

Norma ANSN 1.19
Resolução CNEN 11/85
Novembro / 1985

**QUALIFICAÇÃO DE PROGRAMAS DE CÁLCULO PARA ANÁLISE
DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE EM REATORES A
ÁGUA PRESSURIZADA**

Resolução CNEN 11/85
Publicação: DOU 11.11.1985

SUMÁRIO

ANSN 1.19 - QUALIFICAÇÃO DE PROGRAMAS DE CÁLCULO PARA ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE EM REATORES A ÁGUA PRESSURIZADA

1. OBJETIVO E CAMPO DE APLICAÇÃO	3
1.1 OBJETIVO.....	3
1.2 CAMPO DE APLICAÇÃO	3
2. GENERALIDADES	3
2.1 INTERPRETAÇÕES.....	3
2.2 COMUNICAÇÕES	3
3. DEFINIÇÕES, SIGLAS E ESPECIFICAÇÕES	3
3.1 DEFINIÇÕES E SIGLAS.....	3
3.2 ESPECIFICAÇÕES	5
4. HIPÓTESES E MODELOS DE CÁLCULO PARA A ANÁLISE DE SISTEMAS DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA DO NÚCLEO	6
4.1 FONTES DE ENERGIA	6
4.2 MODELO DAS BARRAS DE COMBUSTÍVEL	8
4.3 ESCOLHA DA NODALIZAÇÃO	9
4.4 EQUAÇÕES DE CONSERVAÇÃO E RELAÇÕES CONSTITUTIVAS	9
4.5 FASE DE DESPRESSURIZAÇÃO	10
4.6 FASES DE REENCHIMENTO E DE REINUNDAÇÃO, E REMOÇÃO DE CALOR	12
5. HIPÓTESES E MODELOS DE CÁLCULO PARA A ANÁLISE DA INTEGRIDADE DA CONTENÇÃO E DOS SUBCOMPARTIMENTOS.....	14
5.1 FONTES DE ENERGIA	14
5.2 HIPÓTESES E MODELOS ANALÍTICOS REQUERIDOS.....	14
6. QUALIFICAÇÃO DOS PROGRAMAS DE CÁLCULO	15
APÊNDICE A.....	17
DOCUMENTAÇÃO DE APOIO	17
COMISSÃO DE ESTUDO	18

ANSN 1.19 - QUALIFICAÇÃO DE PROGRAMAS DE CÁLCULO PARA A ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE REFRIGERANTE EM REATORES A ÁGUA PRESSURIZADA

1. OBJETIVO E CAMPO DE APLICAÇÃO

1.1 OBJETIVO

O objetivo desta Norma é estabelecer os requisitos mínimos que devem ser satisfeitos por *programas de cálculo* a serem usados em análises de *acidentes de perda de refrigerante (APR)* para fins de licenciamento de *usinas nucleoeletricas* com reatores a água pressurizada, a cargo da Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN).

1.2 CAMPO DE APLICAÇÃO

Esta Norma aplica-se:

- a) às atividades relacionadas com análises de *APR* em reatores a água pressurizada de *usinas nucleoeletricas*, incluindo a avaliação dos sistemas de resfriamento e emergência do núcleo (SREN), bem como da integridade da contenção e dos subcompartimentos.
- b) às organizações que executam as atividades mencionadas na alínea anterior.

2. GENERALIDADES

2.1 INTERPRETAÇÕES

2.1.1 Qualquer dúvida que possa surgir com referência às disposições desta Norma será dirimida pela ANSN.

2.1.2 A ANSN pode, através de Resolução, acrescentar requisitos adicionais aos constantes nesta Norma, conforme considerar apropriado ou necessário.

2.2 COMUNICAÇÕES

As documentações para fins de qualificação de *programas de cálculo* e as demais comunicações concernentes devem ser endereçadas à ANSN.

3. DEFINIÇÕES, SIGLAS E ESPECIFICAÇÕES

3.1 DEFINIÇÕES E SIGLAS

Para os fins desta Norma, são adotadas as seguintes definições e siglas:

ANSN - Autoridade Nacional de Segurança Nuclear

- 1) **Acidente de Perda de Refrigerante (APR)** - *acidente postulado* que resultaria da perda de refrigerante a uma taxa superior à capacidade de reposição do sistema de controle volumétrico, através de rupturas em tubulações conectadas à fronteira de pressão do sistema de resfriamento do reator.
- 2) **Acidente postulado** - acidente considerado como de ocorrência admissível para fins de análise, visando ao estabelecimento das condições de segurança capazes de impedir e/ou minimizar eventuais consequências.

