



UM ESTUDO COMPARATIVO ENTRE NORMAS E DIRETRIZES DE PROJETOS  
DE SALAS DE CONTROLE DIGITAIS PARA USINAS NUCLEARES PWR

Renato Koga de Avellar

Dissertação de Mestrado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Mestre em Engenharia Nuclear.

Orientador: Roberto Schirru

Rio de Janeiro  
Fevereiro de 2018

UM ESTUDO COMPARATIVO ENTRE NORMAS E DIRETRIZES DE PROJETOS  
DE SALAS DE CONTROLE DIGITAIS PARA USINAS NUCLEARES PWR

Renato Koga de Avellar

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ  
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA  
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS  
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM  
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:



---

Prof. Roberto Schirru, D.Sc.



---

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.



---

Prof. Marco Antonio Bayout Alvarenga, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

FEVEREIRO DE 2018

De Avellar, Renato Koga

Um Estudo Comparativo entre Normas e Diretrizes de Projetos de Salas de Controle Digitais para Usinas Nucleares PWR/ Renato Koga de Avellar. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2018.

XII, 45 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Roberto Schirru

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2018.

Referências Bibliográficas: p. 41-45.

1. Engenharia de Fatores Humanos. 2. Salas de Controle. 3. Normas e Guias Reguladores. I. Schirru, Roberto. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

## **AGRADECIMENTOS**

Gostaria de agradecer primeiramente a Deus, pois acredito que as oportunidades concedidas à mim foram oferecidas por Ele.

Gostaria de agradecer ao Professor Roberto Schirru pela compreensão e orientação neste agradável desafio de retorno aos estudos.

Gostaria de agradecer aos Professores do Programa de Engenharia Nuclear pela excelência nas disciplinas ministradas.

Gostaria de agradecer à Eletrobras Eletronuclear pela oportunidade de melhoria como profissional e como pessoa.

Gostaria de agradecer aos meus companheiros do Licenciamento Nuclear que me incentivaram ao longo do curso e que me deram todo o suporte nos momentos que estive ausente da empresa por conta dos estudos.

Gostaria de agradecer aos meus colegas do Mestrado em Engenharia Nuclear pelo companheirismo e apoio na superação das dificuldades encontradas ao longo do curso.

Gostaria de agradecer ao colega de turma Bruno que, após este período de convivência, se tornou um grande amigo.

E em especial, gostaria de agradecer à minha esposa Aline e ao meu filho Pedro por estarem sempre ao meu lado, acreditando em mim mais do que eu mesmo e que sem eles nunca teria conseguido alcançar a verdadeira felicidade.

Uma porta pode se fechar, mas isso nunca será o final!  
Acredite, lute, trabalhe, pois novas portas serão abertas.

Resumo da Dissertação apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências (M.Sc.)

UM ESTUDO COMPARATIVO ENTRE NORMAS E DIRETRIZES DE PROJETOS  
DE SALAS DE CONTROLE DIGITAIS PARA USINAS NUCLEARES PWR

Renato Koga de Avellar

Fevereiro/2018

Orientador: Roberto Schirru

Programa: Engenharia Nuclear

Após a ocorrência de severos acidentes em instalações nucleares, principalmente por motivos de falhas humanas, houve um consenso da indústria nuclear sobre a importância da Engenharia de Fatores Humanos na manutenção da operabilidade segura das plantas de geração de energia nuclear.

Este trabalho desenvolve uma análise da aplicabilidade do Programa de Engenharia de Fatores Humanos no licenciamento e na certificação de projetos de construção e modernização de salas de controle de usinas nucleares do tipo PWR com o emprego de instrumentação e controle digitais, sob as perspectivas da regulação da NRC e da KTA.

Os resultados da análise mostram que apesar das entidades reguladoras adotarem metodologias distintas no processo de licenciamento das novas salas de controle, os princípios da Engenharia de Fatores Humanos são atendidos.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

A COMPARATIVE ANALYSIS BETWEEN STANDARDS AND GUIDELINES  
FOR PROJECTS OF DIGITAL CONTROL ROOMS FOR PRESSURIZED WATER  
REACTOR NPP

Renato Koga de Avellar

February/2018

Advisor: Roberto Schirru

Department: Nuclear Engineering

Following the occurrence of severe accidents at nuclear facilities, mainly due to a number of human failures, there was a consensus of the nuclear industry on the importance of Human Factor Engineering in maintaining the safe operability of nuclear power plants.

