

ATUALIZAÇÃO DA ANÁLISE DE CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE DESLIGAMENTO RÁPIDO DO REATOR IPEN/MB-01 COM DADOS DA EXPERIÊNCIA OPERACIONAL

Patrícia Pagetti de Oliveira; Antonio Souza Vieira Neto  
 Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP  
 Rua do Matão, Travessa R. 400  
 05308-900, São Paulo, SP

RESUMO

Neste trabalho foram ressaltados os resultados da atualização da análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator IPEN/MB-01, como parte do processo de acompanhamento do desempenho desta Unidade Crítica. Foram considerados os dados de 4 (quatro) anos de experiência operacional, incorporados, através da metodologia Bayesiana, aos dados genéricos utilizados na análise efetuada para o licenciamento da Instalação. Além disso, foram atualizadas algumas hipóteses funcionais do modelo de confiabilidade originalmente elaborado para o sistema.

INTRODUÇÃO

A experiência operacional adquirida nos 4 (quatro) anos decorridos desde o comissionamento da Unidade Crítica Reator IPEN/MB-01 até hoje, trouxe informações adicionais importantes a respeito do comportamento dos componentes. Estas informações foram usadas para se ajustar distribuições de probabilidade específicas para as taxas/probabilidades de falha de alguns tipos de componentes. Estas distribuições específicas, assim como considerações mais atualizadas a respeito do tempo médio anual de operação da Instalação e da periodicidade de rotinas de calibração/manutenção dos componentes do Sistema de Proteção, levaram a uma revisão dos resultados obtidos na versão original da análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator.

Neste trabalho é apresentada, inicialmente, uma descrição sucinta dos sistemas/subsistemas em estudo e do modelo de árvore de falhas elaborado para se avaliar as características de desempenho destes sistemas. Em seguida, é descrito o processo de especialização dos dados de falha aplicado aos eventos relacionados aos canais de instrumentação nuclear do Sistema de Proteção do Reator IPEN/MB-01 e são estabelecidas novas hipóteses funcionais para o modelo já existente. Finalmente, é apresentada uma análise visando o acompanhamento dos resultados obtidos.

DESCRIÇÃO DO SISTEMA DE DESLIGAMENTO RÁPIDO DO REATOR IPEN/MB-01

O desligamento do reator da Unidade Crítica é feito pela inserção de elementos absorvedores no conjunto crítico ou pela abertura de válvulas provocando o esvaziamento do tanque moderador. Trata-se de dois dispositivos redundantes passivos, satisfazendo o princípio de diversidade funcional, pertencentes ao Subsistema de Controle de Reatividade e ao Sistema de Esvaziamento Rápido do Tanque Moderador, respectivamente. Sabe-se que o reator é desligado se 2 das 4 barras absorvedoras forem inseridas no interior do núcleo ou se pelo menos uma das duas válvulas que permitem o escoamento da água do tanque do reator operar satisfatoriamente.

Os sinais para acionamento destes dispositivos são emitidos pelo Sistema de Proteção através de um comando manual do operador ou através de um comando automático. O comando automático é transmitido por uma rede de canais de proteção que compõem o Subsistema de Instrumentação Nuclear. Dos canais de instrumentação envolvidos no desligamento, cinco operam na faixa de potência de  $1.0 \text{ E-}03 \text{ W}$  a  $1.0 \text{ E+}02 \text{ W}$  (canais 3, 4, 7, 8 e 10). Nesta condição, a potência é medida pelos canais 7, 8 e 10 e o período é medido pelos canais 3, 4 e 10. Estes canais são calibrados para acionar o Subsistema de Controle de Reatividade quando um primeiro nível anormal de potência ou período ("set point") for atingido, e para acionar o Sistema de Esvaziamento Rápido do Tanque Moderador quando um segundo nível anormal destas variáveis for atingido.

Falhas em sistemas de suporte, tais como o de fornecimento de energia elétrica e o de suprimento de ar comprimido, implicam na atuação automática do Sistema de Desligamento do Reator, sendo portanto, falhas seguras.

A Figura 1 mostra o diagrama de blocos funcional do desligamento do conjunto crítico.