- 3) **Barra de combustível** - componente construtivamente independentemente em forma de barra que contém combustível nuclear.
- 4) **CNEN** - Comissão Nacional de Energia Nuclear.
- 5) **Coefficiente de atrito** (no escoamento de um fluido) - relação entre a força de atrito por unidade de área de interface e a energia cinética do fluido por unidade de volume.
- 6) **Conservantismo** - propriedade de um cálculo, menos favorável que o *realismo*, a fim de prover margem para erros ou incertezas e, algumas vezes, levar em conta a *sensibilidade*.
- 7) **Despressurização** - fase de um APR durante a qual a pressão do sistema de resfriamento do reator é superior à pressão da contenção e decresce com o tempo.
- 8) **Ebulição de transição** (ou **ebulição parcial por película**) - regime de ebulição caracterizado por uma combinação instável de *ebulição por película* e *ebulição nucleada*.
- 9) **Ebulição nucleada** - regime de ebulição caracterizado pela formação de bolhas de vapor em imperfeições da superfície metálica aquecida, ao longo da qual escoam um líquido. Pode-se ter *ebulição nucleada* subresfriada ou *ebulição nucleada* saturada, conforme a temperatura no seio da massa líquida em relação à temperatura de saturação correspondente à pressão local seja, respectivamente, inferior (há condensação de bolhas) ou igual (há geração permanente de vapor).
- 10) **Ebulição por película estável** (ou simplesmente **ebulição por película**) - regime de ebulição no qual a quantidade de vapor junto à superfície metálica superaquecida é tal que esta fica recoberta por uma camada delgada e contínua de vapor, sendo o calor transferido essencialmente por condução.
- 11) **Elemento combustível** - conjunto de *barras de combustível* que, em circunstâncias normais, constitui uma unidade estrutural desde a sua fabricação até o reprocessamento posterior à sua utilização em um reator.
- 12) **Falha simples** - ocorrência que resulta na perda de capacidade de um componente do sistema em desempenhar as funções de segurança para as quais foi projetado. A *falha simples* inclui as falhas conseqüentes por ela causadas.
- 13) **Fluxo crítico de calor** - valor do fluxo de calor através de uma superfície metálica e em contacto com um fluido em ebulição, quando deixa de haver o contacto contínuo entre a superfície e a fase líquida.
- 14) **Líquido subresfriado** - líquido abaixo de sua temperatura de saturação na pressão local.
- 15) **Modelo de equilíbrio homogêneo** - modelo analítico para escoamento bifásico no qual se admite que:
 - a) escoamento é isentrópico;
 - b) fluido está em equilíbrio térmico;
 - c) as fases líquida e vapor movem-se com a mesma velocidade média e se distribuem homogeneamente em qualquer seção transversal do canal de escoamento.

- 16) **Multiplicador bifásico da perda de pressão por atrito relativo à fase líquida** (ou simplesmente **multiplicador bifásico**) - razão entre a perda de pressão bifásica por unidade de comprimento e a perda de pressão monofásica por unidade de comprimento quando apenas a fase líquida flui pelo canal de escoamento.
- 17) **Nodalização** - discretização geométrica de um sistema contínuo visando-se à aplicação de modelos físicos e matemáticos.
- 18) **Período de desvio** - período em que a simulação do *APR* admite serem efetivos os mecanismos de expulsão ou arrastamento responsáveis por desvio, para a contenção, de água de resfriamento de emergência do núcleo, injetada na tubulação do sistema de resfriamento do reator ou no seu vaso de pressão.
- 19) **Programa de cálculo** - metodologia de cálculo para a análise do comportamento de um sistema ou estrutura. Inclui um ou mais códigos computacionais e as hipóteses e modelos de cálculo requeridos, abrangendo modelos analíticos, definição de parâmetros e fontes de referência das constantes físicas utilizadas.
- 20) **Realismo** - propriedade de um cálculo a fim de prover o curso de eventos reais ou postulados com certo grau de aproximação que pode ou não ser estabelecido.
- 21) **Reenchimento** - fase de um *APR* desde o final do *período de desvio* até que o nível líquido na câmara plena inferior do vaso de pressão do reator alcance a base do núcleo.
- 22) **Reinundação** - fase de um *APR* após o *reenchimento*, durante a qual o nível de refrigerante se eleva através do núcleo, até que esteja totalmente recoberto.
- 23) **Sensibilidade** - grau com que os resultados do cálculo variam com uma alteração especificada na informação de entrada.
- 24) **Taxa de queima** - razão entre a energia gerada por fissão nuclear e a massa de material fissionável gasta para gerar essa energia.
- 25) **Usina nucleoeletrica** (ou simplesmente **usina**) - instalação fixa dotada de um único reator nuclear para a produção de energia elétrica.
- 26) **Velocidade específica** - parâmetro de similaridade usado para prever o desempenho de bombas centrífugas, expresso por:

$$N_s = 333.N.Q^{1/2} \cdot (g.H)^{-3/4}$$
 onde: $N_s \rightarrow$ *velocidade específica*, adimensional.
 $N \rightarrow$ velocidade nominal da bomba, em rps.
 $Q \rightarrow$ taxa de escoamento volumétrico, em m^3/s .
 $H \rightarrow$ altura de pressão, em m.
 $g \rightarrow$ aceleração de gravidade, em m/s^2 .

3.2 ESPECIFICAÇÕES

Para os fins desta Norma prevalecem as seguintes especificações:

1. Combustível nuclear (ou simplesmente combustível) - dióxido de urânio (UO_2) ligeiramente enriquecido em U-235, sob a forma de pastilhas cilíndricas, utilizado em reatores nucleares de potência a água pressurizada.

