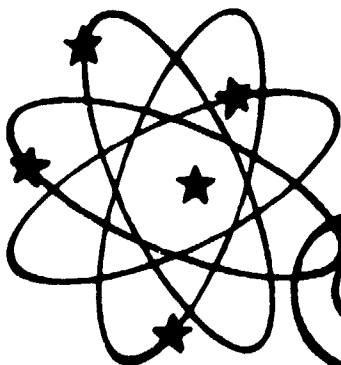


ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA E

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

*nota
técnica*

Departamento de Reatores



cnen

comissão nacional de energia nuclear

**CNEN
DR**

DOCUMENTO:

NOTA TÉCNICA GAPS Nº 03/90

DATA:

MAIO/90

REVISÃO:

0

TÍTULO:

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA E

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

AUTOR(ES):

ANTONIO C.F. GUIMARÃES

ALEXANDRE G.A. GÓES

ÓRGÃO:

GRUPO DE ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA

RAMAL: 426

APROVADO POR:

CNEN
DR

AUTOR: ACFG/

AGAG/

ÓRGÃO GAPS

DOCUMENTO:

NT-GAPS-Nº 03/90

PARTI:

REVISÃO:

PAGINA:

i/i

DATA:

MAIO/90

INDICE

	Páginas
1. APRESENTAÇÃO	1/20
2. APRESENTAÇÃO DOS PRINCIPAIS PONTOS DOS NUREG'S E RECOMENDAÇÃO	5/20
3. DESCRIÇÃO DO MODELO PROPOSTO	14/20
4. CONCLUSÃO	18/20
5. REFERÊNCIAS	20/20

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ : AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90		PAGINA: 1/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: 0	DATA: MAIO/90

1. APRESENTAÇÃO

=====

Os documentos aqui apresentados, NUREG 1150 (1) e NUREG 0956 (2), ambos de grande importância técnica, são uma contribuição decorrente de trabalhos desenvolvidos por diversos técnicos de diferentes instituições na área de Risco. Estes documentos servem de referência para as recomendações feitas quanto a metodologia e ferramentas empregadas, que melhor se apliquem a análise de cálculo do termo fonte para acidentes severos em centrais nucleares de potência.

O NUREG 1150, fornece resultados de análise de risco para cinco reatores do tipo LWR americanas (Surry, Zion, Sequoyah, Peach Bottom, e Grand Gulf) utilizando a metodologia de cálculo mais atual. A base geral da informação de risco probabilístico contido neste documento fornece uma base de dados e revelações que podem ser empregados em um grande número de aplicações regulatórias. Estas ações regulatórias incluiriam : (1) Implementação de um Programa de Acidentes Severos da "Nuclear Regulatory Commission" (NRC), (2) Implementação de um Programa de Objetivos de Segurança da NRC, (3) Considerações das "NRC Backfit Rule", (4) Avaliação e possível revisão de regulamentos ou exigências regulatórias para Planejamento de Emergência, sítio da planta, e qualificação de equipamento, e (5) estabelecimento de prioridades de risco direcionado para alocação de fontes da agência. Para opinião pública é muito importante a qualidade e o formato da informação e a melhor forma de apresentação da probabilidade de Acidentes Severos, Consequências e Risco,

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 2/20
	ÓRGÃO GAPS		PARTE:

durante a utilização em processos regulatórios.

Para as centrais citadas acima, este Nureg descreve (1) os principais fatores relacionados aos eventos iniciadores internos (excluindo incêndios, inundações e terremotos) que contribuem para o dano severo ao núcleo, (2) as frequências e as faixas de incertezas associadas aos eventos de dano severo ao núcleo, (3) os principais fatores e fenômenos de acidentes severos que conduziriam à falha de contenção (e particularmente a falha prematura da contenção), (4) as probabilidades condicional as faixas de incerteza de falha prematura da contenção, (5) as consequências e riscos de acidentes severos, incluindo a sensibilidade destes riscos para fatores tais como evacuação ou medidas de proteção, (6) comparação dos riscos com os objetivos de segurança da NRC, e (7) uma análise de custo e redução de risco de acidentes severos.

