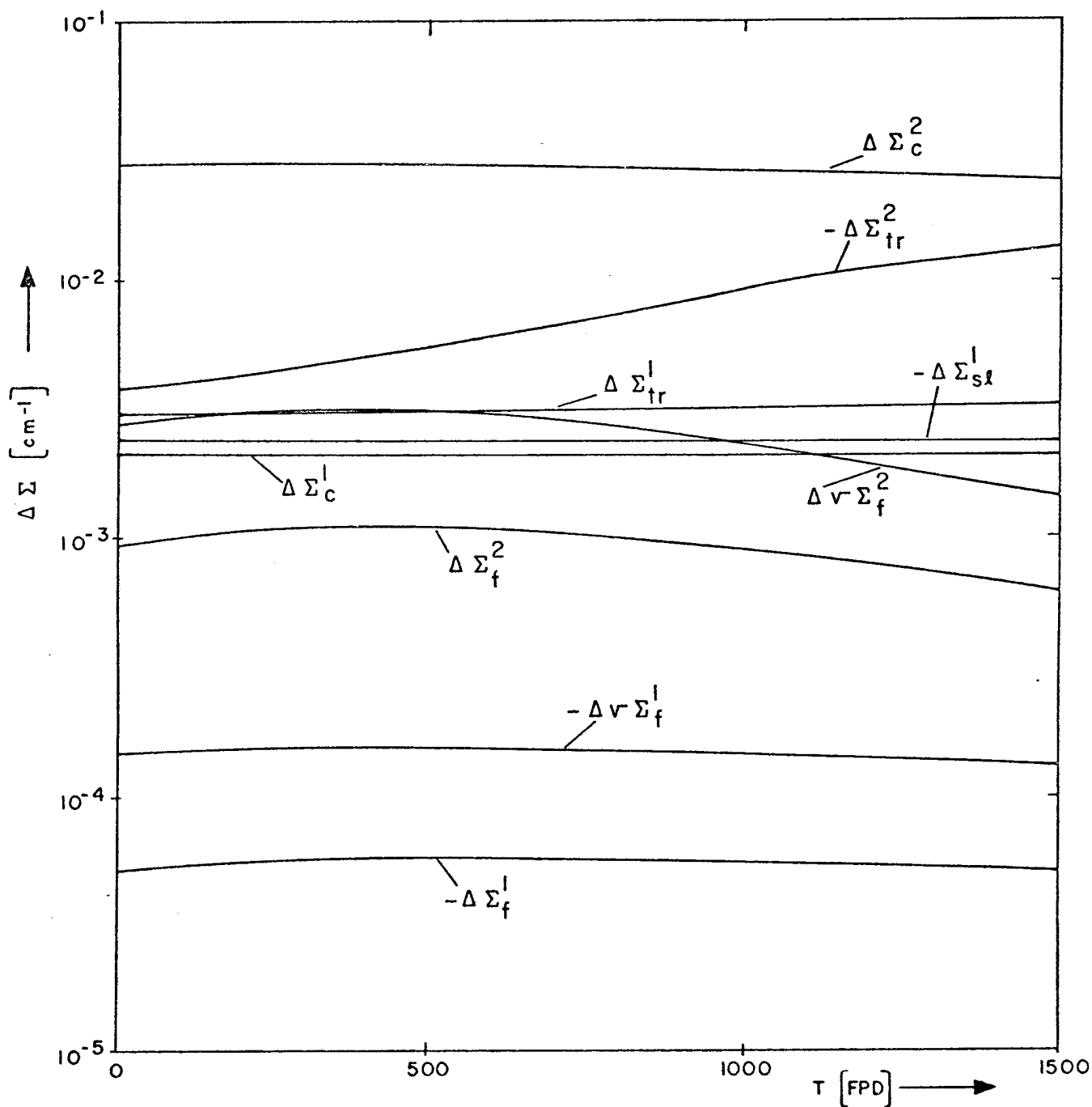


FIGURA 1 - VARIAÇÃO DE  $\Delta \Sigma$  EM FUNÇÃO DO "BURNUP" EM ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS Th/Pu COM 4.4 w/o DE Pu FISSIL

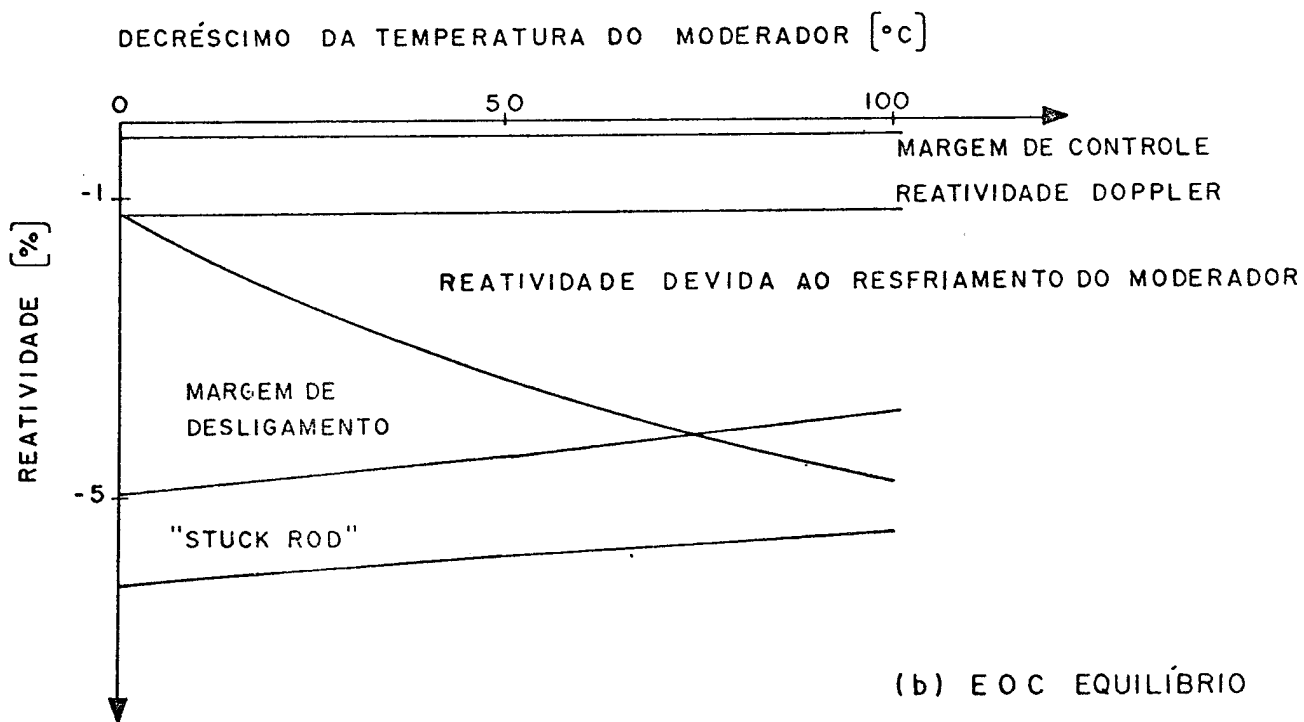
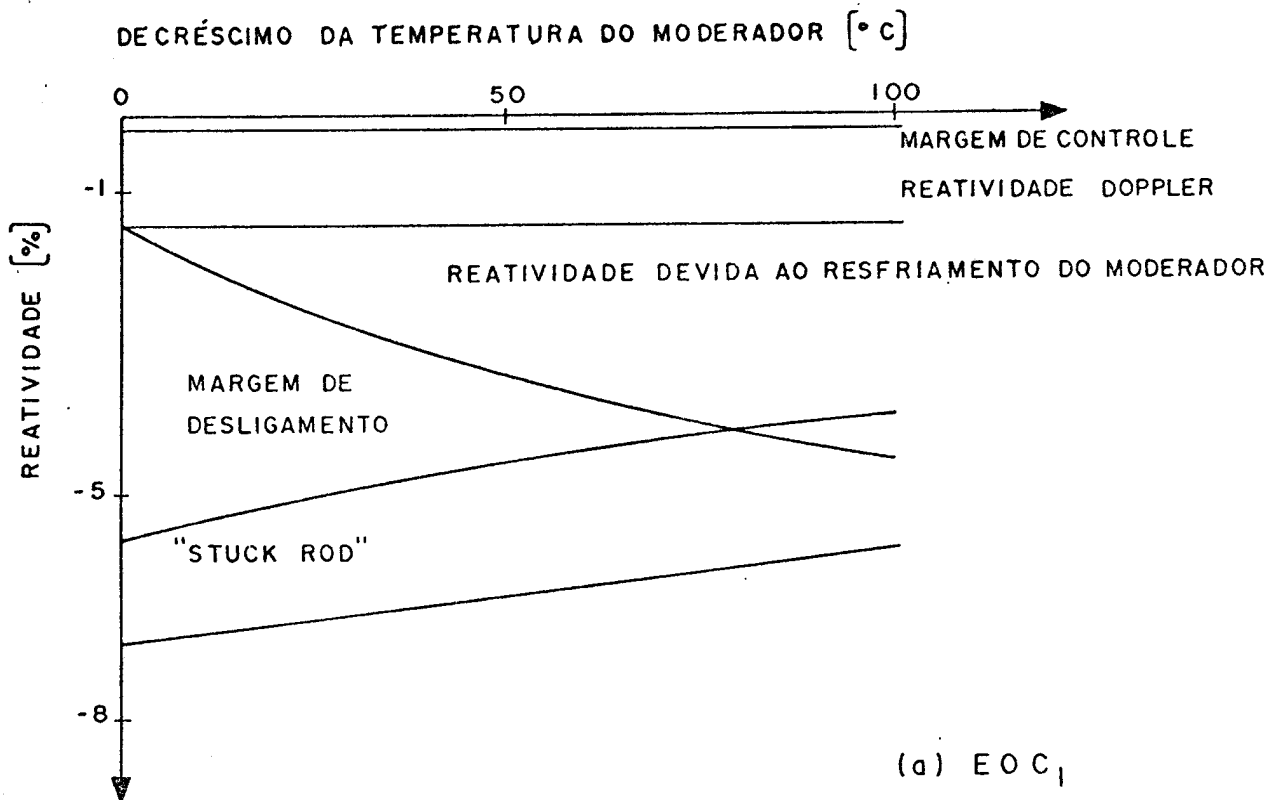


FIGURA 2 - BALANÇO DE REATIVIDADE PARA NÚCLEO Th-Pu DE 3 REGIÕES, CICLO "ONCE - THROUGH"

## 2.4 Fabricação de Microesferas e de Pastilhas\*

Paulo Edson Cardoso\*\*

No primeiro trimestre de 1981 as atividades destas tarefas foram dedicadas principalmente à preparação final do Laboratório visando o início da produção de microesferas de  $(Th,U)O_2$  pelo processo gel da NUKEM, e de pastilhas, a partir das microesferas. O início de produção de microesferas se deu a partir de abril/81 após a missão ao CDTN de experto da NUKEM [1]. O início de produção de pastilhas de  $(Th,U)O_2$  verificou-se imediatamente após, e durante missão de experto da KWU em junho/81 [2]. (Ver também [3]).

Como o objetivo das tarefas é o de produzir em escala de laboratório pastilhas de  $(Th,U)O_2$ , a partir de microesferas, com características físico-químicas adequadas ao uso dessas pastilhas em condições de reatores tipo PWR, procurou-se, no CDTN, repetir inicialmente o que já havia sido feito na NUKEM e KWU, e em seguida descobrir novas linhas de pesquisa, já que os resultados apresentados ainda não satisfaziam os requisitos técnicos de projeto para as pastilhas, no que concerne às propriedades de microestrutura. Assim, em agosto/81, definiu-se no CDTN duas linhas principais de pesquisa, tentando-se adequar as microesferas de  $(Th,5\%U)O_2$  às características de prensagem e sinterização. As duas linhas de pesquisa foram [3]:

1ª) Emprego de choque térmico nas microesferas, as quais foram obtidas pelos mesmos parâmetros de precipitação como usados pela NUKEM, com objetivo de provocar microtrincas internas e diminuir a resistência à fratura na pren

---

\* Observe-se que esta atividade do Programa de UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM PWR é conduzida pelo Departamento de Tecnologia de Materiais através da Divisão de Tecnologia do Combustível; seu relatório está aqui incluído por completeza.

\*\* Divisão de Tecnologia do Combustível

sagem, e como consequência evitar a estrutura interna tipo "amora" das pastilhas.

2ª) Produção de microesferas sem PVA visando o mesmo propósito.

As microesferas obtidas na primeira linha de pesquisa descrita foram tratadas por choque térmico em nitrogênio líquido, e estufa com temperaturas até 300°C. Em seguida foram compactadas em pressões variando entre 4 a 11,27 ton/cm<sup>2</sup>. As densidades a verde dessas pastilhas variam de 4 a 6,8 g/cm<sup>3</sup>. O maior efeito do choque térmico foi observado quando aplicado em microesferas lavadas (aumento de densidade de 0,5 g/cm<sup>3</sup>). Estas pastilhas foram sinterizadas em 1500°C durante 2 horas em Ar-4%H<sub>2</sub>, atingindo densidades sinterizadas entre 8,25 e 9,28 g/cm<sup>3</sup>. Embora para pastilhas fabricadas a partir de microesferas lavadas e tratadas em nitrogênio líquido tivesse sido observado uma sensível diminuição da porosidade grossa, a microestrutura ainda não se mostrou adequada, apresentando-se com a formação indesejada de estrutura tipo "amora".

As microesferas precipitadas sem PVA e secadas a temperatura ambiente e de 40°C respectivamente foram compactadas aplicando-se pressões entre 3 e 11,27 ton/cm<sup>2</sup>. A máxima densidade a verde conseguida foi de 6,4 g/cm<sup>3</sup>, e aparentemente a densidade depende da temperatura de secagem. As pastilhas foram sinterizadas em 1500°C em Ar-4%H<sub>2</sub>, e as densidades conseguidas foram relativamente baixas, de cerca de 9 g/cm<sup>3</sup>. Também neste caso a microestrutura não se mostrou adequada, com a formação tipo "amora" predominando.

Após discussão técnica com a KWU e NUKEM uma outra linha de pesquisas seria iniciada em fins de novembro/81 no CDTN. Esta linha de trabalho, com bons resultados preliminares na Alemanha, seria a introdução de fuligem de

carbono (carbon black) na solução visando formação de porosidade fina nas pastilhas após a queima do carbono.

Foi assim repetido no CDTN a nova linha de trabalho, introduzida pela NUKEM/KWU, isto é, a produção de microesferas de alta porosidade aplicando o uso de fuligem na solução de alimentação. Os primeiros resultados são muito similares aos resultados preliminares alemães: as microesferas têm baixa resistência de fratura e boa prensabilidade. As pastilhas sinterizadas com valores máximos de 96,05% da densidade teórica atingiram bem a especificação e mostram uma microestrutura homogênea. Como esta linha de pesquisa apresentou os melhores resultados, e praticamente com os valores de densidade e porosidade das pastilhas dentro das especificações, ela será a linha de trabalho, no CDTN, visando provar a reprodutibilidade dos resultados. No futuro será testada a linha de fabricação de microesferas resultante da precipitação sem PVA (desenvolvida no CDTN) e da precipitação com fuligem de carbono (desenvolvida na NUKEM).

#### REFERÊNCIAS

- [1] KADNER, M. Demonstration of the kernel fabrication process in 4/81: Know-how transfer to NUCLEBRAS during 22.04-15.05.1981, NUKEM, Hanau, jun.1981.
- [2] DOERR, W. Th-Nutzung in DWR-Arbeitsprogramm, Ergebnisse und Wertung zur Delegation nach NB/CDTN in Belo Horizonte vom 13.06 bis 09.07.1981, Kraftwerk Union, Erlangen, jul.1981 (Reise-Bericht B 22/65/81).
- [3] NUCLEBRÁS, KFA, KWU & NUKEM. Th-utilization in pressurized water reactors. Quarterly reports 1. quarter 1981, 2. quarter 1981 e 3. quarter 1981, NUCLEBRÁS & KFA, Belo Horizonte, 1981.

## 2.5 Projeto e Previsão de Desempenho de Varetas Combustíveis\*

Fernando S. Lameiras\*\*

Para realizar cálculos de previsão de desempenho de varetas de óxido misto Tório-Urânio, foi necessário implementar o código CARO da KWU para o combustível  $(Th,5\%U)O_2$ . O uso desse código para esse combustível é possível em parte através de modificações apropriadas dos dados de entrada, em parte através de modificações internas no código. Foi então criada uma nova versão do código CARO, onde as modificações necessárias foram implementadas; essa versão, denominada TH-CARO, está descrita na referência [1]. Devido à transferência para o computador CDC-6600 foi necessário reduzir à metade a capacidade da versão TH-CARO na divisão axial da vareta combustível. Porém, mesmo com essa redução, a versão TH-CARO satisfaz plenamente às necessidades de cálculo.

Com a versão TH-CARO foram realizados cálculos preliminares (queima nula) para prever o comportamento de varetas-teste carregadas com  $(Th,5\%U)O_2$ . Os resultados estão apresentados em [2].

Foi feita a implementação do modelo de densificação da KWU para  $(Th,U)O_2$  [3]. Porém os coeficientes de auto-difusão publicados na literatura careciam de uma análise mais criteriosa. Os resultados dessa análise foram elaborados e estão apresentados na referência [2]. Em particular, essa análise revela que:

- Enquanto que para o  $UO_2$  as temperaturas de interesse em um PWR caem numa faixa de temperatura onde a densidade manifesta-se como um fenômeno atérmico, para o

---

\* Observe-se que esta tarefa foi, até março/81, conduzida pela Divisão de Elemento Combustível do DETR.PD; atualmente é conduzida pelo Departamento de Tecnologia de Materiais através da Divisão de Tecnologia do Combustível; seu relatório está aqui incluído por completeza.

\*\* Divisão de Tecnologia do Combustível



$(\text{Th,U})\text{O}_2$ , a densificação revela uma dependência da temperatura.

- Como a densificação é mais lenta no  $(\text{Th,U})\text{O}_2$ , que no  $\text{UO}_2$ , este combustível necessita de uma população de poros pequenos maior que o  $\text{UO}_2$ , para compensar o inchamento da matriz combustível.

Foi realizada uma determinação da distribuição de poros em pastilhas de  $(\text{Th,U})\text{O}_2$  com adição de fuligem de carbono como formador de poros (Figura 1). Esse resultado é preliminar. De acordo com as conclusões teóricas, esses poros são ainda bastante estáveis e esse combustível não deve apresentar densificação operando em condições típicas de PWR. Os poros deveriam ser ainda menores (talvez 10 vezes ou mais). Mas estas conclusões devem ser suportadas por testes de pós-sinterização, que no momento estão sendo efetuados no CDTN. A Figura 2 mostra a evolução da microestrutura do combustível após as pesquisas realizadas no CDTN e na NUKEM e KWU e comentadas no item 2.4.

Durante missão de experto da KWU em novembro de 1981, foi estabelecido o plano de trabalho até o final de 1982 [4]. No escopo deste plano de trabalho estão sendo desenvolvidas no momento as seguintes atividades:

1. Avaliação da estrutura de poros do combustível  $(\text{Th,5\%U})\text{O}_2$  fabricado com adição de fuligem de carbono. Cálculo da curva densificação-inchamento, com dependência da temperatura.

2. Cálculos-teste para produção de gases de fissão dependente da queima e para composição do gás de fissão.

3. Implementação dos resultados de 2. acima em TH-CARO.

4. Cálculos de ajuste para liberação de gases de fissão conforme dados da Westinghouse.

5. Pesquisa da influência da pressão de enchimento sobre a temperatura do combustível. Estabelecimento da pressão de enchimento.

#### REFERÊNCIAS

- [1] LAMEIRAS, F.S. & SABIONI, A.C.S. Implementação do código CARO para o combustível (Th,5%U)O<sub>2</sub>. NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1980 (DETR.PD 130/80).
- [2] LAMEIRAS, F.S. Previsão de desempenho de varetas-teste carregadas com (Th,5%U)O<sub>2</sub>. NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (DETS.PD 036/81).
- [3] LAMEIRAS, F.S. & ASSMANN, H. Über das Dimensionsverhalten von (Th,U)O<sub>2</sub> - Brennstoffen. Kraftwerk Union, Erlangen, ago.1980 (Technischer Bericht B 22/73/80; Tradução DETR.PD 083/80, dez.1980).
- [4] GROSS, H. et al. NUCLEBRAS working plan for Task 8: TH-CARO-development design and performance predictions of test rods, in Thorium utilization in PWR. Minutes of the 6. program management meeting, KFA & NUCLEBRAS, Belo Horizonte, nov.1981.

POROSIDADE TOTAL 5,34 %  
DENSIDADE 96,05% DT

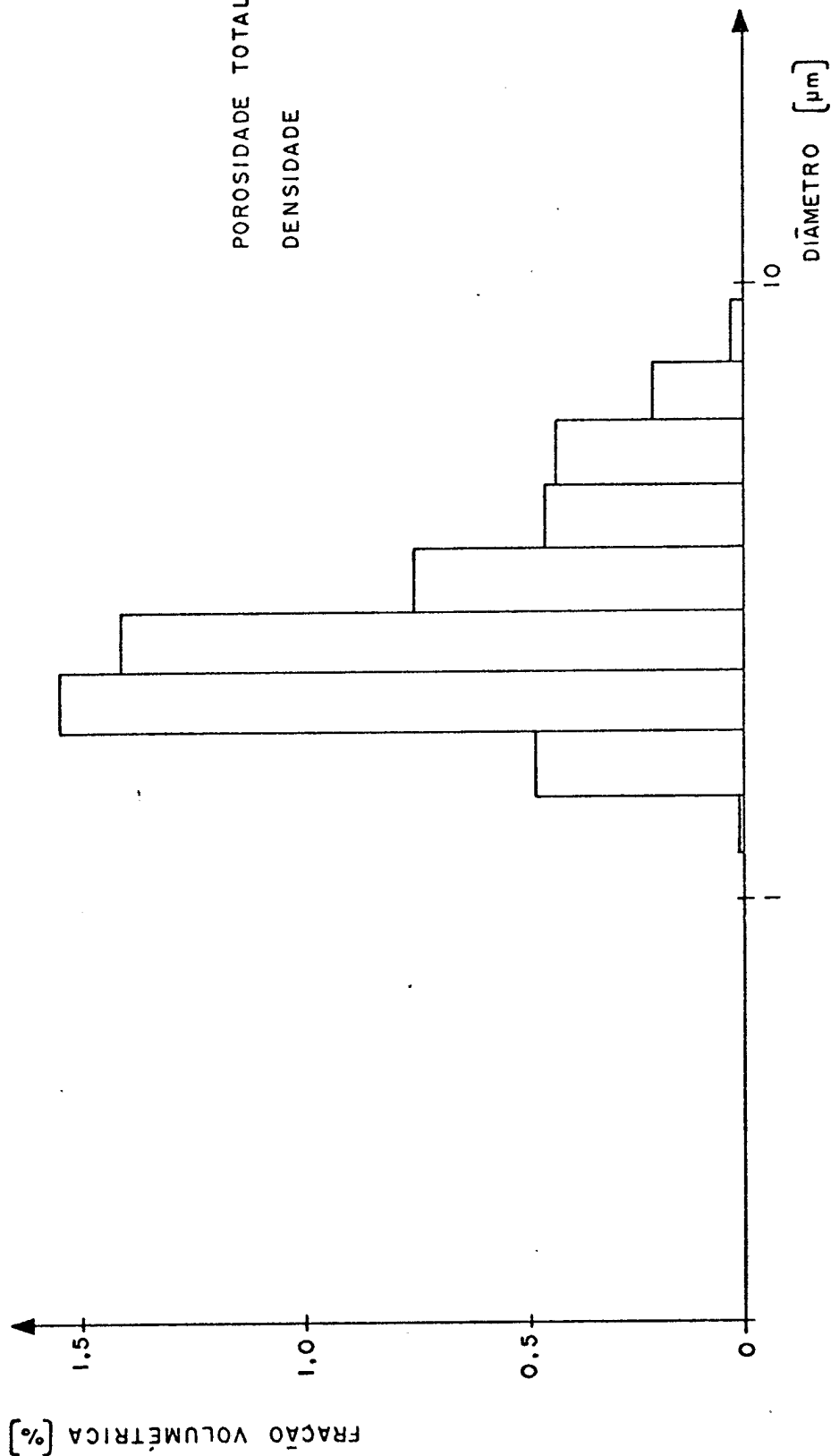
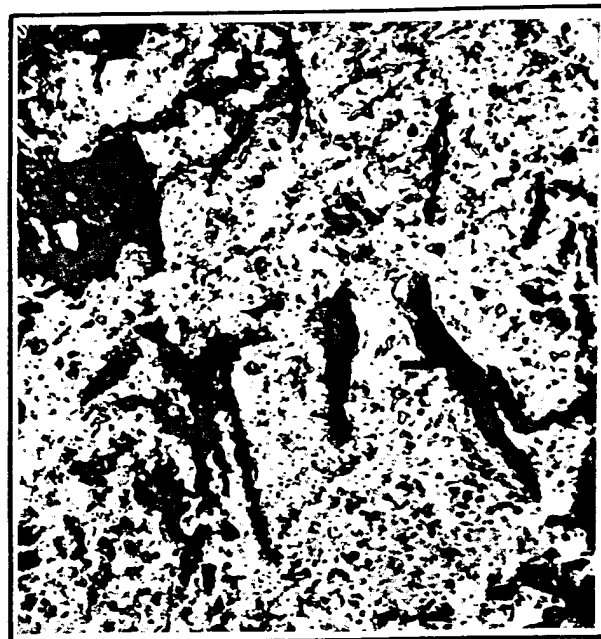


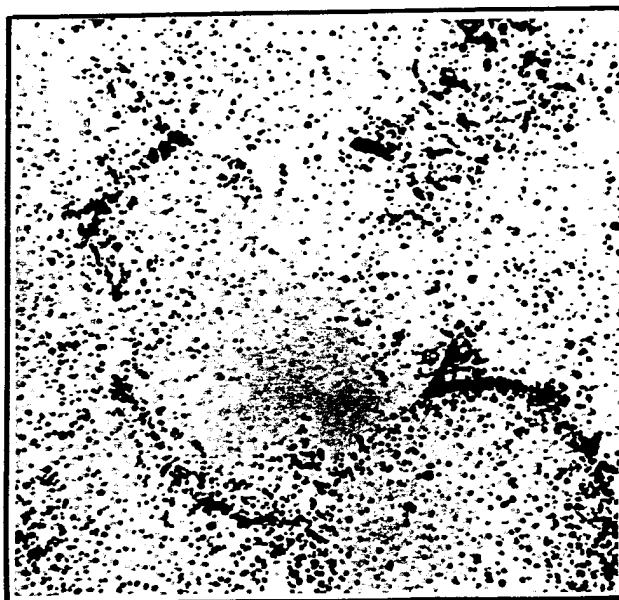
FIGURA I - DISTRIBUIÇÃO DE POROSIDADE DE PASTILHAS DE (Th, 5%U)O<sub>2</sub>  
FABRICADA COM ADIÇÃO DE FULIGEM DE CARBONO  
(RESULTADO PRELIMINAR)



(a) Microestrutura do combustível fabricado com microesferas no estágio inicial das pesquisas (200 x)



(b) Microestrutura do combustível fabricado com microesferas em estágio intermediário de desenvolvimento (200 x)



(c) Microestrutura do combustível fabricado com microesferas obtidas no estágio atual de desenvolvimento no Brasil e RFA (200 x)

FIGURA 2 - RESULTADO DAS OTIMIZAÇÕES NO PROCESSO DE FABRICAÇÃO DAS MICROESFERAS PARA OBTER O COMBUSTÍVEL IDEAL PARA AS CONDIÇÕES DOS PWRs

## 2.6 Reprocessamento de (Th,U)O<sub>2</sub>

Maria Lúcia L. Soares e Maria José O. Lopes\*

Várias atividades foram desenvolvidas no escopo da tarefa Testes a frio em Reprocessamento de (Th,U)O<sub>2</sub>, tendo sido seguido a orientação de [1].