2. Contenção - sistema de contenção da *usina*, constituído essencialmente das estruturas de um vaso metálico (aço) e de um edifício de blindagem em concreto armado, entre as quais existe um espaço anular.
3. Folga - espaço anular existente na *barra de combustível*, entre as pastilhas de UO_2 e o revestimento.
4. Reator - reator nuclear de potência a água pressurizada.
5. Refrigerante (ou mais propriamente arrefecedor) - água pressurizada que circula no sistema de resfriamento do reator para remover ou transferir calor.
6. Revestimento da *barra de combustível* (ou simplesmente revestimento) - tubo metálico (Zircaloy) cilíndrico onde se inserem as pastilhas de UO_2 em uma atmosfera de gás quimicamente inerte.
7. Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) - sistema de segurança do reator constituído essencialmente de um sistema de injeção passiva de água borada por meio de acumuladores (pelo menos, um em cada circuito do Sistema de Resfriamento do Reator), um sistema de injeção a alta pressão e um sistema de injeção a baixa pressão.
8. Sistema de Resfriamento do Reator (SRR) - sistema constituído essencialmente dos seguintes componentes: vaso de pressão do reator, lado primário dos geradores de vapor, bombas principais de circulação do refrigerante, pressurizador, tubulações, válvulas e conexões. É também, referido como circuito primário.
9. Sistema de vapor e de conversão de energia (ou circuito secundário) - sistema constituído essencialmente por um circuito fechado de vapor, um circuito de água de alimentação, turbo-geradores, lado secundário dos geradores de vapor, condensadores, aquecedores de baixa e alta pressão, bombas de condensado, bombas de água de alimentação, tubulações, válvulas e conexões.

4. HIPÓTESES E MODELOS DE CÁLCULO PARA A ANÁLISE DE SISTEMAS DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA DO NÚCLEO

As hipóteses e modelos de cálculo a serem incorporados no *programa de cálculo* para a análise dos SREN abrangem essencialmente:

- a) fontes de energia no decorrer de um *APR*;
- b) modelo analítico da *barra de combustível* para previsão do respectivo comportamento;
- c) modelos analíticos de componentes do reator e circuito primário para simulação realista dos fenômenos de escoamento do refrigerante;
- d) parâmetros hidráulicos relativos ao escoamento mássico através de ruptura do núcleo e de outros componentes do reator;
- e) correlações de transferência de calor apropriadas para a previsão da ocorrência do *fluxo crítico de calor* e para cálculos de transferência de calor pós-FCC;
- f) parâmetros hidráulicos incluindo a pressão e o nível d'água durante a *despressurização*, o *reenchimento* e a *reinundação*.

4.1 FONTES DE ENERGIA

Os modelos de cálculo para a análise dos SREN devem considerar as fontes de energia no decorrer de um *APR* especificadas nos itens 4.1.1 a 4.1.9.

4.1.1 POTÊNCIA TÉRMICA E DISTRIBUIÇÃO AXIAL

4.1.1.1 Para a análise de um *APR* deve ser considerado que o reator vem operando continuamente a um nível de potência igual ou superior a 102% de sua potência nominal, com o máximo fator de pico admitido.

4.1.1.2 Deve ser feito um estudo de *sensibilidade* para determinação da distribuição axial de potência e dos fatores de pico locais que resultem nas consequências mais favoráveis para o espectro de rupturas e *falhas simples* a ser analisado.

4.1.2 ENERGIA ARMAZENADA NO COMBUSTÍVEL

4.1.2.1 A distribuição de temperatura em regime estacionário e a energia armazenada no combustível antes do início do *acidente postulado* devem ser calculadas a partir de uma *taxa de queima* que maximize a temperatura calculada na superfície do revestimento ou, opcionalmente, a energia armazenada calculada.

4.1.2.2 A condutividade térmica do UO_2 deve ser avaliada em função da *taxa de queima* e da temperatura, levando-se em conta diferenças na densidade inicial.

4.1.2.3 A condutência térmica da folga deve ser avaliada em função da *taxa de queima*, levando-se em conta a densificação do combustível, sua expansão, a composição e a pressão dos gases dentro da *barra de combustível*, as dimensões de projeto da folga com sua margem de tolerância e eventuais deformações do revestimento.

4.1.3 ENERGIA DE FISSÃO

4.1.3.1 A potência térmica resultante da fissão deve ser calculada através de um modelo adequado de cinética de reatores, incluindo a realimentação de reatividades.

4.1.3.2 Para o espectro de distribuições axiais e fatores de pico referidos em 4.1.1.2, devem ser atribuídos às reatividades de desligamento, resultantes de temperaturas ou frações de vazio, os valores mínimos plausíveis considerando-se as incertezas.

4.1.3.3 A inserção de barras de controle e o desligamento rápido do reator podem ser admitidos, desde que o cálculo seja capaz de simular o comportamento das variáveis de processo e que os correspondentes valores limites das atuações sejam atingidos.

4.1.4 DECAIMENTO DOS ACTINÍDEOS

4.1.4.1 A geração de energia resultante do decaimento radioativo dos actinídeos, incluindo Np e Pu gerados durante a operação do reator, bem como os isótopos do urânio, deve ser calculada de acordo com as conhecidas propriedades radioativas e com cálculos do ciclo de combustível.

4.1.4.2 A geração de energia referida em 4.1.4.1 deve ser apropriada para o instante de tempo do ciclo de combustível que forneça as temperaturas de combustível mais altas durante o *APR*.

4.1.5 DECAIMENTO DOS PRODUTOS DE FISSÃO

4.1.5.1 A taxa de geração de energia resultante do decaimento radioativo dos produtos de fissão deve ser admitida, no mínimo, igual a 120% dos valores tabelados apresentados na norma norte-americana ANSI/ANS-5.1-1.979, referentes a um tempo de operação infinito (10^{13} segundos para fins computacionais) do reator (Apêndice A desta Norma).