Dois foram os acidentes que motivaram profundamente a expansão dos trabalhos para identificar os riscos potenciais para o público decorrentes de acidentes que estariam além daqueles previstos como eventos básicos e analisados no processo de licenciamento. O primeiro foi o acidente de "Three Mile Island" (TMI) em 1979 e o segundo mais recentemente foi o de "Chernobyl" em 1986. Como um resultado de TMI um "Plano de Ação" (NUREG 0660 e NUREG 0737) foi desenvolvido, e eventualmente numerosas modificações em instalações LWR americanas e procedimentos de operação foram feitas. Em contribuição, inúmeros programas foram desenvolvidos estabelecendo a regra que os resultados de acidentes severos teriam em processos regulatórios da NRC. Estes,

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90		PAGINA: 3/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: 0	DATA: MAIO/90

estavam relacionados ao desenvolvimento de um programa regulatório apropriado, um grupo de critérios de decisão, e uma base de dados expandida sobre as probabilidades de acidentes severos, fenômenos, e riscos.

Isto ocorreu em 1985 com a publicação do "Severe Accident Policy statement" e em seguida com o plano de implementação ("Implementation Plan for Severe Accidents and Regulatory Use of New Source Term Information") em 1986.

Trabalhos foram publicados (NUREG 0956, NUREG 0900), critérios e objetivos de Segurança definidos. Então, o NUREG 1150 com o nível de detalhe descrito pelo seu tratamento das frequências de dano ao núcleo da instalação, árvores de evento da contenção, termo fonte, e incertezas, fornece um tipo de base de dados técnicos para apoiar a implementação do Programa de Acidente Severo e Objetivos de Segurança da NRC.

O propósito do NUREG 0956 é descrever a reavaliação das bases técnicas por especialistas da NRC para estimar os termos fontes em reatores do tipo LWR americanos. Esta reavaliação envolve revisar resultados experimentais dos programas de pesquisa em acidentes severos, recebendo ênfase adicional após o acidente de TMI-2. A reavaliação também envolve revisar um procedimento analítico, desenvolvido neste programa de pesquisa, que utiliza modelos mecanicistas integrados de fenômenos físicos. Durante a revisão de resultados experimentais e procedimentos analíticos, uma ferramenta analítica específica denominada de "Source Term Code Package" (STCP) foi revisada. O STCP é descrito neste NUREG.

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 4/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: Ø
		DATA:	MAIO/90

Baseado neste pequeno histórico, algumas informações mais relevantes foram apresentadas, contendo as ações realizadas por especialistas de diferentes instituições científicas.

Procurou-se desenvolver programas e trabalhos num esforço conjunto, sob a coordenação da NRC, para estabelecer critérios e normas de procedimento na eventual utilização de um estudo de Avaliação Probabilística de Segurança de Risco, simultaneamente, para ser utilizado durante o processo de licenciamento convencional de uma central nuclear de potência.

E, baseado nisto, o grupo de Análise Probabilística de Segurança (GAPS), propõe um modelo de cálculo, utilizando uma metodologia similar àquelas apresentadas no NUREG 1150, para se analisar as consequências decorrentes de um acidente severo na central nuclear de Angra I.

Evidentemente estas recomendações estão sujeitas as modificações na medida em que novas pesquisas e projetos estiverem sendo desenvolvidas e apresentando resultados que poderão alterar os modelos de cálculo, presentes em códigos computacionais, para desta forma permitir uma otimização de metodologia empregada.

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 5/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: 0
			DATA: MAIO/90

2. APRESENTAÇÃO DOS PRINCIPAIS PONTOS DOS NUREG'S E RECOMENDAÇÕES
=====

Uma forma objetiva e prática foi definir alguns pontos principais reunidos em blocos e as recomendações que traduzem a filosofia de cada NUREG. Os relativos ao NUREG 0956 são apresentados a seguir:

- Uma vinculação com a avaliação do termo fonte utilizando uma estrutura de códigos computacionais integrados e acoplados foi desenvolvida. Esta estrutura pode configurar melhoramentos esperados de pesquisas em andamento
- As complexidades dos fenômenos de termo fonte resultam em códigos computacionais sofisticados e grandes quantidades de informações numéricas que exigem o uso de medidas de controle de qualidade na elaboração de códigos e análises
- A qualificação do "Source Term Code Package" (STCP) da NRC é suficiente em algumas áreas mas limitada em outras
- A base de dados atual em acidente severo e os modelos fenomenológicos no "STCP" da NRC representa uma melhoria se comparado ao "Reactor Safety Study" (RSS)
- O "STCP" da NRC e outros códigos atuais sobre termo fonte são projetados para fornecerem estimativas de termos fontes mais realísticas

