

UMA ABORDAGEM PARA A DEFINIÇÃO DE CRITÉRIOS, CÓDIGOS E NORMAS PARA O PROJETO MECÂNICO E ESTRUTURAL DE COMPONENTES DE CENTRAIS NUCLEARES

Miguel Mattar Neto
IPEN-CNEN/SP-COPESP
Travessa R, 400
05508-900, São Paulo, SP

RESUMO

Este trabalho propõe uma abordagem para determinação de critérios, códigos e normas aplicáveis ao projeto mecânico e estrutural de itens de centrais nucleares PWR baseada no processo americano de licenciamento. São fornecidas indicações para a definição das funções de segurança e das classificações dos itens de centrais nucleares, das condições de operação da planta e dos equipamentos, dos carregamentos e combinações de carregamentos, dos critérios de aceitação do projeto estrutural, dos procedimentos de projeto e análise, dos materiais, testes e requisitos de inspeção em serviço.

INTRODUÇÃO

Uma central nuclear tem fortes requisitos de segurança a serem obedecidos desde sua concepção até o seu descomissionamento. Estes requisitos visam a proteção do público em geral, dos trabalhadores das instalações e do meio ambiente da liberação de radioatividade.

Os fatores de segurança são muito importantes pois todos os outros tais como os de desempenho, confiabilidade, de inspeções e testes e de manutenção acabam por se relacionar sempre com eles.

Para evitar a liberação de radioatividade as centrais nucleares devem ser providas de características de segurança adequadas que, por sua vez, estão associadas às características de segurança das suas estruturas, sistemas e componentes. Estas últimas têm uma forte ligação com os aspectos de integridade e funcionalidade definidos, em geral, no projeto mecânico e estrutural.

Considerando então estas ligações, será indicada uma abordagem que permita aos profissionais que estejam envolvidos no projeto mecânico e estrutural de estruturas, sistemas e componentes de centrais nucleares determinar os critérios, códigos e normas aplicáveis. O entendimento da abordagem traz duas vantagens adicionais: a definição mais precisa das atribuições de todos os profissionais envolvidos, já que os projetos de centrais nucleares são multi disciplinares e, o reconhecimento do processo de licenciamento e dos seus requisitos.

A aplicação desta abordagem em uma central nuclear de potência PWR dentro de conceitos americanos de licenciamento foi escolhida por ser a condição de maior interesse e com mais referências disponíveis.

O ponto de partida é o texto legal que regulamenta o licenciamento destas instalações contido no 10 CFR 50 [1]. Para o atendimento do exposto neste texto legal a indústria desenvolveu seus próprios critérios, códigos e normas. Deste esforço vieram os critérios de segurança nuclear para reatores PWR dados na ANSI/ANS-51.1-83 [2] e suas recomendações de quais critérios, códigos e normas da indústria são aplicáveis às estruturas, aos sistemas e aos componentes. Visa-se obter as informações dos projetos mecânico e estrutural dos itens das centrais nucleares que devem fazer parte dos relatórios de segurança cujos formatos são dados no *Standard Format* [3] e que são revisados pelo órgão licenciador com base no *Standard Review Plan* [4].

FUNÇÕES DE SEGURANÇA NUCLEAR E CLASSIFICAÇÕES

A idéia de classificação dos itens de centrais nucleares aparece no critério 1 do Apêndice A, Critérios Gerais de Projeto para Centrais Nucleares, do 10 CFR 50. Lá está indicado que estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança devem ser projetados, fabricados, montados e testados dentro de padrões de qualidade compatíveis com a importância das funções de segurança que eles executam.

Neste texto se reconhece que devem ser dados níveis diferentes de importância a cada item relacionados com sua função para a operação segura da planta nuclear. Vários códigos e normas, usando terminologias distintas, procuraram fazer uma classificação desses níveis de segurança nuclear, como indicado a seguir [2]:

a) *Item relacionado com a segurança versus item não-relacionado com a segurança.* Neste caso, há duas situações, importante para a segurança nuclear ou não, sem uma graduação. Esta forma é utilizada para indicar se um item é Categoria Sísmica I ou não sísmico, conforme [5] e se um equipamento elétrico/eletrônico é classe 1E ou não, conforme [6].