Em vista da falta de um laboratório químico adequado, ficou prejudicado o desenvolvimento geral das atividades. Entretanto, houve um avanço nos estudos de dissolução, em comparação com os trabalhos planejados para 1981. Para esta fase dos testes de reprocessamento, são necessários a conclusão do laboratório da Divisão de Reprocessamento-DIREP.PD e trabalho intensivo em extração por solvente, dissolução e suporte analítico a estas atividades. O laboratório da DIREP.PD teve sua conclusão adiada por não ter sido liberado seu sistema de ventilação e exaustão, que estava em fase final de instalação. Em face das especificações exigidas pelos trabalhos neste laboratório, foi feito por engenheiro do CDTN (ver item 9.2), um novo projeto conceitual do sistema de ventilação. Uma firma especializada fez o projeto construtivo deste sistema e a instalação também será feita por firma externa.

Foi iniciada em novembro/81 a delegação de um engenheiro químico ao KFA, onde deverá participar dos testes a frio de extração por solvente (processo THOREX).

Usando-se como solvente uma solução composta de HNO<sub>3</sub>-HF-Al(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>, foram feitos testes de dissolução de pó de ThO<sub>2</sub>, único material disponível no início desta atividade.

---

\* Observe-se que esta atividade do Programa de UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM PWR é conduzida pelo Departamento de Tecnologia Química através da Divisão de Reprocessamento; seu relatório está aqui incluído por completeza.

\*\* Divisão de Reprocessamento

O comportamento do sistema químico foi verificado sob várias composições da solução dissolvente ( $\text{HNO}_3$  9-13M, HF 0,01-0,05M,  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  - 0-0,1M) e em diferentes temperaturas de operação (ebulição e outras). Foi utilizada uma montagem simples de laboratório (Figura 1). As taxas de dissolução foram sempre altas, o que é compatível com a grande superfície específica do pó de  $\text{ThO}_2$  utilizado (87% < 37  $\mu\text{m}$ ). Mesmo em presença de  $\text{HNO}_3$  9M, a maioria do óxido se dissolveu em 30 min. A Figura 2 mostra alguns resultados.

Também foram feitos testes de dissolução de microesferas calcinadas de  $(\text{Th}, 5\% \text{U})\text{O}_2$ , em solução THOREX ( $\text{HNO}_3$  13M-HF 0,05M -  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  0,1M). Nas experiências à temperatura de ebulição, verificou-se que a dissolução é extremamente rápida, tornando impossível o controle da reação e o estudo do sistema nessas condições. Estão sendo feitos testes em temperaturas abaixo da ebulição.

Foi publicada uma compilação das informações analisadas sobre mecanismos de dissolução de  $\text{ThO}_2$  pela mistura  $\text{HNO}_3$ -HF [2]. Está sendo estudada a literatura disponível sobre dissolução de tório.

Com relação aos estudos de extração por solvente, foi especificada uma bateria de misturadores-decantadores descontínuos e a Seção de Mecânica construiu esta unidade, especial para os trabalhos com tório. Retomou-se então a obtenção em laboratório de dados de distribuição de tório entre solução de  $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$  e TBP 30% (V/V) em dodecano, que havia sido interrompida no final de 1980 por receio de contaminação.

A partir de soluções aquosas de  $\text{Th}(\text{NO}_3)_4$  (faixa de 26g Th/l até 259g Th/l) e com deficiência em ácido de -0,1N, foram feitas cerca de 100 extrações. A compilação dos dados de distribuição de tório ainda não foi feita, porque as análises de tório correspondentes estão sendo verificadas.

A demonstração proposta dos processos INTERIM e THOREX foi adiada para o próximo ano. Depende do término do laboratório, visto que a instalação atual não é adequada para estas atividades.

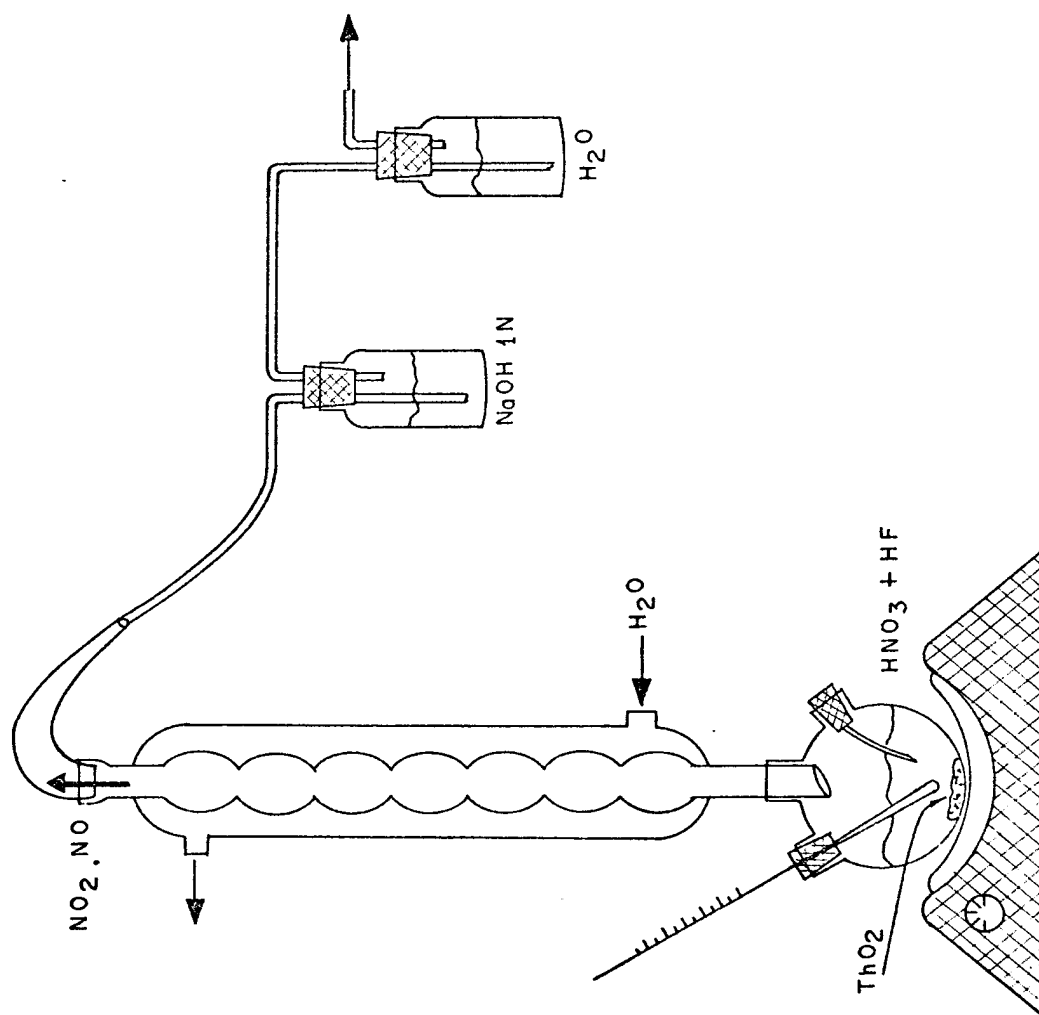
Na obtenção dos dados de distribuição, as dosagens de tório foram feitas preferencialmente pelo método de nêutrons retardados, de precisão satisfatória e de execução mais rápida, na Divisão de Química do CDTN. Nas soluções iniciais das diversas extrações, a determinação de tório também foi feita por volumetria (EDTA), na própria DIREP.PD. As análises de deficiência em ácido foram feitas por dois métodos baseados na complexação de íon hidrolizável (tório) com oxalato de potássio. Um destes métodos foi utilizado preferencialmente, por ser mais rápido, mas com alguma incerteza quanto aos resultados. A verificação destas análises, por um método potenciométrico, é considerada necessária e deve ser feita. Entretanto, não houve ainda disponibilidade de pessoal para isto. As análises de tório realizadas para a compilação dos dados de distribuição também devem ser verificadas. Ficaram numa faixa bem abaixo daquela em que a Divisão de Química garante resultados com erro de ~ 5%.

Nos estudos de dissolução, o teor de tório foi determinado principalmente por complexometria por EDTA. Tentou-se utilizar o método de nêutrons retardados, que entretanto não pôde ser efetivado como método geral de acompanhamento do processo. As concentrações de tório nas amostras, muito próximas ou mesmo menores que o limite inferior de análise do método, implicavam em erro de determinação acima do aceitável (~5%). Ultimamente foi utilizado o método de ativação neutrônica direta, que atende bem à faixa de concentração de tório requerida. Outra vantagem deste método é a possibilidade de determinação simultânea de pequenos teores de urânio, necessária para acompanhar a dissolução de óxido misto de tório e urânio.

## REFERÊNCIAS

- [1] KFA & NUCLEBRÁS, Working program for thorium reprocessing studies at CDTN/NUCLEBRÁS, KFA, Jülich, jun.1980.
- [2] FILGUEIRAS, S.A.C., Cinética química e mecanismos para a dissolução de ThO<sub>2</sub>, CDTN/NUCLEBRÁS, Belo Horizonte, 1981 (DEAT.PD/CETN 02/81).





ESQUEMA DA MONTAGEM DE LABORATÓRIO PARA DISSOLUÇÃO DE ThO<sub>2</sub>  
FIGURA I

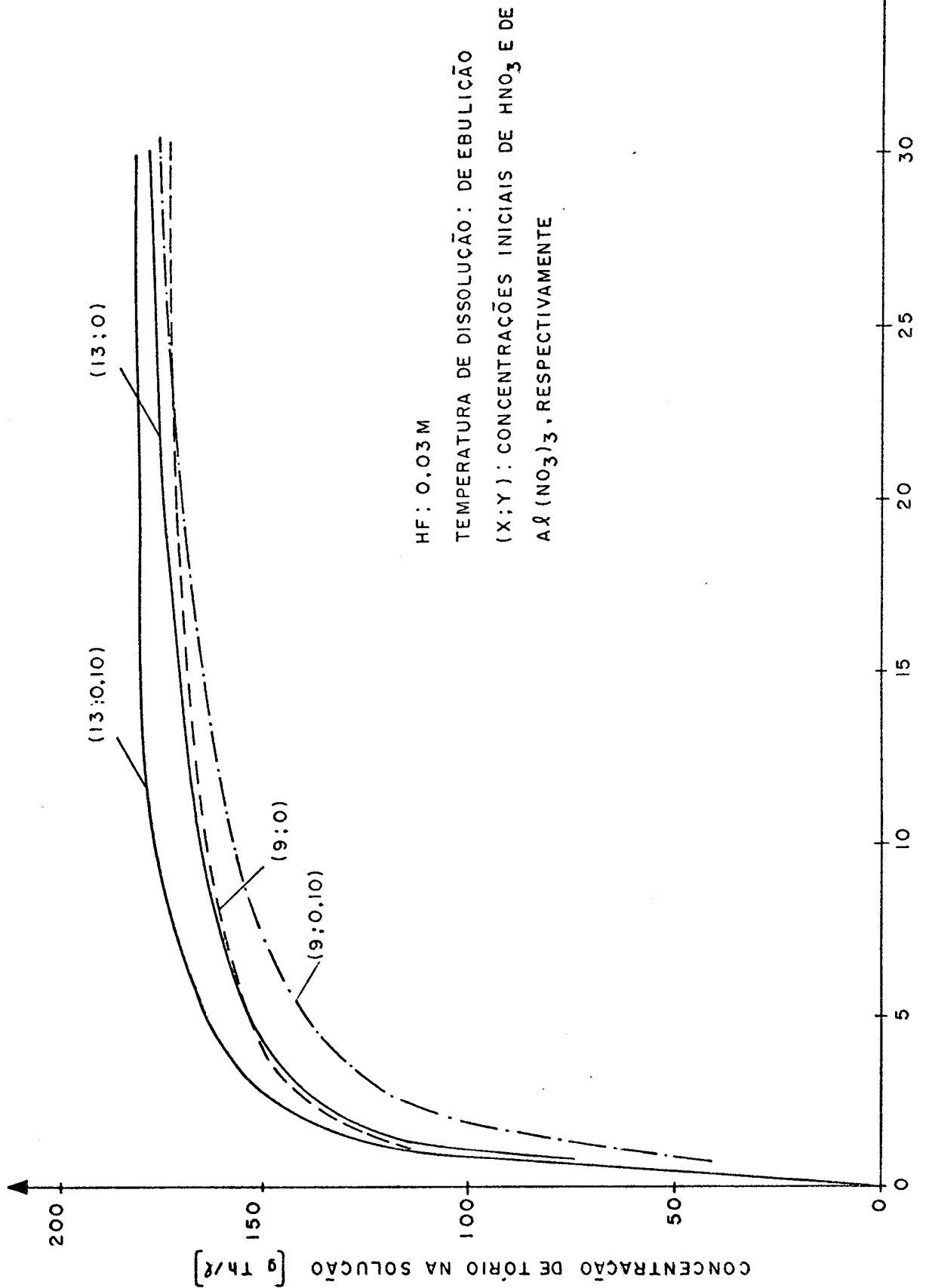


FIGURA 2 - INFLUÊNCIA DA CONCENTRAÇÃO INICIAL DE Al(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub> NA DISSOLUÇÃO DE ThO<sub>2</sub>

### 3. COMISSIONAMENTO DE CENTRAIS

#### 3.1 Participação no Comissionamento de Angra-1

João Augusto L.Horta\*

Em 1981 deu-se prosseguimento às atividades de participação de elementos do Departamento de Tecnologia de Reatores no comissionamento de Angra-1. Desde novembro de 1980 já se encontravam em atividade em Angra-1 três engenheiros. No início de junho e em fins de novembro de 1981, mais dois iniciaram sua participação. Todos estes engenheiros estiveram subordinados às chefias das equipes de FURNAS, praticamente como se pertencessem a elas, embora sem responsabilidade técnica oficial. Assegurou-se, assim, uma atuação efetiva em todas as atividades das equipes de FURNAS.

A alocação nos grupos de FURNAS se fez da seguinte forma: um engenheiro, na Seção de Reator e Performance; dois na Seção de Instrumentação; um engenheiro no Grupo Mecânico encarregado do NSSS; e o quinto, que iniciou suas atividades no fim do período, foi alocado no Grupo de Radio proteção, com a função inicial de colocar sistemas de monitoração em condições operativas.

As principais atividades destes elementos tiveram relação direta com os testes pré-operacionais e integrados, desde sua preparação (redação, análise e revisão de procedimentos) até à realização de vários deles. Tiveram também participação nos grupos que trabalharam em turno na preparação para o carregamento do núcleo e na sua realização (ocorrida de 19 a 21 de setembro), e na preparação para a criticalidade do reator (testes de pré-criticalidade).

---

\* Divisão de Testes

Cite-se também a participação de um dos engenheiros no preparo, na realização e na análise de uma repetição do teste de estanquidade da contenção (ILRT - Integrated Leak Rate Test). Este engenheiro participou também do planejamento geral dos testes integrados.

Na área de Instrumentação podem-se citar atividades nos seguintes itens:

- Instrumentação Nuclear do Reator - calibrações, levantamento de platô de detetores, redação e revisão de procedimentos de inspeção e testes periódicos, participação nestes.

- Sistemas de Controle, Proteção e Monitoração - Redação e revisão de procedimentos de testes e participação em testes pré-operacionais e integrados (após o carregamento do núcleo), tais como: medição de tempos de resposta e tempo de queda de barras e verificação de "set-points" gerais da usina; correção do "scaling" do sistema de controle de velocidade de barras com consequente correção de procedimentos; revisão e redação de procedimentos relativos à monitoração de temperatura do sistema de refrigeração do reator.

Na área de Sistemas da central, o engenheiro do DETR.PD atuou em vários testes pré-operacionais e funcionais, envolvendo praticamente todos os sistemas ligados ao NSSS, além de outros sistemas tais como o de drenagem. Participou também do planejamento dos testes "post core load", até a criticalidade, e deu assessoria à chefia do grupo de análise e no parecer relativo a documentos da CNEN e do Departamento de Engenharia Nuclear de FURNAS.

O detalhamento destas atividades, e a citação de outras igualmente importantes, são omitidos aqui por limitações de espaço; encontrando-se apresentados nas referências [1] e [2].

Conclui-se pelo pleno êxito dessas missões com relação a seus objetivos, que se constituem em obtenção de experiência em testes de comissionamento de centrais nucleares (como parte do Programa COMISSIONAMENTO DE CENTRAIS) e, além disto, obtenção de conhecimentos e dados úteis no presente e no futuro para outros programas do CDTN, tais como o Programa SEGURANÇA DE REATORES.

Observe-se que os elementos do DETR.PD têm recebido incumbências, imediatamente à sua inclusão nos grupos de FURNAS, que os fazem trabalhar em pé de igualdade com os técnicos desta Empresa. Por outro lado, seu bom desempenho tem possibilitado a ampliação da equipe apesar das dificuldades de alojamento de pessoal, e mesmo instalação desse pessoal nas dependências da Central.

A ref. [3] apresenta, sucintamente, o planejamento a longo prazo deste Programa COMISSIONAMENTO DE CENTRAIS.

#### REFERÊNCIAS

- [1] HORTA, J.A.L. Participação de engenheiros da Divisão de Testes (DITES.PD) no comissionamento de Angra-1 (novembro/80 a agosto/81), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (Relatório de Missão DETR.PD 052/81).
- [2] HORTA, J.A.L. Participação de engenheiros da Divisão de Testes (DITES.PD) no comissionamento de Angra-1 (setembro a dezembro/81), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte (Relatório de Missão DETR.PD em elaboração).
- [3] NUCLEBRÁS/CDTN. Programa de apoio experimental ao comissionamento e acompanhamento de operação de centrais nucleares-Síntese, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, dez.1981 (Doc.DETR.PD 042/81-Revisão 1).

### 3.2 Ampliação da Infra-Estrutura de Laboratórios de Apoio e Prestação de Serviços

João Augusto L.Horta\*, Luiz C.D.Ladeira\*\*,  
Myrian C.Paiano\*\*\*

No orçamento inicial de 1981, foi prevista para este período a montagem no Laboratório de Termo-Hidráulica das bancadas de aferição de temperatura e vazão, bem como a implementação da bancada de pressão. Devido à redução orçamentária, a montagem da bancada de temperatura foi adiada para 1982.

No que tange à vazão, foram realizados o projeto, o dimensionamento e a aquisição de componentes para um circuito de aferição de medidores, para fluidos incompressíveis, dos tipos área variável e impacto. Este circuito, cujo fluxograma é mostrado na Figura 1, encontra-se em fase de montagem e prevê-se o seu comissionamento no primeiro trimestre de 1982. Para fluidos compressíveis foram feitos estudos teóricos, levantamento de normas e padrões. Prevê-se para o próximo período o projeto e montagem do dispositivo para este fim.

No campo da pressão foram desencadeados os processos de compra de dois medidores padrão (testadores de peso morto), sendo um destinado à faixa de 0 a 35 bar e outro a pressões mais altas (até 350 bar).

Foi solicitada à Divisão de Obras e Manutenção do CDTN a construção de uma nova cabine para abrigar as bancadas de pressão e temperatura, cuja construção não se concretizou neste período.

---

\* Divisão de Testes

\*\* Divisão de Testes/Laboratório de Termo-Hidráulica

\*\*\* Divisão de Testes/Laboratório de Física de Reatores

Durante o período deu-se continuidade à atividade de aferição de manômetros e barômetros com classe de precisão de laboratório, utilizados na calibração de instrumentação de Angra-1, atendendo à demanda de FURNAS. Nestes serviços incluiu-se também a realização de ajustes internos nos instrumentos, a fim de que passassem a apresentar o desempenho exigido nas normas adotadas por FURNAS e pela CNEN.

Foi realizada, durante os meses de agosto e setembro, uma aplicação do Curso de Treinamento em Operação de Reatores de Pesquisa-CTORP por solicitação de FURNAS, para uma turma de nove técnicos desta Empresa. Como nos anos anteriores (Figura 2), a aplicação foi coordenada pelo Laboratório de Física de Reatores e realizada por seus técnicos, com apoio dos Departamentos de Apoio Técnico e de Radioproteção e Apoio ao Licenciamento.

Observe-se que ambas as atividades foram realizadas a título de prestação de serviços, pagos por FURNAS.

