

**VERIFICAÇÃO DE CÓDIGOS TERMO-HIDRÁULICOS PARA ANÁLISE DE
ACIDENTES DE REATORES DE PESQUISA**

Maurício Genta Maragni (*)

Antonio Teixeira e Silva (**)

Divisão de Engenharia de Segurança Nuclear

(*) Coordenadoria para Projetos Especiais - COPESP

(**) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP

RESUMO

Os resultados de cálculos com os programas computacionais PARET e TRANSV2 para a análise de acidentes de inserção de reatividade e de perda de vazão em reatores de pesquisa são verificados frente a resultados experimentais e frente a valores obtidos por outras organizações internacionais. Esta verificação visa demonstrar a adequação e validade destes programas para um processo de qualificação de metodologia de cálculo de reatores de pesquisa para posterior licenciamento.

INTRODUÇÃO

A análise dos acidentes e das condições anormais de uma planta nuclear requer a simulação de todos os sistemas importantes e fenômenos físicos por programas computacionais. Uma das partes mais importantes desta simulação é a modelagem física e matemática dos fenômenos neutrônicos e termo-hidráulicos do reator. A maioria dos programas computacionais usados na análise de segurança de uma planta nuclear são baseados em modelos relativamente simples, e o uso destes programas para o licenciamento da planta nuclear devem ser avaliados através de uma comparação direta entre a simulação analítica e os dados da planta. Assim, um processo complexo de avaliação, baseado em experimentos conduzidos em várias instalações, deve ser desenvolvido com o objetivo de estabelecer a precisão das simulações computacionais. Duas etapas podem ser distinguidas na avaliação:

a) **Qualificação:** avaliação com base em resultados de testes de efeitos separados;

b) **Verificação:** avaliação com base principalmente em resultados de testes integrais e de testes durante o comissionamento ou de acidentes que ocorreram em centrais nucleares.

O processo de qualificação deve assegurar que o programa computacional está apto a calcular todos os fenômenos físicos separadamente.

O processo de verificação visa detectar deficiências nos modelos físicos estabelecidos, eventualmente sugerir novos estudos de efeitos separados ou orientar a pesquisa e o desenvolvimento, e verificar a aptidão do código para calcular transientes acidentais em configurações de reatores. Os testes de efeitos separados são realizados para estudar fenômenos físicos em detalhes e os testes integrais são realizados para estudar o comportamento global dos sistemas do reator ou da planta nuclear, sendo geralmente conduzidos em uma instalação de teste que permite simular todo o sistema de refrigeração do reator e que contém todos os componentes importantes do sistema.

A avaliação de acidentes e condições anormais em reatores de pesquisa tipo piscina é geralmente mais simples que aquela feita para as plantas nucleares de potência, dado que a maioria dos fenômenos neutrônicos e termo-hidráulicos que ocorrem nestas instalações encontram-se razoavelmente testados. Para a simulação destes fenômenos, um conjunto de programas computacionais de análise neutrônica e termo-hidráulica tem sido desenvolvido ao redor do mundo.

Este trabalho desenvolve a verificação dos programas computacionais PARET [1] e TRANSV2 [2] na simulação de acidentes de inserção de reatividade e de perda de vazão em reatores de pesquisa tipo piscina. No caso, foram pesquisados na literatura testes integrais que pudessem servir para a verificação destes códigos, a fim de

demonstrar a sua adequação e validade para um processo de qualificação de metodologia de cálculo de reatores de pesquisa, para posterior licenciamento junto ao órgão licenciador, no caso a CNEN.

Na pesquisa desenvolvida na literatura, notou-se que poucos experimentos encontram-se disponíveis para efetuar a verificação dos programas PARET e TRANSV2. Dessa forma, o processo teve início com a realização dos cálculos transientes descritos no IAEA-TECDOC-643 [3] para um reator de pesquisa tipo piscina com 10 MW de potência. Para tal, utilizou-se dados (fração de nêutrons atrasados, coeficientes de realimentação de reatividade, etc) gerados anteriormente no IPEN-CNEN/SP [4]. Os resultados obtidos são comparados com os obtidos por outras organizações internacionais que também participaram deste problema padrão. Salienta-se que este problema é hipotético, não possuindo resultados experimentais.