b) *Barreiras contra a liberação de radioatividade.* Neste conceito houve dois tipos de abordagem, a de linhas de defesa e a de barreiras sucessivas. No primeiro caso não havia uma classificação propriamente dita mas uma indicação dos sistemas que compunham as várias linhas de defesa contra a liberação de radioatividade para o meio-ambiente, desde o elemento combustível até o sistema de contenção. No segundo caso já foi feita uma graduação aplicável aos sistemas com fluidos baseada nas consequências relativas da falha das barreiras contra a liberação de radioatividade, utilizada para a definição de grupos de qualidade [7].

c) *Severidade das consequências versus probabilidade de falha.* São classificações com várias graduações baseadas nas consequências de falhas nas barreiras de pressão de sistemas que contêm fluidos ou na probabilidade de ocorrência destas falhas. A classificação de acordo com [2] emprega o primeiro conceito e, neste caso, quanto mais severa a consequência da falha maior segurança nuclear deve ter o item. No código ASME [8] é utilizado o segundo conceito, isto é, a menor probabilidade de falha deve estar associada ao item com uma função mais importante para a segurança nuclear.

Apesar de todo o esforço feito não se conseguiu um sistema de classificação único. Mais ainda, cada classificação está associada a

códigos ou normas diferentes produzidos por instituições relacionadas com ramos industriais diferentes.

A primeira sugestão deste trabalho visa, então, suplantando esta dificuldade. A proposta é iniciar a classificação das estruturas, sistemas e componentes de uma central nuclear PWR com base na norma ANSI/ANS-51.1-83. Esta norma prevê a seguinte classificação de segurança nuclear:

a) *Classe de segurança 1.* A classe de segurança 1 se aplica à barreira de pressão e suportação de equipamentos mecânicos que fazem parte da barreira de pressão do sistema de refrigeração do núcleo do reator cujos requisitos estejam dentro do escopo do código ASME e cuja falha possa causar perda de refrigerante que seja maior que a capacidade do sistema normal de reposição.

b) *Classe de segurança 2.* A classe de segurança 2 se aplica à barreira de pressão e suportação associadas à contenção primária e de outros equipamentos mecânicos, não incluídos na classe de segurança 1, cujos requisitos estejam dentro do escopo do código ASME previstas para exercerem as seguintes funções de segurança nuclear:

- prover barreira ao escape de produtos de fissão ou o isolamento do sistema de contenção;

- prover a remoção de calor em emergência da atmosfera da contenção primária para um dissipador de calor intermediário ou a remoção de emergência de material radioativo da atmosfera da contenção;

- introduzir reatividade negativa de emergência para tornar o reator sub-crítico ou restringir a adição de reatividade positiva via barreira de pressão de equipamento;

- garantir a refrigeração de emergência do núcleo quando o equipamento prover refrigerante diretamente para o núcleo;

- prover ou manter inventário de refrigerante suficiente para a refrigeração de emergência do núcleo.

c) *Classe de segurança 3.* A classe de segurança 3 se aplica a equipamentos, não incluídos nas classes de segurança 1 e 2, que são projetados para cumprir as seguintes funções de segurança nuclear:

- prover funções da classe de segurança 2 mas com o item não sendo barreira de pressão dentro do escopo do código ASME;

- prover isolamento secundário do sistema de contenção ou remoção de calor;

- controlar a concentração de hidrogênio na atmosfera da contenção primária, não fazendo parte da sua barreira de pressão;

- remover material radioativo da atmosfera de espaços confinados fora da contenção primária que contenham equipamentos classe de segurança 1, 2 ou 3;

- introduzir reatividade negativa para que o reator atinja e mantenha sub-criticalidade;

- prover ou manter inventário de refrigerante suficiente para refrigeração do reator;

- manter geometria dentro do núcleo para garantir a capacidade de controle de reatividade e de refrigeração;

- suportar ou proteger estruturalmente equipamentos classe de segurança 1, 2 ou 3;

- prover blindagem radiológica para a sala de controle e trabalhadores da instalação;

- garantir a refrigeração requerida para o combustível estocado;

- garantir que itens classe de segurança 1, 2 ou 3 tenham condições para exercer suas funções de segurança;

- prover atuação ou energia motora para itens classe de segurança 1, 2 ou 3;

- prover informações ou controles de forma a garantir capacidade de atuação manual ou automática das funções de segurança requeridas de equipamentos classe de segurança 1, 2 ou 3;

- suprir ou processar sinais ou suprir energia elétrica requeridos para que os equipamentos classe de segurança 1, 2 ou 3 exerçam suas funções de segurança;

- prover intertravamento manual ou automático para garantir ou manter que os itens classe de segurança 1, 2 ou 3 tenham um desempenho adequado de suas funções de segurança;

- prover um ambiente aceitável para os equipamentos classe de segurança 1, 2 ou 3 e para os trabalhadores da operação.

d) *Classe não nuclear.* A classe não nuclear se aplica a itens não incluídos nas classes de segurança 1, 2 ou 3, que não desempenham funções de segurança nuclear.