This work develops an analysis of the applicability of the Human Factors Engineering Program in licensing and in the certification of projects of construction and modernization of control rooms of PWR nuclear power plants with the use of digital instrumentation and controls, under the perspective of the regulation of NRC and KTA.

The results of the analysis show that although regulatory entities adopt different methodologies in the licensing process of the new control rooms, the principles of Human Factor Engineering are fulfilled.

## SUMÁRIO

<b>CAPÍTULO 1. INTRODUÇÃO .....</b>	<b>1</b>
<b>CAPÍTULO 2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA .....</b>	<b>6</b>
2.1 A METODOLOGIA DA NRC DE AVALIAÇÃO DOS ASPECTOS DE EFH	
6	
2.1.1 Gerenciamento do Programa de EFH.....	7
2.1.2 Revisão da Experiência Operacional - OER .....	9
2.1.3 Análise de Requisitos Funcionais – FRA e Alocação de Funções - FA ...	10
2.1.4 Análise de Tarefas - TA .....	13
2.1.5 Estafe e Qualificações .....	14
2.1.6 Análise da Confiabilidade Humana - HRA.....	15
2.1.7 Projeto de Interface Homem-Máquina.....	18
2.1.8 Desenvolvimento de Procedimentos .....	19
2.1.9 Desenvolvimento do Programa de Treinamentos .....	20
2.1.10 Verificação e Validação – V&V .....	21
2.1.11 Implantação do Projeto.....	22
2.1.12 Monitoramento do Desempenho Humano .....	22
2.2 A METODOLOGIA DA REGULAÇÃO KTA .....	23
<b>CAPÍTULO 3. AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE</b>	
<b>ENGENHARIA DE FATORES HUMANOS .....</b>	<b>29</b>
3.1 AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE EFH SEGUNDO	
NORMATIZAÇÃO DA NRC.....	29
3.2 AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE EFH SEGUNDO	
NORMATIZAÇÃO DA KTA.....	30
3.2.1 Gerenciamento do Programa de EFH.....	31
3.2.2 Revisão da Experiência Operacional - OER .....	31
3.2.3 Análise dos Requisitos Funcionais - FRA e Alocação de Funções - FA..	32
3.2.4 Análise de Tarefas - TA .....	33
3.2.5 Estafe e Qualificações .....	33
3.2.6 Análise da Confiabilidade Humana.....	33
3.2.7 Projeto de Interface Homem-Máquina.....	34
3.2.8 Desenvolvimento de Procedimentos .....	34
3.2.9 Desenvolvimento do Programa de Treinamento .....	35

3.2.10	Validação e Verificação – V&V .....	35
3.2.11	Implantação de Projeto .....	37
3.2.12	Monitoramento do Desempenho Humano .....	37
<b>CAPÍTULO 4. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES .....</b>		<b>38</b>
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....</b>		<b>41</b>

## LISTA DE FIGURAS

Figura 1 - Visão Geral do Processo de Revisão da Experiência Operacional.....	9
Figura 2 - Estrutura Hierárquica de Funções de Segurança da Planta.....	11
Figura 3 - Visão Geral do Processo de Análise de Requisitos Funcionais e Alocação de Funções.....	12
Figura 4 - Estrutura Hierárquica da Análise de Tarefas .....	13
Figura 5 - O Relacionamento da Análise da Confiabilidade Humana dentro do Programa de EFH.....	16
Figura 6 - Visão Geral das Atividades de Validação e Verificação .....	21
Figura 7 - Representação da Pirâmide Reguladora .....	24
Figura 8 - Normas e Padrões Aplicáveis ao Projeto e na Construção de Salas de Controle .....	25
Figura 9 - Estrutura da Decomposição Hierárquica de Funções .....	27
Figura 10 - Visão Geral do Processo de Verificação e Validação.....	36

## **LISTAS DE SIGLAS**

ATHEANA – A Technique for Human Event Analysis

ASEP – Accident Sequence Evaluation Program

CNAAA – Central Almirante Álvaro Alberto

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

CR – Control Room (Sala de Controle)