LEGENDA

- 1 - TANQUE DE PESAGEM
- 2 - BALANÇA
- 3 - RESERVATÓRIO INTERMEDIÁRIO
- 4 - SEÇÃO DE TESTES

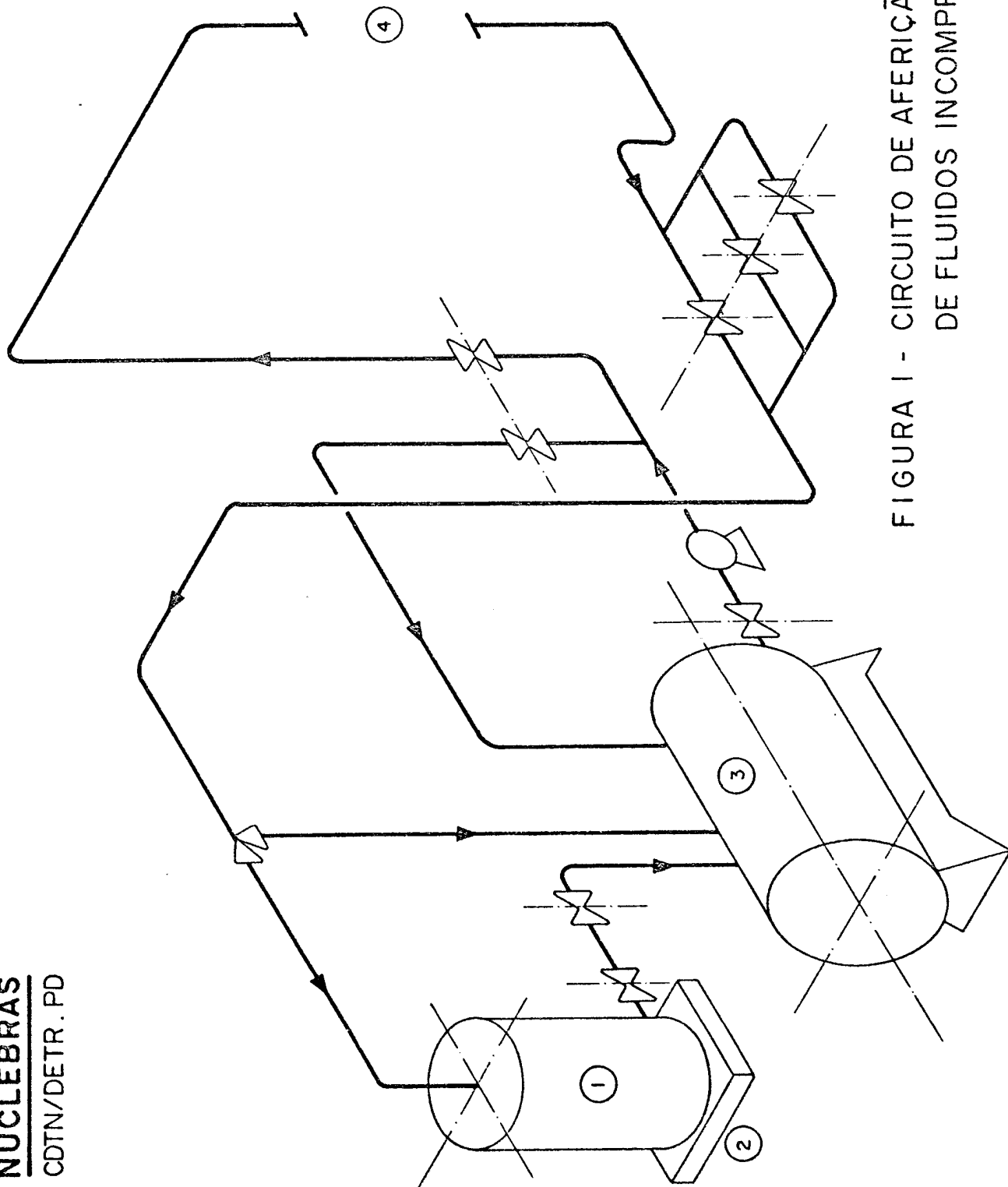


FIGURA 1 - CIRCUITO DE AFERIÇÃO DE MEDIDORES DE VAZÃO DE FLUIDOS INCOMPRESSÍVEIS.



**NUCLEBRÁS**  
CDTN/DETR.PD

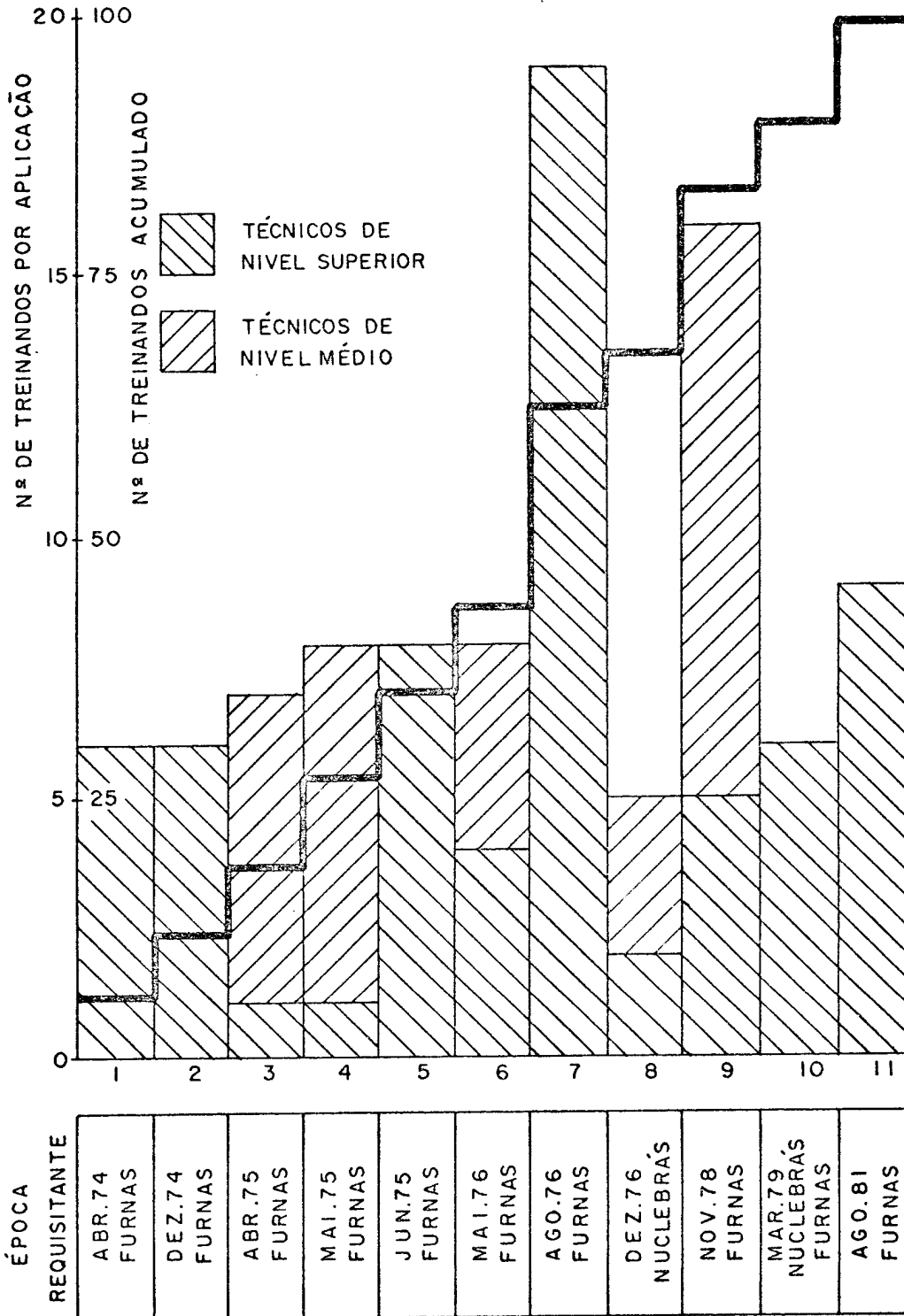


FIGURA 2 - APLICAÇÕES DO CTORP

#### 4. DESENVOLVIMENTO DE MÉTODOS E CÁLCULO DE REATORES

##### 4.1 Análise Termo-Hidráulica de Reatores

Marcelo A. Veloso\*

As atividades na área da Análise Termo-hidráulica de Reatores foram conduzidas com o objetivo de aprimorar os códigos de termo-hidráulica usados no Departamento de Tecnologia de Reatores e de adquirir capacidade para a realização de cálculos de núcleos de reatores, como resultado da absorção de informações recebidas via acordo nuclear Brasil-RFA. Os trabalhos se concentraram na elaboração do programa digital PANTERA-1MAT e na análise dos testes termo-hidráulicos para o desenvolvimento do elemento combustível KWU para recarga de Angra-1.

Na elaboração do programa PANTERA-1MAT, versão de PANTERA-1 [1] utilizando o método MAT [2] para a solução das equações de conservação do fluido em geometria de subcanais, os trabalhos foram realizados para eliminar os problemas computacionais detetados durante os testes da versão inicial. Para tanto, foi necessário introduzir modificações no esquema numérico e abandonar temporariamente o método iterativo de Gauss-Seidel com Relaxação, que não apresentou vantagens em relação ao método de eliminação parcial de Gauss para a solução do sistema de equações simultâneas resultante para o campo de pressão. Após tais modificações, o programa PANTERA-1MAT foi usado com sucesso para reproduzir os casos exemplos de COBRA-IIIC e de PANTERA-1, com uma redução substancial no tempo de processamento. Em cálculos de um feixe de varetas com 36 canais paralelos esta nova versão mostrou-se dez vezes mais rápida que COBRA-IIIC e cerca de 3 vezes mais rápida que PANTERA-1. A conclusão da elaboração de PANTERA-1MAT está prevista para meados do próximo ano.

---

\* Divisão de Análise de Acidentes

Os testes termo-hidráulicos para o desenvolvimento do elemento combustível para a recarga de Angra-1 foram realizados no Estabelecimento de Energia Atômica de Winfrith (AEEW), Inglaterra, por solicitação da KWU. O programa de testes, denominado KUBE (Kraftwerk Union Burnout Experiments), consistiu de medidas de quedas de pressão, mistura de refrigerante e fluxo de calor de DNB em feixes de 25 varetas (5x5) com o objetivo de verificar o desempenho do projeto do elemento combustível para diversos tipos de grades espaçadoras. Seguindo a análise de KUBE 8 [3], os programas PANTERA-1 e PANTERA-1MAT foram usados para os cálculos correspondentes às séries KUBE 9 e KUBE 10. Para a série KUBE 9, os resultados calculados no DETR.PD com PANTERA-1 para os testes de mistura e de DNB apresentaram boa concordância com os dados experimentais e com os resultados obtidos na KWU (Tabela 1 e Figura 1).

Os resultados da série KUBE 9 [4] foram enviados à KWU para serem analisados no escopo do programa de P&D conjunto [5]. Os cálculos para a série KUBE 10 estão sendo realizados com o programa PANTERA-1MAT, ao qual foi incorporado o modelo de Doroshchuk [6], usado na KWU para o cálculo do fluxo de calor de DNB. Já se encontra concluída a análise dos testes de mistura e em fase de conclusão os cálculos para os testes de DNB. Os resultados até então obtidos apresentam boa concordância com os dados experimentais (Tabela 2 e Figura 2).

#### REFERÊNCIAS

- [1] VELOSO, M.A. PANTERA-1: Programa para análise termo-hidráulica do núcleo de reatores a água, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, dez.1980 (DETR.PD 133/80).

- [2] MASTERSON, R.E. & WOLF, L. COBRA-IIIP: An improved version of COBRA for full-core light water reactor analysis, Nuclear Engineering and Design, 48:293-310, 1978.
- [3] VELOSO, M.A. Análise dos testes termo-hidráulicos do elemento combustível para recarga de Angra-1 (KUBE 8), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov. 1981 (DETR.PD 152/81).
- [4] PEDRON, M.Q. & VELOSO, M.A. Análise dos testes termo-hidráulicos do elemento combustível para recarga de Angra-1 (KUBE 9), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 146/81).
- [5] MÄRKL, H. & PINHEIRO, R.B. Results of discussions to build-up a KWU-NUCLEN-NUCLEBRÁS/CDTN cooperative R&D program on reactor technology, KWU-NUCLEBRÁS/CDTN, Erlangen, jul.1981 (efetivo em out.1981).
- [6] DOROSHCHUK, V.E. et alii. Tabular data for calculating burnout when boiling water in uniformly heated round tubes, Teplonergetika, 23(9):90-92, 1976.

AEE, WINFRITH \* KUBE 09 \* TESTE DE MISTURA M009

CANAL Nº

TEMPERATURA MEDIDA - TEMPERATURA CALCULADA NO DETR.PD

CANAL 1	CANAL 2	CANAL 3	CANAL 4	CANAL 5	CANAL 6
1,24	2,60	1,53	4,31	2,56	-0,69
CANAL 7	CANAL 8	CANAL 9	CANAL 10	CANAL 11	CANAL 12
-1,53	-0,06	1,54	3,16	2,71	-1,16
CANAL 13	CANAL 14	CANAL 15	CANAL 16	CANAL 17	CANAL 18
3,06	-0,27	0,79	1,09	-1,24	0,07
CANAL 19	CANAL 20	CANAL 21	CANAL 22	CANAL 23	CANAL 24
0,16	1,20	-0,14	-0,70	-0,74	0,53
CANAL 25	CANAL 26	CANAL 27	CANAL 28	CANAL 29	CANAL 30
-1,40	-0,10	0,82	0,83	-0,59	-1,70
CANAL 31	CANAL 32	CANAL 33	CANAL 34	CANAL 35	CANAL 36
-2,41	-0,67	0,35	-1,42	-0,18	0,39
DESVIO PADRÃO (VALOR MEDIDO - VALOR CALCULADO)				KWU	1,75
				DETR.PD	1,61

TABELA 1 - DIFERENÇAS ENTRE AS TEMPERATURAS NA SAÍDA DOS SUBCANALIS MEDIDAS E CALCULADAS NO DETR.PD (KUBE 9/TESTE M009)

AEE, WINFRITH \* KUBE 10 \* TESTE DE MISTURA M027

CANAL Nº

TEMPERATURA MEDIDA - TEMPERATURA CALCULADA NO DETR.PD

CANAL 1	CANAL 2	CANAL 3	CANAL 4	CANAL 5	CANAL 6
1,56	0,15	1,23	2,22	2,69	2,54
CANAL 7	CANAL 8	CANAL 9	CANAL 10	CANAL 11	CANAL 12
2,82	0,53	-1,37	0,22	2,30	3,36
CANAL 13	CANAL 14	CANAL 15	CANAL 16	CANAL 17	CANAL 18
3,88	-1,30	-0,33	-0,67	-0,77	2,95
CANAL 19	CANAL 20	CANAL 21	CANAL 22	CANAL 23	CANAL 24
3,85	0,24	-0,82	-1,61	-0,26	2,51
CANAL 25	CANAL 26	CANAL 27	CANAL 28	CANAL 29	CANAL 30
2,47	0,87	-1,44	-1,00	-0,89	2,63
CANAL 31	CANAL 32	CANAL 33	CANAL 34	CANAL 35	CANAL 36
2,90	0,00	-2,56	-2,81	-0,54	1,99
DESVIO PADRÃO (VALOR MEDIDO - VALOR CALCULADO)				KWU	1,62
				DETR.PD	2,04

TABELA 2 - DIFERENÇAS ENTRE AS TEMPERATURAS NA  
SAÍDA DOS SUBCANALIS MEDIDAS E  
CALCULADAS NO DETR.PD  
(KUBE 10/TESTE M027)

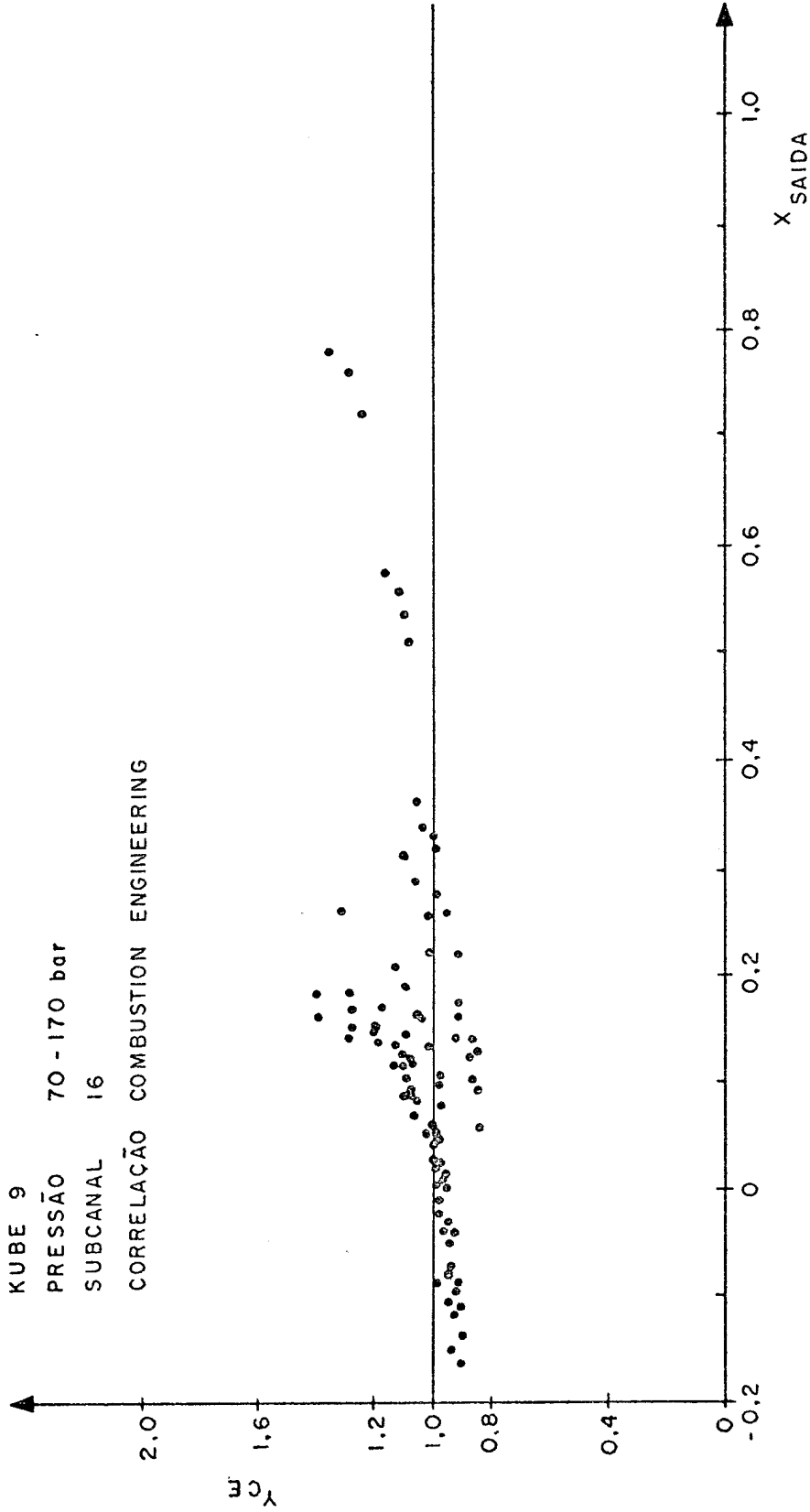


FIGURA 1 - RAZÃO ENTRE FLUXOS DE CALOR DE DNB CALCULADO E MEDIDO  
EM FUNÇÃO DO TÍTULO DE VAPOR NA SAIDA DO SUBCANAL (KUBE 9)

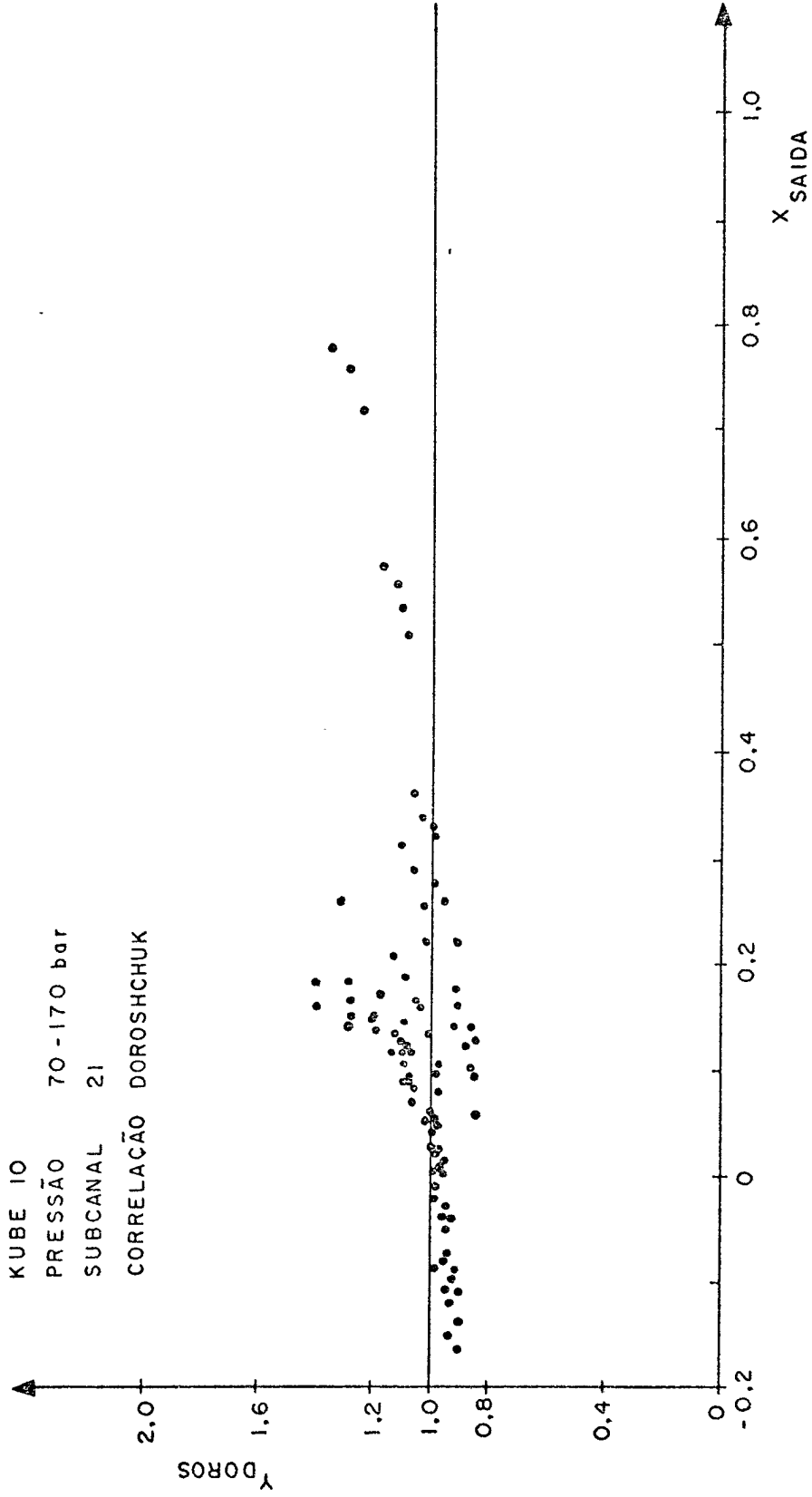


FIGURA 2 - RAZÃO ENTRE FLUXOS DE CALOR DE DNB CALCULADO E MEDIDO  
EM FUNÇÃO DO TÍTULO DE VAPOR NA SAIDA DO SUBCANAL (KUBE 10)



#### 4.2 Cálculos do APWR (Advanced PWR)

Mário Bianchini, Edison P.de Andrade e  
Fernando A.N.Carneiro\*

Os APWRs [1] foram concebidos com o intuito de melhorar o ciclo de combustível U-Pu dos reatores a água leve pressurizada, através da elevação da razão de conversão, com conseqüente diminuição nas necessidades de minério de urânio. Além disso procurou-se utilizar ao máximo a tecnologia de centrais PWR, já amplamente comprovada, alterando-se apenas o núcleo do reator, mas conservando-se o restante dos componentes e sistemas da central. Estudos preliminares realizados no estrangeiro tem mostrado ser muito promissor o conceito do APWR.

Assim, a Superintendência Geral de Planejamento - SUPLA interessou-se por esse tipo de reator e solicitou do CDTN a determinação de sua necessidade em urânio para funcionamento durante toda a vida útil, bem como a determinação dos vetores isotópicos nas cargas e descargas.

A realização desses cálculos traz o problema da adequação do código de cálculo de espectro a utilizar para o reticulado APWR, que é um reticulado bem mais cerrado do que o dos PWRs comuns, com conseqüente deslocamento do espectro neutrônico para a faixa epitérmica. Assim, foi necessário, inicialmente, testar os códigos disponíveis CRIOULO (versão CDTN de LEOPARD) e GELS, tendo-se concluído, preliminarmente, que o segundo desses códigos seria adequado. Dessa maneira foram iniciados os cálculos. Posteriormente verificou-se, contudo, que também GELS não era apropriado ao cálculo do reticulado do APWR, uma vez que não

---

\* Divisão de Física do Núcleo

levava em conta, de maneira precisa, a interação dos picos de ressonância, o que torna os resultados cada vez mais imprecisos com o aumento da queima.