Numa segunda etapa, foram considerados dois acidentes de parada de bombas (descritos no CEA-N-1205 [5]) que ocorrem num núcleo similar ao do reator francês OSIRIS. Nestes casos, os resultados obtidos são comparados com valores experimentais apresentados na referência acima.

O CÓDIGO PARET

O PARET é capaz de prever o curso e as consequências de acidentes de inserção de reatividade e de perda de vazão em reatores não pressurizados através de uma análise que considera os efeitos acoplados de termo-hidráulica e neutrônica no núcleo e um contínuo efeito de realimentação de reatividade. Ele simula acidentes em reatores com circulação forçada tanto no sentido ascendente como no sentido descendente, bem como acidentes durante o regime de convecção natural. As equações de cinética são resolvidas através do modelo pontual, que é aplicável em casos de pequena inserção de reatividade e em núcleos pequenos. A condução de calor através do elemento combustível é assumida ser unidimensional. As condições de contorno nem sempre conseguem acompanhar o comportamento real do transiente e podem não produzir resultados confiáveis em transientes em que ocorre ebulição.

Os cálculos hidrodinâmicos são baseados no Modelo Integral do Momento, no qual as propriedades do fluido não dependem da pressão local. No PARET, este modelo foi modificado de forma a fazer com que a densidade do fluido dependa da pressão. Ainda assim, isto pode limitar a precisão da pressão transiente e da distribuição de escoamento quando se tem grandes quantidades de vazios. O modelo para a determinação da fração de vazio possui a restrição de possuir parâmetros que dependem das condições físicas e da situação em que ele é aplicado e que nem sempre podem ser determinados com grande precisão.

O PARET permite simular o transiente de passagem para o regime de convecção natural em reatores de pesquisa com refrigeração forçada no sentido descendente. Esta transição tem início quando a força de empuxo no sentido ascendente sobre o fluido refrigerante for maior que a força exercida no refrigerante (devido a bomba) no sentido descendente.

O CÓDIGO TRANSV2

O TRANSV2 é um código com estrutura mais simples que o PARET. Ele faz a simulação de acidentes de reatividade e de perda de vazão em reatores de pesquisa com circulação forçada no sentido descendente através de considerações neutrônicas e termo-hidráulicas. As equações de cinética são resolvidas pelo modelo pontual com 6 grupos de nêutrons atrasados. O transiente hidráulico pode ser analisado usando uma solução analítica, as curvas características da bomba, ou polinômios para aproximá-las. O programa também inclui correlações modernas de transferência de calor, tanto para escoamento descendente como ascendente.

O transiente de passagem para o regime de convecção natural tem início com a simulação da abertura de válvulas próprias para este fim. As circunstâncias para que isto ocorra devem ser especificadas pelo usuário.

Como este código é utilizado nas mesmas classes de problemas que o PARET, eles podem ser utilizados num mesmo problema a fim de fornecer um maior grau de confiança por parte do usuário. Este é o procedimento adotado no IPEN-CNEN/SP e na COPESP para a análise quantitativa dos acidentes de inserção de reatividade e de perda de vazão em reatores de pesquisa.

VERIFICAÇÃO DOS CÓDIGOS

No "benchmark" da Agência são considerados dois núcleos: o HEU ("Highly Enriched Uranium") e o LEU ("Low Enriched Uranium"). O elemento combustível do HEU é tipo UALx-Al com 93 wt/% de enriquecimento, enquanto do LEU é do tipo U3Si2-Al com 19,75 wt/% de enriquecimento.

Alguns parâmetros do núcleo utilizados na simulação são mostrados na Tabela 1. Os demais dados de entrada dos códigos foram obtidos a partir da especificação do problema.

Foram considerados quatro transientes em cada um dos núcleos, sendo dois de perda de vazão e dois de inserção de reatividade. Os acidentes de perda de vazão são assumidos ocorrer com o reator operando a 12 MW. A vazão cai com $\exp(-t/T)$, onde T é igual a 1 s no transiente rápido e igual a 25 s no transiente lento. O desligamento do reator ocorre quando a vazão atinge 85% da vazão nominal, com um tempo de atraso de 200 ms para a queda das barras de controle e uma taxa de inserção de reatividade de -10% em 0,5 s. As Tabelas 2 e 3 apresentam os resultados obtidos no IPEN com o PARET e o TRANSV2, comparados com os obtidos por outras instituições. Salienta-se que a ANL também utilizou o PARET, enquanto que a CCHEN utilizou o TRANSV2. Estes últimos resultados foram retirados da referência [6].