CREAM – Cognitive Reliability and Error Analysis Method

EFH – Engenharia de Fatores Humanos

EPRI – Electric Power Research Institute

FA – Function Allocation (Alocação de Funções)

FRA – Functional Requirements Analysis (Análise dos Requisitos Funcionais)

HED – Human Engineering Discrepancy (Discrepância da Engenharia Humana)

HRA – Human Reliability Analysis (Análise da Confiabilidade Humana)

I&C – Instrumentation and Control (Instrumentação e Controle)

IAEA – International Atomic Energy Agency

IEC – International Electrotechnical Commission

IHM – Interface Homem-Máquina

ISO – International Organization for Standardization

KTA – Kerntechnischer Ausschuss (Comissão de Normas de Segurança)

NASA – National Aeronautics and Space Administration

NRC – United States Nuclear Regulatory Commission

OER – Operational Experience Review (Revisão da Experiência Operacional)

PICS – Process Information and Control System

PSA – Probabilistic Safety Analysis (Análise Probabilística de Segurança)

PWR – Pressurized Water Reactor

SICS – Safety Information and Control System

SKI – Swedish Nuclear Power Inspectorate

TA – Task Analysis (Análise de Tarefas)

THERP – Technique for Human Error Rate Prediction

V&V – Verification & Validation (Verificação e Validação)

## CAPÍTULO 1. INTRODUÇÃO

Segundo um relatório da International Atomic Energy Agency (IAEA, 2017), o levantamento realizado até o final de 2016 mostrava que 448 usinas nucleares estavam em operação e que estavam sendo construídas 61 novas usinas. Dentre as usinas em operação, destaca-se que 289 utilizavam reatores do tipo *Pressurized Water Reactor - PWR* e dentre as instalações em construção, 51 apresentavam o mesmo tipo de reator.

Um considerável número de usinas nucleares em atividade no mundo tem aproximadamente 25 a 40 anos de operação. Com as renovações de suas licenças, essas instalações poderão estender suas vidas operacionais por mais 20 a 35 anos. Desta forma, a aplicação de novas gerações de equipamentos digitais nos projetos de modernização e atualização dos sistemas de automação nas salas de controle das plantas e nas estações de controle locais se faz necessária, e é resultado de uma complexa combinação de fatores, incluindo a degradação e obsolescência de sistemas eletrônicos analógicos, a dificuldade de obtenção de peças sobressalentes para tais sistemas e o melhor conhecimento e entendimento sobre a Interface Homem-Máquina – IHM (Galleti, 1996).

Todavia, este processo de modernização traz pontos positivos e negativos. Enquanto a introdução de avançadas tecnologias de IHM é considerada como uma melhoria no sistema de desempenho, ela pode induzir a inesperados efeitos colaterais sobre o operador nos sistemas, devido à fraca interação entre os operadores e os sistemas avançados (Liu e Li, 2016). Esses inesperados efeitos incluem o potencial para um impacto negativo no desempenho humano, a geração de novos tipos de erros humanos e a redução da confiabilidade humana (O’Hara, Stubles e Kramer, 1997).

De acordo com O’Hara, Stubler e Higgins (2002), os novos sistemas digitais oferecem uma oportunidade para a aquisição de informações não disponíveis pelos sistemas analógicos. As melhorias na Instrumentação e Controle – I&C podem assegurar uma informação mais apurada, precisa e confiável. A estabilidade dos sistemas de controle digitais pode reduzir a necessidade dos operadores ajustarem as configurações de controle para compensar desvios.

Seja projetando uma nova instalação nuclear ou modernizando e atualizando os sistemas de automação das salas de controle de uma usina existente, a engenharia envolvida nesses projetos é extremamente elaborada. Na parte técnica, todos os sistemas da planta e seus componentes necessitam ser analisados detalhadamente, levando em consideração os requisitos de operação e supervisão em todas as condições possíveis da planta. E para um melhor gerenciamento desta complexidade e dos riscos associados a estes projetos, a abordagem de sistema e melhores práticas de engenharia de sistemas são necessárias (Koskinen *et al.*, 2016). E tudo isso deve ser regido por normas e guias reguladores objetivando sempre a segurança da instalação, dos operadores, do meio ambiente e do público em geral.