- Um grande número de seqüências de acidente severo foram analisadas com o "STCP" e seu antecessor, o pacote de códigos denominado de BMI-2104; estes cálculos tem permitido otimizar os códigos numa faixa considerável de condições
- Foi verificado que os termos fonte variam de acordo com o projeto da planta e detalhes de construção, e estas variações necessitam ser consideradas nos esforços para desenvolver termos fonte simplificados.
- As seqüências de acidentes são complexas, e a experiência tem mostrado, que esta complexidade requer cuidados e atenção a detalhes sobre a parte relativa ao usuário de código de computador, representar a planta e as seqüências adequadamente nos dados de entrada do código
- A representação da contenção (funcionamento, falha, redundância), a qual é descrita por parâmetros de entrada em todos os códigos de termo fonte, é um fator principal afetando o termo fonte
- As análises realizadas com STCP recomendam a especialização de dados, de forma que fatores de redução no termo fonte sejam identificados para todas as seqüências, como registrados em outros estudos
- Baseado na experiência com códigos da NRC e nos comentários de revisores, os códigos sobre termo fonte seriam rigorosamente revisto

CNEN
DR

AUTOR: ACFG/

AGAG/

ÓRGÃO GAPS

DOCUMENTO:

NT-GAPS-Nº 03/90

PÁGINA:

7/20

PARTI:

REVISÃO:

DATA:

MAIO/90

- O STCP e material de suporte em geral devem ser revistos e se possível qualificados para serem utilizados em toda decisão
- A "American Physical Society" (APS) recomenda pesquisa sobre tópicos específicos; a ANS identificou pontos que exigem investigações especiais; IDCOR e NRC encontraram alguns pontos de divergência devido a falta de dados experimentais
- Os técnicos da NRC trocam constantemente informações com outras organizações tais como "Electric Power Research Institute" em áreas de interesse. Um planejamento de pesquisa em Acidentes Severos foi publicado recentemente como NUREG 0900.

Com relação a recomendação o "STCP" foi indicado pela NRC como uma ferramenta analítica integrada para avaliação de termo fonte em situações regulatórias. Informação específica adicional sobre o fenômeno de termo fonte pode ser obtido do Programa de Pesquisa Mecanicista detalhada da NRC, outros resultados de Programas de Pesquisa de Acidentes Severos da NRC, e do NUREG 1150.

Cada tópico apresentado à seguir tem o objetivo de condensar os principais pontos citados anteriormente.

a. "CONCLUSÃO INTEGRADA"
=====

(NUREG 0956)

1. Melhoramentos decorrentes de pesquisa
2. "Software"
3. Resultados Experimentais
4. "STCP" representa um avanço tecnológico sobre "RSS"
5. "STCP" e outros códigos fornecem estimativas realísticas

b. "CONCLUSÕES DE SEQUÊNCIAS SELECIONADAS DE ACIDENTE"
=====

6. Número considerável de sequências de acidentes analisados
7. Termo fonte modifica em função do projeto da planta e deve ser levado em conta para desenvolver termos fonte simplificados
8. Usuário do código: p/ configurar a planta e a sequência
9. "Performance" da contenção
10. Generalizações são inadequadas

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-NO 03/90	PAGINA: 9/20
	ÓRGÃO GAPS	PORTE:	REVISÃO: 9
			DATA: MAIO/90

c. "REVISÃO DO TRABALHO DE TERMO FONTE"
=====

11. Códigos p/ "SAST" devem ser extensamente revistos
(descrição técnica dos modelos e hipóteses)
Regulatory applications : peer review
12. NRC's, "STCP" e material tem sido extensivamente revisto
p/ qualificar em "decision-making"
13. Revisores e técnicos da NRC estão de acordo (em concordância)
com áreas que necessitam de maiores esforços ("Source Term")
14. "NRC's Severe Accident Research Plan" - revisto e trabalhos
onde necessite de maior atenção ("Source Term")