Chegou-se, assim, a um impasse - não se dispunha de código espectral para cálculo do APWR.

Cogitou-se da utilização de uma versão com cálculo de evolução do código HAMMER (originalmente sem cálculo de evolução) desenvolvida no IPEN. Até o final do ano não se havia conseguido, porém, resolver todos os problemas que a implantação dessa versão apresentou.

Teve-se notícia de que no Forschungszentrum Geesthacht (GKSS) estavam sendo introduzidas melhorias no código GELS de maneira a torná-lo adequado ao cálculo do APWR, também de interesse da GKSS. Assim, solicitou-se daquele Centro, com o qual o CDTN mantém estreito relacionamento há vários anos, a transferência da nova versão de GELS, de maneira a poder-se prosseguir com os cálculos.

#### REFERÊNCIA

- [1] CARNEIRO, F.A.N. Melhor utilização das reservas de urânio em reatores a água leve. Considerações sobre o PWR de alta razão de conversão, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, fev.1981 (DETR.PD 141/81).

### 4.3 Estudos de Blindagem

Auro L.Paiva, Marcos C.de Andrade e  
Fernando A.N.Carneiro\*

Foi dado prosseguimento à formação técnica da equipe de blindagem através de estudos, aplicação e teste de códigos.

Teve lugar o seminário programado do Dr.Rohloff, especialista em blindagem do KFA-Jülich [1]. Durante sua missão foram transferidos para o CDTN os códigos AKTIV, SPALT, STREU e SABINE.

Foram feitos cálculos com QAD-P5A referentes à blindagem de piscina de combustível irradiado, de central tipo Angra-2, tanto para o caso de "fuel racks" normais (espaçamento centro a centro de elementos combustíveis de ~ 38 cm), quanto para o de "racks" compactos (espaçamento mais cerrado de ~ 28 cm). A Figura 1 apresenta resultados encontrados (caso de piscina com espaçamento normal entre os elementos combustíveis), com QAD-P5A, para as taxas de dose, a diferentes tempos de decaimento, em função da espessura da camada de água entre o ponto considerado e a superfície dos elementos combustíveis irradiados. A Tabela 1, apresenta resultados obtidos com QAD-P5A para taxas de dose, após 30 dias de decaimento, em pontos separados dos elementos combustíveis por diferentes espessuras de água e concreto, no caso de elementos combustíveis estocados em arranjos com passos de 38 cm (normal) e 28 cm (compacto).

A equipe de blindagem foi solicitada pela Divisão de Tratamento de Rejeitos para dimensionar uma blindagem

---

\* Divisão de Física do Núcleo

cilíndrica, de urânio empobrecido, para uma fonte cilíndrica (1,7 cm x 7 cm) de brometo de potássio com 42 g. O cálculo foi feito com o código AKTIV, tendo sido verificado que uma espessura da blindagem de 8 cm atendia às especificações de taxas de dose máximas impostas.

#### REFERÊNCIA

- [1] ROHLOFF, F. Delegation of Dr.F.Rohloff (KFA-Jülich) in the frame of the Pronuclear program: course on shielding design, período: 14-25.9.81, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (Rel. Missão DETR.PD 050/81).

ESPESSURA DA BLINDAGEM [cm]		TAXAS DE DOSE [mrem/h]	
CONCRETO	ÁGUA	NORMAL 28 cm	COMPACTO 38 cm
140	95	$1,4 \times 10^0$	$7,9 \times 10^{-1}$
150	95	$5,7 \times 10^{-1}$	$3,1 \times 10^{-1}$
150	228	$2,0 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-3}$
180	90	$1,0 \times 10^{-2}$	$5,7 \times 10^{-3}$
0	925	$1,0 \times 10^{-9}$	$7,4 \times 10^{-11}$

TABELA 1 - TAXAS DE DOSE NA VIZINHANÇA DE PISCINA DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO PARA "RACKS" NORMAL E COMPACTO (APÓS 30 DIAS DE DECAIMENTO)

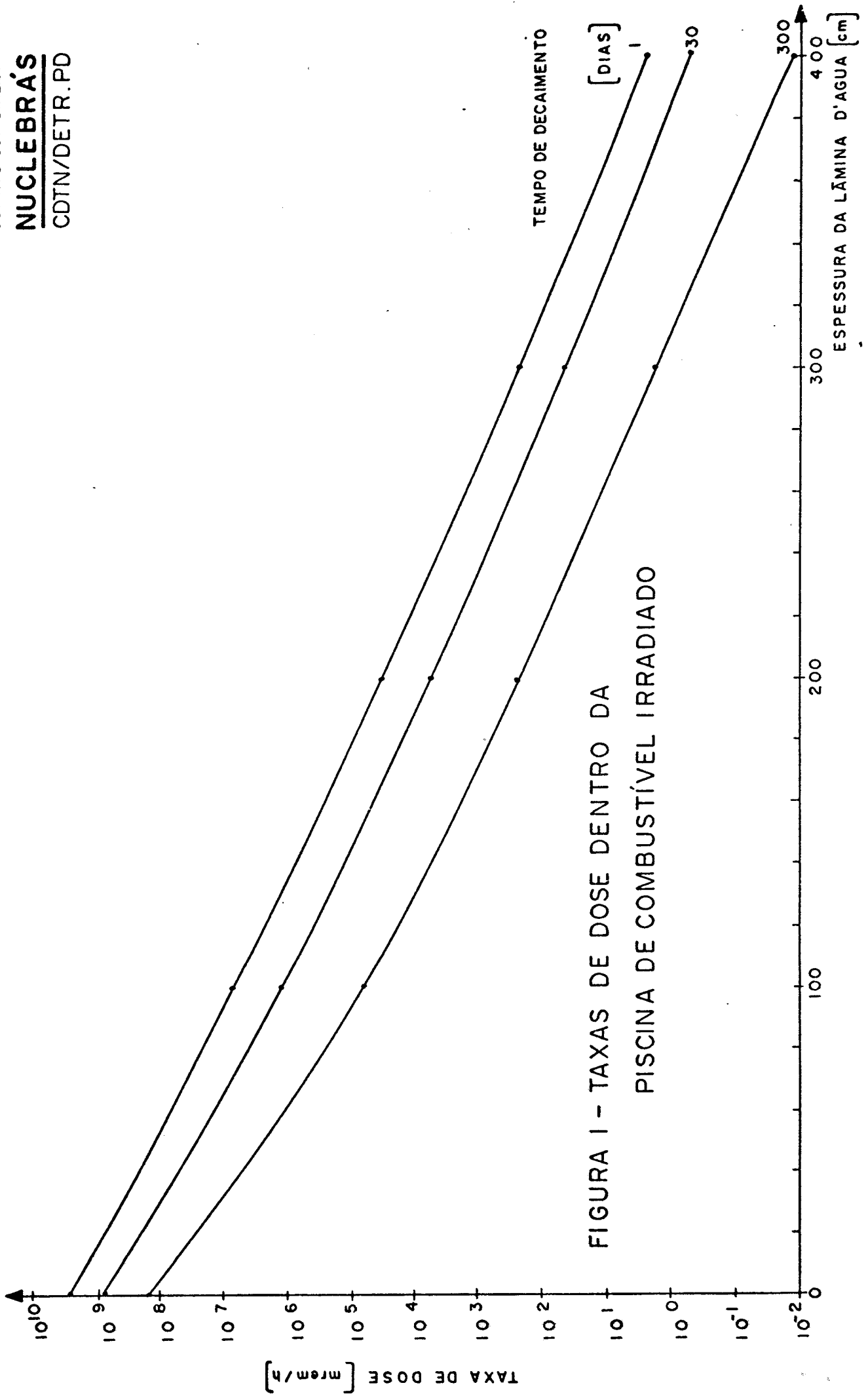


FIGURA I - TAXAS DE DOSE DENTRO DA PISCINA DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO

#### 4.4 Qualificação de Pessoal

Emílio de Vasconcelos Paes\*

Dando prosseguimento à Qualificação de Pessoal, de janeiro a março/81 foram feitas revisão do texto manuscrito e finalização do 2º capítulo [1] do curso de 4 capítulos sobre "Mecânica de Fluidos, Termodinâmica e Transferência de Calor". Em abril foi discutido o texto mencionado com um grupo de engenheiros e físicos do Departamento, com a finalidade de verificação da viabilidade de oferecimento do curso a FURNAS. A datilografia do manuscrito encontra-se em fase de acabamento.

Em maio foram realizados seminários sobre "Notação Indicial no Cálculo Vetorial e Análise Tensorial" orientados pelo Chefe da Divisão de Análise de Acidentes.

De junho a dezembro realizaram-se seminários sobre "Tópicos de Transferência de Momentum, de Calor e de Massa" com o mesmo grupo de engenheiros e físicos, orientados pelo responsável pela Qualificação do Pessoal.

Os seminários se iniciaram com treze participantes e terminaram com nove, em vista de um deles ter sido transferido para Angra (participação no comissionamento de Angra-1) e de três não terem podido conciliar os seus trabalhos de rotina com as exigências da qualificação.

Adotou-se como texto de referência o livro "Fundamentals of Momentum, Heat and Mass Transfer" de J.R.Welty, R.E.Wilson e C.E.Wicks (John Wiley and Sons, 1976). Vários Apêndices e Complementos de Física Matemática indispensáveis

---

\* Divisão de Física do Núcleo

ao esclarecimento e compreensão de certos tópicos do texto foram escritos pelo responsável pela Qualificação e distribuídos aos participantes para discussão conjunta, p.ex. [2,3].

Os seminários consistiram em exposições convencionais (com interação dos participantes) em cinquenta sessões de duas horas, realizadas às terças e quintas-feiras.

Como avaliação do aproveitamento foi exigida a solução individual dos problemas mais sofisticados e mais úteis às finalidades do CDTN, propostos no livro-texto ou pelo próprio responsável pela Qualificação (Figura 1, por exemplo).

O resultado foi considerado excelente.

#### REFERÊNCIAS

- [1] PAES, E.V. Tratamento elementar da Mecânica dos Fluidos, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jan. 1981 (Doc.DETR.PD 036/81).
- [2] PAES, E.V. Introdução à teoria cinética dos processos de transporte, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jun.1981 (Nota Técnica DETR.PD em datilografia).
- [3] PAES, E.V. Teoria de Planck da radiação dos corpos negros, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1981 (Nota Técnica DETR.PD em datilografia).





## 5. TESTES DE COMPONENTES

### 5.1 Projeto do Circuito de Testes de Componentes e da Instalação de Teste em Condições de Acidente

Ivan Padrão de V.Paiva e Fernando A.Esteves\*

O Projeto Conceitual e Básico do Circuito de Testes de Componentes - CTC já foi terminado, assim como o Projeto Conceitual da Instalação de Testes em Condições de Acidente - ITCA [1].

A seguir, estão descritas as atividades desenvolvidas pela Divisão de Sistemas e Componentes em 1981, com relação aos dois projetos:

#### 1) Projeto Construtivo do CTC:

	<u>Realizado, %</u>
- Dimensionamento de proteções elétricas	100
- Dimensionamento de capacitores	100
- Diagramas lógicos de instrumentação	100
- Diagramas de comando, sinalização e proteção elétricos	60
- Dimensionamento e detalhamento do trocador de calor principal	100
- Cálculo de flexibilidade e "layout" de tubulações (versão para novo prédio)	100
- Seleção de componentes eletrônicos	100
- Cálculo das estruturas metálicas	100
- Dimensionamento de cabos	60
- Inclusão de instrumentação e dutos elétricos nos desenhos do arranjo físico	30
- Elaboração de desenhos detalhados de suportes e tubulações	70
- Elaboração de cálculo de aterramento	50

Além destas principais atividades, várias outras não explicitamente citadas estão relacionadas à construção do novo prédio do Laboratório de Testes de Componentes [2], a cálculo das estruturas metálicas por firma de engenharia, etc.

---

\* Divisão de Sistemas e Componentes

## 2) Projeto Básico do ITCA:

	<u>Realizado, %</u>
- Cálculo termodinâmico do ITCA com base nos antigos "Technical Guidelines" da NUCLEN [3]	100
- Dimensionamento do tanque do ITCA com base nos antigos "Technical Guidelines" da NUCLEN	100
- Cálculo termodinâmico do ITCA com base na última versão dos "Technical Guidelines" [4]	70*

## 3) Procura de Componentes do CTC:

Elaboração de documentos de concorrência (Condições Técnicas, Minutas de Contrato, Instruções aos Proponentes, desenhos, folhas de dados, etc.) para aquisição dos seguintes pacotes:

- Transformadores
- Válvulas de controle
- Pressurizador
- Tanques
- Trocador de calor
- Conjuntos de manobra de média e baixa tensões
- Conjunto de conversores estáticos
- Válvulas manuais
- Instrumentação e painel de controle.

Análise das propostas técnicas, com elaboração de pareceres técnicos sobre as mesmas, dos pacotes relacionados acima, à exceção dos dois últimos.

Contratação de compra das Bombas Principais do CTC e de seus respectivos Motores Elétricos.

As Listas 1 e 2 apresentam os desenhos e documentos técnicos emitidos em 1981.

---

\* Aguardar-se-ão dados experimentais do ITCA! para defini-lo (Ver ítem 5.2)

## 4) Fonte de financiamento:

Em abril de 1981 foi solicitado financiamento à Financiadora de Estudos e Projetos - FINEP [5], que reconheceu as justificativas para implantação do projeto. A liberação dos recursos solicitados, dependente ainda de aprovação final, está prevista para ser iniciada a partir de fevereiro de 1982.

## REFERÊNCIAS

- [1] NUCLEBRÁS/CDTN. Relatório de progresso de 1980 do Departamento de Tecnologia de Reatores, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jan.1981 (Doc.DETR.PD 035/81).
- [2] ESTEVES, F.A. & MENDONÇA, V.L. Estudo de alternativas para localização do CTC e ITCA, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jan.1981 (DETR.PD 137/81).
- [3] NUCLEN. Nuclear Power Plants Angra 2 and 3. Technical Guidelines. Tests for electrical and I+C Brazilian equipment under design basis accident (DNB) conditions in pressure water reactors (PWR), NUCLEN, Rio de Janeiro, jun.1980 (T7/DK/8084/001).
- [4] NUCLEN. Nuclear Power Plants Angra 2 and 3. Technical Guidelines. Schedule of tests for junction boxes (Requirement Category E1), NUCLEN, Rio de Janeiro, nov.1981 (T72/DK/8920/006).
- [5] NUCLEBRÁS/CDTN. Solicitação de financiamento à FINEP do projeto do CTC+ITCA, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, abr.1981 (Doc.DETR.PD 040/81 e Adendo 1).

## DOCUMENTO

CONDIÇÕES TÉCNICAS

- Bombas principais e respectivos motores elétricos	DETR.PD 029/80-Rev.1
- Transformadores da subestação	DETR.PD 072/81
- Bombas principais	DETR.PD 043/81
- Motores elétricos de acionamento das bombas principais	CANCELADA
- Conjuntos de manobra (Média/baixa tensão)	DETR.PD 055/81
- Conjunto de conversores estáticos (CCE)	DETR.PD 056/81
- Vasos de pressão	DETR.PD 052/81
- Trocadores de calor	DETR.PD 051/81
- Tanques	DETR.PD 050/81
- Instrumentação e controle	DETR.PD 062/81
- Válvulas de controle	DETR.PD 054/81
- Válvulas manuais	DETR.PD 049/81

DESCRIÇÃO DE SISTEMA

- Sistema do CTC	DETR.PD 030/80-Rev.1
- Sistema elétrico do CTC+ITCA	DETR.PD 031/80-Rev.1

OUTROS

- Solicitação de financiamento à FINEP do projeto CTC+ITCA	DETR.PD 040/81
- Adendo à solicitação de financiamento à FINEP do projeto CTC+ITCA	DETR.PD 040/81-Adendo 1

LISTA 1 - DOCUMENTOS DO CTC+ITCA PREPARADOS EM 1981

DOCUMENTO	DOCUMENTO	DOCUMENTO
<u>MECANICA</u>		<u>ARRANJO FÍSICO GERAL DO CTC+ITCA no Galpão</u>
- Pressurizador - Conjunto	DETR1116-ON-021-0	- Planta do Nível 0,00
- Pressurizador - Conjunto	DETR1116-ON-021-001	- Planta do Nível 3,00
- Pressurizador - Detalhes	DETR1116-OA-022-0	- Planta do Nível 9,10
- Tanque de Armazenagem a Quente - Conjunto	DETR1116-1N-023-0	- Corte Longitudinal AA
- Tanque de Armazenagem a Quente - Conjunto	DETR1116-1N-023-001	- Corte Transversal BB
- Tanque de Armazenagem a Quente - Detalhes	DETR1116-OA-024-0	- Corte Transversal CC
- Trocador de Calor	DETR1116-ON-025-0	- Canaletas no Galpão CTC+ITCA
- Trocador de Calor	DETR1116-ON-025-001	- Canaletas no Galpão CTC+ITCA
- Vaso para Testes de "Junction Boxes"	DETR1116-ON-042-0	- Casa de Bombas do Circuito Secundário
- Vaso para Testes de "Junction Boxes"	DETR1116-ON-042-001	- Isométrico da Sucção das Bombas
- Vaso para Testes de Válvulas de Segurança	DETR1116-1N-044-0	- Isométrico da Sucção das Bombas
- Vaso para Testes de Válvulas de Segurança	DETR1116-1N-044-001	- Isométrico do Recalque das Bombas
- Tanque de Condensado do ITCA	DETR1116-1N-045	- Isométrico das Seções de Teste (lado Sucção)
		- Isométrico das Seções de Teste (lado Sucção)
<u>ELÉTRICOS/IEC</u>		- Isométrico das Seções de Teste (lado Recalque)
- Diagrama Unifilar do CTC+ITCA	DETR1116-OA-020-001	- Localização de Cargas no CTC+ITCA "3,00"
- Diagrama Unifilar do CTC+ITCA	DETR1116-OA-020-002	- Localização de Cargas no CTC+ITCA "6,70/0,60"
- Diagrama Unifilar do CTC+ITCA	DETR1116-OA-020-003	- Localização de Cargas no CTC+ITCA "9,10"
- Malha de Terra do Galpão (Preliminar)	DETR1116-1N-058-0	- Cargas para Fundação do Conjunto Moto-Bomba
- Resistor Elétrico para Vaso de Pressão	DETR1116-3N-059-0	
- Distribuição dos Resistores Elétricos no Vaso	DETR1116-3A-061-0	<u>OUTROS</u>
- Diagrama de Comando CCM Média Tensão	DETR1116-3A-062-0	- Cronograma Geral Preliminar (Bombas Principais)
- Diagrama de Comando CMS do CTC+ITCA (CMS)		- Cronograma Geral Preliminar (Bombas Principais)
		- PERT do Projeto do CTC+ITCA
<u>ARRANJO FÍSICO</u>		- Cronograma Geral Preliminar (Transformadores da Subestação do CTC+ITCA)
- Arranjo Físico Geral do CTC+ITCA no LABTIT.PD	DETR1116-OA-011-1 (CANCELADO)	- Idem (Válvulas Manuais)
- Arranjo Físico Geral do CTC+ITCA no Galpão	DETR1116-ON-026-0	- Idem (Tanques)
		- Idem (Trocador de Calor)
		- Idem (Vaso de Pressão)
		- Idem (CCM-MT/MT)
		- Idem (Válvulas de Controle)
		- Idem (CCE)
		- Idem (IEC e Painel de Controle)

## 5.2 Projeto da Instalação de Testes de "Junction Boxes" em Condições de Acidente

Luiz Carlos D.Ladeira\*, Ivan P.de V.Paiva\*\*

Durante este período foram executadas pela Divisão de Sistemas e Componentes as seguintes atividades relativas ao tanque para testes de "junction boxes", mostrado na Figura 1:

- Projeto, detalhamento e execução de desenhos do tanque;
- Cálculos termodinâmicos da instalação;
- Apoio ao "procurement" do tanque e de válvulas de controle da instalação.

O projeto foi elaborado a partir de dados fornecidos pela NUCLEN [1] e também dos resultados obtidos nos testes efetuados no Laboratório de Termo-Hidráulica em uma maquete experimental, cujo fluxograma é mostrado na Figura 2.

Com base neste projeto foram definidas as válvulas, a tubulação de ligação e a estrutura de suportes, componentes estes que foram adquiridos juntamente com a instrumentação e resistências de aquecimento do tanque, na sua totalidade.

O projeto foi revisto com o objetivo de cumprir as exigências da NUCLEN [2], que introduziu uma nova curva de pressurização (Figura 3).

---

\* Divisão de Testes/Laboratório de Termo-Hidráulica

\*\* Divisão de Sistemas e Componentes

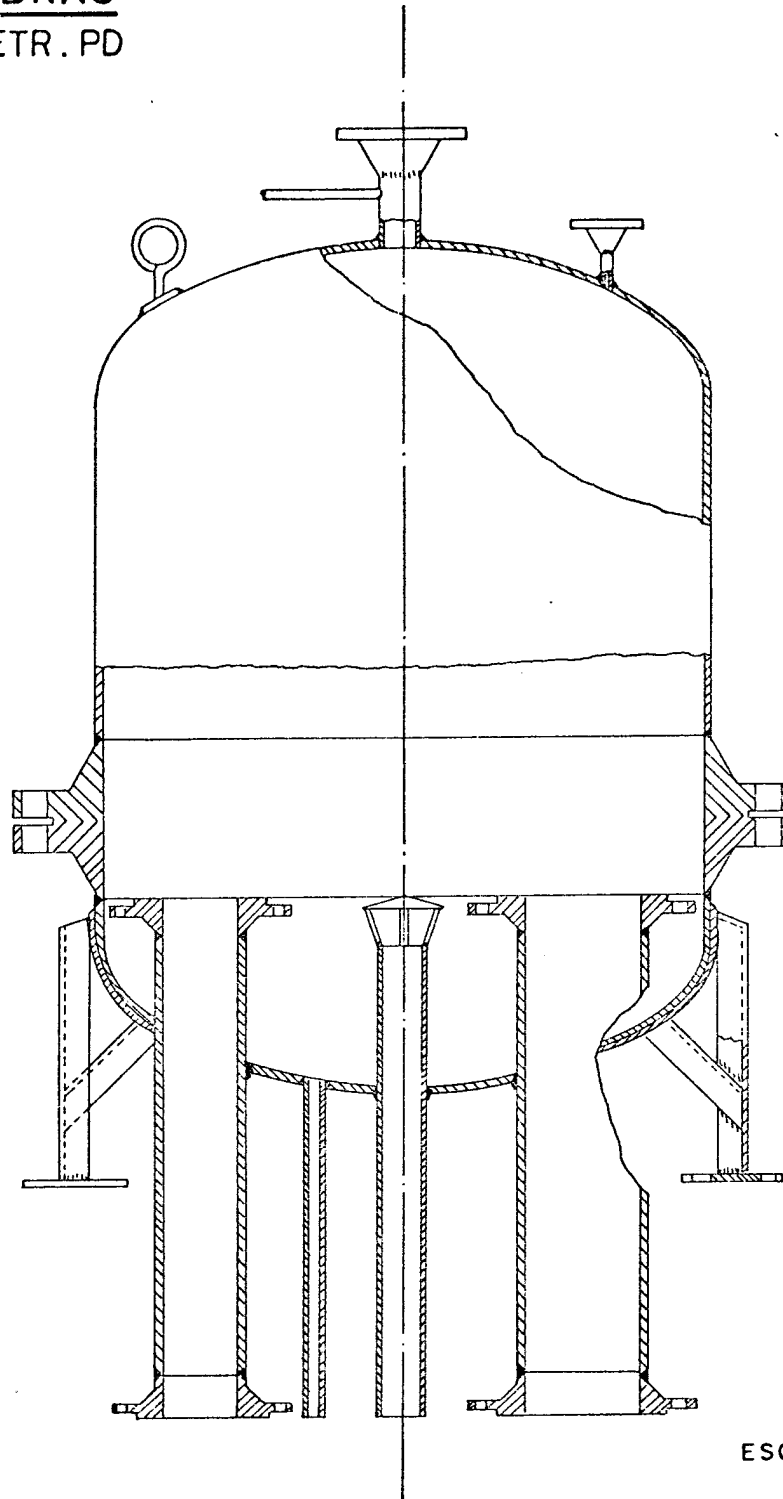
Paralelamente foram mantidos contatos com firmas de prestação de serviço de irradiação e com outros departamentos do CDTN com vista à execução futura dos testes de irradiação e de corrosão, respectivamente.