No acidente de Three Mile Island 2 – TMI-2, ocorrido em 1979, houve a liberação de radioatividade e apesar de não ter provocado efeitos na saúde dos trabalhadores da planta e nem do público em geral, é considerado um dos mais sérios acidentes ocorridos na história da operação de plantas nucleares dos Estados Unidos. Após a avaliação dos órgãos competentes, constatou-se que o acidente foi provocado por uma série de falhas humanas, organizacionais e mecânicas.

O acidente ocorrido em abril de 1986 no reator nuclear de Chernobyl é considerado o mais severo da indústria de geração elétrica nuclear. No acidente, o reator foi destruído e uma considerável quantidade letal de material radioativo foi liberada para o meio ambiente causando fatalidades e contaminação em uma extensa área ao redor da central nuclear. A quebra de protocolos de segurança para a realização de um experimento foi a causa principal do acidente.

A partir dessas falhas humanas e organizacionais, houve um consenso geral na indústria nuclear que a incorporação dos princípios e requisitos da Engenharia de Fatores Humanos - EFH nos processos de engenharia contribui para a redução da probabilidade de erros humanos, ou seja, na redução da ocorrência das ações e das inatividades por parte do operador que diminuem a segurança, bem como, para a melhoria da prevenção e mitigação de acidentes (Hugo, 2012).

Segundo Hobbs *et. al* (2008), um padrão comum em muitas indústrias é o emprego de especialista em EFH após o projeto do sistema estar concluído, seja para

ajudar a resolver problemas decorrentes de um design deficiente, como para certificar que o sistema atende aos requisitos. É importante salientar que os princípios de EFH devem ser aplicados ao longo de todo o projeto para assegurar que as capacidades e limitações do ser humano sejam consideradas no projeto de IHM e das salas de controle.

Os órgãos reguladores passaram a exigir evidências da aplicação de uma sistemática de fatores humanos nos projetos de IHM. A Comissão Reguladora de Energia Nuclear norte-americana NRC revisou os aspectos de Engenharia de Fatores Humanos para as centrais de usinas nucleares objetivando assegurar que seus projetos apliquem o estado da arte dos princípios de EFH. O órgão publicou requisitos, padrões e guias relacionados à EFH, tais como NUREG-0800, NUREG-0700 e NUREG-0711 (2012).

Na Alemanha, a Comissão de Normas de Segurança Nuclear (KTA) desempenha o papel intermediário entre a regulação e as análises técnicas e científicas. Segundo seus estatutos, a KTA tem como função, especificar requisitos, normas e padrões sempre que a experiência levar a um consenso de especialistas dentre fabricantes, construtores, licenciados de instalações nucleares, organizações especializadas e autoridades (BMU, 1998). A norma de segurança KTA 3904 (2007) foi elaborada para aplicação no planejamento, no projeto e na operação de salas de controle, nas estações remotas para desligamento e nas estações locais de controle. Schnürer *et. al* (1995) informam que a utilização da instrumentação e do controle digital em sistemas de segurança de usinas nucleares alemãs não está suficientemente regulamentada pelas normas nacionais, sendo necessário associá-las com normas e regras da IEC (International Electrotechnical Commission) e da ISO (International Organization for Standardization) para o licenciamento e certificações de projeto de modernização das salas de controle.

No Brasil, temos a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAEA), onde estão em operação as usinas Angra 1 e Angra 2, além de Angra 3 que se encontra em construção. A usina Angra 1 foi a primeira usina nuclear construída no país, seu projeto foi adquirido da empresa norte-americana Westinghouse e o início de sua operação comercial se deu em 1985. A segunda usina brasileira começou a operar em 2001, a tecnologia do reator de água pressurizada é da alemã Siemens/KWU, atual Areva NP.

Angra 3 será a terceira usina da CNAEA e assim como a sua usina de referência, Angra 2, ela conta com a tecnologia alemã Siemens/KWU.

As tecnologias fornecidas pela Westinghouse e pela Siemens/KWU foram aplicadas em usinas nucleares nos seus países de origem e cada uma seguiu os trâmites licenciadores e reguladores exigidos pelos órgãos de fiscalização nacionais.

A Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN é o órgão responsável pelo estabelecimento de normas e regulamentos em radioproteção, além de atuar como regulador, licenciador e fiscalizador da produção e da utilização da energia nuclear no país. Segundo a Norma CNEN NE 1.04 (2002), na ausência de normalização brasileira adequada, devem ser utilizados códigos e guias da IAEA e na ausência destes, normas internacionais ou de países tecnicamente desenvolvidos, desde que sejam aceitos pela CNEN. No processo de licenciamento das usinas Angra 1, Angra 2 e Angra 3, além da normatização elaborada pela CNEN, foram também utilizadas normas norte-americanas e alemãs.

A motivação deste trabalho foi dada pelo interesse na verificação da consistência da aplicação de normas e padrões elaborados pelo órgão regulador norte-americano NRC no processo de licenciamento da modernização de salas de controle de usinas nucleares PWR com projeto alemão.

Este estudo visa obter uma análise comparativa entre normas e diretrizes reguladoras da NRC e da KTA, com foco no Programa de Engenharia de Fatores Humanos, aplicadas em projetos de construção e de modernização de salas de controle com tecnologia digital para usinas nucleoeletricas com reatores do tipo PWR.

O trabalho foi dividido em 6 capítulos.

No Capítulo 2 são apresentados os resumos das metodologias de avaliação dos aspectos da Engenharia de Fatores Humanos nos projetos de construção e modernização de salas de controle de usinas nucleares de acordo com as normativas reguladoras da NRC e da KTA. Na primeira parte deste capítulo, é realizada uma descrição do Programa de Engenharia de Fatores Humanos apresentado no NUREG-0711 (2012). A

segunda parte do capítulo realiza uma breve descrição das principais normas relacionadas à EFH para o licenciamento e certificação dos projetos de salas de controle.

O Capítulo 3 traz as avaliações da aplicação do Programa de Engenharia de Fatores neste processo de modernização das salas de controle sob a ótica dos órgãos reguladores norte-americano e alemão. Objetivando harmonizar estas avaliações, o modelo de revisão do Programa de EFH elaborado pela NRC será normalizado segundo a perspectiva dos guias reguladores alemães.

No Capítulo 4 são realizadas as conclusões acerca das análises realizadas sobre as metodologias relacionadas à aplicabilidade da EFH no processo de modernização das salas de controle.

O Capítulo 5 traz algumas sugestões para complementação do modelo de revisão do Programa de EFH para projetos envolvendo modificações na interface homem-máquina das salas de controle de usinas nucleares.

## CAPÍTULO 2. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

### 2.1 A METODOLOGIA DA NRC DE AVALIAÇÃO DOS ASPECTOS DE EFH

Conforme mencionado no Capítulo anterior, a NRC publicou normas e guias para avaliar os aspectos de Engenharia de Fatores Humanos nos projetos de construção e de modificações de salas de controle de usinas nucleares. Neste Capítulo, iremos realizar uma descrição do NUREG-0711 (2012).

O NUREG-0711 (2012) foi emitido para estabelecer uma metodologia de revisão dos princípios das certificações de projetos submetidas para usinas nucleares. Este modelo de revisão do programa utiliza uma abordagem *top-down* para condução da avaliação de segurança pela NRC, ou seja, as decisões tomadas pelos órgãos responsáveis são disseminadas sob suas autoridades para os níveis mais baixos.

O modelo de revisão do Programa de EFH incorpora doze elementos de EFH, que são distribuídos em quatro etapas gerais:

Etapa de Planejamento e Análise:

- Gerenciamento do Programa de EFH;
- Revisão da Experiência Operacional – OER;
- Análise de Requisitos Funcionais – FRA e Alocação de Funções – FA;
- Análise de Tarefas – TA;
- Estafe e Qualificação;
- Análise da Confiabilidade Humana – HRA.

Etapa de Projeto:

- Projeto de Interface Homem-Máquina;
- Desenvolvimento de Procedimentos;
- Desenvolvimento do Programa de Treinamentos.

Etapa de Verificação e Validação:

- Verificação e Validação – V&V.

Etapa de Implantação e Operação:

- Implantação do Projeto;
- Monitoramento do Desempenho Humano.