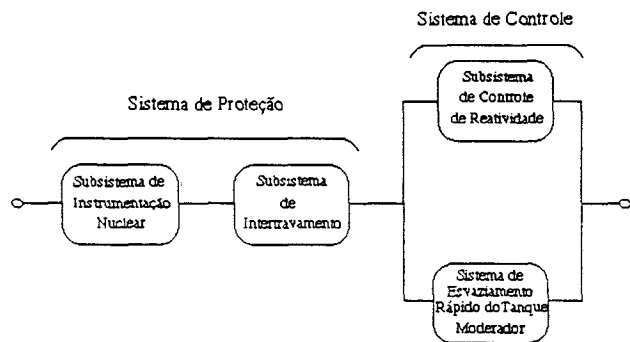
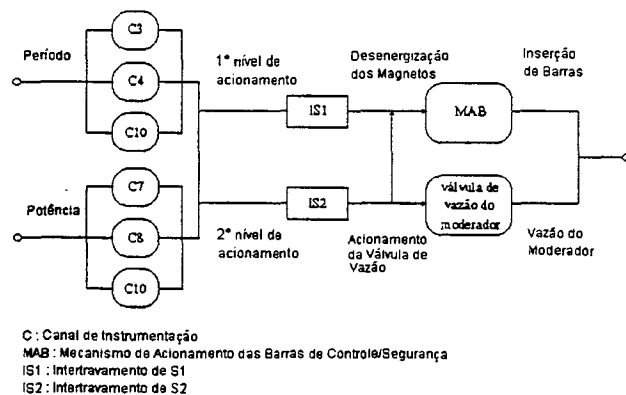


Figura 1 Diagrama de Blocos Funcional do Desligamento do Reator IPEN/MB-01

Uma descrição mais detalhada dos sistemas e subsistemas envolvidos pode ser encontrada em [1].

A Figura 2 mostra um detalhamento do diagrama da Figura 1, no que se refere ao Sistema de Proteção.



C: Canal de Instrumentação  
 MAB: Mecanismo de Acionamento das Barras de Controle/Segurança  
 IS1: Intertravamento de S1  
 IS2: Intertravamento de S2

Figura 2 Diagrama de Blocos Funcional com Detalhamento no Sistema de Proteção (Condição Operacional: Potência  $1.0 \text{ E-}03$  a  $1.0 \text{ E+}02 \text{ W}$ )

## CONSIDERAÇÕES E RESULTADOS DA ANÁLISE DE CONFIABILIDADE REALIZADA PARA O LICENCIAMENTO DO REATOR IPEN/MB-01

Na fase de licenciamento da Unidade Crítica foi realizada uma análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator IPEN/MB-01, a qual está documentada em relatório técnico [1] que contém todas as informações necessárias para o desenvolvimento do modelo de confiabilidade.

Nesta análise, a indisponibilidade média do Sistema de Desligamento Rápido do Conjunto Crítico foi avaliada considerando-se, conservativamente, que o reator estivesse operando na faixa de potência. Pode-se dizer que é a condição mais desfavorável para desligamento. Utilizou-se a metodologia de Análise de Árvore de Falhas, a qual está fundamentada num modelo gráfico para a determinação da lógica de propagação de falhas de componentes do sistema. O evento topo da árvore de falhas foi definido como sendo: "Falha para desligar o conjunto crítico em condições anormais de período e/ou potência do reator". Foram considerados todos os componentes eletrônicos, elétricos e mecânicos capazes de interferir no sucesso do desligamento rápido do reator. Deste modo, o modelo elaborado inclui eventos que representam falhas independentes e eventos que correspondem a falhas múltiplas originadas por causa comum.

A implementação dos procedimentos da Análise de Árvore de Falhas, incluindo a quantificação das características de confiabilidade associadas a cada evento primário e a avaliação global relativa ao evento topo, foi feita através do programa computacional RALLY-M, o qual está documentado em [2].

**Suposições Básicas.** Para proceder esta análise, foram estabelecidos pressupostos funcionais e hipóteses de natureza estatística, a saber:

(1) A Unidade Crítica opera, em média, 8 horas por dia, de segunda a sexta-feira;

(2) Operações de manutenção, tais como inspeções, testes, reparos, calibrações, etc, são realizadas com o conjunto crítico desligado;

(3) A falha de um canal de instrumentação em reconhecer a violação do primeiro nível de atuação para desligamento implica na falha deste canal em reconhecer a violação para o segundo nível de atuação;

(4) Os componentes do sistema não sofrem degradação durante os períodos de inatividade do conjunto crítico;

(5) Existe independência entre os eventos primários da árvore de falhas;

(6) Foi adotado o valor 1 (um) como probabilidade de falha do operador em acionar manualmente o Sistema de Desligamento, procurando com isto assumir uma posição conservativa;

