

ANÁLISE DA DETERMINAÇÃO DE FALHAS EM ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS DE REATORES PWR

Myrthes Castanheira e José Augusto Perrotta

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP)
Divisão de Engenharia do Núcleo (REN)
Caixa Postal 11.049; CEP 05422-970; Pinheiros; São Paulo - SP; Brasil
E-mails: myrthes@net.ipen.br e perrotta@net.ipen.br

RESUMO

A avaliação do comportamento do elemento combustível em PWR's pode ser realizada pelo acompanhamento da atividade dos produtos de fissão no refrigerante do sistema primário. Especial atenção é dada às espécies químicas (Xe, Kr, I e Cs), cuja atividade é facilmente medida utilizando-se a espectrometria gama da água do primário. Os mecanismos de liberação destes produtos de fissão a partir das pastilhas de UO_2 e sua taxa de escape para fora das varetas podem ser descritos por modelos físico-químicos e correlações semi-empíricas, tornando possível a identificação de varetas combustíveis danificadas durante a operação. Essas correlações podem também ser usadas para prever a atividade do circuito primário, sob determinados regimes de operação do reator, conhecidos previamente os danos presentes nas varetas. A aplicação de tais métodos é de especial interesse na tomada de decisão referente à recarga de elementos combustíveis falhados, o que justifica a necessidade de se atingir um entendimento abrangente das limitações associadas a avaliação da atividade do refrigerante, diagnóstico de vazamento e metodologias para determinação de falhas em varetas combustíveis. Este trabalho discute estes métodos de caracterização de falha e sua aplicação no apoio à operação de usinas PWR.

Palavras-Chave : previsão-falha; monitoração-atividade; detecção- falha-elemento-combustível; reator-PWR

I. INTRODUÇÃO

Estimativas corretas, antes da parada do reator, do número e tipo de falhas nos elementos combustíveis (EC's) são necessárias para que se possa prever o inventário de substituição apropriado e para se planejar e realizar eficientemente as inspeções e eventuais reconstituições nos EC's danificados durante a subsequente parada programada. As decisões tomadas, como resultado destas informações, afetam diretamente os padrões de recarga do núcleo, as resoluções econômicas quanto a aquisição e reconstituições e o programa global de parada das usinas nucleares. A monitoração de produtos de fissão (PF's) na água do primário e a detecção de picos de liberação em manobras de potência, associados ao uso de modelos analíticos de previsão de falhas, tem apresentado razoável resultado na obtenção de informações sobre o estado dos EC's. Adicionalmente, a monitoração da atividade do ^{239}Np e a medida da atividade de neutrons atrasados advindos do ^{137}I e do ^{87}Br podem ser empregadas como bons indicadores da condição de degradação das varetas combustíveis e de significativa perda de combustível para o circuito primário. A utilização de técnicas não-destrutivas para detecção de falhas durante os períodos de parada do reator (inspeção visual, *sipping*, detecção ultra-sônica, *eddy current* e outras) devem confirmar as estimativas.

Visando o aprimoramento das metodologias de análise de desempenho do combustível, a Divisão de Engenharia do Núcleo do IPEN/CNEN-SP vem realizando a análise sistemática destes processos. Este trabalho discute alguns dos métodos de caracterização de falha durante a operação e sua aplicação no apoio à operação de usinas PWR.

II. MÉTODOS DE CARACTERIZAÇÃO DE FALHAS EM EC's DURANTE A OPERAÇÃO

Diagnóstico de Falha através da Monitoração de Radioisótopos na Água do Primário. A monitoração das atividades no refrigerante em intervalos regulares e tendências ao longo do ciclo operacional permitem determinar a ocorrência de falha. Qualquer mudança significativa no nível de atividade medido é analisada para se determinar se isto se deve a uma nova falha ou a um aumento no tamanho de falhas previamente conhecidas, ou se é atribuída a causas, tais como, alterações na potência do reator, redução na vazão do sistema de purificação do refrigerante ou procedimento de desgasificação do pressurizador.