Prevê-se para o primeiro trimestre de 1982 o comissionamento da instalação.

#### REFERÊNCIAS

- [1] NUCLEN, Nuclear Power Plants Angra 2 and 3. Technical Guidelines. Tests for electrical and I+C Brazilian equipment under design basis accident (DNB) conditions in pressure water reactors (PWR), NUCLEN, Rio de Janeiro, jun.1980 (T7/DK/8084/001).
- [2] NUCLEN, Nuclear Power Plants Angra 2 and 3. Technical Guidelines. Schedule of tests for junction boxes (Requirement Category E1), NUCLEN, Rio de Janeiro, nov.1981 (T72/DK/8920/006).





DADOS DE PROJETO:  $p = 10 \text{ bar}$ ,  $T = 200 \text{ }^\circ\text{C}$

REF.: DESENHO DETR.III6.ON.042 - I

FIGURA 1 - VASO PARA TESTES DE  
"JUNCTION-BOXES" (ITCA')

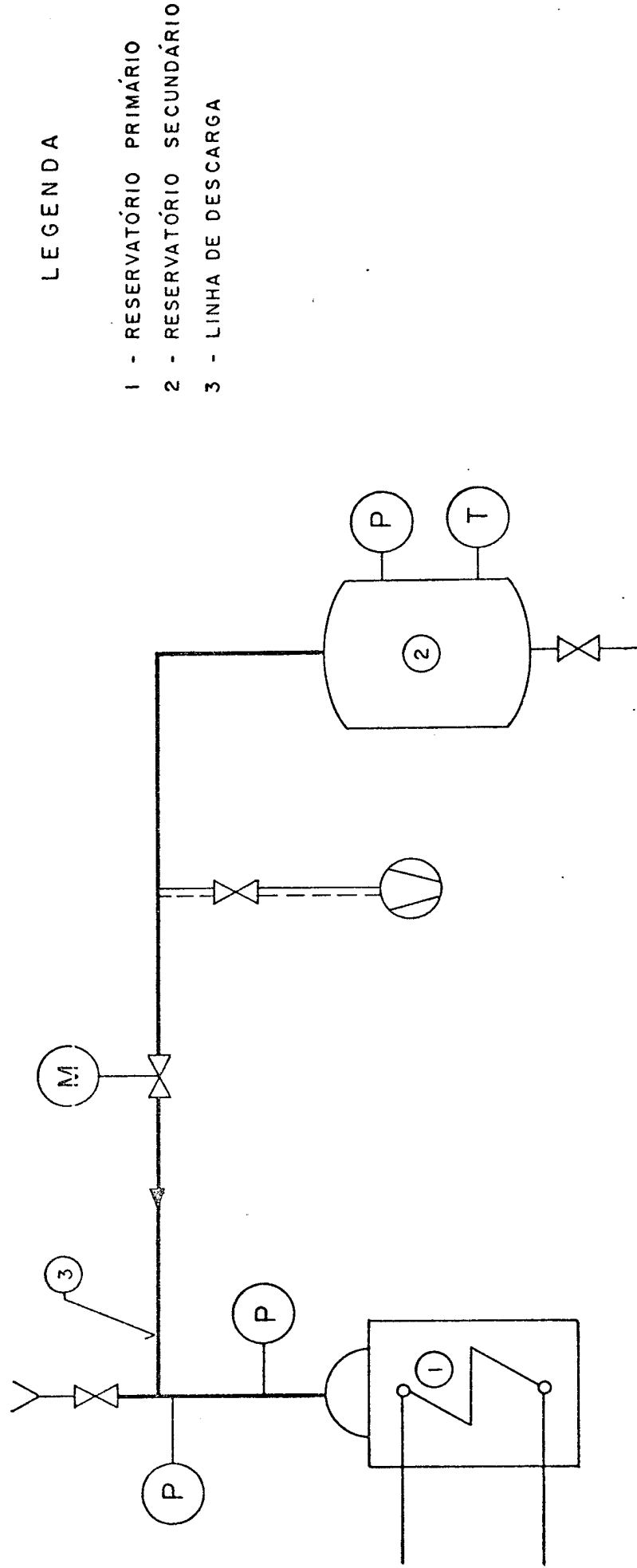
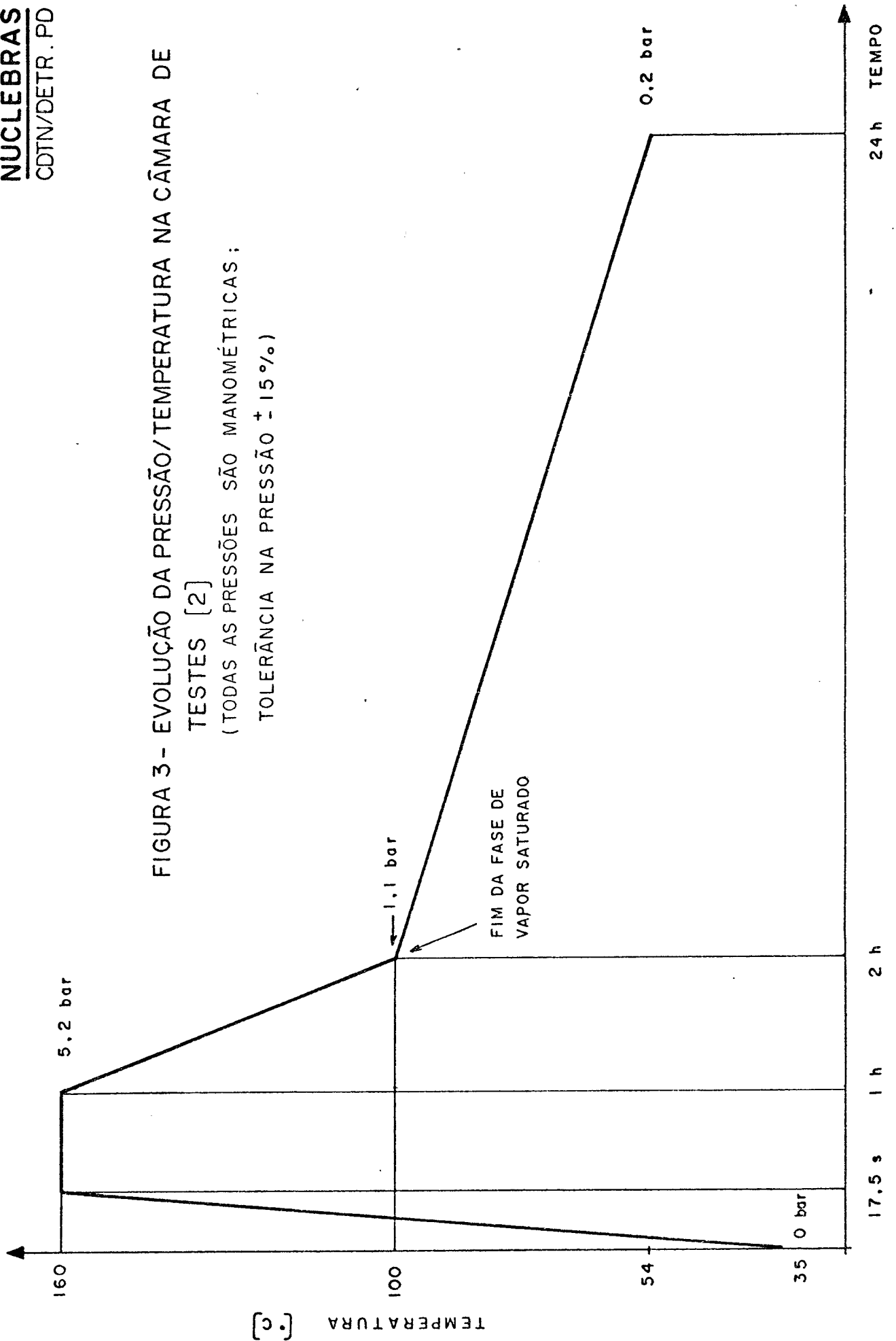


FIGURA 2 - FLUXOGRAMA DA MAQUETE EXPERIMENTAL PARA  
SIMULAÇÃO DE CONDIÇÕES DE ACIDENTE BASE DE  
PROJETO (DBA)

FIGURA 3 - EVOLUÇÃO DA PRESSÃO/TEMPERATURA NA CÂMARA DE TESTES [2]

(TODAS AS PRESSÕES SÃO MANOMÉTRICAS;  
TOLERÂNCIA NA PRESSÃO  $\pm 15\%$ )



## 6. ANÁLISE DE CRITICALIDADE DA FEC

Maria Carmen C.Teixeira e Fernando A.N.Carneiro\*

A análise de criticalidade da Fábrica de Elementos Combustíveis - FEC foi dividida em três partes, correspondentes às três etapas de construção da fábrica.

A análise de criticalidade da Primeira Etapa (Depósito de Pastilhas de  $UO_2$ , Seção de Fabricação de Varetas, Seção de Montagem de Elementos Combustíveis e Depósito de Elementos Combustíveis) já havia sido feita em 1980 [1]. Entretanto, posteriormente a Superintendência Geral do Elemento Combustível - SUECO, sugeriu modificações, primeiramente no "layout" do Depósito de Elementos Combustíveis, e depois no Depósito de Pastilhas de  $UO_2$ . Essas modificações exigiram nova análise de criticalidade e acarretaram um considerável volume adicional de cálculos. Esses cálculos foram realizados, num esquema de 16 grupos de energia, com o código GAMTEC-2, de cálculo de seções de choque, e o código KENO-2, que emprega o Método Monte Carlo para cálculo do fator de multiplicação efetivo. Dessa maneira verificou-se que ambos os depósitos são seguros nas novas configurações, tanto em condição normal de funcionamento, isto é, secos, quanto no caso de um acidente hipotético de inundação com água, como mostram as Tabela 1 e 2. Para o Depósito de Pastilhas a SUECO solicitou a análise de criticalidade correspondente ao novo "layout" proposto com os blocos de concreto especificados e também omitindo esses blocos.

Ainda com referência à Primeira Etapa decidiu-se fazer um estudo mais detalhado da Seção de Envernizamento

---

\* Divisão de Física do Núcleo

uma vez que se havia substituído a reflexão de neutrons no concreto do poço onde se localiza a estação por um refletor de água de 30 cm de espessura circundando o recipiente de envernizamento. A Tabela 3 mostra os resultados anteriores e os novos, no caso do elemento combustível de ANGRA-2, também obtidos num esquema de 16 grupos de energia com os códigos GAMTEC e KENO, e levando em conta a presença do revestimento de Cádmio no recipiente de envernizamento. Como se vê a suposição feita anteriormente (refletor de água) foi boa.

O trabalho realizado em relação às Segunda e Terceira Etapas consistiu no estudo dos equipamentos e processos ali empregados. Esse estudo foi feito através do Relatório de Segurança da FEC, de literatura geral sobre o assunto e, no caso da Segunda Etapa, através ainda de [2] e de plantas de seus equipamentos. Além disso foram realizadas discussões com técnicos alemães no Rio e em Resende sobre o funcionamento da Segunda Etapa.

Foram ainda feitos cálculos de parâmetros de criticalidade a serem utilizados na análise das duas últimas etapas da FEC. Os valores obtidos com GAMTEC-2 e DTF-IV, a 16 grupos de energia (Tabela 4 e Figura 1), foram comparados com os valores correspondentes publicados em [3] e [4], notando-se que os aqui obtidos concordam bem com os valores alemães, sendo, contudo, um pouco mais conservativos.

#### REFERÊNCIAS

- [1] TEIXEIRA, M.C.C. & CARNEIRO, F.A.N. Análise de criticalidade da primeira etapa de transferência da Fábrica de Elementos Combustíveis da NUCLEBRÁS, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1980 (NUCLEBRÁS/CDTN-429/81).

- [2] REAKTOR-BRENNELEMENT UNION. Verfahrensbeschreibung:  
Pelletfertigung für Projekt NB, 2.Transfer Step,  
RBU, Hanau , jun.1979.(NB-S4-00-09-01).
- [3] THOMAS, W. Kritische Parameter für niedrig ange-  
reicherte Uranverbindungen bei optimaler Moderation,  
NUKEM, Hanau, abr.1969 (Interner Bericht T20).
- [4] HEINICKE, W. et al. Handbuch zur Kritikalität, GRS,  
Garching, Jan.1979.

ELEMENTO	CONDIÇÃO NORMAL (DEPÓSITO SECO) $\bar{k}_{ef} + 2\sigma$ *	CONDIÇÃO DE ACIDENTE DE INUNDAÇÃO $k_{ef}$ **
ANGRA-1	0,716 + 0,011	0,87
ANGRA-2	0,715 + 0,012	0,92

\* KENO-2

\*\* GAMTEC-2/CITATION, 4 grupos de energia

TABELA 1 - DEPÓSITO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

PASTILHA	CONDIÇÃO NORMAL (SECO)	$\bar{k}_{ef} + 2\sigma$ CONDIÇÕES DE ACIDENTE	
		INUNDAÇÃO	MODERAÇÃO INTERNA NAS CAIXAS E SECO FORA
DEPÓSITO COM BLOCOS DE CONCRETO			
ANGRA-1	0,524 + 0,014	0,845 + 0,018	0,873 + 0,016
ANGRA-2	0,531 + 0,010	0,844 + 0,016	0,874 + 0,014
DEPÓSITO SEM BLOCOS DE CONCRETO			
ANGRA-1	0,583 + 0,016	0,830 + 0,016	0,874 + 0,014
ANGRA-2	0,564 + 0,014	0,828 + 0,018	0,891 + 0,016

TABELA 2 - DEPÓSITO DE PASTILHAS  
(CÁLCULOS COM KENO-2)

SITUAÇÃO	$\bar{k}_{ef} + 2\sigma$
RECIPIENTE REFLETIDO POR 30 CM DE ÁGUA	0,849 + 0,012
RECIPIENTE REFLETIDO PELO CONCRETO DAS PAREDES DO POÇO	0,840 + 0,014

TABELA 3 - ESTAÇÃO DE ENVERNIZAMENTO  
ELEMENTO COMBUSTÍVEL DE ANGRA-2  
(CÁLCULOS COM KENO-2)

	CDTN *	RBU
DIÂMETRO CRÍTICO (cm)	28,7	30,0
ESPESSURA CRÍTICA (cm)	14,6	15,2

\* Cálculo com GAMTEC-2/DTF-IV

TABELA 4 - DIMENSÕES CRÍTICAS DE MISTURA HOMOGÊNEA MAIS  
REATIVA DE PÓ DE  $UO_2$  (3,5 w/o) E ÁGUA  
(REFLETOR DE ÁGUA DE 30 CM)



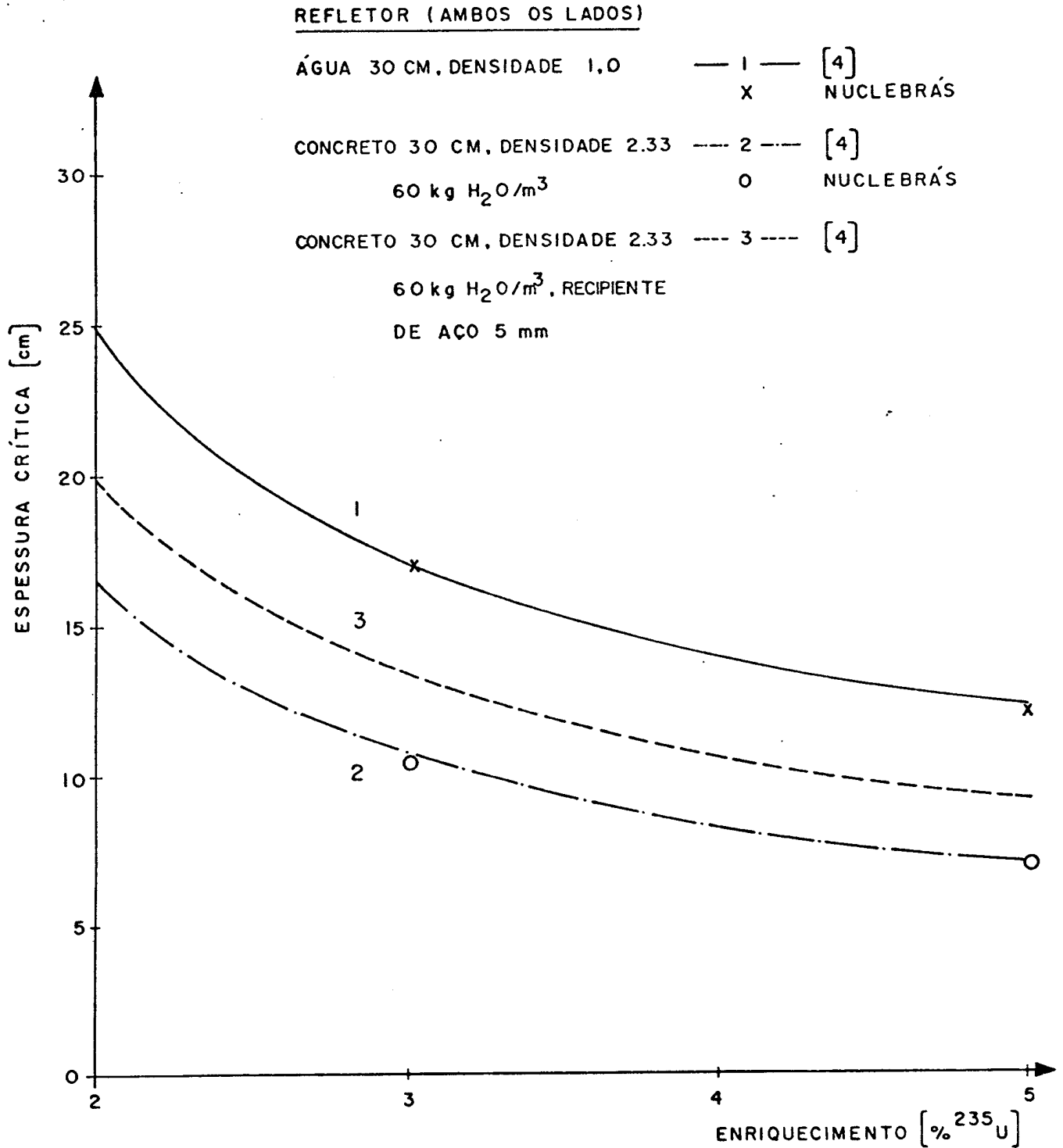


FIGURA I- MENOR ESPESSURA CRÍTICA PARA MISTURAS HOMOGÊNEAS DE UO<sub>2</sub> E ÁGUA COM REFLEXÃO DE ÁGUA OU DE CONCRETO

## 7. SEGURANÇA DE REATORES

### 7.1 Desenvolvimento e Qualificação do Código SACI

Ângelo A.de Rezende Lobo\*

Vários aperfeiçoamentos foram introduzidos na versão SACI-2, a fim de se obter uma melhor simulação dos transientes a serem calculados com esse código. Modificaram-se, entre outros, os modelos que descrevem a transferência de calor do circuito primário para o secundário, a propagação de perturbações ao longo das tubulações quente e fria e os sistemas de controle e proteção da Central de Angra-1. Merece destaque o método numérico elaborado especificamente para calcular as vazões nas linhas principais de vapor, no caso em que há três circuitos funcionando diferentemente.

Outro trabalho, executado paralelamente ao desenvolvimento propriamente dito do código, consistiu na realização de testes com métodos alternativos ao de "backward extrapolation", para integração do sistema de equações diferenciais. Nenhum deles, entretanto, forneceu resultados com precisão suficiente para justificar o seu uso.

Para os cálculos relativos a Angra-2, foram elaboradas, com base em descrições fornecidas pela KWU, via NUCLEN, as rotinas de simulação dos sistemas de controle, limitação e proteção dessa central. Essas rotinas, já incorporadas em SACI, encontram-se em fase final de testes.

Em outubro deste ano, iniciou-se a execução de um Programa Cooperativo de P&D em Tecnologia de Reatores, com a KWU [1]. A primeira etapa, prevista na parte referente ao desenvolvimento de códigos de análise de segurança, consiste na utilização de SACI para recalcular alguns testes realizados no comissionamento de BIBLIS A e tem por fina-

---

\* Divisão de Análise de Acidentes

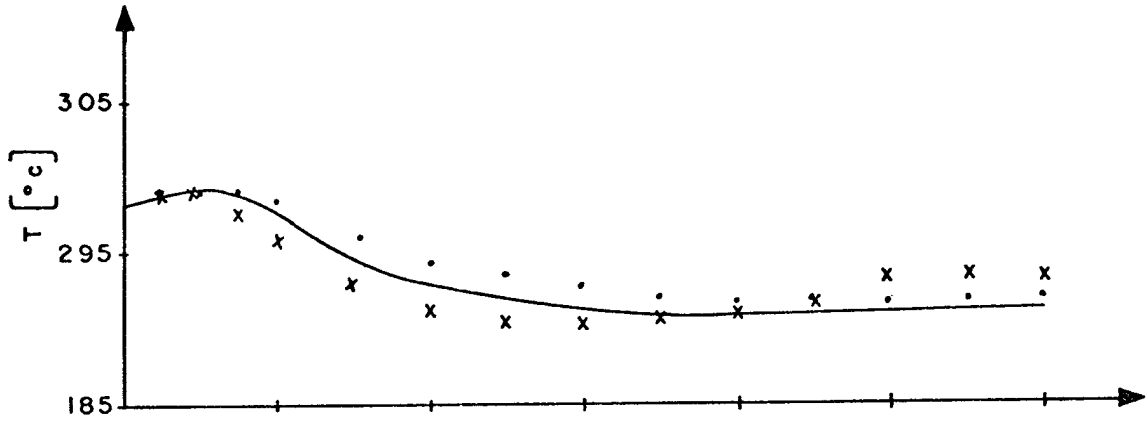
lidade verificar os modelos termo-hidráulicos usados nesse código. Um levantamento dos dados de entrada enviados pela KWU mostrou serem os mesmos insuficientes para a aplicação de SACI. No entanto, enquanto não se recebem os outros dados solicitados, estão sendo feitos cálculos preliminares, usando-se alguns valores estimados. Exemplos de resultados desses cálculos são apresentados na Figura 1.

A segunda etapa estabelecida no Programa deverá se iniciar brevemente. Nela, deverá ser feita uma comparação do programa SACI com o código LOOP-7, da KWU, através de cálculos de acidentes postulados para Angra-2.

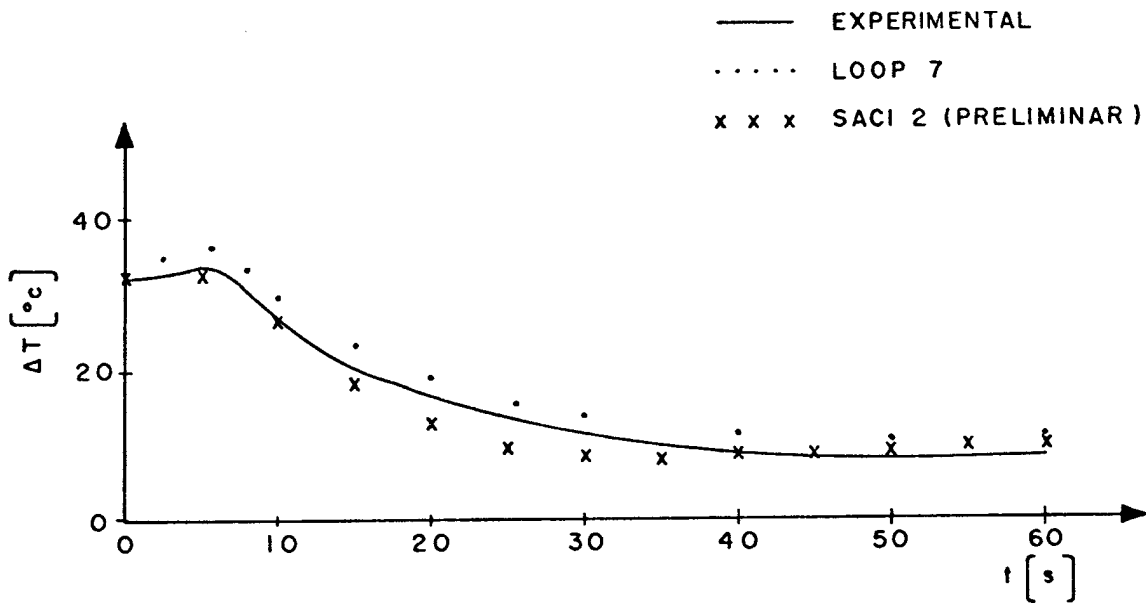
Concluídas essas duas atividades, prevê-se a realização de uma discussão técnica com a KWU, para dar prosseguimento à qualificação do código SACI.