Há, ainda, os critérios para fazer a transição de uma classe de segurança para outra nas interfaces entre classes.

Como pode ser observado acima, esta classificação está fortemente embasada numa definição de funções de segurança nuclear exercidas pelos diferentes sistemas da central PWR. Desta observação surge a segunda sugestão deste trabalho que é fazer uma listagem das funções dos sistemas, separando-as em *relacionadas com a segurança nuclear e não relacionadas*, antes de iniciar a classificação de segurança dos mesmos e de seus componentes, propriamente dita.

Considera-se que as atividades indicadas acima tais como a definição das funções das estruturas, sistemas e componentes, a separação destas funções definidas em: relacionadas com a segurança nuclear e não relacionadas, e a classificação de segurança das estruturas, sistemas e componentes devam ser executadas por profissionais envolvidos com a avaliação dos processos e com a análise de segurança da central nuclear. Nestas etapas a participação do pessoal envolvido com os projetos mecânico e estrutural de estruturas e equipamentos deve ser bastante reduzida.

É importante frisar que a definição das classificações de segurança de acordo com a ANSI/ANS-51.1-83 vem de uma graduação de classes feita a partir da avaliação das consequências de falhas dos componentes. Pode-se afirmar, então, que as consequências mais severas estão relacionadas com as falhas de equipamentos classe de segurança 1.

Terminada a classificação de segurança das estruturas, sistemas e componentes, a próxima etapa sugerida por este trabalho é fazer, então, a definição de normas da indústria aplicáveis e a classificação conforme estas normas. Nesta etapa já deve ser feita uma separação por especialidades tais como projeto de estruturas civis (de concreto e metálicas), projeto de componentes mecânicos conforme o código ASME e projeto de equipamentos elétricos e eletrônicos, por exemplo.

Após esta separação, deve-se utilizar novamente a ANSI/ANS-51.1-83 para fazer a ligação entre a classificação de segurança e as normas da indústria aplicáveis.

Iniciando pelos componentes mecânicos dentro do escopo do código ASME há uma correspondência indicada tanto na ANSI/ANS-51.1-83 como no próprio 10 CFR 50 que pode ser resumida na Tabela 1.

Tabela 1: Correspondência entre as classificações da ANSI/ANS-51.1-83 e as do código ASME

Classe de segurança da ANSI/ANS-51.1-83	Classe do código ASME
	Seção III, Divisão 1
1	1 (Subseção NB)
2	2 (Subseção NC)
2 (barreira de pressão metálica do sistema de contenção)	MC (Subseção NE)
3	3 (Subseção ND)
3 (estruturas suportes do núcleo)	(Subseção NG)
1, 2 e 3 (suportes de componentes)	(Subseção NF)
	Seção III, Divisão 2
2 (contenção de concreto)	(Subseção CC)

Considerando que a graduação do código ASME foi estabelecida a partir da avaliação da probabilidade de falha dos equipamentos e observando a Tabela 1 pode-se dizer que os equipamentos classe 1 deste código são os que tem menor probabilidade de falha.

Para as estruturas de concreto ou de aço, que não fazem parte do sistema de contenção, e que são, em geral, classe de segurança 3, podem ser utilizadas as normas listadas na Tabela 2.

Tabela 2: Normas aplicáveis às estruturas de concreto e de aço

Tipo de estrutura	Norma aplicável
Estrutura de concreto	ANSI/ACI-349 [9]
Fundações de concreto	ANSI/ACI-349 [9]
Estruturas metálicas	ANSI/AISC S327 [10]

Para os equipamentos elétricos e eletrônicos que são, em geral, classe de segurança 3 devem ser empregadas normas do IEEE ("The Institute of Electrical and Electronic Engineers, Inc."). Deve ser feita a classificação conforme a IEEE-308-80 [6] em classe *IE* ou *não IE*.