Entretanto, a interpretação de tais dados é uma tarefa complexa, devido ao número de variáveis envolvidas : tipo e tamanho de defeito, número de varetas

falhadas e sua localização no núcleo do reator, potência e grau de queima das varetas e parcela de contribuição na atividade devido a contaminação por particulados de UO_2 (ora designada pela sigla TF) oriundos da fabricação ou provenientes de rupturas em varetas combustíveis ocorridas em ciclos anteriores. Por sua vez, estes termos são função de parâmetros mais básicos relacionados à liberação dos PF's desde a pastilha combustível até sua saída, através do defeito, para o refrigerante do circuito primário (mecanismos físicos de liberação dos PF's, sua retenção e migração através dos poros nos contornos de grão da matriz de UO_2 , obstáculos para migração no *gap* (retenção física), adsorção e desorção dos PF's voláteis na superfície interna do revestimento (retenção devido à características químicas), solubilidade na água, etc).

Além disto, para a obtenção de resultados confiáveis, as amostragens devem ser efetuadas quando as atividades dos radioisótopos estiverem em condição de equilíbrio, de modo que a taxa de escape dos PF's e, conseqüentemente, suas atividades no refrigerante sejam constantes no tempo, desde que a vazão do sistema de purificação e o número e tipo de falhas não variem. Qualquer medida fora da condição de equilíbrio poderá ser mascarada pelo fato da produção do PF ser maior que o seu decaimento isotópico.

Os radioisótopos que podem ser usados para diagnóstico, por não se depositarem significativamente nas paredes do circuito primário e no revestimento das varetas e devido à facilidade de medição por espectrometria gama da água do primário, podem ser classificados em quatro categorias : gases com meia-vida longa (^{133}Xe e ^{135}Xe), gases com curta meia-vida ($^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr e ^{138}Xe), iodo com meia-vida longa (^{131}I e ^{133}I) e iodo com curta meia-vida (^{132}I , ^{135}I e ^{134}I). Tal classificação se justifica pela aplicação dos seguintes princípios^[1,2] :

- o aumento simultâneo nas atividades dos PF's, devido a TF e a varetas falhadas, pode indicar o aparecimento de falhas severas; o aumento na liberação de radioisótopos de longa meia-vida acompanhado de liberação constante por TF (constatado, p. ex., através da monitoração da atividade do ^{239}Np) é indicativo de aumento no número de pequenos defeitos;
- isótopos de curta meia-vida são liberados, principalmente, via *recoil* e *knockout* (mecanismos independentes da temperatura), sendo portanto bons indicadores da formação de TF no núcleo; razões com atividades de núclídeos de curta meia-vida podem ser usadas para determinar o tamanho médio das falhas no revestimento;
- núclídeos com longa meia-vida são liberados por difusão térmica com retenção; já que sua liberação é devida principalmente à falhas nas varetas combustíveis, as razões com atividades de núclídeos de longa meia-vida podem ser usadas para determinar a potência média das varetas falhadas.

Considera-se que o melhor indicativo de falha é a detecção de qualquer aumento significativo acima do nível de *background* (BG) ou qualquer incremento constante na atividade do ^{133}Xe em condição de equilíbrio, devido a sua passividade química e longa meia-vida (sua taxa de

escape é governada apenas por fatores físicos, como difusão e tamanho do defeito).

A verificação de correspondentes alterações na atividade do iodo são também usuais em PWR's, mas menos confiáveis devido sua baixa concentração no caso de pequenos defeitos. O escape do iodo é fortemente influenciado pelo seu comportamento físico-químico (solubilidade, volatilidade, afinidade química, etc.), podendo ser retido no *gap*, de onde será liberado para o refrigerante do primário, apenas se água/vapor penetrar no *gap*. De qualquer forma, a ausência de picos de liberação de iodo durante transientes operacionais é indicador confiável de ausência de defeitos.

A degradação de varetas combustíveis com liberação de urânio pode ser monitorada pela tendência das atividades, corrigidas pelo *yield*, de PF's de curta meia-vida, tais como ^{134}I ou ^{138}Xe : tendência de suave incremento nas atividades com o reator a potência constante é indicativo de liberação de combustível para o refrigerante, enquanto incrementos em patamares, geralmente, sugerem aumento crescente no tamanho de perfuração existente no revestimento^[1].