(7) Foi utilizado um portão do tipo "k de n" para representar o evento correspondente a falhas independentes que impedem a inserção de pelo menos 3 de 4 elementos absorvedores;

(8) Eventos que representam falhas com causa comum foram tratados através de eventos de acionamento. O evento de acionamento permite que a falha com causa comum seja incluída ou não no cálculo da indisponibilidade associada ao evento topo;

(9) Seguindo a aproximação simplificada proposta no relatório WASH-1400 [3], a avaliação da contribuição das falhas de causa comum é feita através de eventos especiais cuja probabilidade de ocorrência é dada por uma distribuição de incerteza do tipo log-uniforme, onde a cota inferior representa o caso mais otimista ou de independência total entre os eventos primários, e a cota superior o caso mais pessimista ou de dependência total dos eventos;

(10) A base de dados existente no Apêndice III do Relatório WASH-1400 [3] foi tomada como referência na quantificação dos eventos primários da árvore de falhas.

**Resultados Obtidos.** Observou-se que a falha simultânea de todos os canais de instrumentação nuclear do Sistema de Proteção contribui com 99% para a ocorrência da falha no desligamento do reator. A maioria dos cortes mínimos identificados por simulação corresponde a falhas em canais de instrumentação, considerando os modos de falha "mudança no valor calibrado", "falha durante a operação" e "erro humano na calibração".

Na avaliação quantitativa, obteve-se um valor de  $1.0 \times 10^{-11}$  para a indisponibilidade média do Sistema de Desligamento do Reator, em 1920 horas de operação. Evidentemente, a ordem de grandeza deste resultado não permite que o valor obtido seja considerado em termos absolutos. No entanto, no que diz respeito à segurança da Instalação, reflete que o sistema apresenta uma alta confiabilidade. Devido a este resultado, procurou-se investigar, com atenção especial, a contribuição das falhas com causa comum referentes a "erro na calibração dos três canais de potência", "erro na calibração dos três canais de período" e "falha na inserção de pelo menos 3 elementos absorvedores". Neste caso, ao se considerar falhas múltiplas com causa comum, a indisponibilidade do sistema aumenta para  $1.0 \times 10^{-9}$ . Este valor tende a reforçar a idéia colocada anteriormente, de que o Sistema de Desligamento do Reator é muito confiável.

Além disso, verificou-se que os eventos independentes contribuem preponderantemente para a ocorrência da falha do Sistema de Esvaziamento Rápido do Tanque Moderador. As falhas múltiplas provocadas por causas comuns, por sua vez, predominam na contribuição para a ocorrência do evento topo e da falha na inserção de pelo menos 3 elementos absorvedores.

A duração dos testes e manutenção não contribui para a frequência de falhas do desligamento do conjunto crítico por serem processadas quando este se encontra inativo.

## ESPECIALIZAÇÃO DOS DADOS DE FALHA E ATUALIZAÇÃO DOS DADOS DE TESTE/MANUTENÇÃO DOS CANAIS DE INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR DO SISTEMA DE PROTEÇÃO DO REATOR IPEN/MB-01

A análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator realizada na fase de elaboração do RAS da Unidade Crítica, teve como dados de entrada, valores de taxas/probabilidades de falha de componentes extraídos principalmente do Relatório WASH-1400 [3]. Este relatório fornece dados genéricos, calculados através da compilação de informações obtidas de várias centrais nucleares, incluindo até algumas instalações convencionais.

Como já existem evidências operacionais da Unidade Crítica, tornou-se importante que se faça a especialização dos dados genéricos e a atualização de algumas hipóteses funcionais, para que os resultados da análise de confiabilidade representem, do ponto de vista de segurança, o status atual da mesma.

Neste caso, concentrou-se na especialização dos dados de falha referentes aos canais de instrumentação nuclear, pois na análise original observou-se que estes eventos apresentam uma contribuição significativa para a indisponibilidade média do sistema.

A metodologia adotada para a especialização de dados de falha está baseada nos conceitos da inferência estatística bayesiana, a qual utiliza como ferramenta fundamental a aplicação do Teorema de Bayes, considerado regra básica para a combinação de dados [4].