Após estas definições de normas da indústria aplicáveis e feita, também, a classificação de acordo com estas normas há uma outra etapa que é a classificação sísmica de acordo com [5] e por grupos de qualidade de acordo com [7]. Em relação a furacões, caso eles ocorram no local de instalação da planta, deve ser feita a classificação conforme [11]. Novamente, nestes casos as classificações são, também, baseadas nas funções de segurança nuclear.

Estas atividades de definição de normas da indústria aplicáveis, de classificação conforme estas normas e as adicionais conforme [5], [7] e [11] são atribuições dos profissionais envolvidos nos projetos das várias estruturas e componentes, com pouca participação do pessoal de avaliação de processos e de análise de segurança.

Tendo executado estas atividades é possível compor tabelas, que devem necessariamente constar nos relatórios de análise de segurança padronizados conforme [3], cujos campos básicos são os seguintes: item, classe de segurança nuclear, norma da indústria aplicável, classificação sísmica, classificação por grupo de qualidade e classificação quanto a furacões.

Apesar da ênfase dada para centrais PWR pode-se empregar a mesma abordagem para outros tipos de centrais nucleares seguindo guias de projeto semelhantes à ANSI/ANS-51.1-83 [12],[13] ou guias de classificação de segurança nuclear [14].

CONDIÇÕES DE OPERAÇÃO PLANTA E DOS EQUIPAMENTOS

Há exigências no 10 CFR 50 e na ANSI/ANS-51.1-83 para que as centrais nucleares de potência PWR sejam projetadas para operar sob a ocorrência de vários tipos de eventos que cobririam situações normais, de acidentes e até mesmo postuladas. Segue, de forma imediata, que as estruturas, sistemas e componentes da central também devem ser projetados para diferentes condições de operação.

Na ANSI/ANS-51.1-83 as condições de operação da planta são separadas em cinco categorias em função das suas probabilidades de ocorrência, variando da condição 1, que corresponde à operação normal, até a condição 5, com probabilidade muito baixa de ocorrência. Os eventos com baixa probabilidade de ocorrência estão associados a acidentes, alguns postulados.

Esta separação tem diferenças em relação à que é empregada mais largamente, baseada em edições antigas do código ASME, onde há quatro condições de operação da planta. São elas: condições normais, anormais, de emergência e de falha. Os eventos são

separados nestas condições em função do número de vezes que eles ocorrem durante a vida útil prevista para a central. Recomenda-se que para as condições de operação da planta seja utilizada inicialmente esta separação que é mais conhecida e tem mais referências de sua aplicação.

Para as centrais de potência PWR existem tabelas de eventos e do número de ocorrências destes eventos que foram montadas a partir da experiência na operação deste tipo de planta e por meio de análises de segurança. Estas tabelas formam um envoltório do perfil de operação e são bastante semelhantes umas às outras, com diferenças ocorrendo em função de alterações dos sistemas das plantas ou da vida útil prevista. Cada evento destas tabelas tem uma descrição da qual são tiradas as condições nos quais os sistemas devem operar e para as quais eles devem ser projetados. A elaboração destas tabelas, com indicação e descrição dos eventos e do número de ocorrências, é uma atividade a ser desenvolvida pelas áreas de avaliação de processo e de análise de segurança, principalmente.

A partir destas informações definidas para a planta são estabelecidas as condições de operação para as estruturas e componentes. Estas definições são particularmente importantes para componentes mecânicos dentro do escopo do código ASME. Para eles há uma separação das condições de operação em quatro níveis de serviço A, B, C e D.

Para correlacionar as condições de operação da planta com as condições de operação do componente mecânico dentro do escopo do código ASME podem ser empregadas as recomendações da ANSI/ANS-51.1-83 e do item 3.9.3 de [4] resumidas na Tabela 3:

Tabela 3: Correlações entre as condições de operação da planta e os níveis de serviço do código ASME

Condição de operação da planta	Nível de serviço do código ASME		
	Função de segurança nuclear		
	Integridade da barreira de pressão	Função ativa	Estabilidade dimensional
Normal	A	A	A
Anormal	B	B	B
Emergência	C	B	C
Falha	D	B	D

Obs: i) A correlação não é aplicável a componentes da contenção
 ii) Função ativa: é uma função de segurança nuclear que requer movimento mecânico para operabilidade do componente.
 iii) Estabilidade dimensional: manutenção da configuração do componente dentro de limites que não o impedem de desempenhar suas funções de segurança.