4.1.5.2 A fração de energia por radiação gama, gerada localmente, que é depositada no combustível, inclusive no revestimento, pode ser admitida menor do que 1,0, desde que o valor usado seja justificado por cálculos adequados.

4.1.6 TAXA DE REAÇÃO METAL-ÁGUA

4.1.6.1 As taxas de liberação de energia, de geração de hidrogênio e de oxidação do revestimento, resultantes da reação metal-água, devem ser calculadas através da equação de Baker-Just (Apêndice A), admitindo-se que a reação não é limitada pela quantidade de vapor.

4.1.6.2 Se na simulação do *acidente postulado* houver indicação de ocorrência de ruptura do revestimento de determinada *barra de combustível* deve ser admitida, também, a reação do interior desse revestimento com a água.

4.1.6.3 No caso referido em 4.1.6.2, o cálculo das taxas de reação metal-água através da equação de Baker-Just, sem limitação de quantidade de vapor, deve ser feito a partir do instante da ruptura do revestimento, estendendo-se, no mínimo, 4cm do local da ruptura tanto na direção axial como na direção radial pela circunferência interna do revestimento.

4.1.7 TROCA DE CALOR COM ESTRUTURAS METÁLICAS

4.1.7.1 A troca de calor entre o refrigerante e as estruturas metálicas, incluindo tubulações, paredes do vaso de pressão, estruturas internas do vaso do reator e paredes dos componentes individuais do SRR deve ser simulada por um modelo adequado.

4.1.7.2 A influência da perda de calor para a atmosfera da contenção por convecção natural ou radiação deve ser analisada.

4.1.8 POTÊNCIA DE DISSIPAÇÃO DAS BOMBAS

A potência de dissipação das bombas principais de resfriamento deve ser considerada como sendo transferida sem perdas ao refrigerante.

4.1.9 TRANSFERÊNCIA DE CALOR PARA O SISTEMA SECUNDÁRIO

A transferência de calor entre circuito primário e secundário através de trocadores de calor (geradores de vapor) deve ser considerada por modelo adequado, tal que:

- a) inclua a linha de água de alimentação principal, a linha de vapor e a linha de água de alimentação auxiliar; e,
- b) seja capaz de reproduzir fielmente, de acordo com os critérios de projeto, a operação, manual ou automática, do lado secundário, no decorrer do *acidente postulado*.

4.2 MODELO DAS BARRAS DE COMBUSTÍVEL

4.2.1 O modelo analítico deve ser capaz de prever, usando *conservantismo*, o inchamento e a ruptura do revestimento, a partir da distribuição axial da temperatura do revestimento e da diferença de pressão entre o interior e o exterior do revestimento, ambas em função do tempo.

4.2.2 O grau de inchamento e uma eventual ruptura do revestimento devem ser considerados para o cálculo da condutância térmica da folga, da oxidação e fragilização do revestimento e da taxa de geração de hidrogênio.

4.2.3 O cálculo das temperaturas do combustível e do revestimento em função do tempo deve utilizar valores da condutância térmica da folga e de outros parâmetros térmicos, expressos como funções da temperatura e de outras variáveis dependentes do tempo.

4.2.4 A variação da condutância térmica da folga deve ser efetuada em conformidade com modificações nas dimensões da folga e com outras variáveis pertinentes.

4.3 ESCOLHA DA NODALIZAÇÃO

4.3.1 A escolha da *nodalização* deve ser baseada em estudos de *sensibilidade*.

4.3.2 A *nodalização* escolhida, quer por modelos de parâmetros concentrados, quer por modelos de diferenças finitas, deve reproduzir, o mais fielmente possível, as características geométricas do sistema a ser analisado.

4.3.3 A *nodalização* do núcleo do reator deve incluir, pelo menos, um canal médio e um canal quente.

4.3.4 A *nodalização* do espaço anular entre o cilindro do núcleo e a parede do vaso de pressão do reator deve permitir uma simulação realista dos fenômenos de escoamento contra-corrente.

4.3.5 A *nodalização* nas vizinhanças da ruptura de tubulação do SRR, bem como nos pontos de injeção do SREN, deve permitir uma análise confiável e realista do comportamento termohidráulico nessas regiões.

4.4 EQUAÇÕES DE CONSERVAÇÃO E RELAÇÕES CONSTITUTIVAS

4.4.1 GENERALIDADES

4.4.1.1 O sistema de equações diferenciais relativas a escoamento de fluido, a ser resolvido pelos programas de cálculo deve ser baseado nas equações fundamentais de conservação da massa, da energia e da quantidade de movimento, em sua forma mais generalizada, com todas as hipóteses e eventuais simplificações devidamente justificadas.

4.4.1.2 As relações constitutivas devem satisfazer as leis básicas de transferência de massa e energia, bem como de dinâmica dos fluidos.

4.4.1.3 O uso de correlações derivadas a partir de dados experimentais deve ser limitado ao intervalo de validade dos parâmetros da correlação.

4.4.2 Equações de Conservação da Massa e da Energia

4.4.2.1 Na equação de conservação da massa deve ser considerada a variação temporal da densidade do fluido.

4.4.2.2 Na equação de conservação da energia do fluido devem ser consideradas as variações temporal e convectiva da energia cinética do fluido.