Tabela 1: Coeficientes de Reatividade e Parâmetros Cinéticos para os núcleos HEU e LEU

Comb.	β_{EF}	$\Lambda(\mu s)$	Temp. Moderador ($^{\circ}C$)	Vazio ($\$/\%$ vazio)	Doppler ($\$/^{\circ}C$)
HEU	7,732E-3	56,19	-1,74E-2	-0,3167	-7,68E-5
LEU	7,403E-3	44,72	-2,91E-2	-0,5705	-3,70E-3

Tabela 2: Resultados obtidos para o transiente de rápida perda de vazão

	Comb.	PARET	TRANSV2	ANL	INTERATOM	CCHEN
Nível de potência no scram (MW)	HEU	11,9	11,7	11,9	11,5	11,4
	LEU	11,7	11,5	11,9	11,4	11,3
Temp. Máxima no Combustível ($^{\circ}C$)	HEU	90,0	92,9	89,2	91,0	92,1
	LEU	89,8	90,7	90,3	91,9	92,7
Temp. Máxima no Revestimento ($^{\circ}C$)	HEU	88,2	90,8	87,5	89,5	90,1
	LEU	86,9	88,7	87,5	89,3	89,7
Temp. Máxima no Refrigerante ($^{\circ}C$)	HEU	60,3	61,3	60,3	56,5	61,0
	LEU	59,8	60,4	60,3	56,4	60,8

Tabela 3: Resultados obtidos para o transiente de lenta perda de vazão

	Comb.	PARET	TRANSV2	ANL	INTERATOM	CCHEN
Nível de potência no scram (MW)	HEU	11,6	11,9	11,6	11,6	11,8
	LEU	11,2	11,7	11,6	11,5	11,7
Temp. Máxima no Combustível ($^{\circ}C$)	HEU	86,4	90,6	85,8	87,4	90,4
	LEU	86,2	89,9	86,8	88,2	90,8
Temp. Máxima no Revestimento ($^{\circ}C$)	HEU	84,5	88,5	83,9	85,8	88,2
	LEU	83,3	87,8	83,7	85,5	87,8
Temp. Máxima no Refrigerante ($^{\circ}C$)	HEU	58,9	60,6	58,9	55,6	60,5
	LEU	58,3	60,2	58,8	55,4	60,3

Os acidentes de inserção de reatividade são assumidos ocorrer com o reator crítico a uma potência de 1 W. A inserção de reatividade ocorre a uma taxa de 0,1 \$/s no núcleo HEU e 0,09 \$/s no LEU no caso de inserção lenta de reatividade, e 1,50 \$ em 0,5 s tanto no núcleo HEU como no LEU no caso de inserção rápida de reatividade. O desligamento do reator ocorre quando a potência atinge 12 MW, com tempo de atraso de 25 ms. As Tabelas 4 e 5 apresentam os resultados obtidos comparados aos de outras instituições. Maiores detalhes sobre estes experimentos, bem como a apresentação de todos os resultados obtidos, podem ser encontrados na referência [7].

Para a simulação dos acidentes de parada de bombas realizados no núcleo tipo OSIRIS foram necessárias modificações no código TRANSV2. Nos casos simulados, o núcleo é resfriado por convecção forçada no sentido ascendente, sendo que o TRANSV2 só permite a simulação de

acidentes em reatores de pesquisa com circulação descendente. Para atender a esta solicitação, um conjunto de alterações foi realizado no IPEN/COPESP no código TRANSV2. Os transientes de parada de bombas foram então simulados com o PARET e o TRANSV2 modificado. No primeiro transiente, a potência inicial do reator é de 43 MW, e o seu desligamento ocorre quando a vazão atinge 90% da vazão nominal. No segundo caso, a potência inicial é de 37 MW, e o desligamento ocorre quando a vazão atinge 70% da vazão nominal. Nos dois casos, as válvulas de convecção natural são abertas quando a vazão atinge 62% da vazão nominal.