Cada elemento é dividido em cinco seções: *Background*, Objetivos, Produtos e Resultados, Critérios de Revisão e Bibliografia. Na seção *Background*, é realizada uma breve explicação dos motivos e da proposta de fornecimento de cada elemento. A seção *Objetivos* apresenta os objetivos de revisão de cada elemento. Em *Produtos e Resultados*, é apresentado o conjunto de documentos necessários para a aplicação da revisão dos elementos de EFH. Os critérios de aceitação para a revisão dos elementos, incluindo os requisitos reguladores aplicáveis, são descritos na seção *Critérios de Revisão*. Em *Bibliografia*, é apresentada uma lista de documentos contendo detalhadamente informações sobre os aspectos de EFH abordados em cada elemento.

#### 2.1.1 Gerenciamento do Programa de EFH

Para uma efetiva aplicação dos aspectos de Engenharia de Fatores Humanos nos projetos de construção e de modificações de sala de controle da usina, a Operadora deverá implantar o Plano do Programa de EFH a ser conduzido por uma equipe de projeto devidamente qualificada.

O objetivo do elemento Gerenciamento do Programa de EFH é assegurar que o Plano do Programa de EFH seja corretamente executado durante as diversas fases do projeto e que a Engenharia de Fatores Humanos esteja integrada com o desenvolvimento, com o projeto e com as avaliações dos sistemas da planta, além de estar associada a outras áreas, como Operação, Manutenção, Inspeções e Testes.

O Plano do Programa de EFH é um documento no qual os elementos de EFH estão descritos, objetivando garantir que os princípios de EFH estejam aplicados na implantação de novas interfaces homem-máquina, nos procedimentos e nos treinamentos correlatos.

Além disso, o Plano do Programa de EFH tem como objetivo, assegurar que as atividades do operador sejam realizadas em prazos exequíveis seguindo critérios de desempenho factíveis.

As atividades de EFH serão realizadas por uma equipe multidisciplinar com membros de diversas formações oriundos de áreas distintas, tais como Licenciamento, Engenharia, Operação e Suprimentos. A equipe de projeto de EFH deverá ter a autoridade e a autonomia organizacional necessária para garantir que os aspectos de EFH sejam devidamente aplicados em todas as disciplinas envolvidas no projeto e que o Plano do Programa de EFH seja implantado.

A equipe de projeto de EFH terá ainda como responsabilidades, o desenvolvimento e a gestão da execução do Plano do Programa de EFH e seus procedimentos, o gerenciamento de todas as atividades relacionadas à EFH, incluindo o planejamento e execução, a coparticipação nos trabalhos de desenvolvimento da IHM, a execução das análises e avaliações de EFH, bem como, as recomendações para soluções de problemas de EFH identificados durante a vida do projeto.

É importante ressaltar que os aspectos de EFH não são inerentes apenas aos projetos de IHM e das salas de controle, mas em todas as partes da planta onde houver atividades executadas por pessoas ou onde elas forem especificadas. Sendo assim, para assegurar esta integração, a equipe de projeto de EFH deverá interagir e dar suporte para cada disciplina de engenharia ao longo da duração do projeto.

No Gerenciamento do Programa de EFH, deverão ser identificadas as ferramentas e técnicas para a verificação do cumprimento das responsabilidades da equipe de projeto de EFH.

Como ferramenta gerencial, a Operadora deverá elaborar um cronograma integrado e harmonizado ressaltando os principais marcos e pontos críticos da EFH, além de apresentar o relacionamento entre os elementos de EFH e suas atividades, seus produtos e avaliações.

## 2.1.2 Revisão da Experiência Operacional - OER

O objetivo da Revisão da Experiência Operacional é o de auxiliar na identificação de problemas de segurança relacionados à Engenharia de Fatores Humanos. A OER fornece informações sobre o desempenho em projetos anteriores identificando eventos relacionados à segurança com importantes lições aprendidas. O'Hara e Brown (2004) mostram que a experiência obtida com a resolução de problemas e com as lições aprendidas relacionadas à EFH fornece uma base para melhorias no projeto da planta. Isto ocorre porque as alterações a serem realizadas nas tarefas dos operadores e nas interfaces homem-máquina podem ser melhor entendidas, com a identificação dos pontos fortes e fracos do projeto e com uma melhor compreensão da utilização de novas tecnologias.