4.4.3 Equação de Conservação da Quantidade de Movimento

4.4.3.1 Na equação de conservação da quantidade de movimento do fluido devem ser considerados os seguintes efeitos:

- a) variação temporal da quantidade de movimento;

- b) variação convectiva da quantidade de movimento;
- c) aceleração da gravidade;
- d) perdas de pressão resultantes de atrito;
- e) perdas de pressão resultantes de variação da área de escoamento;
- f) fluxo de quantidade de movimento por variação da área de escoamento.

4.4.3.2 Qualquer omissão de um ou mais termos na equação de conservação da quantidade de movimento do fluido deve ser justificada por análise comparativa ou por dados experimentais.

4.5 FASE DE DESPRESSURIZAÇÃO

4.5.1 CARACTERÍSTICAS DE RUPTURA E ESCOAMENTO CRÍTICO

4.5.1.1 Para a análise de *APR* deve ser considerado um espectro de possíveis rupturas de tubulações do SRR para diferentes localizações e incluindo rupturas tipo guilhotina para várias áreas de escoamento até o da tubulação de maior dimensão

4.5.1.2 O cálculo da taxa do escoamento mássico crítico pela ruptura deve obedecer, conforme aplicável, aos seguintes requisitos:

- a) ser efetuado através de modelos baseados em dados experimentais apropriados;
- b) se a base experimental não assegurar a extrapolação às condições esperadas em reatores de potência, ser efetuado com:
 - I. o modelo de Henry-Fauske (Apêndice A), para escoamento de líquidos subresfriados; ou,
 - II. o modelo de Moody (Apêndice A), para escoamento bifásicos; ou,
 - III. o *modelo de equilíbrio homogêneo*, para os escoamentos de alta qualidade de vapor ($x > 0,9$).
- c) independentemente do modelo usado, incluir a determinação através de um estudo paramétrico, do coeficiente de descarga que maximize a temperatura do revestimento.

4.5.2 SEPARAÇÃO DE FASES

Os seguintes efeitos de separação das fases líquida e de vapor devem ser adequadamente simulados através do modelo analítico e da *nodalização* escolhida:

- a) efeitos a montante da ruptura sobre os escoamentos de massa e de energia pela ruptura;
- b) efeitos no circuito primário sobre a distribuição mássica do refrigerante;
- c) efeitos nos geradores de vapor sobre a transferência de calor entre os circuitos primário e secundário.

4.5.3 PERDAS DE PRESSÃO POR ATRITO

As perdas de pressão do fluido por atrito em tubulações e outros componentes, incluindo o núcleo do reator, devem ser calculadas com o emprego de modelos tais que:

- a) descrevam de maneira realística a variação dos coeficientes de atrito com o número de Reynolds; e,
- b) utilizem multiplicadores bifásicos adequadamente verificados por comparação com dados experimentais ou que mostrem ser, pelo menos, igualmente conservativos com relação à temperatura máxima do revestimento calculada no decorrer do *acidente postulado*.

4.5.4 FLUXO CRÍTICO DE CALOR

4.5.4.1 O uso de correlações de transferência de calor desenvolvidas a partir de dados experimentais adequados, obtidos em regime estacionário e/ou em regime transitório é aceitável para previsão da ocorrência do FCC durante um *acidente postulado*, devendo os programas de cálculo nos quais essas correlações são empregadas, incluir uma lógica para assegurar que os parâmetros físicos estejam no intervalo de validade das correlações, especificado pelos seus respectivos autores.

4.5.4.2 São consideradas aceitáveis para análise de *APR*, entre outras, as seguintes correlações obtidas em regime estacionário (Apêndice A):

- a) W 3 - 1967
- b) B § W.2-1969
- c) Macbeth - 1966
- d) Barnett - 1966
- e) Hughes - 1970

4.5.4.3 A aceitação de correlações baseadas em dados de experiência em regime transitório para análise de *APR*, está condicionada à apresentação de comparações entre os dados experimentais e as correlações, que demonstrem serem estas capazes de cobrir eventuais incertezas de medidas dentro de seu intervalo de validade.

4.5.4.4 Assim que for prevista a ocorrência do FCC em uma posição axial das barras de combustível, o *programa de cálculo* deve descartar o uso de correlações de transferência de calor por *ebulição nucleada* nessa posição, mesmo que as condições locais do fluido e da superfície do revestimento justifiquem o retorno à *ebulição nucleada* (remolhamento).

4.5.4.5 O remolhamento, referido em 4.5.4.4, só é permitido se justificado pelas condições locais do fluido e da superfície do revestimento, durante a fase de *reinundação* do núcleo ou no caso de pequenas rupturas.

4.5.5 Transferência de Calor após o Fluxo Crítico

4.5.5.1 As correlações para o cálculo da transferência de calor entre o revestimento e o refrigerante nos regimes pós-FCC de *ebulição de transição* e *ebulição por película* devem ser comparadas a resultados experimentais em regime transitório e em regime estacionário.

4.5.5.2 As comparações referidas em 4.5.5.1 devem:

- a) demonstrar que as correlações predizem valores para o coeficiente de transferência de calor menores ou iguais ao valor médio obtido experimentalmente para todo o intervalo de validade das correlações; e
- b) quantificar a relação das correlações com a incerteza estatística dos dados experimentais.

4.5.5.3 Na ausência de correlações que preencham os requisitos citados em “4.5.5.1” e “4.5.5.2”, a equação modificada de Dougall-Rohsenow (Apêndice A) é aceitável.