Desta tabela nota-se que os níveis de serviço do código ASME acompanham, em geral, as condições de operação da planta, isto é, o nível A está relacionado com condições normais de operação enquanto o D com condições de falha. Vale lembrar, no entanto, algumas situações especiais de alguns sistemas que tem sua operação normal na condição de falha da planta. As correlações nestes casos devem ser adequadas sistema por sistema.

CARREGAMENTOS E COMBINAÇÕES DE CARREGAMENTOS

Para os projetos de estruturas e componentes, tendo as definições dos códigos e normas aplicáveis e das condições operacionais a que eles serão submetidos, são necessários os critérios para estabelecimento de carregamentos e das suas combinações.

Há dois critérios, o 2 e o 4, do Apêndice A, Critérios Gerais de Projeto para Centrais Nucleares, do 10 CFR 50, que indicam alguns dos tipos de carregamentos que devem ser considerados. O critério 2 estabelece que deve haver proteção contra os efeitos de fenômenos naturais de tal forma que estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança devem ser projetados para suportar os carregamentos decorrentes de terremotos, furacões e inundações, entre outros, sem perda da capacidade para exercer suas funções. As classificações sísmica e quanto a furacões, mencionadas anteriormente, fazem parte do processo de estabelecimento destes carregamentos.

O critério 4 estabelece bases de projeto relacionadas com os efeitos ambientais e dinâmicos associados com as condições de operação normais, de manutenção, de testes, anormais, e até com acidentes postulados. Ele indica que carregamentos dinâmicos provenientes dos efeitos destas condições devem ser verificados nos projetos de estruturas e componentes, incluindo mísseis, pressurização de compartimentos, chicoteamento de tubulações e descarga de fluidos. É importante lembrar que estas condições de operação devem estar incluídas nas tabelas, já citadas, de condições de operação da planta e dos itens.

A definição dos tipos de carregamento aplicáveis a cada item da planta é responsabilidade dos profissionais envolvidos nos projetos estruturais. Deve-se ressaltar, no entanto, que as determinações dos valores destes carregamentos podem ser atividades multi disciplinares extremamente complexas como, por exemplo, no caso dos terremotos, dos mísseis, dos transitórios termohidráulicos e das rupturas postuladas de tubulações.

Como exemplo tome-se o caso de determinação dos carregamentos provocados por rupturas postuladas de tubulações. Três efeitos podem ser associados a essas rupturas: descargas de fluidos, pressurização de compartimentos e chicoteamento das tubulações. Há critérios [15] para a determinação destes carregamentos onde podem ser identificadas as seguintes etapas:

- a) Definição das tubulações onde devem ser postuladas as rupturas. Esta atividade é feita a partir dos dados de processo dos sistemas, principalmente pressão e temperatura de operação pelo pessoal de avaliação de processos.
- b) Determinação das localizações e configurações das rupturas postuladas de tubulações. A partir das análises de tensões e de fadiga das tubulações, ainda íntegras, e das configurações das linhas, as localizações das rupturas postuladas são definidas como função dos níveis de tensão, dos valores dos fatores de utilização acumulados, dos componentes das tubulações e das posições e tipos de soldas. As configurações são determinadas, em cada posição postulada, em função das direções de atuação das tensões principais máximas e das características de tenacidade dos materiais. Estas atividades são executadas pelo pessoal de projeto e análise de tubulações.
- c) Determinação dos dados de processo em cada ruptura postulada. Com base nas características do sistema e dos dados de processo antes da ruptura, na geometria das linhas, na área de fluxo após a ruptura, nas perdas de carga e nas características do compartimento onde estão as linhas podem ser feitos os cálculos termohidráulicos que indicam as variações ao longo do tempo das variáveis de interesse para a definição dos carregamentos. Estes cálculos devem ser feitos pelo pessoal de avaliação de processos.
- d) Determinação da variação da pressão e temperatura nos compartimentos. Os valores necessários são obtidos diretamente dos cálculos termohidráulicos mencionados acima.
- e) Valores das descargas de fluido. Com base nos resultados dos cálculos termohidráulicos e nas configurações das rupturas são definidos estes carregamentos caracterizados pelos tipos de jato, suas direções e descargas.
- f) Chicoteamento de tubulações. A partir dos resultados dos cálculos termohidráulicos são calculadas as forças fluido-dinâmicas nas extremidades das tubulações rompidas. Estas forças são os carregamentos nas análises dinâmicas das linhas rompidas, com não linearidades geométricas e dos materiais, que vão caracterizar o

chicoteamento e seus efeitos. Nesta etapa há atividades dos pessoal de projeto estrutural de tubulações, principalmente.