As Figuras 1 a 4 apresentam os resultados computacionais obtidos para a primeira excursão (denominada excursão 236), enquanto as Figuras 5 a 8 os resultados para a segunda excursão (excursão 248). Os resultados experimentais são apresentados nas Figuras 29 a 36 da referência [5].

Tabela 4: Resultados obtidos para o transiente de inserção lenta de reatividade

	Comb.	PARET	TRANSV2	ANL	INTERATOM	CCHEN
Potência Máxima (MW)	HEU	13,7	16,7	14,1	14,4	13,6
	LEU	12,1	12,5	12,4	12,4	12,3
Temp. Máxima no Combustível (°C)	HEU	70,5	78,1	70,6	70,5	71,1
	LEU	82,0	80,2	80,6	80,8	82,3
Temp. Máxima no Revestimento (°C)	HEU	69,1	75,9	69,0	69,2	69,3
	LEU	78,9	77,8	77,7	78,1	79,5
Temp. Máxima no Refrigerante (°C)	HEU	47,8	53,4	48,1	45,2	48,5
	LEU	54,9	54,5	53,9	51,1	54,6

Tabela 5: Resultados obtidos para o transiente de inserção rápida de reatividade

	Comb.	PARET	TRANSV2	ANL	INTERATOM	CCHEN
Potência Máxima (MW)	HEU	133	156	132	135	144
	LEU	128	198	148	144	168
Temp. Máxima no Combustível (°C)	HEU	171	177	171	173	169
	LEU	167	161	183	186	179
Temp. Máxima no Revestimento (°C)	HEU	156	156	156	160	153
	LEU	151	142	157	168	151
Temp. Máxima no Refrigerante (°C)	HEU	86,0	78,1	83,8	70,7	74,7
	LEU	73,0	70,8	82,0	63,2	72,1

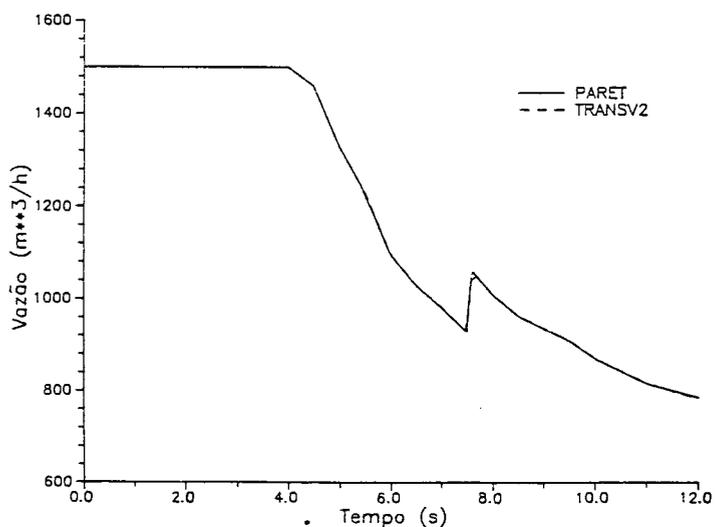


Figura 1: Variação temporal da vazão na excursão 236.

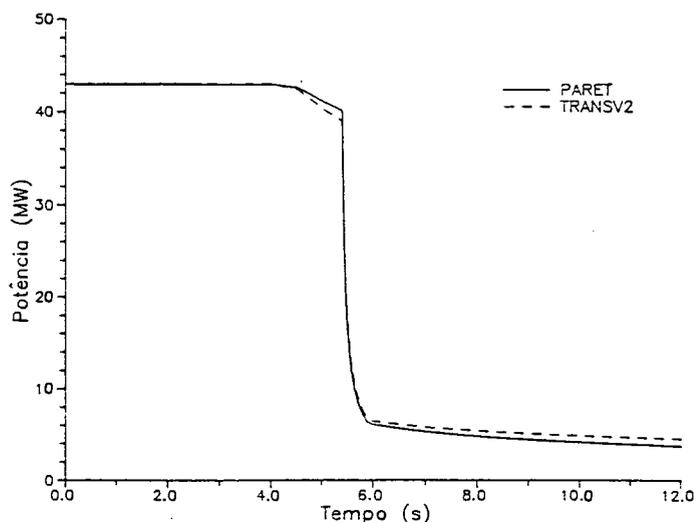


Figura 2: Variação temporal da potência na excursão 236.