4.5.6 MODELO SIMULADO DAS BOMBAS

4.5.6.1 As características das bombas rotativas do circuito primário devem ser obtidas a partir de um modelo dinâmico que inclua as transferências de quantidade de movimento e de energia entre o refrigerante e as partes móveis das bombas, com uma rotação dependente do tempo.

4.5.6.2 A resistência do modelo simulado de bomba usada nas análises deve ser justificada.

4.5.6.3 O modelo de bomba para o regime de escoamento bifásico deve ser qualificado por dados experimentais aplicáveis e que satisfaçam a condição de similaridade com respeito à *velocidade específica*.

4.5.7 DISTRIBUIÇÃO DE VAZÕES NO NÚCLEO

4.5.7.1 Durante a fase de *despressurização* do circuito primário, devem ser observadas no modelo de cálculo as seguintes condições relativas à distribuição de vazões no núcleo:

a) taxa de escoamento mássico através de um canal quente do núcleo calculada em função do tempo, sendo o canal quente escolhido igual ou inferior a um *elemento combustível*;

b) cálculos de escoamento médio e escoamento no canal quente levando em conta vazões entre canais, bem como quaisquer bloqueios passíveis de ocorrer em consequência de inchamento ou ruptura do revestimento.

4.5.7.2 Na ausência de modelos que preencham os requisitos de “4.5.7.1b”, o escoamento calculado na fase de *despressurização* do circuito primário, a ser usado com condição de contorno em uma análise isolada do canal quente, deve ser reduzido em 20%.

4.5.7.3 Deve ser especificado um método para a determinação da entalpia a ser usada como dado de entrada para a análise do canal quente a partir das condições de contorno obtidas na análise da fase de *despressurização*, consistente com os cálculos de distribuição de vazões no núcleo.

4.5.8 HIPÓTESES RELATIVAS À ÁGUA DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA.

4.5.8.1 A água de resfriamento de emergência injetada a montante da ruptura na tubulação do circuito primário deve ser considerada como sendo diretamente lançada à contenção, sem efeito para fins de resfriamento do núcleo.

4.5.8.2 A água de resfriamento de emergência injetada nas tubulações do circuito primário ou no vaso do reator durante o *período de desvio* deve ser subtraída do inventário de massa de água no vaso do reator.

4.5.8.3 A subtração de água referida em 4.5.8.2 deve ser efetuada conforme uma das duas seguintes alternativas:

a) a cada passo de iteração durante a simulação do *período de desvio*; ou,

b) ao final do *período de desvio*, subtraída da água remanescente na seguinte ordem: na câmara plena inferior, no espaço anular do vaso do reator e nas tubulações principais de circulação do refrigerante a jusante dos pontos de injeção.

4.5.8.4 A definição do final do *período de desvio* a ser usada na simulação do *acidente postulado* deve ser justificada por uma combinação de análise e dados experimentais. A previsão de um escoamento mássico descendente no espaço anular do vaso do reator, para o restante da fase de *despressurização*, é um critério aceitável para essa definição.

4.6 FASES DE REENCHIMENTO E DE REINUNDAÇÃO, E REMOÇÃO DE CALOR

4.6.1 CRITÉRIO DE FALHA SIMPLES

Deve ser feita uma análise dos possíveis modos de falha dos componentes do SREN e de seus efeitos sobre a eficiência da remoção de calor, admitindo-se na simulação de cada *acidente postulado*, a *falha simples* mais prejudicial.

4.6.2 PRESSÃO NA CONTENÇÃO

A pressão na contenção usada na avaliação da eficiência do resfriamento de emergência durante a fase de *reinundação* do núcleo deve ser igual ou inferior à pressão calculada considerando-se:

- a) o efeito da operação de todos os processos e sistemas instalados para redução da pressão; e
- b) a operação do reator a 100% de potência nominal.

4.6.3 Interação entre o Vapor e a Água de Resfriamento de Emergência

4.6.3.1 O modelo analítico deve ser capaz de simular adequadamente a interação termohidráulica entre o vapor existente no circuito primário e a água de resfriamento de emergência, incluindo os efeitos de desequilíbrio térmico, com transferência de massa e energia entre as fases.

4.6.3.2 Na ausência de um modelo analítico adequado, apoiado em uma base experimental sólida, deve ser admitido que a água de resfriamento de emergência é injetada no circuito primário com a temperatura de saturação correspondente à pressão local no ponto de injeção.

4.6.3.3 Na análise de reatores com injeção de água de resfriamento de emergência nas pernas quentes ou na câmara plena superior, deve ser admitida uma eficiência de condensação de vapor não superior a 0,6.

4.6.4 CÁLCULO DA TAXA DE REINUNDAÇÃO

4.6.4.1 O *reenchimento* da câmara plena inferior do vaso do reator, e o tempo e a taxa de *reinundação* do núcleo devem ser calculados por um modelo adequado que considere as características termohidráulicas do núcleo e do SRR.

4.6.4.2 As bombas principais de resfriamento devem ser supostas bloqueadas, se tal hipótese maximizar a temperatura calculada do revestimento, ou, em caso contrário, ser supostas com o rotor girando livremente.

4.6.4.3 Os modelos utilizados para o cálculo do escoamento mássico à saída do núcleo devem considerar o efeito do carregamento de gotículas pelo vapor e ser baseados em dados experimentais aplicáveis.