O INPO (*Institute of Nuclear Power Operation*) estabelece um valor ótimo de atividade corrigida para o ^{131}I , o qual deve ser o objetivo a ser atingido por todas as centrais nucleares que lhe enviam dados. Esta informação pode ser usada para estabelecer um valor limite abaixo do qual a planta tem alta probabilidade de operar sem defeitos. O atual indicador de confiabilidade do combustível utilizado pelo INPO é definido como a atividade de ^{131}I no refrigerante, medida em condições de equilíbrio, corrigida para eliminar a contribuição do TF de BG e normalizada em relação a uma taxa padrão de purificação do refrigerante. O INPO define como condição de equilíbrio, a operação contínua acima de 85% da plena potência durante pelo menos 7 dias. Na prática este método mostra-se problemático, pois tal período de tempo nem sempre é suficiente para o ^{131}I atingir o patamar de atividade constante^[3].

Modelos Analíticos de Previsão de Falhas. Todos os modelos são baseados nos mesmos princípios fundamentais, mas diferem no seu modo de aplicação para identificar e avaliar os defeitos em varetas combustíveis. A liberação de atividade dos PF's é considerada em duas partes: a taxa de liberação a partir do combustível e a taxa de liberação da vareta para o refrigerante. A partir daí, os coeficientes dos modelos são determinados através de cálculos teóricos ou empiricamente a partir de bancos de dados de atividades do refrigerante para o qual o número de varetas com vazamento, em cada ciclo de operação, tenha sido bem caracterizado.

Em PWR's, a avaliação de falha tem sido historicamente desenvolvida utilizando-se as atividades do iodo, mas alguns autores alegam que apenas os gases nobres possibilitam uma estimativa com razoável precisão do número de defeitos. A experiência mostra que modelos baseados em gases nobres realmente são mais precisos que aqueles baseados nas taxas do iodo devido a sua inércia química e facilidade de liberação^[1].

Dentre modelos e códigos mais conhecidos propostos para PWR's, destacamos os seguintes : NUS (*Nuclear Utility Systems*) e CADE (*Westinghouse*), baseados nas atividades do iodo; PROFIP (CEA/EdF)

baseado nas atividades dos gases nobres e CHIRON (EPRI) trabalhando com ambas as possibilidades.

Modelo da NUS e Código CADE. A NUS recomenda um modelo analítico para monitoração da integridade do EC, baseado na comparação entre as razões de atividades de isótopos de iodo teóricas e medidas no refrigerante em condições de equilíbrio (3 semanas de operação para o ^{131}I ou 1 semana para o ^{133}I a um nível de potência de P +/- 5%), levando em conta os mecanismos de difusão e *recoil* direto. As seguintes regras práticas são aplicáveis: se $(^{131}\text{I}/^{133}\text{I})_{\text{medido}} > (^{131}\text{I}/^{133}\text{I})_{\text{difusão}}$, provavelmente existe pelo menos uma pequena falha em vareta combustível no núcleo; se $(^{131}\text{I}/^{133}\text{I})_{\text{medido}} < (^{131}\text{I}/^{133}\text{I})_{\text{recoil}}$, provavelmente, não há falha em vareta combustível no núcleo (afirmativa válida se a dose-equivalente de ^{131}I for baixa, na faixa de 10^{-4} $\mu\text{Ci/g}$; caso o nível de ^{131}I for alto, provavelmente, uma ou mais varetas combustíveis defeituosas apresentam falha severa no revestimento). Tais relações são também aplicáveis para a razão $^{133}\text{I}/^{135}\text{I}$. O cálculo das razões teóricas consideram o rendimento por fissão, a constante de decaimento e uma constante efetiva de purificação do refrigerante. O modelo também permite estimar o número de varetas defeituosas presentes no núcleo, mas com certa restrição devido às hipóteses simplificadoras da metodologia^[4].