Além da definição dos carregamentos a forma como eles são combinados requer, também, o estabelecimento de critérios. Para os equipamentos dentro do escopo do código ASME as combinações de carregamentos aplicáveis, dentro de cada nível de serviço como indicado na Tabela 3, podem ser definidas a partir das prescrições feitas na ANSI/ANS-51.1-83 e no Apêndice A do item 3.9.3 de [4]. As normas ANSI/ACI-349 e ANSI/AISC-S327, aplicáveis a estruturas de concreto e de aço relacionadas com a segurança nuclear, respectivamente, apresentam as combinações de carregamentos que devem ser consideradas nos projetos destas estruturas. Para as contenções de concreto as combinações de carregamentos estão indicadas na seção aplicável do código ASME enquanto que para as contenções de aço as combinações de carregamentos estão indicadas no item 3.8.2 de [4].

Da mesma maneira que para os carregamentos, as definições das combinações devem ser estabelecidas pelos profissionais envolvidos no projeto estrutural dos itens.

CRITÉRIOS DE ACEITAÇÃO DO PROJETO ESTRUTURAL

Dentro do projeto de um dado item, com as definições dos carregamentos e das suas combinações, é necessário indicar os limites admissíveis de tensões e deformações aplicáveis a cada situação. No caso dos limites de tensões, os códigos e normas recomendados para o projeto de cada estrutura ou componente já trazem os valores admissíveis associados a cada nível de serviço ou combinação de carregamentos. Por exemplo, para equipamentos dentro do escopo do código ASME há os limites para as condições de projeto e do níveis A, B, C e D e de teste, ressaltando que os limites aplicáveis aos níveis de serviço foram estabelecidos visando ter a graduação de situações indicadas a seguir:

- a) *Limites do nível de serviço A.* Definidos para que o componente mantenha o desempenho das funções requeridas sob os carregamentos enquadrados neste nível de serviço;
- b) *Limites do nível de serviço B.* O componente deve suportar os carregamentos deste nível de serviço sem dano que requeira reparo;
- c) *Limites do nível de serviço C.* O componente pode sofrer deformações grandes em regiões de descontinuidade estrutural que causem até a sua remoção para inspeção ou reparo do dano.
- d) *Limites do nível de serviço D.* Permite-se que o componente tenha deformações generalizadas grandes com consequentes danos e perdas de estabilidade dimensional que requerem remoção para reparo ou substituição.

De uma forma geral, todos os códigos e normas de projeto estrutural de itens de centrais nucleares adotam uma linha semelhante à indicada acima para a definição de limites admissíveis, isto é, impõem limites mais severos para as condições ou combinações de carregamentos normais ou com maior frequência de ocorrência e limites mais brandos para as situações acidentais ou com menor frequência de ocorrência.

A definição dos limites admissíveis de deformações ou deslocamentos geralmente não é apresentada nos códigos e normas. Estes limites estão associados às condições de funcionalidade dos componentes e têm dependência da geometria de cada projeto. Deste modo, o estabelecimento destes limites é responsabilidade dos projetistas.

PROCEDIMENTOS DE PROJETO E ANÁLISE

Não há guias completos com indicações de procedimentos de projeto e análise aplicáveis aos projetos estruturais de estruturas e componentes nucleares. Nos códigos e normas há recomendações de projeto que devem ser atendidas como, por exemplo, para a

determinação de espessuras mínimas, de áreas de reforço e de raios de concordância.

Os documentos relacionados com os relatórios de análise de segurança trazem recomendações sobre que efeitos devem ser considerados nos projetos estruturais mas são omissos quanto às metodologias de análise. A utilização de métodos numéricos e de programas de computador baseados nestes métodos são aceitos. Entretanto, devem ser apresentadas referências e justificativas da aplicabilidade e da verificação em cada situação. É recomendado que, sempre que possível, seja utilizado mais de um método em cada caso e que os resultados sejam apresentados e confrontados. Há requisitos para a qualificação e verificação dos programas de computador no Apêndice B do 10 CFR 50.