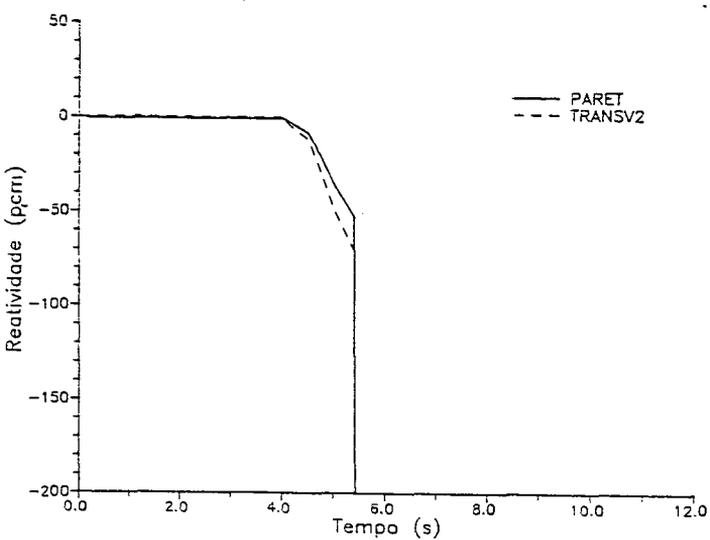


Figura 3: Variação temporal da reatividade na excursão 236.

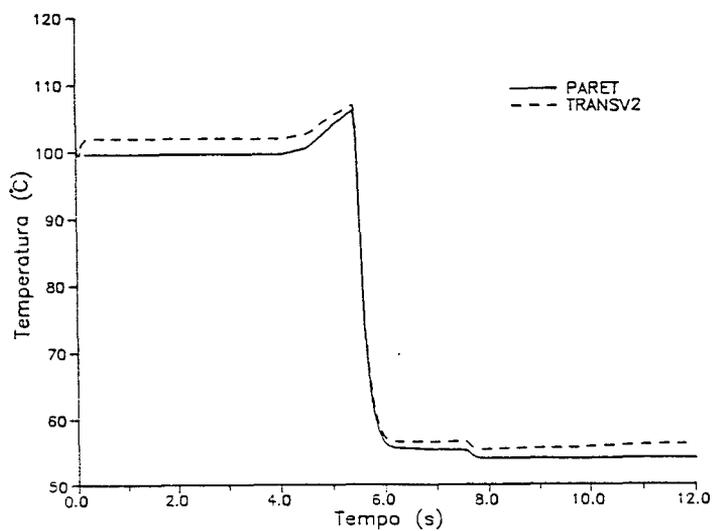


Figura 4: Variação temporal da temperatura de saída da água do núcleo na excursão 236.

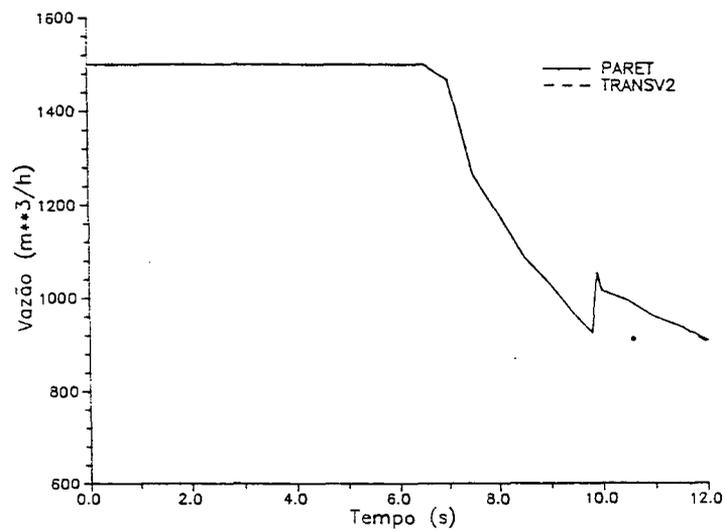


Figura 5: Variação temporal da vazão na excursão 248.