O código CADE apresenta uma metodologia bastante semelhante, porém conceitualmente mais consistente que aquela da NUS. É baseado nas atividades do iodo resultantes do TF e de varetas combustíveis com pequenas falhas^[5]. A diferença entre os dois métodos, CADE e NUS, são as seguintes:

- enquanto a NUS trabalha com um valor tabelado de taxa de escape, o CADE faz uso de uma constante empírica (não disponível na literatura) de taxa de escape da pastilha combustível para o *gap* da vareta;
- ao contrário do modelo da NUS, que supõe que o isótopo escape da matriz combustível para o *gap* e deste para o refrigerante, segundo a mesma taxa, o CADE faz uso de taxas de escape distintas;
- enquanto a metodologia da NUS utiliza diretamente a atividade medida do isótopo de interesse para calcular o número de varetas falhadas, o CADE desconta da atividade medida no refrigerante a atividade BG oriunda do TF.

Código PROFIP. Fornece indicação do número e forma de defeito a partir da dependência da meia-vida das atividades liberadas, sendo capaz de prever a atividade do refrigerante para a maioria dos PF's dependendo das características de falha do combustível, as quais são estimadas pela seguinte aproximação empírica:

- para um núcleo sem falhas no revestimento, nenhuma indicação de pico de liberação de iodo é detectada nos transientes de potência e durante a operação em regime estacionário, assumindo-se operação normal dos sistemas de purificação, a atividade do refrigerante permanece abaixo dos seguintes limites: atividade do $^{131}\text{I} < 10^{-3}$ $\mu\text{Ci/g}$; atividade do $^{133}\text{Xe} < 10^{-2}$ $\mu\text{Ci/g}$; atividade do $^{133}\text{I} < 10^{-2}$ $\mu\text{Ci/g}$; $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ próximo a 0.1;
- defeitos tipo micro-fissuras levam a uma razão característica $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ próxima a 1.0 e/ou a alterações

maiores na atividade apenas dos PF's de meia-vida longa (^{133}Xe , ^{131}I);

- defeitos maiores levam a uma razão característica $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ menor que 0.6 e/ou a alterações maiores na atividade de todos os PF's, incluindo os de curta meia-vida;
- uma falha pode estar localizada no *plenum* da vareta combustível quando apenas a atividade dos gases sofre mudanças maiores; entretanto, se tanto a atividade dos gases como a do iodo aumentam, a falha no revestimento pode estar situada na região da vareta ocupada pelas pastilhas combustíveis.

O modelo foi desenvolvido tendo por base um estudo paramétrico das atividades medidas no refrigerante das plantas Tihange-1 e Fessenheim-1, resultados experimentais *in-loop* conduzidos pelo CEA e obtidos na literatura. Estes experimentos forneceram dados a partir dos quais são determinadas as razões entre atividades de PF's gasosos para várias taxas médias de escape do revestimento e para vários valores de potência média de varetas de combustível falhadas. A comparação entre os dados parametrizados e os valores medidos é usada para determinar a taxa média de escape do revestimento e a potência média do combustível falhado. Quando estas duas variáveis estão estabelecidas, a comparação entre a atividade calculada pelo código e aquela medida é usada para estabelecer o número de falhas do revestimento. A localização dos EC's defeituosos é baseada na relação entre a razão $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ e o nível de queima em transientes de potência.

Os cálculos desenvolvidos no programa são divididos em quatro partes independentes: cálculo do termo fonte do PF no combustível; liberação do combustível para o *gap* por *recoil*, *knockout*, difusão com retenção na pastilha; liberação a partir do revestimento danificado com possível retenção na superfície interna do revestimento por núcleos não gasosos e balanço de massa no refrigerante levando em conta a taxa de remoção de radioisótopos do circuito primário.

Para contornar casos de imprecisão para falhas em diferentes níveis de potência, o modelo propõe a determinação da potência média das varetas pela medida da razão entre as taxas de liberação de um determinado isótopo de gás nobre em estado estacionário para dois diferentes níveis de potência (50% e 100% da potência máxima do reator)^[1,6]. As taxas de um isótopo de curta meia-vida ($^{138}\text{Xe}/^{133}\text{Xe}$ em BWR's e $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ em PWR's) são também usadas para indicar o grau de degradação e estimar o tamanho de defeito^[2,6].

Código CHIRON. É um programa computacional que fornece a estimativa do número e grau de queima de varetas falhadas para PWR's e BWR's. Os dados das atividades do refrigerante/saída de gás de 20 ciclos em 15 plantas PWR's e 19 ciclos em 15 plantas BWR's foram usados para desenvolver o código. O código se baseia nas recomendações do ANS *Standard* 5.3.