No contexto deste trabalho, supôs-se que o tempo de vida dos componentes segue uma distribuição exponencial e a quantidade de interesse é a taxa de falhas (falhas/hora) ou probabilidade de falha por demanda dos componentes. Assim, o Teorema de Bayes pode ser escrito como:

$$P(\lambda/E) = \frac{P(\lambda)L(E/\lambda)}{\int_0^{\infty} P(\lambda)L(E/\lambda)} \quad (1)$$

onde,

$P(\lambda/E)$  é a distribuição de probabilidade "a posteriori" da taxa/probabilidade de falha, considerando a nova evidência operacional E;  $P(\lambda)$  representa a distribuição de probabilidade "a priori" da taxa/probabilidade de falha, isto é, a distribuição desta variável antes da evidência E estar disponível;

$L(E/\lambda)$  é a função de verossimilhança dos dados observados e fornece a probabilidade de que a evidência E seria observada se a taxa/probabilidade de falha fosse  $\lambda$ .

O cálculo da integral do lado direito da Equação 1, em geral, não pode ser resolvido analiticamente, dependendo da forma das distribuições de probabilidade correspondentes à distribuição "a priori" e à função de verossimilhança. Para generalizar o método de avaliação desta integral,

optou-se pela discretização de distribuições contínuas a partir de valores dados na taxa/probabilidade de falha [5].

A seguir, é demonstrada a especialização dos dados de falha dos canais de instrumentação nuclear, para se obter a distribuição adequada ao caso da Unidade Crítica.

**Falha durante a Operação de Canais de Instrumentação.** A distribuição "a priori" da taxa de falhas por hora, de canais de instrumentação é representada por uma distribuição log-normal com percentis 5% e 95% iguais a 1.0 E-07 e 1.0 E-05, respectivamente [3]. A evidência operacional indica 0 (zero) falhas em 1056 horas de observação. Considerando que a função de verossimilhança adequada a este caso é a distribuição de Poisson, encontra-se, na Tabela 1, os cálculos bayesianos para obtenção da distribuição "a posteriori".

Tabela 1 Cálculo da Distribuição "a posteriori" para Falha durante a Operação de Canais de Instrumentação

$\lambda$	$P(\lambda)$	$L(E/\lambda)$	$P(\lambda)L(E/\lambda)$	$P(\lambda/E)$
3.0 E-01	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
1.0 E-01	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
3.0 E-02	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
1.0 E-02	0.00000	0.00003	0.00000	0.00000
3.0 E-03	0.00000	0.04209	0.00000	0.00000
1.0 E-03	0.00000	0.34784	0.00000	0.00000
3.0 E-04	0.00002	0.72848	0.00001	0.00002
1.0 E-04	0.00048	0.89978	0.00043	0.00046
3.0 E-05	0.00705	0.96882	0.00683	*0.00720
1.0 E-05	0.04243	0.98950	0.04198	0.04427
3.0 E-06	0.16629	0.99684	0.16576	0.17479
1.0 E-06	0.28373	0.99894	0.28343	0.29886
3.0 E-07	0.30514	0.99968	0.30504	0.32165
1.0 E-07	0.14488	0.99989	0.14487	0.15275

**Mudança no Valor Calibrado de Canais de Instrumentação.** A distribuição "a priori" da taxa de falhas por hora, associada ao modo de falha "mudança no valor calibrado" de um canal de instrumentação nuclear é representada por uma distribuição log-normal com percentis 5% e 95% iguais a 3.0 E-06 e 3.0 E-04, respectivamente [3]. Não foi observada nenhuma ocorrência deste modo de falha durante as 1056 horas de operação da instalação. A função de verossimilhança adequada a este caso é a distribuição de Poisson e os cálculos bayesianos para obtenção da distribuição "a posteriori" encontram-se na Tabela 2.

Tabela 2 Cálculo da Distribuição "a posteriori" para o Modo de Falha "Mudança no Valor Calibrado" dos Canais de Instrumentação

$\lambda$	$P(\lambda)$	$L(E/\lambda)$	$P(\lambda)L(E/\lambda)$	$P(\lambda/E)$
3.0 E-01	0.00000	0.00000	*0.00000	0.00000
1.0 E-01	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
3.0 E-02	0.00000	0.00000	0.00000	0.00000
1.0 E-02	0.00002	0.00003	1.0 E-09	0.00000
3.0 E-03	0.00048	0.04209	0.00002	0.00002
1.0 E-03	0.00562	0.34784	0.00200	0.00210
3.0 E-04	0.04386	0.72848	0.03195	0.03370
1.0 E-04	0.14488	0.89978	0.13086	0.13739
3.0 E-05	0.30514	0.96882	0.29563	0.31156
1.0 E-05	0.28373	0.98950	0.28075	0.29588
3.0 E-06	0.16629	0.99684	0.16576	0.17469
1.0 E-06	0.04243	0.99894	0.04239	0.04467