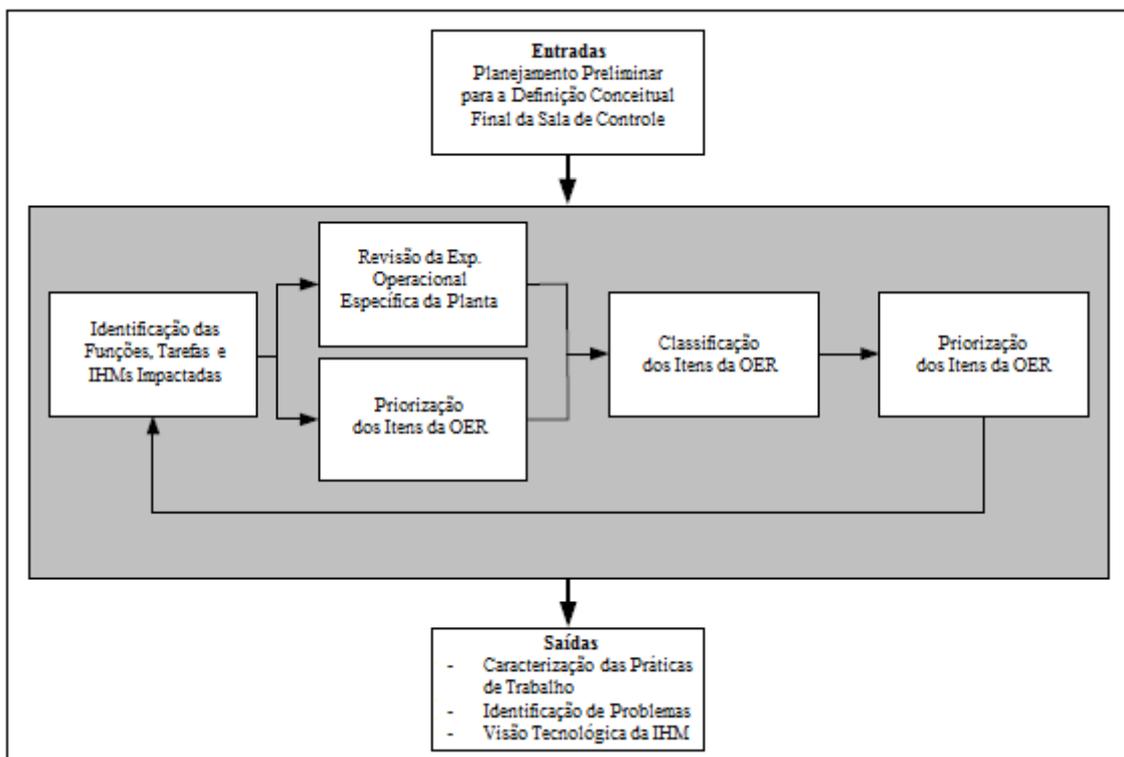


Figura 1 - Visão Geral do Processo de Revisão da Experiência Operacional

Fonte: EPRI (2004)

No processo de Revisão da Experiência Operacional apresentado na Figura 1, diversas fontes de dados podem ser utilizadas como entrada, incluindo documentação de projeto, banco de dados, relatórios de eventos, entrevistas com operadores e

comunicação com outras instalações e organizações (Hobbs *et al.*, 2008). O próximo passo é identificar as funções, tarefas e interfaces homem-maquina que sofreram impactos pelas modificações nos projetos de referência. Em seguida, os itens da OER serão classificados e priorizados baseados na sua importância (O'Hara e Brown, 2004). Como resultado, temos a caracterização das práticas de trabalho, a identificação de problemas e dos obstáculos encontrados e uma melhor compreensão da tecnologia de IHM aplicada.

É importante ressaltar que a aplicação da Revisão da Experiência Operacional poderá acarretar mudanças na alocação de funções, na automação, nos projetos de IHM, nos procedimentos e nos treinamentos.

A NRC (2012) recomenda que seja elaborado um plano de implantação da Revisão da Experiência Operacional, bem como uma análise dos resultados desta execução.