O programa resolve equações de difusão de *Booth* com ajuste não linear multivariado. Os coeficientes de ajuste estão relacionados à taxa de escape de PF's do combustível para o *gap*, taxa de escape de PF's do *gap* para o refrigerante e atividade devida a TF. Estes coeficientes são aplicados para os iodios (^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I

e ^{135}I em PWR's e BWR's ou gases nobres (^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr) em BWR's para gerar a estimativa de falhas. Os dados de transientes do céσιο facultam ao código prever o nível de queima dos combustíveis falhados.

Em cada coleta de amostra, o CHIRON requer a potência do reator e taxa de purificação no momento da amostragem, o fator de pico radial (estimativa da potência média das varetas falhadas com relação à potência média do núcleo; se nenhuma estimativa puder ser estabelecida, um valor *default* é usado), além das atividades medidas dos gases ou dos iodios, devendo ser usados um mínimo de três isótopos de cada espécie. Os dados da atividade deverão ser obtidos em condição de equilíbrio (amostragens após um período de estado estacionário maior que três meias vidas do nuclídeo de maior meia-vida, ou seja, cerca de 20 dias para o iodo em PWR's e 14 dias para os gases nobres em BWR's).

O código prevê o número de falhas dentro de um fator de 2 em 85% dos casos. O programa possui uma interface de base de dados *built-in* que estoca os dados de entrada e os resultados de análise, permitindo ao usuário desenvolver gráficos de tendências temporais de curto e longo prazo para acompanhar a performance do combustível no núcleo. Cálculos de incertezas são fornecidos para todos os dados de saída e o índice de confiabilidade do INPO^[7].

Localização de Falhas através da Detecção de Céσιο em Manobras de Potência. O nível de queima das varetas combustíveis falhadas e portanto a localização dos respectivos EC's no núcleo são possíveis de serem estimados através da razão de atividades $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$, pois para um dado grau de queima do combustível, as razões entre as concentrações de dois isótopos da mesma espécie química, no interior da pastilha e no *gap*, serão praticamente iguais, desde que esses isótopos tenham meia-vida relativamente longa (radioisótopos de meia-vida curta poderá decair significativamente durante o processo de liberação, mascarando o valor da razão no *gap*). A razão $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ preenche esse requisito, pois o ^{134}Cs e o ^{137}Cs possuem cerca de 2 e 30 anos de meia vida, respectivamente.

A determinação do grau de queima dos EC's é obtida através da comparação entre as razões de atividade medidas com valores pré-calculados dependentes do nível de queima. Como apenas uma pequena fração do Cs numa vareta defeituosa é liberada para o refrigerante durante operação à potência constante do reator, a melhor razão $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ a ser usada em tais estimativas é o valor de pico coletado durante o aumento abrupto de atividade após uma significativa redução de potência. As amostras devem decair antes da contagem, de modo a evitar interferência de isótopos de curta meia-vida.

O método proporciona bons resultados quando um único EC ou várias varetas com falhas com o mesmo nível de queima estão presentes. Entretanto, tais estimativas podem resultar incorretas quando o evento de múltiplas falhas ocorrer em EC's com pequena e grande queima, simultaneamente, pois a razão dos isótopos de céσιο será então dominada pela exposição das varetas falhadas que apresentam alto nível de queima^[1].

III. DISCUSSÃO

Política de Operação com Falha. Em reatores de potência, perante a identificação da presença de falhas evidenciada pela elevação de atividade no refrigerante, a equipe de operação do reator deve escolher entre continuar operando o reator como antes, ou estabelecer um programa de operação com redução de potência, ou desligar o reator para remoção do EC com defeito. A decisão, geralmente, depende das condições consideradas de nível de atividade na água do primário, da potência de operação e do grau de queima do EC defeituoso. A potência de operação do EC determina a taxa de liberação dos PF's e no caso de varetas de *zircaloy*, está relacionada à taxa de deterioração do revestimento. Além disto, apesar do *zircaloy* ser muito estável num ambiente de água pressurizada, perde tal característica quando ocorre penetração de água através de perfuração na vareta, pois o contato com vapor em alta temperatura causa hidretação interna no revestimento.