"RECOMENDAÇÃO"
=====

O grupo de trabalho da "NRC" tem a seguinte recomendação :

1. "STCP" - "Regulatory Applications"
2. "NRC's codes" - "Source Term Phenomena"

Quanto ao NUREG 1150 uma quantidade apreciável de informações novas são fornecidas relativas a habilidade de prever a evolução do acidente severo e a faixa de resultados. Baseado nesta informação, parece que os riscos e consequências em potencial associado com os acidentes severos em reatores não são maiores do que aqueles previstos no "Reactor Safety Study" (RSS) e deve, de

fato, ser substancialmente menor. Entretanto, algumas observações importantes podem ser resumidas do ponto de vista de aplicação regulatória.

- O tempo de falha da contenção afeta de forma significativa a grandeza da liberação e as consequências resultantes. As consequências de uma falha da contenção prematura para uma dada distância são significativamente superiores àquelas decorrentes de uma falha tardia da contenção.
- Enquanto existem diferenças de doses entre as instalações, as mesmas são secundárias comparadas as diferenças observadas entre o tipo de falha da contenção
- Para uma falha prematura da contenção e nenhuma medida protetiva, (a) pessoas localizadas entre 5 e 10 milhas tem uma probabilidade muito baixa de receber uma dose excedendo 200 rems, (b) pessoas localizadas em torno de 10 milhas tem uma probabilidade baixa de receber uma dose que exceda de 50 rems, e (c) a dose média para uma pessoa à 10 milhas varia de 2 à 25 rems.
- Para falha tardia da contenção e nenhuma medida de proteção: (a) pessoas além de 1 ou 2 milhas tem uma probabilidade baixa de receber uma dose excedendo 200 rems, (b) pessoas localizadas além de 5 milhas tem uma probabilidade baixa de receber uma dose que exceda 50 rems, e (c) a dose média para

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/ : <i>Ac.</i>	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 11/20
	ÓRGÃO GAPS	PORTE:	REVISÃO: 0
		DATA: MAIO/90	

uma pessoa a 10 milhas situa-se entre 0.4 e 10 rems.

A figura 1 apresenta, esquematicamente, os trabalhos desenvolvidos ao longo destes últimos anos dentro do Processo Regulatório. A figura 2 apresenta os elementos básicos do Programa de Reavaliação de Termo Fonte e sua relação com a implantação do Programa Regulatório. Observa-se nestas figuras o papel importante desempenhado pelos critérios e recomendações apresentados nestes NUREG's dentro do Processo Regulatório.