**Erro Humano na Calibração dos Canais de Instrumentação.** A distribuição "a priori" associada à probabilidade de falha por parte do pessoal de manutenção na calibração de um canal de instrumentação, é representada por uma distribuição log-normal com percentis 5% e 95% iguais a 3.0 E-04 e 3.0 E-03, respectivamente, por rotina de calibração. Em 92 rotinas de calibração executadas, não foram observadas falhas inseguras. A função de verossimilhança adequada a este caso é a distribuição binomial. A distribuição "a posteriori" foi obtida através dos cálculos mostrados na Tabela 3.

Tabela 3 Cálculo da Distribuição "a posteriori" para Erro Humano na Calibração dos Canais de Instrumentação

$\lambda$	$P(\lambda)$	$L(E/\lambda)$	$P(\lambda)L(E/\lambda)$	$P(\lambda/E)$
3.0 E-01	0.00000	5.6 E-15	0.00000	0.00000
1.0 E-01	0.00000	0.00006	0.00000	0.00000
3.0 E-02	0.00000	0.06067	0.00000	0.00000
1.0 E-02	0.00038	0.39668	0.00015	0.00016
3.0 E-03	0.04960	0.75850	0.03762	0.04016
1.0 E-03	0.42002	0.91206	0.38308	0.40898
3.0 E-04	0.48002	0.97277	0.46695	0.49852
1.0 E-04	0.04933	0.99084	0.04887	0.05217

**Resultados da Especialização/Atualização dos Dados de Canais de Instrumentação.** Para a atualização dos dados é importante considerar, também, a periodicidade de rotinas de calibração e manutenção adotada na prática.

A Tabela 4 apresenta os resultados da especialização dos dados de falha e atualização dos dados de teste/manutenção, referentes aos canais de instrumentação nuclear do Sistema de Proteção. As distribuições "a posteriori" foram aproximadas pela Log-normal.

Tabela 4 Especialização/Atualização dos Dados Referentes aos Canais de Instrumentação Nuclear

Modo de Falha	Versão da Análise	Intervalo entre Testes/Manutenção	Taxa/ Probabilidade de Falha				Indisponibilidade Média Associada ao Evento
			Parâmetro de Locação	Parâmetro de Dispersão	Distribuição de Probabilidade	Referência	
Falha durante a operação	original	8 hs	1.0 E-06/h	10	Log-normal	[3]	1.1 E-05
	atualizada	88 hs	6.0 E-07/h	10	Log-normal	-	1.2 E-04
Mudança no Valor Calibrado	original	360 hs	3.0 E-05/h	10	Log-normal	[3]	1.4 E-02
	atualizada	15 hs	2.0 E-05/h	7	Log-normal	-	6.0 E-04
Erro do Operador na Calibração	original	360 hs	1.0 E-03/d	3	Log-normal	[3]	1.3 E-03
	atualizada	15 hs	6.0 E-04/d	1	Log-normal	-	1.3 E-03
Falha com Causa Comum (erro na calibração de todos os canais)	original	360 hs	1.0 E-06/d (*)	1.0 E-03/d (*)	Log-uniforme	[3]	7.2 E-05
	atualizada	15 hs	1.0 E-09/d (*)	1.0 E-03/d (*)	Log-uniforme	-	7.2 E-05

(\*) Para a Log-uniforme, nas colunas referentes ao parâmetro de locação e ao parâmetro de dispersão encontram-se o limite inferior e o limite superior, respectivamente, do "range" da distribuição.

Obs : No caso da Log-normal, o parâmetro de locação indicado é a mediana da distribuição e o parâmetro de dispersão é o fator de erro.

## ATUALIZAÇÃO DA ANÁLISE DE CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE DESLIGAMENTO RÁPIDO DO REATOR IPEN/MB-01

Para a revisão da análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator IPEN/MB-01 foram adotadas, praticamente, todas as suposições básicas do modelo original. Apenas a hipótese referente ao tempo de operação da Instalação foi atualizada, pois, na versão anterior, pressupôs-se que a Unidade Crítica iria operar em média 8 (oito) horas por dia, de segunda a sexta-feira. Na realidade, foi observado que, num ano típico, a Unidade Crítica opera um total de 352 horas na faixa de potência. Deste modo, fixou-se um tempo de observação de 352 horas, não incluindo os períodos inativos, o que corresponde a aproximadamente 1 (um) ano de vida da Instalação.