#### REFERÊNCIA

- [1] MÄRKLE, H. & PINHEIRO, R.B. Results of discussions to build-up a KWU-NUCLEN-NUCLEBRÁS/CDTN cooperative R&D program on reactor technology, KWU-NUCLEBRÁS/CDTN, Erlangen, jul.1981 (efetivo em out.1981).

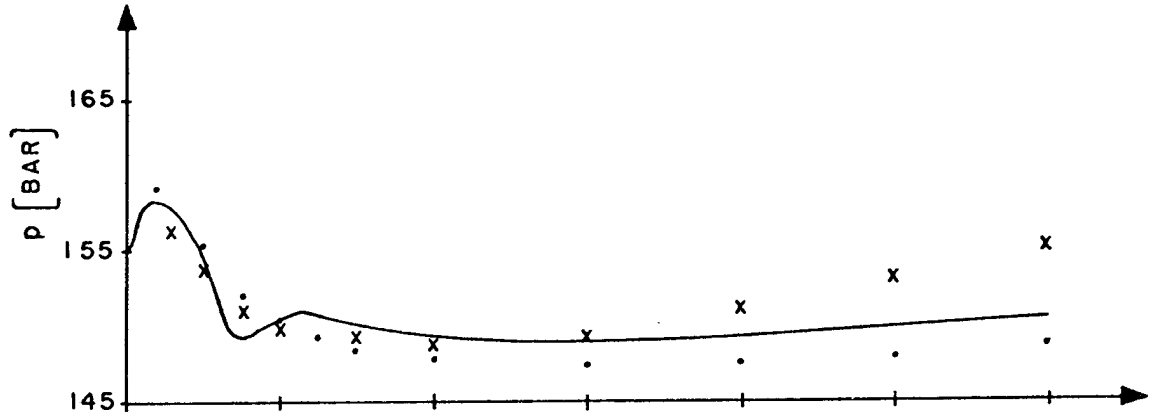


(a) TEMPERATURA MÉDIA DO REFRIGERANTE



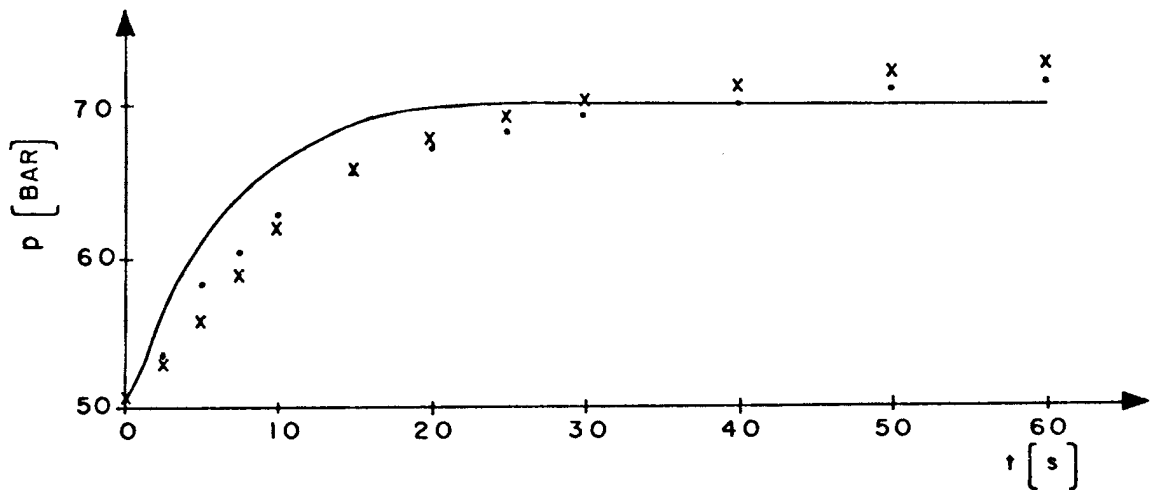
(b) ACRÉSCIMO DE TEMPERATURA NO CIRCUITO PRIMÁRIO

FIGURA I - PARADA DE EMERGÊNCIA - BIBLIS A  
COMPARAÇÃO DE RESULTADOS DE SACI COM  
DADOS EXPERIMENTAIS E DE CÁLCULO  
DA KWU



(c) PRESSÃO NO CIRCUITO PRIMÁRIO

— EXPERIMENTAL  
..... LOOP 7  
x x x SACI 2 (PRELIMINAR)



(d) PRESSÃO NO GERADOR DE VAPOR (SECUNDÁRIO)

FIGURA I (CONTINUAÇÃO)

## 7.2 Análise do Acidente de Perda de Refrigerante (LOCA)

Ângelo A.de R.Lobo e Walkírio R.A.Lavorato\*

Na área de Análise do LOCA, tiveram prosseguimento os cálculos do caso mais grave do acidente - rompimento do tipo guilhotina, localizado entre uma bomba principal de refrigeração e o vaso do reator - para a Central de Angra-2.

Após análise dos primeiros resultados obtidos com a opção "Standard" do código RELAP4/MOD5, na qual se concluiu não serem eles satisfatórios, modificaram-se a nodalização e alguns dados de entrada, e recalculou-se a fase de despressurização ("blowdown") do acidente. Os resultados desses novos cálculos se encontram na referência [1], e alguns deles são mostrados na Figura 1. Esses resultados foram enviados à KWU para serem analisados, de acordo com o estabelecido no programa de cooperação KWU-NUCLEN-NUCLEBRÁS/CDTN. Aguardam-se as observações dos técnicos da KWU.

Concluiu-se, no período, a revisão do levantamento de dados para cálculos com a opção EM ("Evaluation Model") do RELAP4/MOD5. Foram então processados vários casos a fim de se ajustarem parâmetros para se obter a condição estacionária inicial.

Prosseguiram também os trabalhos de verificação da aplicabilidade do código RELAP4/MOD5 à análise de experimentos de refrigeração de emergência realizados no Circuito Suporte Nº 1 (CS-1). Concluiu-se que as condições de contorno experimentais não poderiam ser simuladas com RELAP4, devendo ser utilizado um programa mais simples para esse tipo de cálculo (ver item 7.4).

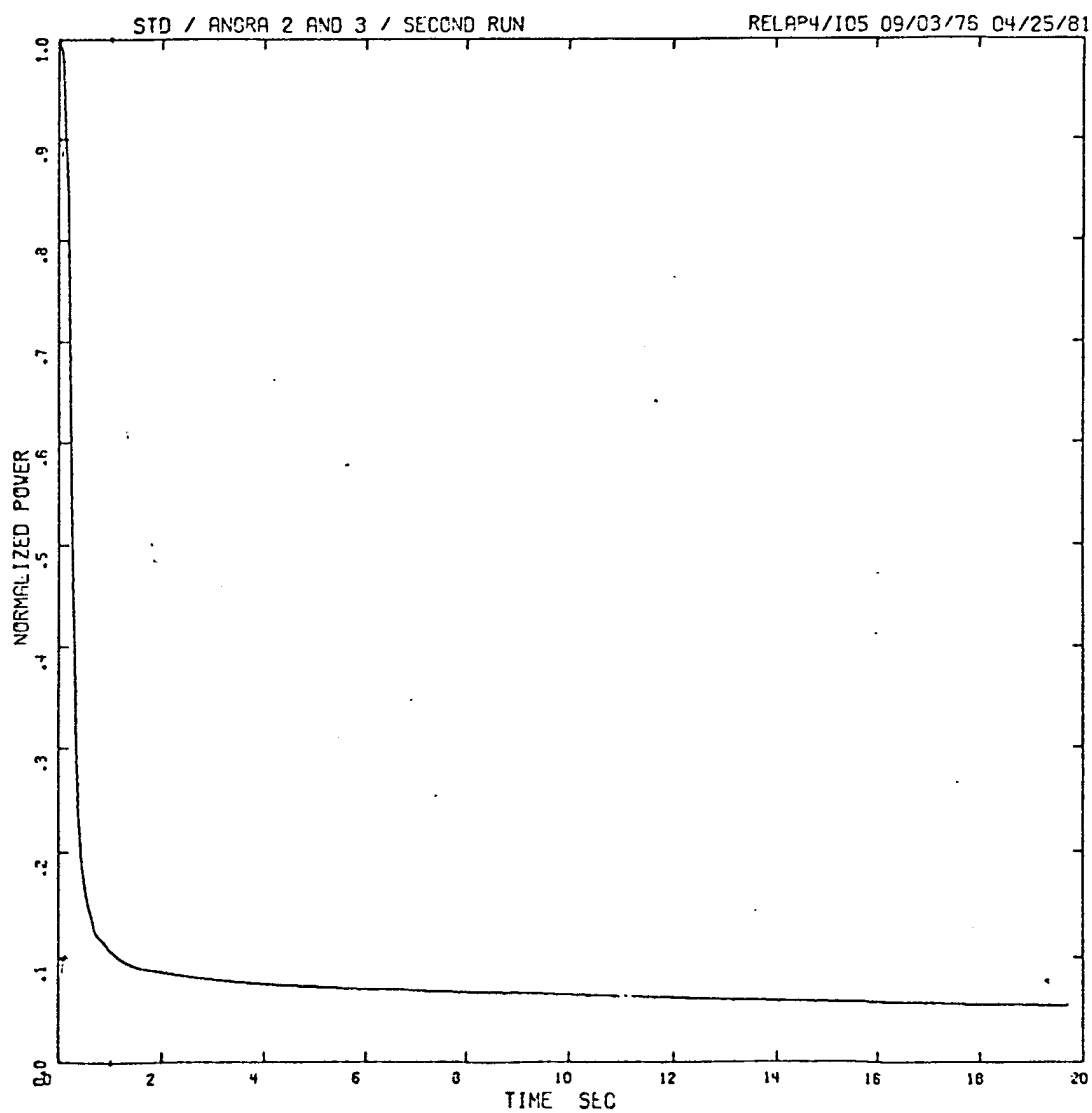
---

\* Divisão de Análise de Acidentes

Por outro lado, quando do estabelecimento do programa de cooperação com a KWU, acima mencionado, chegou-se a um consenso a respeito da conveniência de se usar o novo código RELAP5 para cálculo de LOCA. Esse programa foi requisitado do National Energy Software Center - NESC, EUA, e previa-se que até o fim deste ano poderia ser feita uma análise preliminar do mesmo. No entanto, problemas de desembaraço alfandegário impediram, até a presente data, seu recebimento no CDTN.

#### REFERÊNCIA

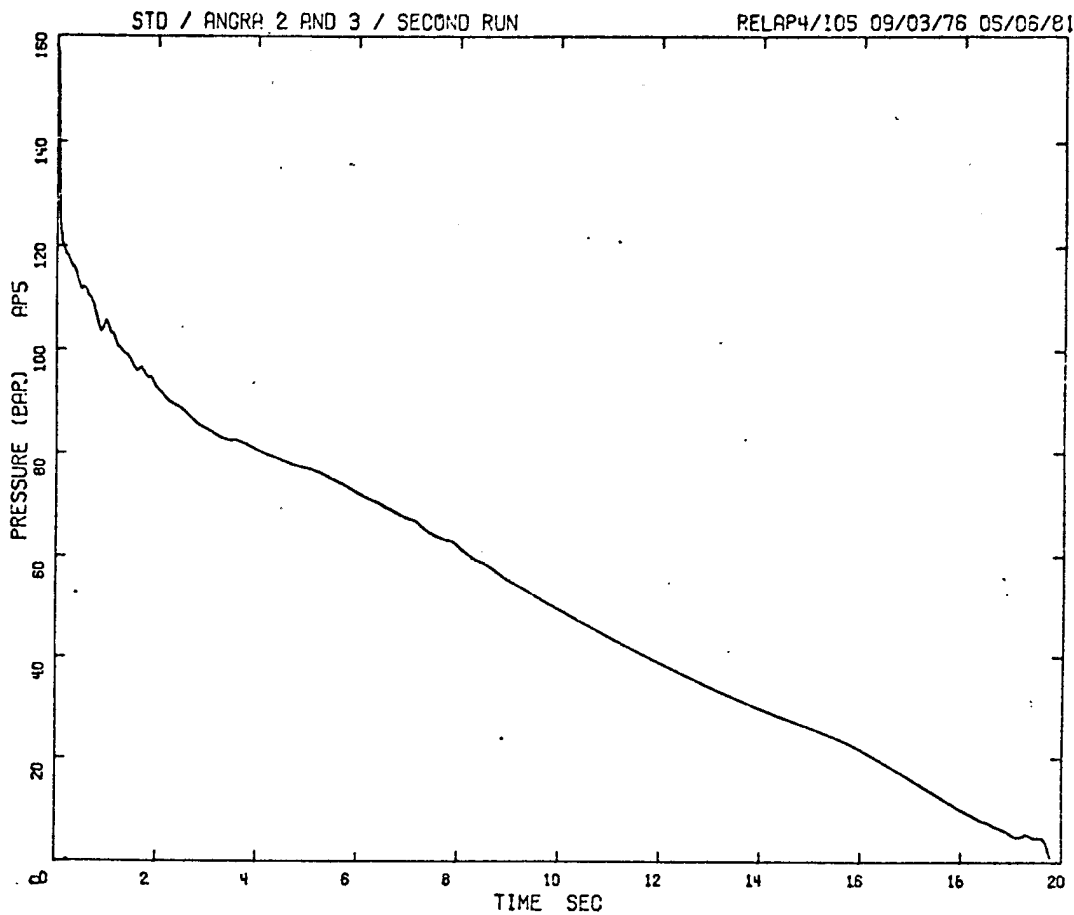
- [1] PALMIERI, E.T., PUJOL, J.C.F. & LAVORATO, W.R.A.  
Análise preliminar da fase de despressurização do acidente de perda de refrigerante (LOCA) para a central nuclear de Angra-2/3, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 145/81).



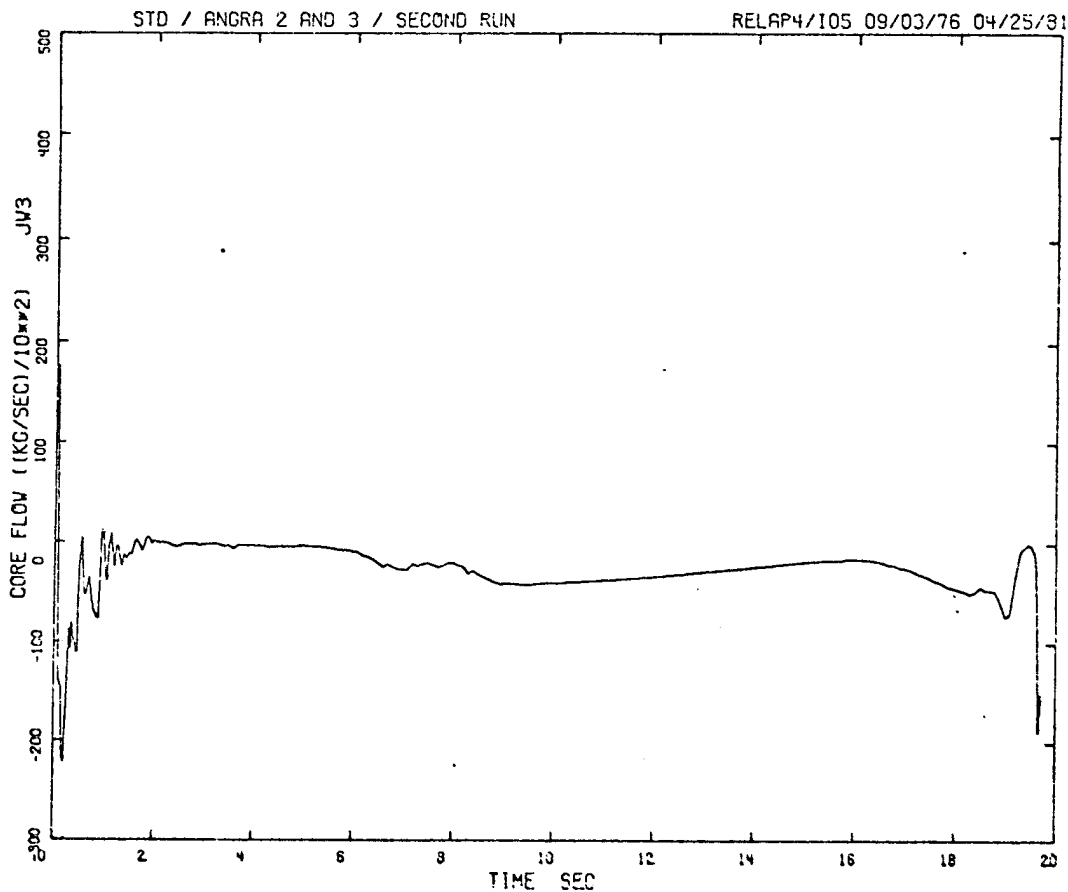
(a) EVOLUÇÃO DA POTÊNCIA TÉRMICA

FIGURA 1 - ANÁLISE DE LOCA (FASE DE DESPRESSURIZAÇÃO) PARA ANGRA-2: ROMPIMENTO TIPO GUILHOTINA NA PERNA-FRIA. (CÁLCULO COM RELAP4/MOD.5, OPÇÃO "STANDARD")





(b) EVOLUÇÃO DA PRESSÃO NO "PLENUM" SUPERIOR



(c) EVOLUÇÃO DA VAZÃO ATRAVÉS DO NÚCLEO

FIGURA 1 (CONTINUAÇÃO)

### 7.3 Testes Termo-Hidráulicos no Circuito Térmico Nº 1 (CT-1)

João Augusto L.Horta\*, Luiz C.D.Ladeira\*\*

A execução de uma seção de testes de geometria anular foi decidida em 1980, face à não existência de recursos para exploração da seção em feixe, a qual exige a disponibilidade de um sistema de coleta de dados capaz de monitorar e processar um grande número de medidas em intervalos de tempo muito curtos.

Elaborou-se então o projeto inicial de uma seção anular, que foi concluído em janeiro de 81, quando também se elaborou o plano de testes (Tabela 1 e Ref.[1]). A execução deste projeto pela Seção de Mecânica do CDTN foi concluída em abril, e a seção de testes foi montada no CT-1 para a realização de testes de isolamento, os quais indicaram problemas que levaram a se tentar a introdução de espaçadores entre os tubos externo e interno da seção, tendo sido concluída esta modificação em julho. Novos testes foram realizados no CT-1, mostrando que a simples introdução de espaçadores não era suficiente para a solução dos problemas ocorridos. O projeto foi então totalmente modificado e a nova seção foi elaborada, tendo sido sua execução e montagem concluída em novembro, quando foram reiniciados os testes, os quais indicaram que os problemas de isolamento haviam sido sanados.

As atividades de testes foram paralisadas, no fim do período, devido à ocorrência de entrada de água na subestação, o que causou seu desligamento para reparos.

Em meados de 1980 foi feita uma solicitação de financiamento ao FIPEC (Fundo de Incentivo à Pesquisa Técnico-

---

\* Divisão de Testes

\*\* Divisão de Testes/Laboratório de Termo-Hidráulica

Científica, do Banco do Brasil) visando obter-se recursos para a aquisição de um novo sistema de suprimento de potência, necessário para a realização dos testes termo-hidráulicos a quente na maquete de feixe 3x3. A carta-consulta ao FIPEC logrou deferimento em maio de 1981, quando se iniciou a elaboração do projeto definitivo, concluído e encaminhado em junho [2]. A aprovação definitiva do financiamento ocorreu em novembro.

De acordo com a cronograma apresentado em [2], as ações referentes à aquisição do sistema de suprimento de potência deverão ter início em janeiro/82.

Por outro lado, em maio/81, após a definição da alocação de recursos orçamentários para a aquisição de instrumentação e do sistema de coleta de dados, foi retomada a confecção da maquete de feixe. Nesse aspecto foram as seguintes as ações realizadas no período:

- Confecção da placa suporte superior das barras, e execução e furação da caixa de contenção da seção e espaçadores da mesma, pela Seção de Mecânica;

- Contando com o apoio do Departamento de Tecnologia de Materiais: montagem e brasagem das grades espaçadoras, modificação do equipamento de eletroerosão (para execução de furos a  $45^{\circ}$  nas varetas do feixe) e desenvolvimento de um processo de anodização da caixa de contenção (com o objetivo de se obterem as condições de rigidez dielétrica, não usuais, exigidas pelo projeto do feixe);

- Desenvolvimento (não concluído) de uma grade de posicionamento de termopares para medidas de temperatura de fluido nos diferentes subcanais (Figura 1).

Com a liberação da dotação orçamentária para aquisição do sistema de coleta de dados, foi iniciado um processo para importação do mesmo, o qual se alongou durante o ano. As especificações do sistema e suas justificativas tendo em vista o trabalho experimental visado, são apresentadas em [3].

#### REFERÊNCIAS

- [1] ARONE, I.D. & VASCONCELOS, M.C.R.L. Testes de fluxo crítico no CT-1 utilizando seção de testes em geometria anular, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, fev.1981 (DETR.PD 140/81).
  
- [2] DIVISÃO DE TESTES. Solicitação de financiamento ao FIPEC do projeto "Execução de testes termo-hidráulicos em maquete de elemento combustível nuclear", NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, maio 1981 (Doc.DETR.PD 045/81).
  
- [3] DIVISÃO DE TESTES. Informações a respeito do sistema de coleta de dados do Laboratório de Termo-Hidráulica, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out. 1981 (Doc. DETR.PD 068/81).

PRESSÃO [bar]	TEMPERATURA [°C]	VAZÃO [kg/m <sup>2</sup> s]	Nº DO TESTE	PRESSÃO [bar]	TEMPERATURA [°C]	VAZÃO [kg/m <sup>2</sup> s]	Nº DO TESTE	
1	40	240	001	4	140	220	041	
		480	002			450	042	
		730	003			580	043	
		970	004			900	044	
		1.210	005			1.130	045	
	60	240	006		7	40	240	046
		480	007				490	047
		720	008				730	048
		960	009				970	049
		1.200	010				1.210	050
	80	230	011		60	240	051	
		480	012			480	052	
710		013	720	053				
950		014	960	054				
1.200		015	1.200	055				
4	40	240	016	80	240	056		
		480	017		480	057		
		730	018		710	058		
		970	019		960	059		
		1.210	020		1.190	060		
	60	240	021	100	230	061		
		480	022		470	062		
		720	023		700	063		
		960	024		940	064		
		1.200	025		1.170	065		
	80	240	026	120	230	066		
		480	027		460	067		
		710	028		690	068		
		950	029		920	069		
		1.190	030		1.150	070		
	100	230	031	140	220	071		
		470	032		450	072		
		700	033		680	073		
		940	034		900	074		
		1.170	035		1.150	075		
120	230	036	160	220	076			
	460	037		440	077			
	690	038		660	078			
	920	039		880	079			
	1.160	040		1.110	080			

DISTR. PD 562 / 15.12.81

TABELA I - TESTES DE FLUXO CRÍTICO EM SEÇÃO DE GEOMETRIA ANULAR. MATRIZ PARA O CASO DE AQUECIMENTO SIMULTÂNEO DE AMBOS OS TUBOS.

PRESSÃO [bar]	TEMPERATURA [°C]	VAZÃO [kg/m <sup>2</sup> s]	Nº DO TESTE	PRESSÃO [bar]	TEMPERATURA [°C]	VAZÃO [kg/m <sup>2</sup> s]	Nº DO TESTE
10	40	240	081	10	120	230	101
		480	082			460	102
		730	083			690	105
		970	084			920	104
		1.210	085			1.150	105
	60	240	086		140	230	106
		480	087			450	107
		720	088			680	108
		960	089			905	109
		1.200	090			1.130	110
	80	240	091		160	220	111
		480	092			440	112
		710	093			660	113
		950	094			880	114
		1.190	095			1.110	115
	100	230	096				
460		097					
700		098					
940		099					
1.170		100					

TABELA I (CONTINUAÇÃO)



#### 7.4 Estudos de Refrigeração de Emergência

João Augusto L.Horta\*, Luiz Carlos D.Ladeira\*\* e  
Ricardo B. Pinheiro \*\*\*

Desde 1979, quando constava do programa de trabalho do Laboratório de Termo-Hidráulica uma tarefa com este objetivo, foram iniciados estudos nesta área. Devido a não se terem obtido recursos para o desenvolvimento conforme planejado, os trabalhos se limitaram até meados de 1981 à elaboração de três trabalhos de tese de mestrado por técnicos não pertencentes aos quadros da NUCLEBRÁS [1,2,3].