4.6.4.4 O efeito de gás comprimido nos acumuladores sobre a taxa de *reinundação* do núcleo deve ser analisado.

4.6.5 Transferência de Calor durante as Fases de Reenchimento e Reinundação

4.6.5.1 Durante a fase de *reenchimento* deve ser suposto um aquecimento adiabático do núcleo, na ausência de um modelo de transferência de calor qualificado por sólida base experimental.

4.6.5.2 Durante a fase de *reinundação* os coeficientes de transferência de calor devem ser baseados em dados experimentais aplicáveis, admitindo-se a ausência de bloqueios nos canais de resfriamento, se tal hipótese resultar nas mais altas temperaturas do revestimento.

5. HIPÓTESES E MODELOS DE CÁLCULO PARA A ANÁLISE DA INTEGRIDADE DA CONTENÇÃO E DOS SUBCOMPARTIMENTOS

As hipóteses e modelos de cálculo a serem incorporados no *programa de cálculo* para a análise de cálculo para a análise da integridade da contenção abrangem essencialmente:

- a) fontes de energia no decorrer de um *APR*;
- b) parâmetros hidráulicos relativos à descarga do refrigerante;
- c) modelos analíticos da contenção e seus subcompartimentos;
- d) tipo e efetividade de mecanismos de transferência de calor.

5.1 FONTES DE ENERGIA

5.1.1 Os modelos de cálculo para a análise da integridade da contenção e de seus subcompartimentos, seja para a estimativa da máxima pressão e máxima temperatura alcançadas, seja para a determinação das pressões diferenciais entre os diversos subcompartimentos, devem considerar as seguintes fontes de energia no decorrer de um *APR*;

- a) os conteúdos totais de massa e energia no circuito primário, incluindo o conteúdo do líquido e do vapor do pressurizador;
- b) a potência nominal do reator até seu desligamento;
- c) o calor de decaimento radioativo conforme item 4.1.5;
- d) a energia inicial armazenada nos elementos combustíveis;
- e) o calor liberado pela reação metal-água;
- f) a transferência de calor das estruturas metálicas do circuito primário para a atmosfera da contenção.

5.1.2 A troca de calor com o espaço anular entre o vaso metálico e o edifício de concreto (contenção secundária) só pode ser admitida desde que baseada em modelo comprovado experimentalmente.

5.2 HIPÓTESES E MODELOS ANALÍTICOS REQUERIDOS

5.2.1 O esquema de *nodalização* da contenção e seus subcompartimentos deve ser adequadamente detalhado.

5.2.2 A influência da *nodalização* escolhida sobre a pressão máxima calculada e sobre os diferenciais de pressão entre os subcompartimentos deve ser investigada através de estudos de *sensibilidade*.

5.2.3 O volume livre da contenção deve ser reduzido de 2% para que sejam considerados eventuais desvios de tolerância na construção.

5.2.4 Para a obtenção das pressões diferenciais deve ser admitida a pior configuração possível de ruptura para cada subcompartimento da contenção.

5.2.5 Os efeitos das variações temporais e convectivas da energia cinética devem ser considerados, pelo menos, no subcompartimento da contenção onde seja postulado ocorrer a ruptura e nos seus subcompartimentos adjacentes.

5.2.6 Os efeitos de desequilíbrio térmico entre as fases líquida e de vapor devem ser calculados com *conservantismo* ou levados em consideração através de um aumento global de 3×10^4 Pa na pressão manométrica calculada na contenção.

5.2.7 A transferência de calor entre a atmosfera da contenção e as estruturas existentes pode ser considerada, desde que através de modelos suportados por base experimental adequada.

5.2.8 A resistência ao escoamento do fluido entre subcompartimentos deve ser determinada levando-se em conta a geometria de escoamento e as condições locais do fluido e com emprego de hipóteses de cálculo experimentalmente confirmadas.

5.2.9 Os modelos analíticos devem considerar adequadamente:

- a) os processos de separação de fases líquida e de vapor e o carregamento de gotículas, de maneira explícita baseada em dados experimentais aplicáveis;
- b) os efeitos de escoamento sônico e escoamento subsônico entre os subcompartimentos.

5.2.10 O emprego de constantes empíricas nos modelos analíticos relativos a 5.2.9 a) deve ser apoiado em base experimental e justificado com respeito à maximização tanto da pressão calculada no interior do edifício da contenção, como dos diferenciais de pressão entre os subcompartimentos.

5.2.11 As taxas de descarga de massa e energia do fluido para o interior da contenção, utilizadas como condições de contorno para a análise da integridade da contenção, devem considerar, implícita ou explicitamente, as fontes de energia especificadas em 5.1.

5.2.12 O grau de *conservantismo* das hipóteses feitas com relação às condições iniciais no vaso metálico da contenção, à remoção de calor do mesmo (incluindo a simulação analítica das estruturas) e à operabilidade dos SREN, deve ser discutido e demonstrado.

5.2.13 A análise da integridade da contenção deve ser estendida, pelo menos, até a fase de recirculação dos SREN.

5.2.14 Deve ser demonstrado que, dentro de um período de 24 horas após a ocorrência do *acidente postulado*, a pressão da contenção se reduz a, pelo menos, 50% do valor máximo atingido.

5.2.15 Deve ser adotada, como compensação às incertezas de cálculo, uma margem de segurança não inferior a 5% sobre a pressão manométrica calculada no interior da contenção.