Source Terms in the Regulatory Process

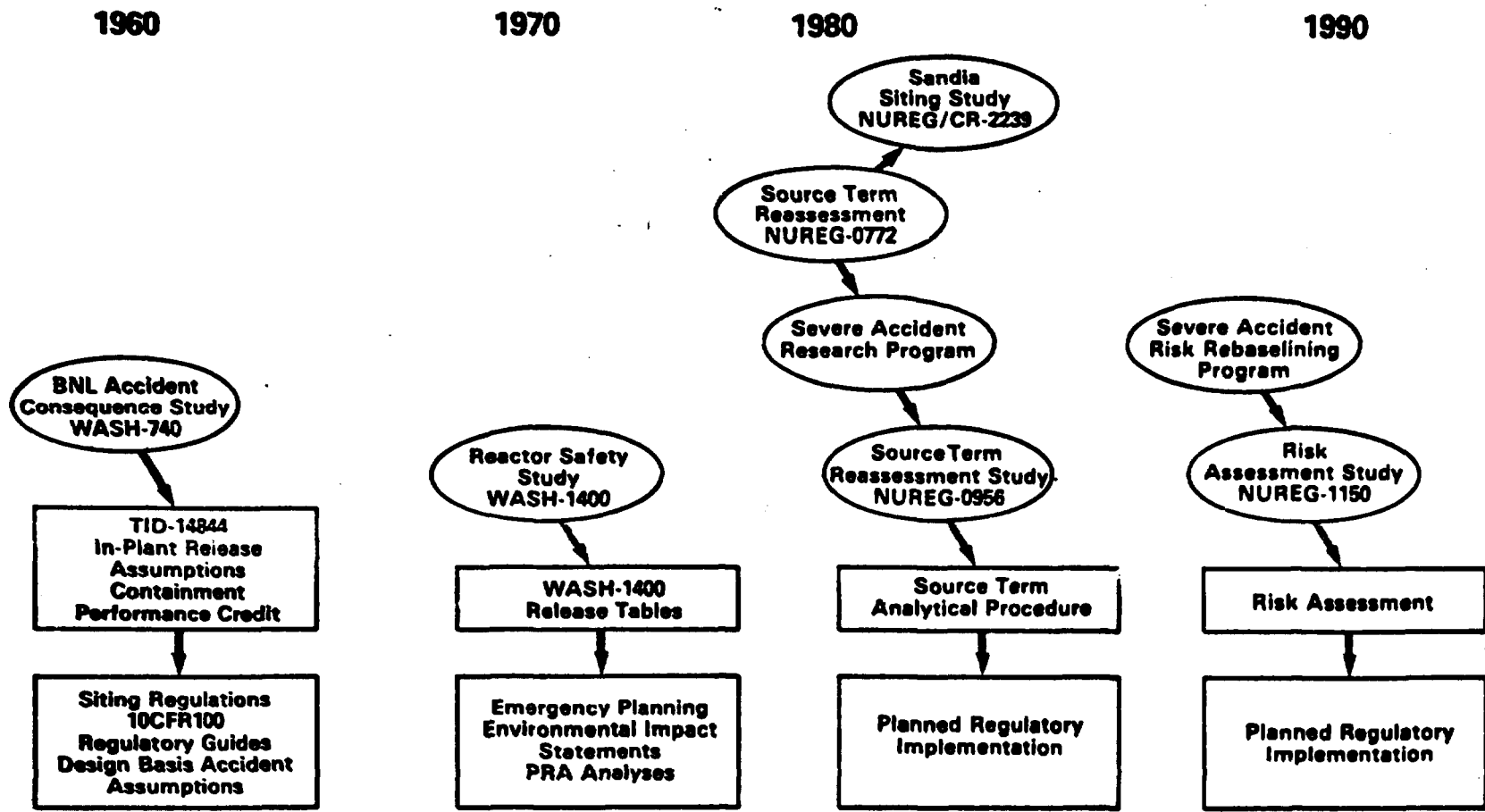


Fig.1 - Histórico de Avaliação do Termo Fonte e relação ao Processo Regulatório.

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/ breão GAPS	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PÁGINA: 12/20
PARTI:	REVISÃO: 0	DATA:	MAYO/90