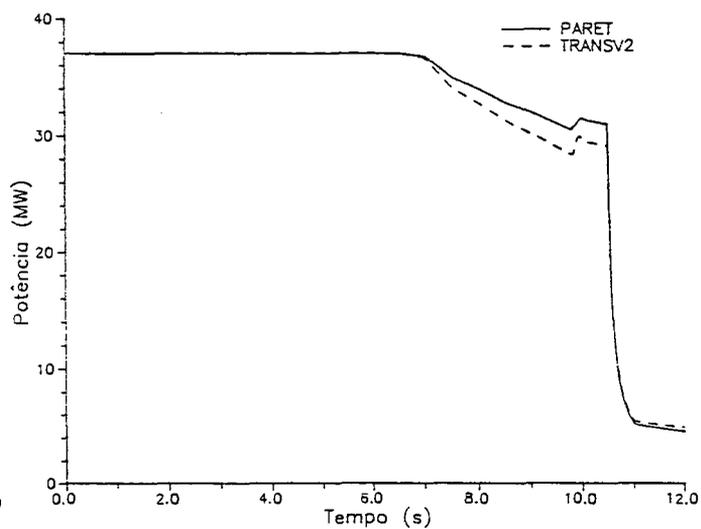


Figura 6: Variação temporal da potência na excursão 248.

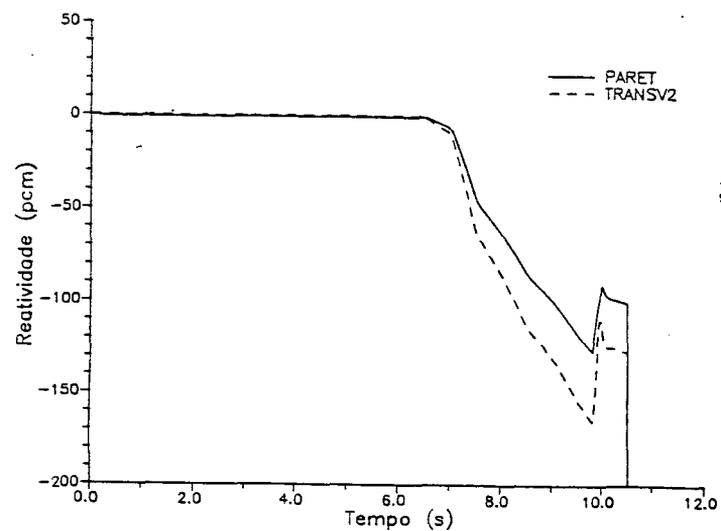


Figura 7: Variação temporal da reatividade na excursão 248.

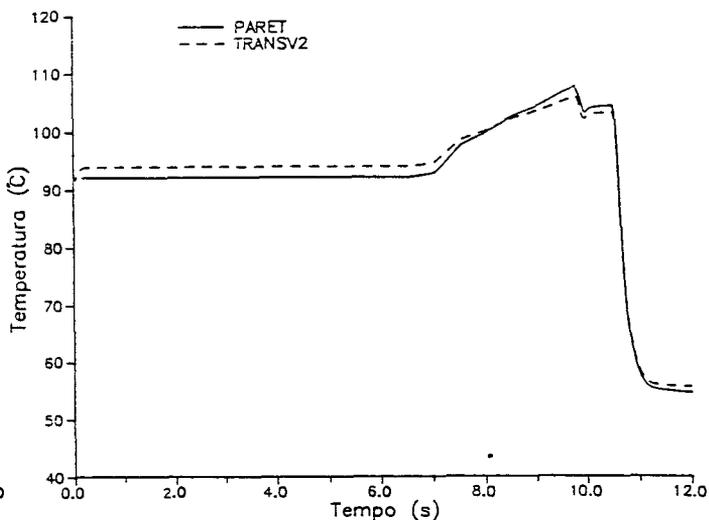


Figura 8: Variação temporal da temperatura de saída da água do núcleo na excursão 248.

DISCUSSÕES DOS RESULTADOS E CONCLUSÕES

Os resultados obtidos com os códigos utilizados no IPEN-CNEN/SP e na COPESP para a análise de acidentes de inserção de reatividade e de perda de vazão em reatores de pesquisa mostram que os programas computacionais PARET e TRANSV2 podem ser utilizados no estabelecimento de uma metodologia licenciável para a análise destes tipos de acidentes.