Em agosto/81, durante missão do chefe do Departamento à KWU, foi proposto por esta um programa experimental para realização no CDTN de testes em maquetes de elemento combustível 4x4, baseado em um documento elaborado pela própria KWU (programa "Varioflut", ref.[4]). A idéia seria utilizar o Circuito Térmico Nº 1 - CT1 para investigações sobre refrigeração de emergência, estudo iniciado em 1980 [5]. A interação com a KWU prosseguiu, durante o período, devendo-se chegar em 1982 a uma definição da possibilidade de execução do citado programa utilizando o CT-1 ou do estabelecimento de um programa alternativo. Investigando a viabilidade deste, foi realizado um estudo preliminar baseado em um dos trabalhos de tese [2], resultando na emissão de um documento relativo a um circuito destinado a este fim [6], o qual foi submetido à Divisão de Sistemas e Componentes para análise. Esta elaborou um cronograma e um levantamento de custos preliminares para a construção de tal circuito.

Paralelamente, os estudos realizados por um dos candidatos ao mestrado [3] foram concluídos e foi por ele elaborado no CDTN, sob a orientação de técnicos da Divisão de Tes

---

\* Divisão de Testes

\*\* Divisão de Testes/Laboratório de Termo-Hidráulica

\*\*\* Departamento de Tecnologia de Reatores



tes, com a colaboração de técnicos da Divisão de Análise de Acidentes e da Divisão de Computação, um código de simulação dos fenômenos de remolhamento em seção de teste tubular, com injeção inferior de refrigerante. Tal código, inicialmente destinado à simulação dos testes constantes de [1], demonstrou-se capaz não só de confirmar os resultados deste trabalho experimental (Figura 1), como também de prever resultados de outros laboratórios [7], e, em certa faixa, superar em tal comparação às previsões de outros programas elaborados com finalidades semelhantes (Figuras 2 e 3).

Este trabalho foi realizado ao mesmo tempo em que a equipe do Laboratório de Termo-Hidráulica retomava os estudos nesta área, a partir do recebimento do relatório do programa "Hydroflut", da KWU, do qual foi editada uma Tradução [8]. Os estudos teóricos prosseguirão com o aperfeiçoamento do código de computador (no sentido de se ampliar a faixa dos parâmetros influentes nos fenômenos simulados). Por outro lado, serão realizados novos testes em uma seção tubular melhor instrumentada, objetivando o desenvolvimento de técnicas de medida e a obtenção de novos dados para análise.

Com a finalidade de se estabelecer um programa de trabalho conjunto teórico-experimental na área de Segurança de Reatores entre a Divisão de Testes e a Divisão de Análise de Acidentes, foi solicitada assistência técnica para 1982 à Agência Internacional de Energia Atômica-AIEA; tem-se notícia de que tal assistência técnica foi recomendada para aprovação.

#### REFERÊNCIAS

- [1] QUILICI, V.P. Resfriamento de segurança por imersão. Belo Horizonte, 1981 (Tese apresentada à UFMG para obtenção do grau de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares).

- [2] MELO, C.A. Projeto de dispositivo experimental para estudo de reinundação de reatores a água pressurizada (Tese de mestrado em desenvolvimento).
- [3] CUEVAS, G.E.C. Solução analítica de modelo de remolhamento aplicado a uma barra seca superaquecida, Belo Horizonte, 1981 (Tese apresentada à UFMG para obtenção do grau de Mestre em Engenharia Térmica).
- [4] SCHNEIDER. Vorschlag für ein Forschungsvorhaben "VARIOFLUT", Kraftwerk Union, Erlangen, dez.1979 (Technischer Bericht R 51/23/79; Tradução DETR.PD 082/81).
- [5] SIMBALISTA, O.C.R.L. Utilização do CT-1 em testes em condições de operação de reator, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, maio 1980 (DETR.PD 102/80).
- [6] MELO, A.C. & LADEIRA, L.C.D. Descrição de sistema para: Circuito termo-hidráulico para estudos de refrigeração de emergência (a baixa pressão) de PWR, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (Doc.DETR.PD 063/81).
- [7] ANDREONI, D. Exchanges thermiques lors du renoyage d'un coeur de réacteur à eau, Grenoble, 1975 (Tese apresentada à Universidade de Grenoble).
- [8] HEIN, D. Modellvorstellungen zum wiederbenetzen durch fluten, Kraftwerk Union, Erlangen, mar.1980 (Technische Bericht R 513/18/80; Tradução DETR.PD 095/81).

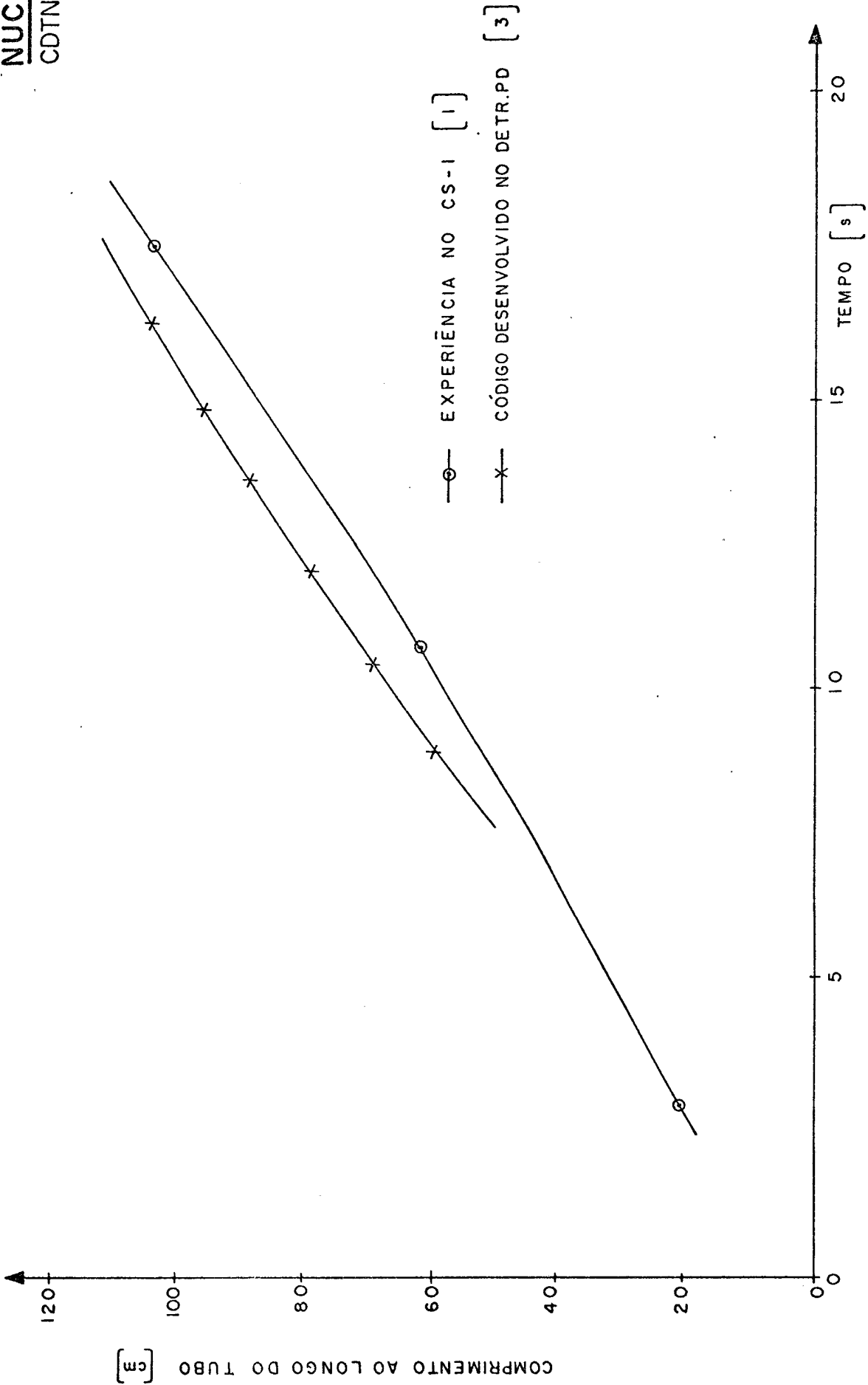


FIGURA I - REMOLHAMENTO EM SEÇÃO DE TESTE TUBULAR  
ESTUDO REALIZADO NO LABORATÓRIO DE TERMO-HIDRÁULICA

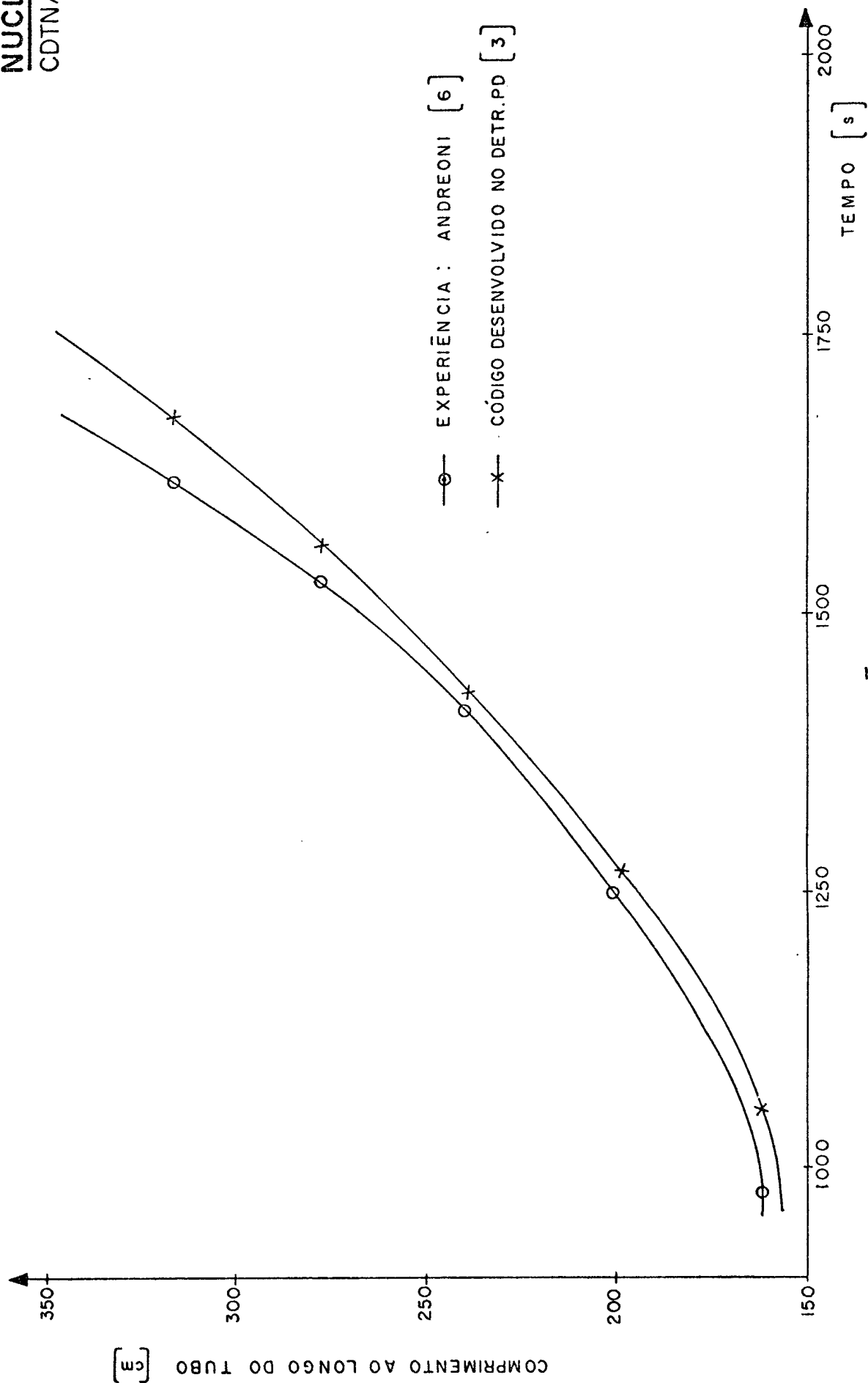


FIGURA 2 - REMOLHAMENTO EM SEÇÃO DE TESTE TUBULAR  
COMPARAÇÃO ENTRE DADOS EXPERIMENTAIS E RESULTADOS  
DE CÁLCULO DO DETR.PD

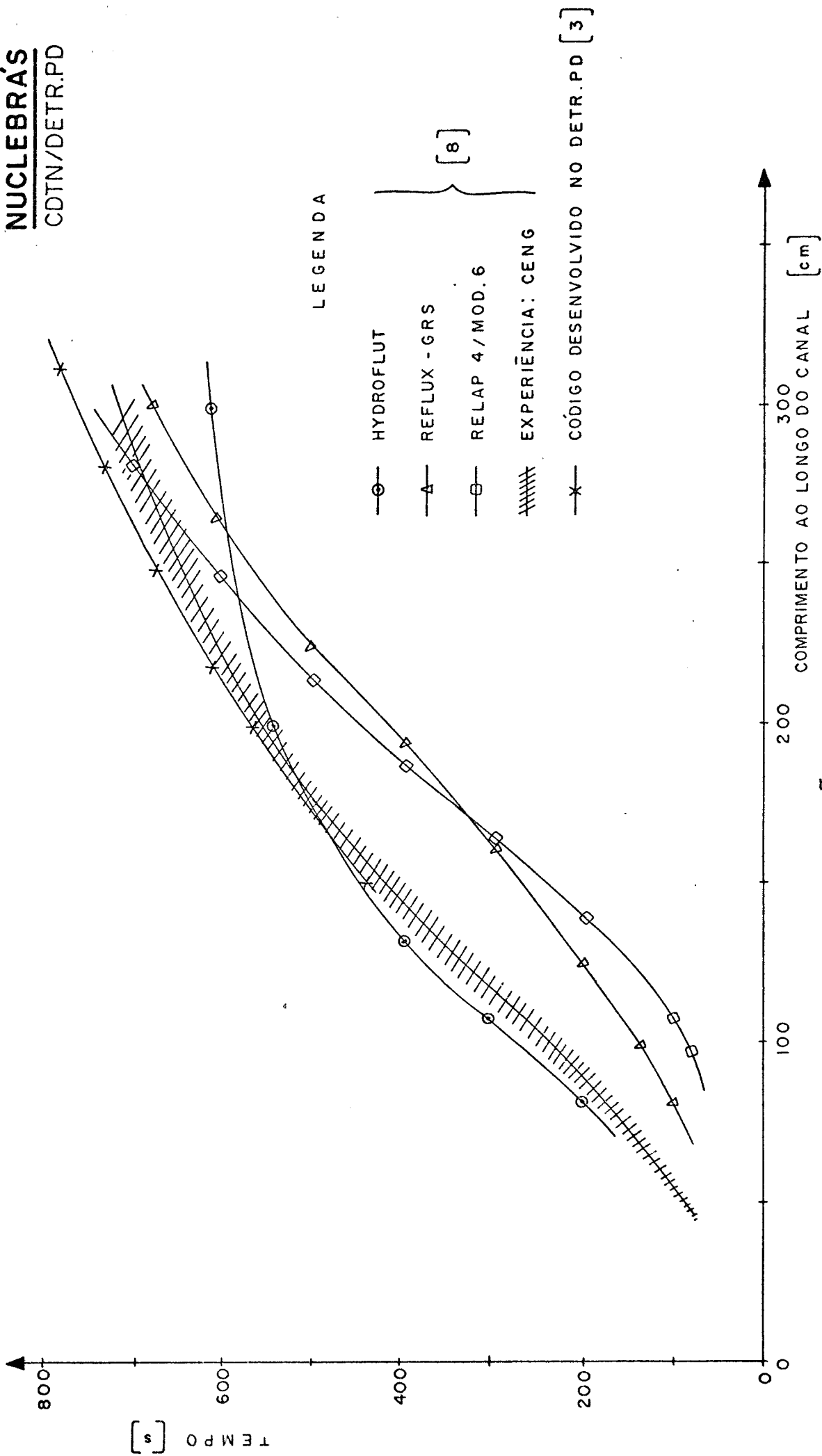


FIGURA 3 - REMOLHAMENTO EM SEÇÃO DE TUBULAR  
COMPARAÇÃO ENTRE DADOS EXPERIMENTAIS E CALCULADOS  
COM DIFERENTES CÓDIGOS

## 8. ATIVIDADES DO LABORATÓRIO DE FÍSICA DE REATORES\*

### 8.1 Implantação de Métodos para Medidas de Enriquecimento de Urânio e para Determinação da Queima de Combustível

Myrian C. Paiano\*\*, João Augusto Leal Horta\*\*\*

No início do período, os trabalhos de medida de enriquecimento de urânio estavam orientados para a conferência de enriquecimento de urânio a ser recebido pela Fábrica de Elementos Combustíveis - FEC.

Com este fim, além de se preparar para instalar os equipamentos apropriados e para implantar técnica de medida de enriquecimento na FEC, o Laboratório de Física de Reatores - LABFRE.PD também se preparou para estabelecer técnica que permitisse amostragem significativa do lote de pastilhas de urânio. Como não houve a demanda prevista por parte da FEC ao CDTN, os trabalhos referentes a esta atividade se concentraram em melhorar resultados de dois outros métodos gama-espectrométricos e verificar a reprodutibilidade das medidas.

A pedido da Assessoria Técnica de Salvaguardas, foi realizado treinamento de físico da FEC em método de medida de enriquecimento, precedido de uma familiarização com equipamentos e técnicas de medida em espectrometria-gama.

A implantação de técnica de medida de queima de combustível ("burnup") por meio de espectrometria-gama deve terminar nos próximos meses. No período, foram estudadas e terminadas a blindagem e colimação para o feixe de radiação

---

\* Note-se que estas atividades são conduzidas no âmbito do Programa ADMINISTRAÇÃO E CONSOLIDAÇÃO DA INFRA-ESTRUTURA DEPARTAMENTAL

\*\* Divisão de Testes/Laboratório de Física de Reatores

\*\*\* Divisão de Testes

no sistema de varredura. Os efeitos de auto-absorção da radiação no combustível ( $UO_2$ ) e no zircaloy das varetas foram estudados teórica e experimentalmente de modo a se ter a calibração da eficiência do sistema em função da energia. Foram realizadas varreduras da vareta sem irradiar e de vareta vazia irradiada de modo a se conhecer esta contribuição. O funcionamento precário do sistema de detecção prejudicou bastante esta parte.

## 8.2 Experimentos no Triga IPR-R1

Myrian de C. Paiano\*, João Augusto L. Horta\*\*

Durante 1981 as atividades do LABFRE.PD no Triga se concentraram em dois tópicos (além do CTORP, mencionado no item 3.2).

1. Devido à utilização relativamente intensa do Reator Triga em irradiações, a queima de seus elementos combustíveis tem atingido valores razoavelmente altos. Devido a isto, em futuro próximo, o excesso de reatividade poderá não ser suficiente para ultrapassar efeitos de xenônio, temperatura e amostras.

Como não se pensava em adicionar elementos novos ao núcleo, foi sugerido que um remanejamento dos elementos combustíveis existentes no núcleo poderia resolver o futuro problema. Para tornar possível este remanejamento seria necessária uma série de medidas de reatividade dos elementos combustíveis, para a qual foi proposto um roteiro [1].

Posteriormente, achou-se preferível a adição de novo elemento combustível quando necessário e, devido a isto, as medidas propostas não foram realizadas.

2. Continuaram os estudos para levantamento do fluxo de neutrons rápidos e térmicos no núcleo do Triga. Como detetores, estão sendo utilizados eletrodos de aço inoxidável cuja composição é conhecida com precisão. Os produtos de ativação (com neutrons rápidos ou térmicos) de alguns destes elementos, contados no sistema de varredura gama de medida de "burnup", fornecem o perfil de fluxo axial rápido e térmico na posição de medida.

---

\* Divisão de Testes/Laboratório de Física de Reatores

\*\* Divisão de Testes



As Figuras 1 e 2 mostram medidas preliminares do perfil de fluxo térmico medido com dois elementos diferentes do eletrodo e a Figura 3 o perfil do fluxo rápido na mesma posição do núcleo. As medidas definitivas foram iniciadas no período.

#### REFERÊNCIA

- [1] PAIANO, M.C. Roteiro para medida de reatividade dos elementos combustíveis do Triga, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, abril 1981 (DETR.PD 142/81).