A escolha do modo de operação com falha depende também dos fatores econômicos envolvidos numa redução de potência por um período prolongado e dos problemas gerados durante uma parada para a troca dos EC's danificados. Em PWR's, é necessário o completo desligamento do reator, a realização das operações de remoção da tampa do vaso de pressão, descarregamento e identificação dos EC's defeituosos através das técnicas de *in mast sipping* e *wet sipping can*, dentre outras citadas.

Desta forma, geralmente, opta-se pela continuação da operação com redução de potência a um nível consistente com as limitações de atividade no refrigerante, estabelecidas nas especificações técnicas da usina ou impostas pelo órgão regulatório do país (limite de 1.0 $\mu\text{Ci/g}$ em dose-equivalente de ^{131}I), postergando as operações de identificação e remoção dos EC's defeituosos para a próxima parada planejada. O objetivo é extrair o máximo possível de energia do EC defeituoso, desde que os limites de atividade, segundo os critérios de licenciamento, estejam abaixo dos limites de projeto dos sistemas da planta, em especial, do sistema de processamento de rejeitos radioativos, normalmente projetado para acomodar 1% de falhas em varetas combustíveis^[1].

Validade da Aplicação dos Modelos de Previsão de Falha. Os códigos e métodos de previsão e diagnóstico de falhas em EC's durante a operação fornecem às centrais nucleares uma ferramenta valiosa para a otimização do planejamento das atividades de parada. No entanto, cabe neste ponto discutir a validade da aplicação destes modelos de cálculo durante períodos de contínuo decréscimo do nível de integridade das varetas combustíveis.

O reator nuclear de Angra-1 apresenta um perfil de falhas de combustíveis bastante intenso. No ciclo 2 de operação uma falha (1989); uma falha no ciclo 3 (1992). No ciclo 4 começou um agravamento das falhas; neste ciclo, o reator parou após 9 meses, sendo observadas 62 varetas falhadas em 18 EC's (15 do lote D, 2 do lote E e 1 do lote F), identificadas pelos testes não-destrutivos (*sipping*, inspeção visual e ultra-som). A causa primária de falha nos lotes D e E foi *fretting* nas varetas combustíveis devido ao projeto inadequado das grades

espaçadoras do EC (FEC-INB/KWU). No entanto, a falha do lote F foi devido a rompimento de uma vareta externa durante o carregamento do núcleo ^[8]. No ciclo 6, foi novamente observada alta atividade de radionuclídeos na água do primário. Na parada (1997), através de inspeção visual e *sipping*, foram identificados 10 EC's do lote G e 2 falhas no lote H, sendo uma vareta do lote H apresentando provável perda de UO₂ para o refrigerante. Novamente, o defeito sistemático do lote G foi problema de *fretting*, devido ao projeto inadequado da grade espaçadora ^[9,10].

Nos ciclos 4 e 6, existiu uma característica no comportamento de radionuclídeos na água do primário que torna difícil uma análise através de modelos e programas de identificação de falhas. A quantidade de varetas falhadas, a diversidade de queimas associadas a posições diferenciadas no núcleo, além de tipos distintos de falha (uma no início do ciclo e outra, sistemática, ao longo do ciclo) impõe uma metodologia mais apurada para previsão de falhas.

Visando o aprimoramento da metodologia de previsão de falhas do reator de Angra-1, analisou-se a aplicabilidade dos modelos da *Westinghouse*, da EdF e do EPRI, sendo a seguir apresentadas algumas considerações quanto às limitações de sua utilização.

Períodos de contínuo decréscimo do nível de integridade das varetas combustíveis devido a danos no revestimento provocados por *debris*, desgaste por atrito provocado por vibração, etc., causam dificuldades na avaliação de desempenho da vareta combustível a partir de dados da atividade do refrigerante e os modelos de cálculo, atualmente em uso, não são suficientemente capazes de indicar os casos em que sua aplicabilidade não é válida. Isto pode levar a interpretações errôneas dos dados da atividade do refrigerante, especialmente em situações onde a rapidez de análise é necessária ^[11]. Além disto, os isótopos dos gases nobres se comportam diferentemente dos isótopos de iodo. Frequentemente, a relação entre estes dois grupos isotópicos pode fornecer informações significativas. Pode-se obter uma estimativa de falha independente para ambos os grupos e pode ser que tais resultados não sejam consistentes.