5.2.16 Deve ser adotada sobre os diferenciais de pressão entre os subcompartimentos da contenção, como compensação às incertezas de cálculo, uma margem de segurança de 15% e não inferior a 10^4 Pa.

6. QUALIFICAÇÃO DOS PROGRAMAS DE CÁLCULO

Para fins de qualificação, parcial ou global, de programas de cálculo a serem usados em análises de acidente de perda de refrigerante, deve ser fornecida à ANSN a seguinte documentação:

- a) descrição de cada modelo de análise de *APR*, suficientemente detalhada e completa de modo a permitir que:
 - I. seja feita uma revisão técnica do modelo analítico, incluindo as equações usadas, suas aproximações em diferenças finitas e métodos de solução, as hipóteses feitas, e a definição de todos os parâmetros ou o procedimento para sua determinação (como, por exemplo, de acordo com uma lei física especificada ou uma relação empírica); e

- II. possam ser especificadas em descrições suplementares, mudanças significativas do modelo, ou seja, mudanças que resultariam em uma variação superior a 1% em relação à temperatura do revestimento ou à pressão da contenção, calculadas em função do tempo, para um *APR*, com emprego da última versão qualificada do modelo;
- b) listagem completa de cada código computacional na forma usada para análise de *APR*;
- c) descrição e justificativa de todas as interações entre eventuais códigos computacionais independentes, com respeito à entrada e saída de dados;
- d) descrição detalhada dos processos de verificação de cada modelo de análise com base em dados experimentais, incluindo informações abrangentes sobre cada um dos testes constantes da matriz de verificação (geometria, condições iniciais e de contorno, entre outras), bem como sobre as opções de cálculo utilizadas nas simulações das experiências. É considerada parte integrante do processo de verificação, a simulação analítica de experiências com as mesmas condições iniciais e de contorno, mas em diferentes escalas de geometria. Para tal simulação, devem ser empregadas as mesmas opções de cálculo, as mesmas correlações, e tanto quanto possível, o mesmo esquema de *nodalização*.

APÊNDICE A

DOCUMENTAÇÃO DE APOIO

Os valores de taxas de geração de energia de decaimento de produtos de fissão, a equação de Baker - Just relativa à reação metal-água, os modelos de cálculo da taxa de escoamento mássico crítico pela ruptura e as correlações de transferência de calor, citados no texto da Norma ANSN 1.19, constam da seguinte documentação:

1. DECAIMENTO DOS PRODUTOS DE FISSÃO (p.9)
 - a) ANSI/ANS - 5.1 -1979 - "Decay Heat Power in Light Water Reactors" - ANSI - Agosto 1979.
2. TAXA DE REAÇÃO METAL-ÁGUA (p.10)
 - a) BAKER , L e L.C. JUST - "Studies of Metal Water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium - Water Reaction" - ANS-6548 - Maio 1962.
3. ESCOAMENTO MÁSSICO CRÍTICO (p.14)
 - a) HENRY, R.E e H.K FAUSKE - "The Two-Phase Critical Flow of One Component Mixture in Nozzles, Orifices, and Short Tubes"- Journal of Heat Transfer, Transactions ASME, 93 - Maio 1971.
 - b) MOODY, F.J - "Maximum Flow Rate of a Single Component, Two Phase Mixture"- Journal of Heat Transfer, Trans. ASME, 87 nº 1 - Fevereiro 1965.
4. FLUXO CRÍTICO DE CALOR (p. 15)
 - a) TONG, L.S. (Correlação W3) - "Prediction of Departure from Nucleate Boiling for an Axially Non-Uniform Heat Flux Distribution"- Journal of Nuclear Energy, Vol. 21, 241-248-1967.
 - b) GELLERSTEDT, J.S e OUTROS (Correlação B & W-2) - "Correlation of Critical Heat Flux in a Bundle Cooled by Pressurized Water"- Two Phase Flow and Heat Transfer in Rod Bundles ASME, N. Y. 1969.
 - c) MACBETH, R. V. (Correlação Macbeth) - "An Appraisal of Forced Convection Burnout Data"- Proceedings of the Institute of Mechanical Engineers - 1965/1966.
 - d) BARNETT, P. G. (Correlação Barnett) - "A Correlation of Burnout Data for Uniformly Heated Annuli and Its Uses for Predicting Burnout in Uniformly Heated Rod Bundles"- AEEW-R 463, 1966.
 - e) HUGHES, E. D. (Correlação Hughes) - "A Correlation of Rod Bundle Critical Heat Flux for Water in the Pressure Range 150 to 750 psia" - IN. 1412, Idaho Nuclear Corporation - Julho 1970.
5. TRANSFERÊNCIA DE CALOR APÓS O FLUXO CRÍTICO (p.17)
 - a) DOUGALL, R. S. e W. M. ROHSE (Correlação Dougall-Rohsenow) - "Film Boiling on the Inside of Vertical Tubes with Upward Flow of the Fluid at Low Qualities"- MIT Report MIT-TR-9079-26 - Setembro 1963.

COMISSÃO DE ESTUDO

Presidente:	Marcos Grimberg	CNEN
Membros:	Daly Esteves da Silva	CNEN
	Everton de Almeida Carvalho	CNEN
	Henrique Autregésilo Filho	CNEN
	Thomaz Lera Fernandes Filho	CNEN
	Wagner Sacco	FURNAS
Secretária:	Leila Pelegrini Loureiro	CNEN