Assumindo as situações reais de calibração/manutenção dos componentes e os dados especializados para os canais de instrumentação nuclear do Sistema de Proteção, verificou-se que a indisponibilidade média do Sistema de Desligamento é menor do que  $1.0 \text{ E-}15$ , em 352 horas de observação do sistema. Quando introduzidas nos cálculos, as falhas com causa comum dominaram a contribuição para a ocorrência do evento topo e a indisponibilidade do sistema passou a ser  $5.2 \text{ E-}09$ .

Na Tabela 5 são apresentados, de forma comparativa, os resultados da avaliação quantitativa do modelo de confiabilidade proposto para o Sistema de Desligamento, indicando os valores obtidos na versão original assim como os valores da análise atual.

Tabela 5 Análise Comparativa dos Resultados Numéricos

	Tempo de Observação	Indisponibilidade Média	Considerações de Falha com Causa Comum
Análise Original (RAS)	1920 horas	$9.5 \text{ E-}11$	Não
		$6.1 \text{ E-}09$	Sim
Análise Atualizada	352 horas	$< 1.0 \text{ E-}15$	Não
		$5.3 \text{ E-}09$	Sim

## CONCLUSÕES

Neste trabalho foi apresentado o processo de atualização, ainda em fase inicial, da análise de confiabilidade do Sistema de Desligamento Rápido do Reator IPEN/MB-01. Verificou-se que a especialização de distribuições genéricas de taxas/probabilidades de falha para determinados componentes e a adoção de dados reais correspondentes aos procedimentos operacionais e às rotinas de manutenção da Instalação, já trazem algumas alterações nos valores obtidos na avaliação quantitativa do modelo de confiabilidade proposto.

No que diz respeito à segurança, as evidências operacionais observadas nos 4 (quatro) anos decorridos desde o comissionamento da Instalação até hoje, confirmam a tendência dos resultados obtidos na análise original, podendo-se inferir que o Sistema de Desligamento da Unidade Crítica Reator IPEN/MB-01 é bastante confiável. Constatou-se, através de resultados de estudos similares, que a indisponibilidade deste sistema é pequena quando comparada à indisponibilidade de sistemas de desligamento típicos de reatores do tipo PWR. Isto se deve, principalmente, aos seguintes fatores:

(a) A Unidade Crítica possui dois processos independentes de desligamento rápido (queda de elementos absorvedores e escoamento rápido do moderador), satisfazendo o princípio de diversidade funcional, como prevenção para efeitos de causa comum.

(b) Reatores de potência comerciais, em geral, requerem a inserção de um número muito alto de elementos absorvedores. Exemplificando, Angra I exige a inserção de pelo menos 32 de 33 elementos absorvedores, enquanto que a Unidade Crítica necessita de apenas 2 de 4.

Finalmente, acredita-se que resultados mais realistas possam ser adquiridos à medida que o processo de atualização e especialização de dados seja estendido aos demais componentes do sistema.

## REFERÊNCIAS

- [1] Vieira Neto, A.S. Análise da frequência de falhas no desligamento do conjunto crítico da unidade crítica. São Paulo, IPEN-CNEN/SP, 1987.
- [2] Vieira Neto, A.S. Rally-M: Um sistema computacional para a análise de confiabilidade. Dissertação de Mestrado, São Paulo, IPEN-CNEN/SP, 1988.
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission. Reactor safety study: an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear plants. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1975. WASH-1400 (NUREG-75/014).
- [4] Apostolakis, G.; Kaplan, S.; Garrick, B.J. and Duphily, R.J. Data specialization for plant specific risk studies. Nuclear Engineering and Design, 56: 321-329, 1980.
- [5] Netto, J.D.A.; Fleming, P.V. e Oliveira, L.F.S. BAFD-1: Um código para atualização e especialização de dados de falhas de centrais nucleares. RBE, Vol. I (N1): 91-102, 1986.

## ABSTRACT

This paper aims to demonstrate the relevancy of the results obtained from updating the reliability analysis of the IPEN/MB-01 Reactor Shutdown System, as part of an upgrading process of this Critical Facility performance. It has been taken into account the data of four years of operating experience, which has been used to specialize the generic failure data employed in the analysis performed during the licensing of the plant. Bayesian methodology has been applied to derive plant specific distributions for the failure rates of specific components. In addition, some functional hypothesis of the reliability model previously developed for the system has been updated.