A amostra do refrigerante é uma composição de todas as falhas em varetas combustíveis presentes no núcleo do reator, grandes e pequenas, igualmente. As falhas presentes nas varetas, frequentemente estão operando em muitos diferentes níveis de potência. Além disto, falhas ocorridas em ciclos anteriores apresentam grau de degradação mais avançado do que as ocorridas no último ciclo. Frequentemente, as falhas presentes no núcleo do reator são uma mistura de dois ou mais mecanismos de falha. O código deve analisar uma amostra com este cenário de composição e fazer uma estimativa composta das varetas falhadas, extraindo considerável informação a partir de poucos dados de entrada. Portanto, não se deve esperar uma previsão exata do número total de varetas com falha, em situações onde estas falhas podem ser mascaradas por fatores dominantes de umas poucas varetas falhadas. Sem uma linha mestra de tendências, o usuário tem pouca chance de reconhecer ou analisar dados episódicos com sucesso.

Política de Recarga com Falha. Muitas plantas nucleares não tem autorização para partir com EC

falhado. A reinserção de EC's danificados é mundialmente desencorajada, adotando-se a política de "defeito zero", de modo a se atingir o objetivo de nenhuma ocorrência de defeito durante a operação. Entretanto, tal política restringe vantagens técnico-econômicas, factíveis ao se adotar uma política criteriosa de reinserção: a economia de tempo e dinheiro que se obtém com a não necessidade de despesas extras com EC's, com a limitação de modificações nos procedimentos de recarga e nenhum impacto no caminho crítico da parada da planta. Em contrapartida, tal custo envolve a aceitação de um razoável, mas significativo nível de atividade no refrigerante.

A experiência francesa com a reinserção controlada de EC's falhados a mais de 10 anos tem mostrado que esta política não resulta em severa degradação do revestimento e é aceitável em PWR's do ponto de vista radiológico, desde que atendidos os seguintes critérios: diâmetro equivalente dos defeitos menor que 35 µm, nenhum PF sólido nas amostras líquidas durante o *sipping* e impacto limitado do EC falhado recarregado no nível de atividade no início do ciclo operacional menor que 0.03 µCi/g em dose equivalente de ¹³¹I ^[12]. Uma conclusão similar foi retratada pela experiência operacional russa com reatores WWER, cujo critério de reutilização em mais um ciclo é baseado no limite máximo 0.1 µCi/g para ¹³¹I ou 0.01 µCi/g para ¹³⁴Cs medidos durante o *sipping* ^[13].

Aplicação de Métodos de Previsão de Falha da Tomada de Decisão para Recarga de EC's Falhados. Durante a situação de recarga com as características dos EC's apresentando falhas conhecidas, os modelos de liberação dos PF's considerados podem ser usados para fornecer a previsão das atividades dos gases e do iodo na água do primário, para quando o reator novamente entrar em operação. Este tipo de previsão foi efetuado pela EdF em reatores franceses. Os desvios entre os valores calculados e os medidos foram menores que 50% para todos os nuclídeos, com exceção para as previsões feitas para EC's falhados com muito baixa queima, devido à não consideração na modelagem do comportamento dos PF's no *gap* durante a fase líquida ^[2].

IV. CONCLUSÕES

Talvez o mais significativo fato a ser lembrado, é que a amostra de refrigerante representa uma composição de todas as possíveis falhas de varetas combustíveis do núcleo do reator. Isto inclui falhas por diferentes mecanismos, falhas em diferentes níveis de potência, falhas em vários graus de degradação, atividade BG por TF no núcleo do reator, etc. Além disto, todos os modelos são limitados na sua capacidade de modelar grandes variações nos tamanhos dos defeitos e nas potências das varetas e fornecem predição aceitável quando as varetas com falha trabalham numa potência próxima à média do núcleo e quando os defeitos apresentam tamanho moderado.