Há equipamentos com funções de segurança ativas, para os quais é necessário demonstrar a funcionalidade, além da integridade. Nestes casos nem sempre a qualificação por análise é completamente aceitável pela dificuldade de demonstração da funcionalidade por análise. Recomenda-se, então, a qualificação por teste ou por teste e análise, cobrindo, também, todo o espectro de combinações de carregamentos aplicáveis, porém com critérios de aceitação funcionais, além dos relacionados com a integridade estrutural.

MATERIAIS, TESTES E INSPEÇÕES EM SERVIÇO

As recomendações sobre materiais, testes e requisitos de inspeção em serviço são normalmente fornecidas nos próprios códigos e normas aplicáveis a cada item. Algumas exigências adicionais ao prescrito nestes códigos e normas são tratadas em guias regulatórios da USNRC ("United States Nuclear Regulatory Commission") específicos. Além disso, há exigências relacionadas com a garantia de integridade do vaso de pressão do reator indicadas nos Apêndices G e H do 10 CFR 50.

CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

Neste trabalho foi proposta uma abordagem para estabelecer critérios, códigos e normas aplicáveis aos projetos mecânicos e estruturais de itens de centrais nucleares a partir das definições das funções de segurança nuclear e da classificação quanto a segurança nuclear destes itens.

Procurou-se, dentro de um conceito americano de licenciamento, formar um guia de projeto para profissionais que atuam na área de projeto mecânico e estrutural. Este guia permite uma visão global das etapas a serem cumpridas e, também, um aprofundamento a partir da referências fornecidas.

REFERÊNCIAS

- [1] United States Nuclear Regulatory Commission. **Code of Federal Regulations, Title 10, Chapter 1, Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.** USA (10CFR50)
- [2] American Nuclear Society. **Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.** USA, April 29, 1983 (ANSI/ANS-51.1-1983)
- [3] United States Nuclear Regulatory Commission. **Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants - LWR Edition.** USA, November 1978 (Regulatory Guide 1.70, Rev. 3)

[4] United States Nuclear Regulatory Commission. **Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants - LWR Edition.** USA, July 1981 (NUREG-0800)

[5] United States Nuclear Regulatory Commission. **Seismic Design Classification.** USA, September 1978 (Regulatory Guide 1.29, Rev.3)

[6] The Institute of Electric and Electronic Engineers, Inc. **Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations.** USA, 1980 (ANSI/IEEE Std 308-1980)

[7] United States Nuclear Regulatory Commission. **Quality Group Classifications and Standards for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants.** USA, February 1976 (Regulatory Guide 1.26, Rev. 3)

[8] American Society of Mechanical Engineers. **ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Nuclear Power Plant Components.** USA, 1992

[9] American Concrete Institute. **Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures.** USA, 1976 (ANSI/ACI-349-1976)

[10] American Institute of Steel Construction, Inc. **Specifications for the Design, Fabrication, and Erection of Steel-Safety Related Structures for Nuclear Facilities.** USA (ANSI/AISC S327)

[11] United States Nuclear Regulatory Commission. **Tornado Design Classification.** USA, April 1978 (Regulatory Guide 1.117, Rev. 1)

[12] Brookhaven National Laboratory. **Design Guide for Category IV Reactors - Liquid Metal Cooled Reactors.** USA, 1978 (BNL-50831-IV)

[13] Brookhaven National Laboratory. **Design Guide for Category VI Reactors - Air Cooled Graphite Reactors.** USA, 1978 (BNL-50831-VI)

[14] International Atomic Energy Agency. **Safety Functions and Component Classification for BWR, PWR and PTR - A Safety Guide.** Vienna, 1979 (Safety Series 50-SG-D1)

[15] American Nuclear Society. **Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants against Effects of Postulated Pipe Rupture.** USA, 1980 (ANSI/ANS-58.2-1980)

ABSTRACT

This work presents a proposed approach to be used by professionals related to structural and mechanical design of nuclear power plants items to determine the applicable criteria, codes and standards. This approach, developed for PWR reactors, is based on the American licensing process for nuclear facilities. Indications are provided for the definition of the items safety functions and classifications, the plant and equipment operational conditions, the loadings and the loading combinations, the structural acceptance criteria, the procedures for design and analysis, the materials, testing and inservice surveillance.