**NUCLEBRÁS**  
CDTN/DETR.PD

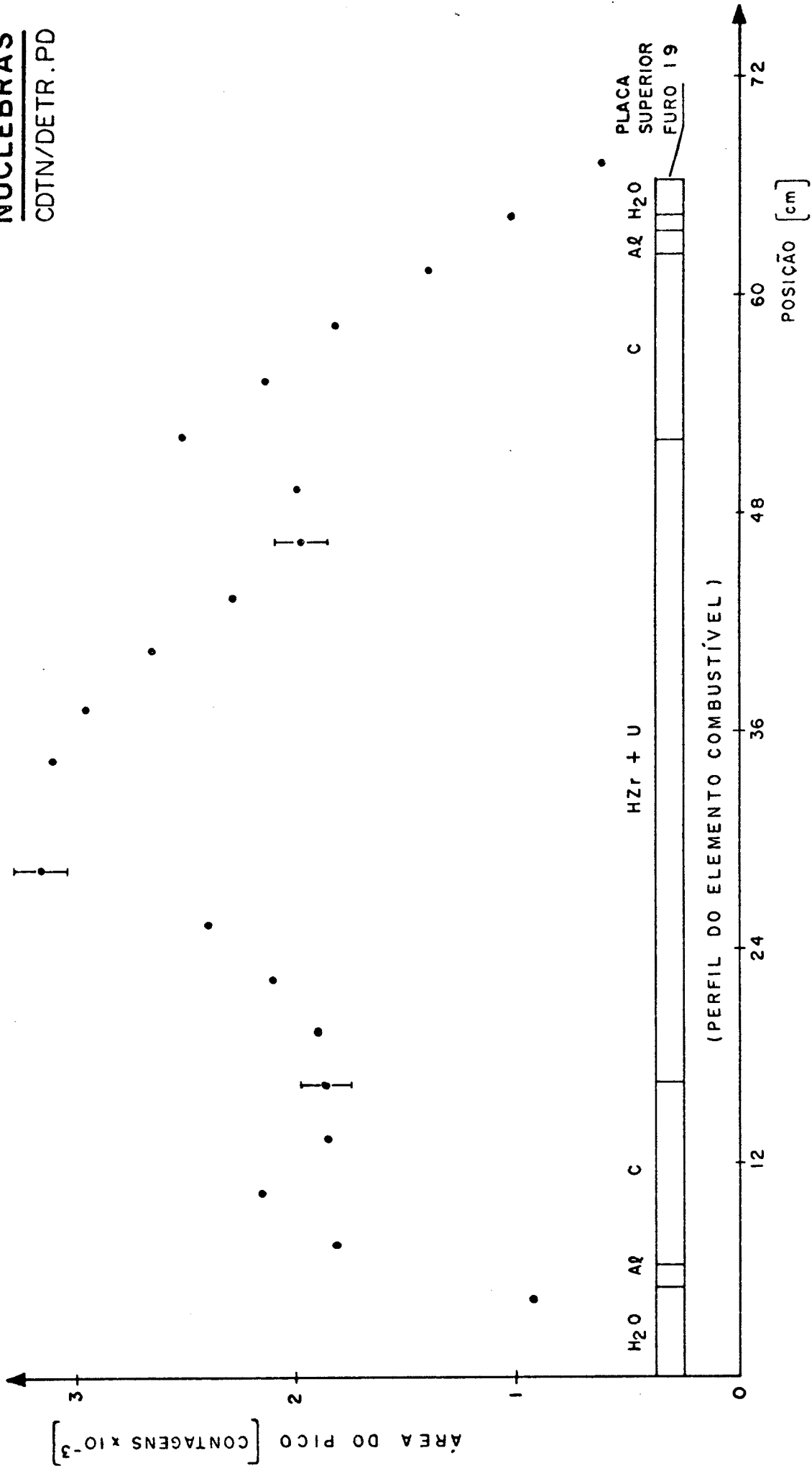


FIGURA I - PERFIL DO FLUXO DE NÊUTRONS TÉRMICOS DO TRIGA  
DETETOR :  $Co^{59}(n, \gamma) Co^{60}$

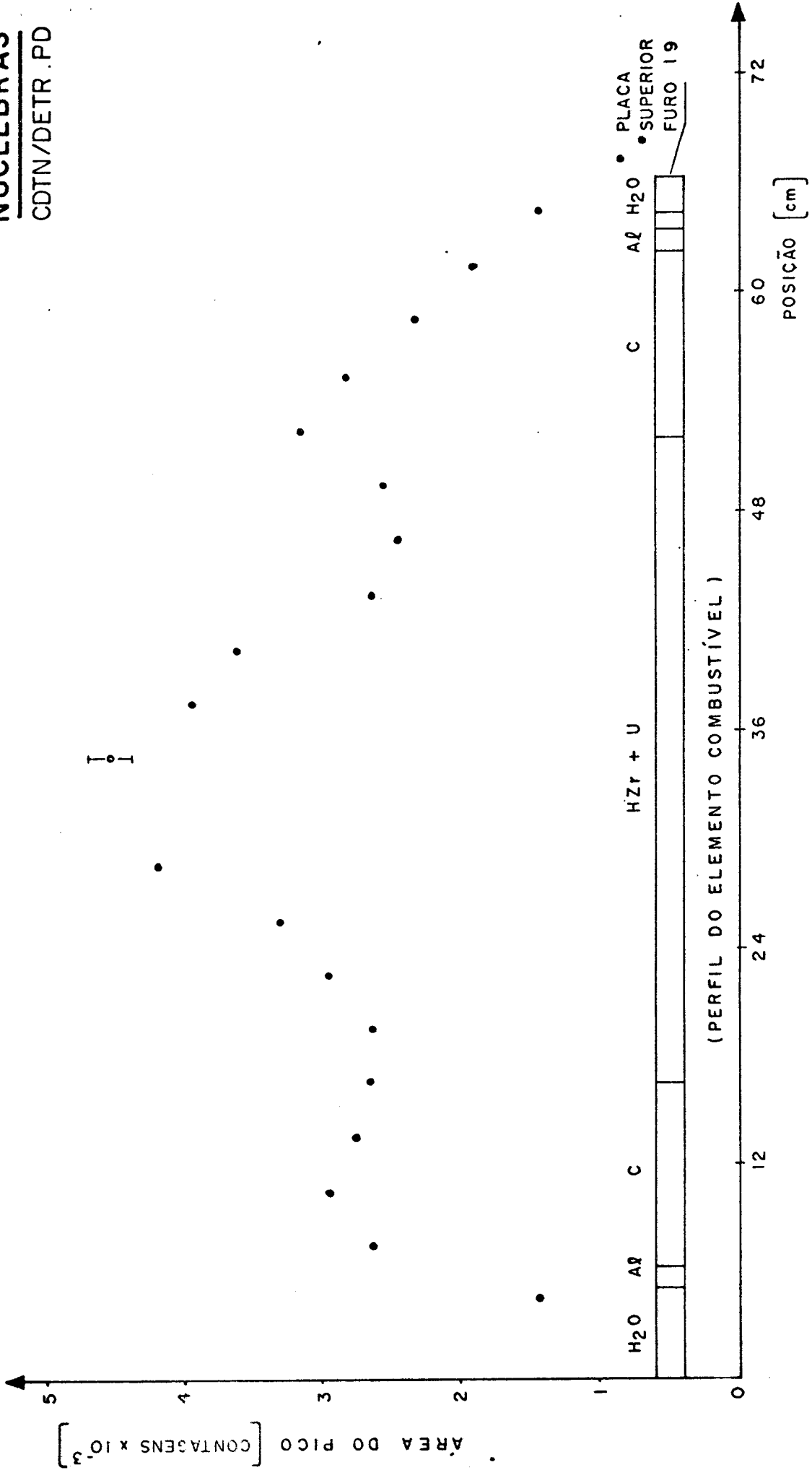


FIGURA 2 - PERFIL DO FLUXO DE NÊUTRONS TÉRMICOS DO TRIGA  
DETECTOR:  $Cr^{50}(n, \gamma) Cr^{51}$

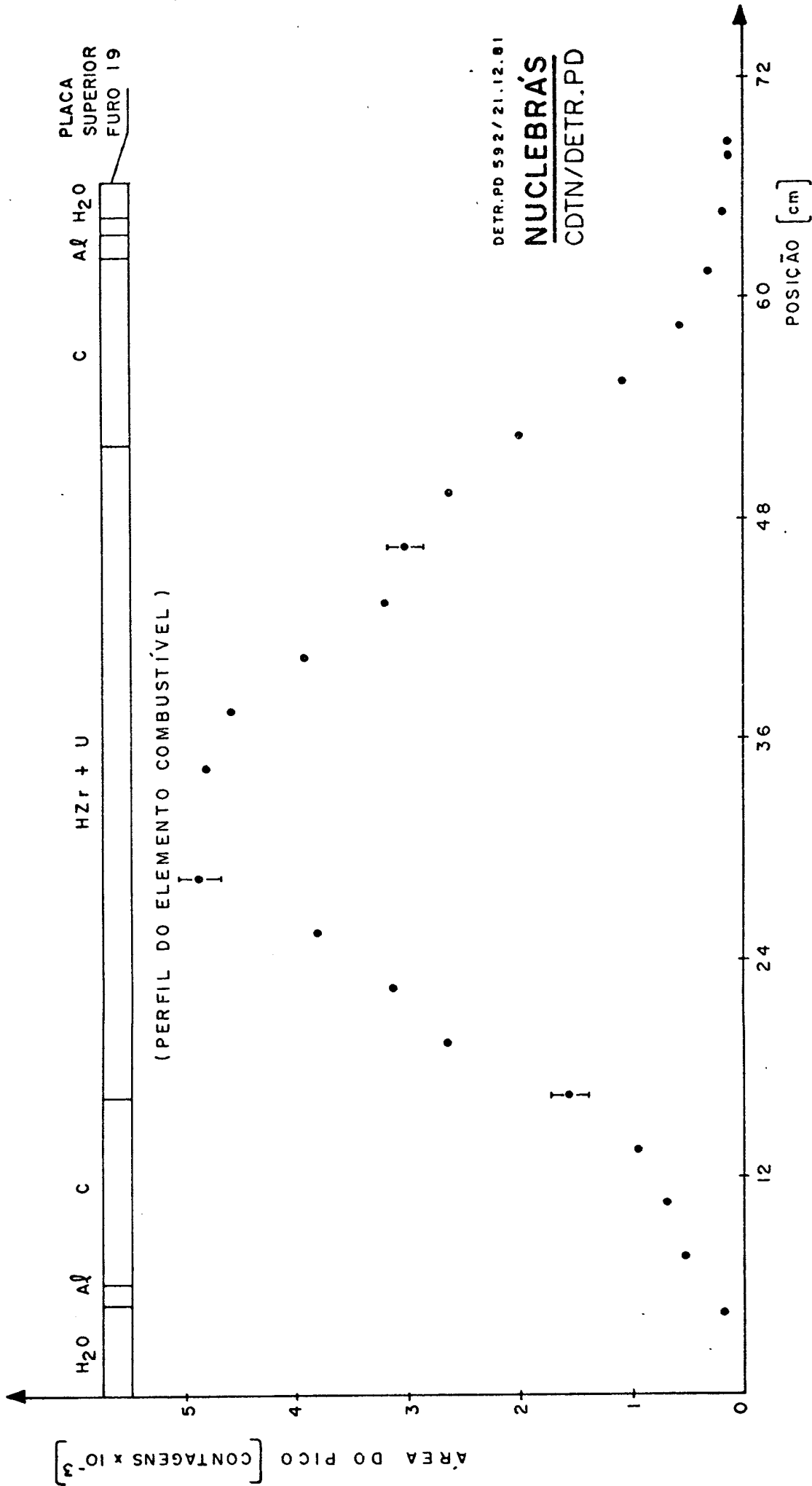


FIGURA 3 - PERFIL DO FLUXO DE NÊUTRONS RÁPIDOS DO TRIGA  
 DETETOR: Ni<sup>53</sup> (n,p) Co<sup>53</sup>

### 8.3 Apoio à Implantação de Laboratório de Controle Ambiental

Myrian de C.Paiano\*, João Augusto L.Horta\*\*

Desde meados de 1981 o Laboratório de Física de Reatores passou a prestar apoio à implantação de um laboratório para baixas atividades na Divisão de Engenharia Ambiental do CDTN.

Estes trabalhos estão se desenvolvendo lentamente. Uma boa parte das atividades se concentrou na detecção de necessidade, especificação e pedidos de equipamentos e materiais necessários, assim como na escolha de materiais, dimensionamento e especificações da blindagem destinada aos detetores de baixas atividades.

O auxílio inicial foi prestado na instalação, teste e manutenção dos vários sistemas de contagem  $\alpha$  e  $\beta$  total, aparelhos que apresentam problemas frequentes.

Um sistema para espectrometria-gama com detetor de Germânio puro foi instalado, em condições precárias, devido à falta de equipamento auxiliar adequado. Quando possível, utilizou-se equipamento do LABFRE.PD, cedido por empréstimo.

Foi prestado auxílio também à programação, em computador, de cálculos para a monitoração de ar que vem sendo realizada no Complexo Mínero-Industrial do Planalto de Poços de Caldas.

---

\* Divisão de Testes/Laboratório de Física de Reatores

\*\* Divisão de Testes

## 9. OUTRAS ATIVIDADES DO DEPARTAMENTO

### 9.1 Outras Atividades

Além de execução das tarefas normais, pertinentes aos Programas atribuídos ao Departamento, este realizou as seguintes atividades, em 1981:

#### 1) Através de engenheiros ligados diretamente à coordenação do Departamento:

- Interação com a NUCLEN e KWU para estabelecimento de um programa de P&D na área de Tecnologia de Reatores [1];

- Interação (informal) com a Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA para avaliação das possibilidades de se conseguir, com seu auxílio, Urânio altamente enriquecido para testes de irradiação de varetas combustíveis com óxido mixto (Th,U)O<sub>2</sub> e Urânio a 8% para experimentos subcríticos em reticulados cerrados do tipo APWR (Advanced PWR);

- Prestação de serviços de ventilação em laboratórios do CDTN (ver item 9.2 adiante);

- Participação na Comissão de Estudos CE-20:05.01 Tecnologia e Simbologia na Área Nuclear do Comitê Brasileiro de Energia Nuclear - COBREN.

#### 2) Através da Divisão de Análise de Acidentes:

- Análise das aplicações dos simuladores de treinamento, em colaboração com a Divisão de Testes [2];

- Prestação de apoio à Divisão de Física do Núcleo na análise dos testes termo-hidráulicos do elemento combustível para recarga de Angra-1 realizados em Winfrith (Ver item 4.1 e ref. [3]);

- Prestação de apoio à Divisão de Física do Núcleo no Programa de Utilização do Tório em PWR [4];

- Participação de dois engenheiros da Divisão na Comissão de Estudos para revisão da Norma "Licenciamento de Reatores Nucleares";

- Prestação de assessoria à SUPED para participação no IIIº Simpósio Nacional de Ecologia (Belo Horizonte);

- Atualização da lista de ocorrências relacionadas com a segurança de centrais nucleares [5];

- Participação no IIº Encontro sobre Métodos de Física de Reatores (CENTRECON, Itaipava, RJ);

- Participação no Seminário de Mecânica dos Fluidos (Ver item 4.4);

- Participação no Curso UPDATE (Control Data);

- Coordenação, por parte de um engenheiro da Divisão, do estabelecimento de uma Coletânea de Dados Básicos e Modelos para uso no Departamento.

### 3) Através da Divisão de Física do Núcleo:

Por solicitação da Superintendência-Geral de Planejamento:

- Resumo sobre os objetivos e estado atual de desenvolvimento, em escala mundial, do conceito do PWR de alta razão de conversão [6] (Ver também item 4.2);

- Comparação das reservas nacionais de Urânio com as necessidades brasileiras desse minério para atender às necessidades de um programa nuclear de 50 anos composto de centrais PWR, PWR avançado e FBR [7];

- Atualização do banco de dados do código CICLOPE para cálculo do custo de ciclo de combustível de centrais nucleares [8].

#### Outros trabalhos:

- Estimativa da quantidade de combustível necessária para realização de uma montagem subcrítica com reticulado típico do APWR [9];

- Visita ao Laboratório de Estudos Avançados do Centro Técnico Aeroespacial, objetivando estreitar os contatos com o seu Centro de Dados Nucleares;

- Participação de dois engenheiros em curso sobre Análise de Criticalidade, realizado na CNEN, sob patrocínio do PRONUC;

- Participação no IIº Encontro sobre Métodos de Física de Reatores (CENTRECON, Itaipava, RJ).

#### 4) Através da Divisão de Testes:

- Apoio às atividades do Departamento de Tecnologia de Materiais, em Angra-1 (referentes a análise de tensões na parede da contenção) através de contatos de natureza técnica e administrativa;

- Levantamento de materiais potencialmente poluidores no Departamento [10];

- Exposição das atividades de laboratório para os participantes do Curso de Direção de Engenharia Militar da Escola de Comando do Estado Maior do Exército [11].

#### Através de seu Laboratório de Física de Reatores:

- Estudos de viabilidade de utilização da técnica de ativação com nêutrons de 14 MeV para determinação de teor de alguns elementos em minérios; realização de irradiações e colaboração na instalação de sistemas para dosagem de Urânio e Tório por esta técnica; apoio à realização de medidas de atividade de Tório por método radiométrico (Tese de mestrado no CCTN [12]);



- Formação com a Divisão de Física do Núcleo, de grupo para organização de fichário de dados nucleares;
- Preparação de laboratório e pessoal para aplicação de cursos de Proteção Radiológica;
- Aulas para estagiários do Instituto Militar de Engenharia [13,14];
- Empréstimo de instalações e participação em aulas para o Curso de Ciências e Técnicas Nucleares-CCTN da UFMG;
- Aulas de Noções de Tecnologia de Reatores no curso para estagiários de nível médio;
- Cálculos da montagem subcrítica Capitu com elementos combustíveis de Urânio em contato com a Divisão de Física do Núcleo;
- Estudos práticos para verificar possibilidade de monitoração de blocos de cimento com incorporação de rejeitos, para a Divisão de Tratamento de Rejeitos.

Através de seu Laboratório de Termo-Hidráulica:

- Prestação de apoio ao Departamento de Tecnologia Mineral na área de instrumentação (especificação e montagem de equipamento);
- Aferição de manômetros para o Departamento de Tecnologia de Materiais;
- Atividade de treinamento: aula para alunos do Instituto Militar de Engenharia;
- Participação em curso de calibração e aferição ministrado sob os auspícios do Instituto Brasileiro da Qualidade Nuclear - IBQN;
- Visita e contatos com o INMETRO;
- Conferência sobre atividades do Laboratório para alunos do curso de Pós-Graduação em Engenharia Térmica da UFMG.

#### 5) Através da Divisão de Sistemas e Componentes:

- Assessoria técnica periódica à NUCLEN, por parte de um engenheiro da Divisão, referente a elaboração de procedimentos e organização de projeto na área de tubulações, entre março e dezembro/81 (1 1/2 dias/semana) totalizando 50 homens x dia;

- Participação de um engenheiro da Divisão no Comitê de Normas Técnicas - CONOTEC, e de outro na sua Comissão de Estudos CE-16 Tubulações e Acessórios;

- Elaboração do fluxograma básico de processo da Usina Piloto de Tratamento Físico de Minério, em conjunto com engenheiro do Departamento de Tecnologia Mineral [15];

- Projeto, detalhamento e execução de desenho do tanque de testes de imersão, para a Divisão de Tratamento de Rejeitos [16];

- Dimensionamento, através de programa de computador, a pedido da Divisão de Obras, das malhas de terra com resistência máxima de 5 ohms para a subestação, pára-raios e equipamentos do Prédio do Simulador, e para o prédio do Departamento de Radioproteção e Apoio ao Licenciamento;

- Avaliação preliminar, em conjunto com a Divisão de Testes, a pedido da SUPED, das possibilidades de fabricação de componentes e materiais no País para as expansões da primeira cascata da Usina de Enriquecimento [17];

#### 6) Através da extinta Divisão de Elemento Combustível:

Além da participação no Programa de Utilização de Tório em PWR, como responsável pela tarefa referente à projeto e previsão de performance de vareta-combustível (item 2.5):

- Participação, com apresentação de trabalho convidado [18], no 11º Encontro Nacional de Física de Reatores (CENTRECON, Itaipava, RJ).

## REFERÊNCIAS

- [1] MÄRKL, H. & PINHEIRO, R.B. Results of discussions to build-up a KWU-NUCLEN-NUCLEBRÁS/CDTN cooperative R&D program on reactor technology, KWU-NUCLEBRÁS/CDTN, Erlangen, jul.1981 (efetivo em out.1981).
- [2] SANTORO, C.A.B. & AZEVEDO, C.V.G. & SIRIMARCO, L.F. Aplicações dos simuladores de treinamento de operadores de centrais nucleares, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, abr.1981 (DETR.PD 144/81).
- [3] PEDRON, M.Q. & VELOSO, M.A. Análise dos testes termo-hidráulicos do elemento combustível para recarga de Angra-1 (KUBE 9), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 146/81).
- [4] VELOSO, M.A. Condições termo-hidráulicas no canal quente de um reator de 1300 MW da KWU, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, nov.1981 (DETR.PD 154/81).
- [5] AZEVEDO, C.V.G. & SIRIMARCO, L.F. & LAVORATO, W.R.A. Ocorrências relacionadas com a segurança em centrais nucleares. Adendo 2 à Nota Técnica DETR.PD 119/80, de 3.9.80, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 148/81).
- [6] CARNEIRO, F.A.N. Melhor utilização das reservas de urânio em reatores a água leve. Considerações sobre o PWR de alta razão de conversão, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, fev.1981 (DETR.PD 141/81).
- [7] MASCARENHAS, H.A. Estudo de implantação de centrais nucleares no Brasil - Comparação da demanda de urânio com as reservas atualmente conhecidas, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 149/81).

- [8] BIANCHINI, M. & MASCARENHAS, H.A. Atualização de banco de dados do código CICLOPE com o código LEOPARD/CRIOULO, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (DETR.PD 150/81).
- [9] BIANCHINI, M. & PAIVA, A.L. & ANDRADE, M.C. Estimativa da massa de UO<sub>2</sub> necessária para a realização de montagem subcrítica com reticulado APWR, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, jul.1981 (DETR.PD 147/81).
- [10] NUCLEBRÁS/CDTN. Informações sobre materiais potencialmente poluidores, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, fev.1980 (Doc.DETR.PD 038/81).
- [11] NUCLEBRÁS/CDTN. Informação sucinta sobre os laboratórios de Física de Reatores e de Termo-Hidráulica e sobre o projeto do circuito de testes de componentes, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (Doc.DETR.PD 061/81).
- [12] CASAGRANDE, J.A. Dosagem de urânio e tório utilizando um gerador de nêutrons de 14 MeV e medida radiométrica, Belo Horizonte, abr.1981 (Tese apresentada à UFMG para obtenção do grau de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares).
- [13] GUIMARÃES, R.R.R. Medida de parâmetros de difusão de nêutrons térmicos em meio moderador pelo método da fonte pulsada, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (Doc.DETR.PD 067/81).
- [14] POMBO, J.B.S.M. Medida do comprimento de difusão para nêutrons térmicos no D<sub>2</sub>O (Método do mapeamento de fluxo), NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (Doc.DETR.PD 070/81).

- [15] NUCLEBRÁS/CDTN. Fluxograma básico atual, concentração física de minério, planta piloto, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (DETM.ASPC.PD Desenho nº DF-01-00).
- [16] NUCLEBRÁS/CDTN. Instalação de testes de embalagens. Tanque de testes de imersão. NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (DETQ.PD/DITRR.PD Desenho nº DETQ1602-ON-001-0).
- [17] NUCLEBRÁS/CDTN. Avaliação preliminar das possibilidades de fabricação de componentes e materiais no país para as expansões (DEMO-I E -II) da primeira cascata da usina de enriquecimento, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, set.1981 (Doc.DETR.PD 057/81).
- [18] LAMEIRAS, F.S. et al. Avaliação do combustível de varetas combustíveis-teste sob irradiação, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, abr.1981 (NUCLEBRÁS/CDTN-434/81).

## 9.2 Prestação de Serviços de Ventilação em Laboratórios do CDTN

Norberto S. Irsigler\*

A elaboração de projetos de Sistemas de Ventilação exige que em cada caso seja feito um levantamento das necessidades e condições de trabalho da área a ser servida. Os equipamentos de ventilação são volumosos por natureza e na maioria dos casos têm que se adaptar a instalação já existente. Isto requer a elaboração de Desenhos de Arranjo Físico.

Especificamente no caso do CDTN tem-se procedido como segue:

1) O levantamento das necessidades das diversas áreas foi feito indo-se ao local, registrando-se observações e informações orais ou coletando documentação existente. O levantamento é completado com a solicitação ao pessoal da área.

2) De posse dos dados acima elabora-se um Projeto Conceitual constituído de um fluxograma e de um memorial com o cálculo de cargas térmicas e volumes de ar requeridos resultando daí as características principais dos equipamentos.

3) A acomodação do equipamento às instalações existentes requer serviços de um projetista especializado, razão pela qual são contratados os serviços de firmas projetistas que elaboram desenhos de Arranjo Físico, Listas de materiais e Especificações dos equipamentos.

---

\* Departamento de Tecnologia de Reatores

4) Os documentos acima são incorporados às Condições Técnicas para concorrência de fornecimento e serviços por parte de firmas instaladoras.

5) A firma vencedora prepara os desenhos detalhados de instalação, o cronograma de trabalhos e demais documentos requeridos. Aprovados estes a firma procede à compra dos materiais e inicia a instalação.

6) Durante a instalação é feita a fiscalização e ao término da mesma são feitos os testes de desempenho para a Aceitação do sistema.

Quando a instalação é pequena o esquema de trabalho difere do acima nos seguintes pontos: o passo 3) acima é dado com o concurso de pessoal disponível na área; e o passo 5) é feito através da Divisão de Obras e Manutenção, da Seção de Mecânica, e no tocante às compras as mesmas são feitas pela própria área servida ou pela Divisão de Obras.

Os serviços realizados e com previsão futura são os seguintes [1]:

- 1) Sistemas de Exaustão dos Laboratórios de Reprocessamento e de Tratamento de Rejeitos [2];
- 2) Sistemas de Exaustão da Área de Acesso Controlado da Divisão de Tecnologia do Combustível;
- 3) Sistemas de Exaustão e Condicionamento de Ar dos Laboratórios do Departamento de Radioproteção e Apoio ao Licenciamento;
- 4) Exaustão da Área dos Laboratórios do Prédio do Departamento de Tecnologia Química;
- 5) Exaustão do Laboratório de Preparação Primária de Amostras do Departamento de Tecnologia Mineral;

Com exceção do sistema 3) acima foram feitos Projetos Conceituais, que devido a natureza dos Sistemas de Ventilação em geral são fortemente dependentes de Desenhos de Arranjo Físico, acompanhados de Listas de materiais e Especificações de equipamentos feitos por firma projetista, exceção feita ao sistema 4) em que os mesmos foram feitos no CDTN com o concurso do pessoal da própria área.

Excetuando-se os dois últimos sistemas, a instalação terá de ser feita por firma especializada, razão pela qual para o sistema 1) foram feitas Condições Técnicas para concorrências. O mesmo será feito para o sistema 2). Nos dois primeiros sistemas será procedida a Fiscalização e Aceitação da instalação, contando-se para isto com o pessoal da própria área.

Para o sistema 3) foi feita uma análise da documentação apresentada pela firma projetista.

Finalizando, para os sistemas 4) e 5) se contará com os serviços da Seção de Mecânica para a confecção do suporte do ventilador e "dampers" para o 4) e coletores de pó para o 5).

Com referência ao Túnel Aerodinâmico em estudo para o Laboratório de Termo-Hidráulica, o realizado se limitou ao exame de material bibliográfico. Estão previstos:

- Atualização do material acima, eventual coleta em outras instituições, definição dos protótipos e modelos e determinação de suas características.

- Elaboração do Projeto Conceitual.



## REFERÊNCIAS

- [1] IRSIGLER. N.S. Serviços referentes a sistemas de ventilação em diversas áreas do CDTN - Relatório de progresso: período de 6.8.81 a 23.11.81, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, dez.1981 (DETR.PD 155/81).
- [2] IRSIGLER, N.S. Condições técnicas para sistemas de ventilação do laboratório de reprocessamento e do laboratório de tratamento de rejeitos, NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte, out.1981 (Doc. DETR.PD 069/81).