Source Term Reassessment Program Relationships

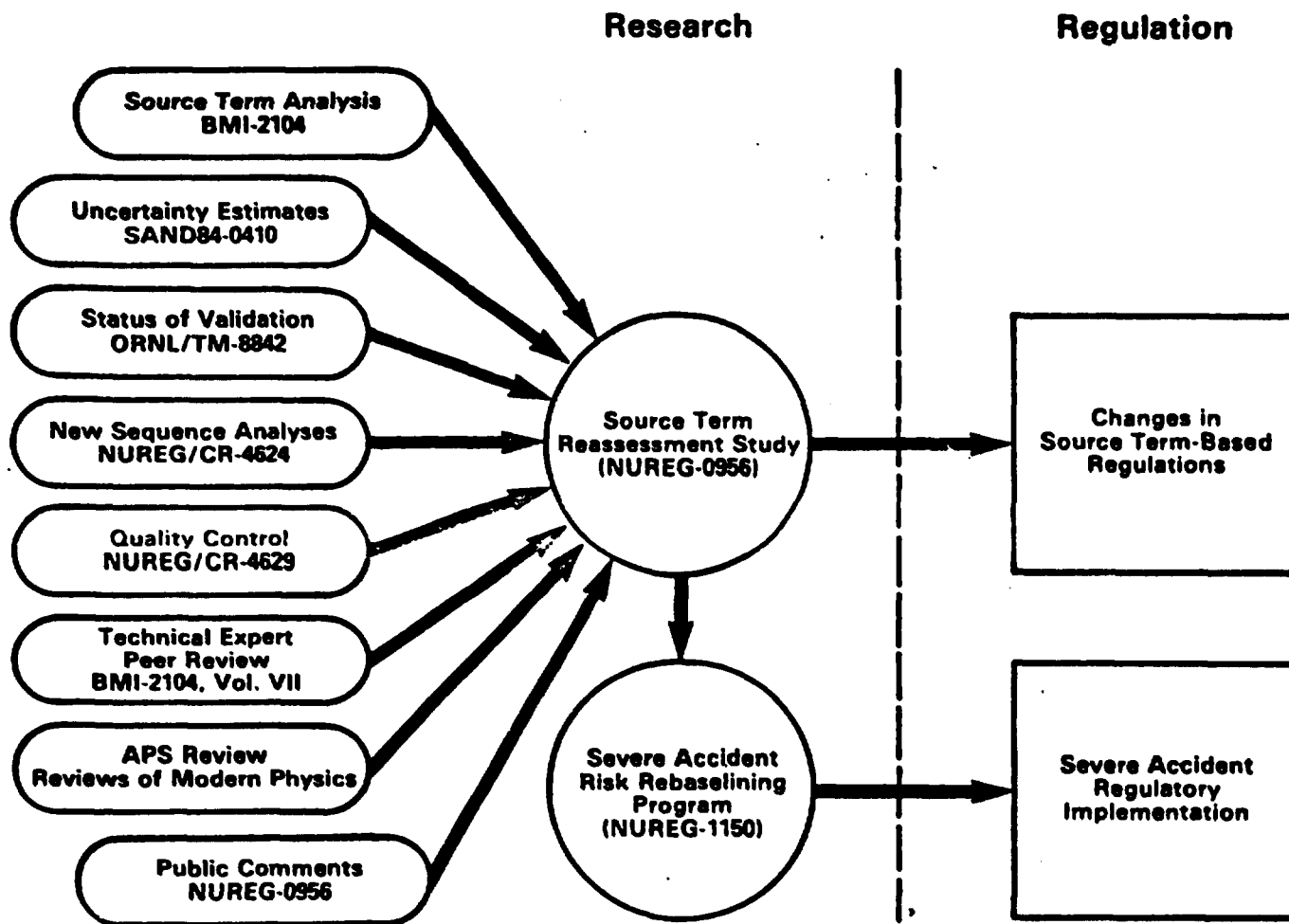


Fig.2 - Os elementos do Programa de Reavaliação do Termo Fonte da NRC e sua relação com o Processo Regulatório.

CNEN DR	AUTOR: ACFCG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PÁGINA: 13/20
	6º edição GAPS	PARTE: <i>As</i>	REVISÃO: 0
		DATA: MAIO/90	

CNEN DR	AUTOR: ACFG/	DOCUMENTO:		PAGINA:
	AGAG/	NT-GAPS-Nº 03/90		14/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO:	DATA:
			Ø	MAIO/90

3. DESCRIÇÃO DO MODELO PROPOSTO

=====

O estudo de Risco pode ser dividido em duas etapas de cálculo. A primeira, denominada de "Front End", cuida da atuação dos sistemas de segurança da central durante o acidente e determinação das probabilidades de todas as sequências de acidentes severos ocorridos. A segunda, denominada de "Back End", preocupa-se com a determinação das consequências decorrentes do acidente, desde o início do acidente até o derretimento do núcleo passando pela falha da contenção e em seguida determinar o termo fonte e as consequências ambientais decorrentes deste acidente.

O cálculo das consequências ambientais é uma das atribuições do grupo de Análise Probabilística de Segurança da CNEN, dentro do estudo de determinação do Risco à população nas vizinhanças de uma central nuclear de potência. Baseado nisto, e em reuniões as quais os componentes do GAPS tem participado com outros técnicos da CNEN para definir estratégias de evacuação dentro do Planejamento de Emergência, foi proposto um modelo de cálculo. Este modelo define a participação de cada grupo de trabalho e a atuação dos mesmos nas diversas etapas dos Procedimentos de Emergência. O GAPS propõe uma metodologia de cálculo em tempo real e tempo médio. O tempo real seria aquele onde identificado o acidente ou seu início, as previsões de consequências em tempo reduzido, em torno de 2 hs, poderiam ser calculadas. O tempo médio seria da ordem de 6 hs. Para se calcular os resultados, alguns códigos são empregados. Estes códigos são os mais importantes empregados neste tipo de cálculo. Baseado também em

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 15/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: Ø
			DATA: MAIO/90

recomendações da NRC, o "STCP" é utilizado como opção de cálculo. Um esquema é apresentado na figura 3 mostrando a aplicação dos códigos em cada etapa de cálculo e os NUREG's os quais recomendam e descrevem a metodologia de cálculo destes códigos.