A partir de uma simples amostra de refrigerante, muito pode ser deduzido. Entretanto, a complexidade de interação entre as características citadas possibilitam erros

na estimativa em muitas situações. Os códigos de previsão de falhas são simplesmente ferramentas, podendo portanto ser facilmente mal empregadas ou mal conduzidas. Os modelos de caracterização de falhas dão suporte ao seu usuário, mas no final é este quem deve determinar exatamente o que está acontecendo no núcleo do reator, através da análise de tendências e utilizando métodos não-destrutivos que caracterizam com precisão a falha de varetas combustíveis.

REFERÊNCIAS

- [1] IAEA. **Review on Fuel Failures in Water Reactors**, Expert's Group Report TRS (preliminar version), Vienna, 1997.
- [2] Leuthrot C., Brissaud A. And Harrer A., **Correlation between Fission Product Activity in PWR Primary Water and Characteristics of Defects in Fuel Cladding**, IAEA-TECDOC-709, p. 67 , IAEA, Vienna, 1992.
- [3] FURNAS Centrais Elétricas S.A., **Metodologia do INPO para Monitoração da Integridade do Combustível de Reatores PWR : Aplicação a Angra-1 em 1987**, Nota Técnica DCS.N.001.88, Brasil, 1988.
- [4] FURNAS Centrais Elétricas S.A., **Modelos Analíticos para Detecção de Falhas de Combustível de Angra-1**, Nota Técnica DCS.N.018.90, Brasil, 1990.
- [5] Burman D.L. et al., **Development of a Coolant Activity Evaluation Model & Related Application Experience**, Intern. Topical Meet. Proc. on LWR Fuel Performance, vol.1, p.63, Avignon, France, May 1992, ANS-ENS, 1991.
- [6] Beslu P., Frejaville G., Leuthrot C., Beraha R., Musante Y. and Dumont A., **Description of a Method to Determine the Characteristics of Defected Fuels from Water Activity Measurement: Comparison with Experimental Results**, IWGFPT/6, p. 63, IAEA, Vienna, 1979.
- [7] Rudling P. Michaels W. and Yang R., **CHIRON, a Fuel Failure Prediction Code**, Trans. of ANS, vol. 61, p. 49, Jun. 1991.
- [8] Chapot J.L.C. and Freire J., **Tracing Fuel Failures at Angra 1**. J. Nucl. Eng. Int., p.32 , Sept. 1994.
- [9] Perrotta J.A. and Silva J.E.R., **Relatório de Acompanhamento dos Testes de EC's no Descarregamento do Ciclo 6 da Usina Nuclear Angra-1**, IPEN/CNEN-SP, Brasil, Sept. 1997.
- [10] Perrotta J.A. and Terremotto L.A.A., **Relatório de Análise dos Testes de Sipping no Descarregamento do Ciclo 6 da Usina Nuclear Angra-1**, Ibid, Oct. 1997.
- [11] Zänker H., **Defective Fuel Rod Detection in Operating Pressurized Water Reactors during Periods**

of Continuously Decreasing Fuel Rod Integrity Levels, Nucl. Technol., vol.86, p.239, Sept. 1989.

[12] Bournay P., **Management of Failed Fuel during Operation: French Polity and Experience**, IAEA-TECDOC-709, p. 147 , IAEA, Vienna, 1992.

[13] Velyukhanov V.P. et al., **Features of Operating a WWER Reactor Core containing Leaking Fuel Rods**, Ibid, p. 152.

ABSTRACT

Evaluation of the PWR fuel assembly behavior can be realized by accompanying of coolant activity in primary circuit. Special attempt has concentrated on the chemical species (Xe , Kr , I and Cs), whose activities are easy to measure using gamma spectrometry of the primary water. Mechanisms of these fission products release from UO₂ pellets and theirs escape rates to out of rods can be described by physical and chemical models and semi empirical correlations, making possible the identification of damaged fuel rods during operation. These correlations can also be used to predict primary circuit activity for known early rods states and reactor operating conditions. Utilization of these methods is of particular interest in decision-making concerning the refueling of failed fuel assemblies and justify the necessity to obtain an extensive comprehension of limitations related on evaluation of coolant activity, leakage diagnostic and methods for determination of fuel rods failure characteristics. This paper discusses these methods and their support on the PWR plants.