Para os transientes de perda de vazão, as Tabelas 2 e 3 mostram que os valores obtidos estão em bom acordo com os obtidos por outras organizações. Os resultados para os acidentes de inserção de reatividade mostram algumas discrepâncias, principalmente nos cálculos realizados com o TRANSV2, que superestimou os resultados para o núcleo HEU (Tabelas 4 e 5). Os cálculos realizados para o núcleo LEU também apresentaram discrepância em relação aos demais, tanto com o PARET como com o TRANSV2. Observou-se que tais discrepâncias foram devidas ao valor usado no coeficiente de reatividade de temperatura do moderador gerado nos cálculos estacionários. Na ocasião, o cálculo deste coeficiente foi realizado considerando apenas a variação da densidade do moderador com a temperatura. No entanto, o endurecimento do espectro de nêutrons devido ao efeito do alargamento Doppler das ressonâncias do U-238 foi desprezado. Este fato influi no movimento relativo entre as moléculas do moderador e os nêutrons do sistema, ocasionando uma alteração no valor deste coeficiente. Substituindo este parâmetro pelo valor gerado em ARGONNE ($-1,082E-2$ %/°C, referência [3]), os resultados ficaram em bom acordo com os obtidos pelas outras organizações. Tais resultados podem ser encontrados na referência [7].

A verificação experimental para os acidentes de perda de vazão em reatores com vazão forçada no sentido ascendente mostrou que tanto o PARET como a versão modificada do TRANSV2 são adequados para a simulação deste tipo de acidente, já que todas as Figuras são similares às curvas experimentais da referência [5]. Observou-se que os dois códigos fornecem valores um pouco conservativos em relação ao experimento, sendo o TRANSV2 modificado ainda um pouco mais conservativo que o PARET durante boa parte dos transientes. Esta diferença está relacionada com o fato do PARET ser bem mais complexo que o TRANSV2, possuindo a capacidade de simular acidentes com um número inferior de aproximações. Além disso, o TRANSV2 simula apenas o canal quente, enquanto que o PARET tem a capacidade de modelar até 4 canais médios no núcleo do reator.

REFERÊNCIAS

- [1] OBENCHAIN, C.F. PARET - A program for the analysis of reactor transients. Idaho Operations Office, 1969. (IDO-17282).
- [2] KLEIN, J.; MISHIMA, K. TRANSV2: A thermal-hydraulic analysis code for research reactors. Kyoto University Research Reactor Institute, 1989. (KURRI-TR-323).
- [3] Research reactor core conversion guidebook. Volume 3: Analytical Verification, 1992. (IAEA-TECDOC-643).
- [4] FANARO, L.C.C.B and MAIORINO, J.R. Calculations of the Safety Related Benchmark Problem - IAEA 10 MW: Static Calculations. IN: IAEA - ARCAL V - Workshop to Compare Benchmark Calculations, Santiago, Chile, October 1989.
- [5] DUTRAIVE, P. and TATTEGRAIN, A. Compte Rendu Des Experiences 'Coeur Type Osiris' Faites Sur La Pile Cabri, CEA - Centre d'Etudes Nucleaires de Cadarache, CEA-N-1205, 1970.
- [6] KLEIN, J. Transient analysis of the HEU and LEU benchmarks cores using the TRANSV2 code. IN: VIII Brazilian Meeting on Reactor Physics and Thermal-Hydraulics (Atibaia, SP, Brazil, September 17-20, 1991), São Paulo, IPEN-CNEN/SP, 1991, p.63-8.
- [7] Maragni, M., Silva, A.T. and Maiorino, J.R. Calculations of the Safety Related Benchmark Problem - IAEA 10 MW: Transient Calculations. IN: IAEA - ARCAL V - Primer Taller Regional sobre Reactores Nucleares de Investigación en América Latina, Santiago, Chile, January, 1991.

ABSTRACT

Computational results using the codes PARET and TRANSV2 for the analysis of reactivity insertion and loss of flow transients in research reactors are verified against experimental results and against results from other organizations. The results show that these codes can be utilized in a licensing calculation methodology applied to research reactors.