Nesta mesma figura pode ser observado a etapa de atuação de cada grupo de trabalho responsável por alguma tarefa dentro do programa de Planejamento de Emergência. A seguir é apresentado uma descrição mais detalhada sobre as componentes do modelo de cálculo proposto.

1. GPR - Grupo de Proteção Radiológica da CNEN que possui o modelo de cálculo de projeção de dose à partir de um termo fonte localizado externamente à contenção do reator
2. E - Técnico do Departamento de Reatores que possui um modelo de cálculo computacional, onde algumas curvas de concentração podem ser determinadas, baseado no comportamento local do vento. O fato de calcular apenas até 3 Km, partindo da central, é uma limitação do código
3. No modelo em tempo real, o GAPS possui para o cálculo do termo fonte o código ORIGEM 2 (3) e o RASO (4). Estas duas opções permitem obter a constante atualização do inventário do combustível. Em seguida as frações de liberações descritas no relatório WASH 1400 permitem calcular o termo fonte externamente a contenção. Feito isto, o cálculo da dispersão da nuvem radiativa poderá ser realizado com o código computacional SEDA (5). E, finalmente, as

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 16/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: 0
			DATA: MAIO/90

consequências podem ser avaliadas utilizando-se o código computacional CRAC 2

4. Em tempo real, existe outra alternativa, a de se utilizar o código MARCH 2.0, que determina as condições termohidráulicas internas ao reator. Em seguida utilizar o código CORRAL II (8), para cálculo do transporte de material radiativo no interior da contenção. Em seguida utiliza-se o código GAUSS (9) para dispersão de material radiativo e as consequências.
5. Uma alternativa seria a de se utilizar dados registrados em formulários padronizados, provenientes de FURNAS, resultado de propostas discutidas em reuniões entre a CNEN e FURNAS
6. Em tempo médio, a principal ferramenta é utilizar o STCP (10) para determinar o fenomenologia interna ao reator e o termo fonte. Em seguida, para determinação da dispersão do material radiativo e consequências ambientais utiliza-se o código CRAC 2.
7. IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria da CNEN colaborando no planejamento de Emergência durante a fase de controle dos parâmetros que definem aspectos da Biosfera, como contaminação do solo, medidas de campo em geral

CNEN
DR

AUTOR: ACFG/

AGAG/

ÓRGÃO GAPS

DOCUMENTO:

NT-GAPS-Nº 03/90

PARTE:

REVISÃO:

PÁGINA:

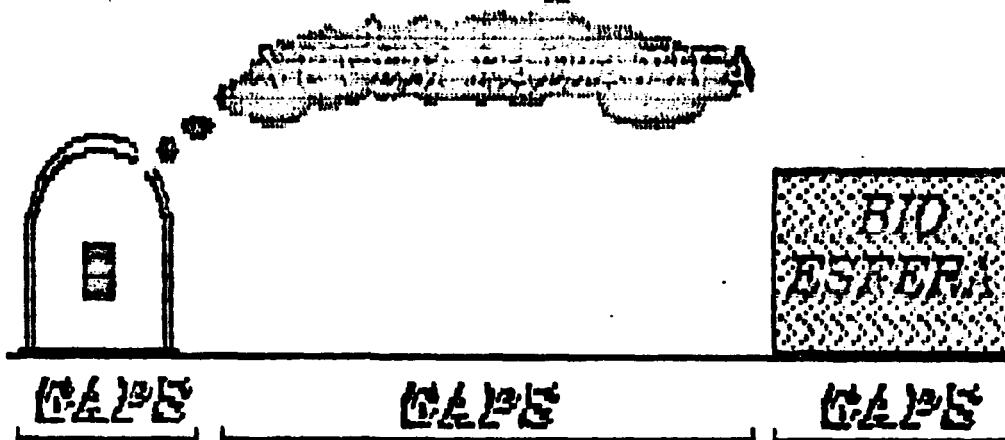
17/20

DATA:

MAIO/90

GPR - P.D.*
E - C.C.**

1220



1. ORIGEM
RASO
WASH 1400

1. SEDA

1. CRAC2

2. MARCH II
CORRAL

2. GAUSS
Nureg 0654

3. FURNAS

Tempo Real

1. STCP
Nureg 0956
Nureg 1150

1. CRAC2

1. CRAC2

Tempo Medio

ESTUDO DE RISCO

* P.D. - Projeção de Dose

** C.C. - Curvas de Concentração

Fig. 3 - Proposta de trabalho descrevendo a atuação de cada grupo de trabalho

CNEN
DR

AUTOR: ACFG/

AGAG/

Órgão GAPS

DOCUMENTO:

NT-GAPS-Nº 03/90

PORTE:

REVISÃO:

PAGINA:

18/20

DATA:

MAIO/90

4. CONCLUSÃO

=====

A proposta de cálculo possui limitações, dentre as quais qualificação dos códigos talvez seja a que mereça uma atenção toda especial. O código CRAC2, apresenta uma restrição quanto ao tipo de sítio empregado. O mesmo se aplica para o código SEDA e o GAUSS que fazem considerações para terrenos planos. Existe um grande "gap" nos cálculos realizados para o sítio de Angra. A falta de um modelo de dispersão meteorológica que simule as peculiaridades do sítio, põe em discussão os critérios que devam ser adotados na elaboração de Planejamento de Emergência.

Baseado no problema apresentado, percebe-se que necessitamos de no mínimo de dois modelos para acompanhamento de acidentes decorrentes de falha da contenção. Um para cálculo de consequências em tempo real e outro para um tempo médio.

O modelo de cálculo do GPR pode ser aplicado mas não possui previsão de cálculo do termo fonte e os resultados também são conservativos.

No caso do código proposto pelo técnico Eustério, este aplica-se a uma distância de apenas 3 Km em torno da central, sendo que a determinação do termo fonte não faz parte do cálculo além do cálculo de dose ter de ser feito em separado.

Já o modelo de cálculo do GAPS, além de exibir alternativas diferentes possui a metodologia completa e unificada como foi citado anteriormente, o cálculo é conservativo, mas concorda com os aspectos e recomendações feitas por especialistas da NRC.

CNEN
DR

AUTOR: ACFG/

AGAG/

Órgão GAPS



DOCUMENTO:

NT-GAPS-Nº 03/90

PAGINA:

19/20

PARTE:

REVISÃO:

DATA:

0

MAIO/90

Todo esforço é necessário no sentido de elaborar uma metodologia de cálculo que auxilie na preparação de um Planejamento de Emergência.

CNEN DR	AUTOR: ACFG/ AGAG/	DOCUMENTO: NT-GAPS-Nº 03/90	PAGINA: 20/20
	ÓRGÃO GAPS	PARTE:	REVISÃO: 0
			DATA: MAIO/90

5. REFERENCIAS

=====

1. NUREG 1150 , "Reactor Risk Reference", February 1987
2. NUREG 0956, "Reassessment of the Technical bases for Estimating Source term", July 1986
3. ORIGEM 2 , ORNL/TM - 7175, Manual do código
4. RASO , Relatório de Atividades e Situação Operacional de Angra I
5. SEDA , Estimativa das Consequências Radiológicas de Acidentes Nucleares, desenvolvido pelo Centro Atômico de EZEIZA, Argentina - Nota Técnica no. 3/88 GAPS
6. CRAC2 , "Calculation of Reactor Accident Consequences" Version 2, NUREG/CR 2326, February 1983
7. MARCH II , "Meltdown Accident Response Characteristics", NUREG/CR 1711, October 1980
8. CORRAL II , Transporte de material radiativo através da contenção do reator
9. GAUSS , "A Ground Level Straight Line Binomial Plume Distribution Dose Assessment Program, written by Steve Gebers"
10. STCP , "Source Term Code Package", NUREG 4587, July 1986