Periodicamente, a Operadora deverá realizar avaliações das funções da Experiência Operacional, envolvendo todo o pessoal da usina com competência nas áreas relacionadas à segurança nuclear. Além dessas avaliações, a Operadora deverá elaborar procedimentos para garantir a disseminação das informações da Experiência Operacional.

### 2.1.3 Análise de Requisitos Funcionais – FRA e Alocação de Funções - FA

Uma função é definida como um processo ou atividade que é requerida para se alcançar um determinado objetivo (EPRI, 2004). Pode-se dizer que a planta de uma instalação nuclear apresenta uma estrutura hierárquica de funções, de processos, de sistemas e componentes. A Figura 2 apresenta um exemplo desta hierarquia para uma função de segurança.

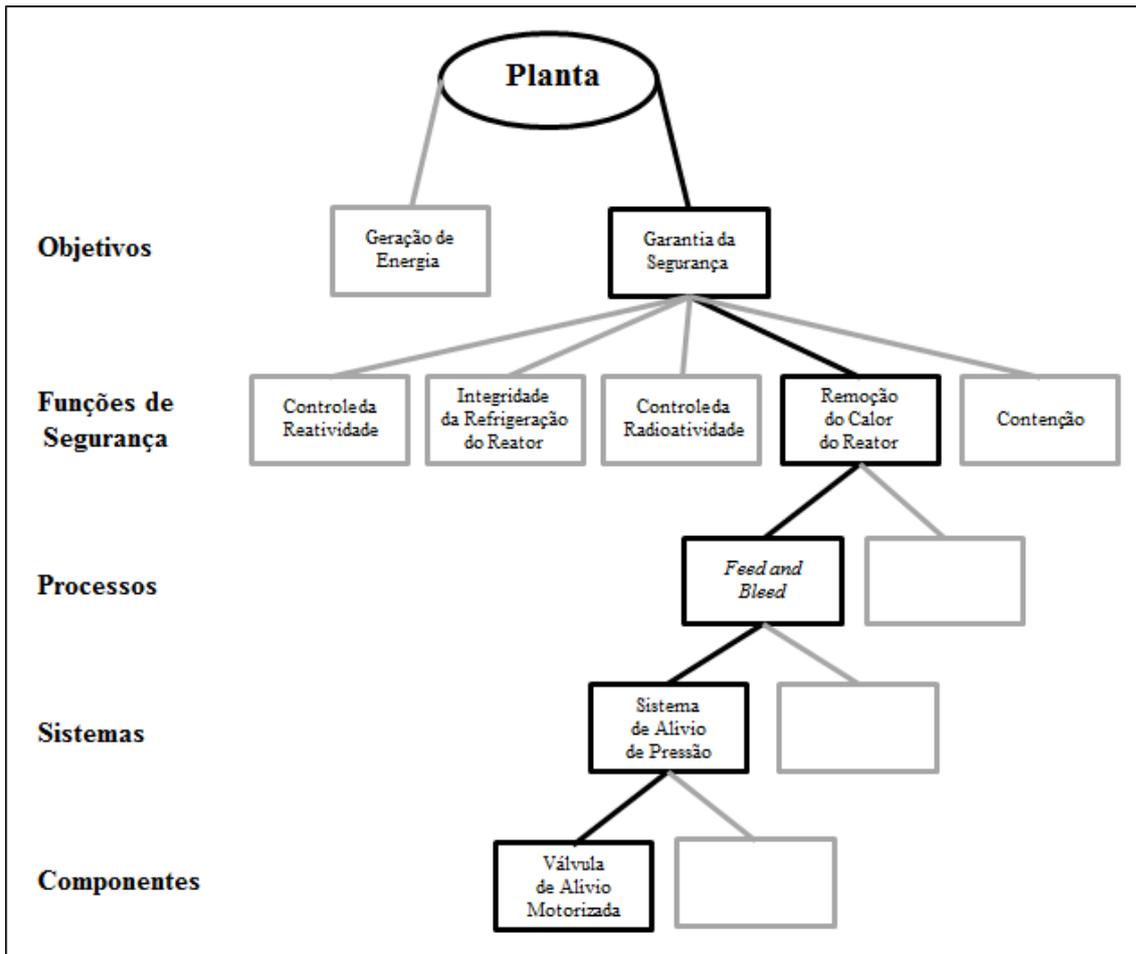
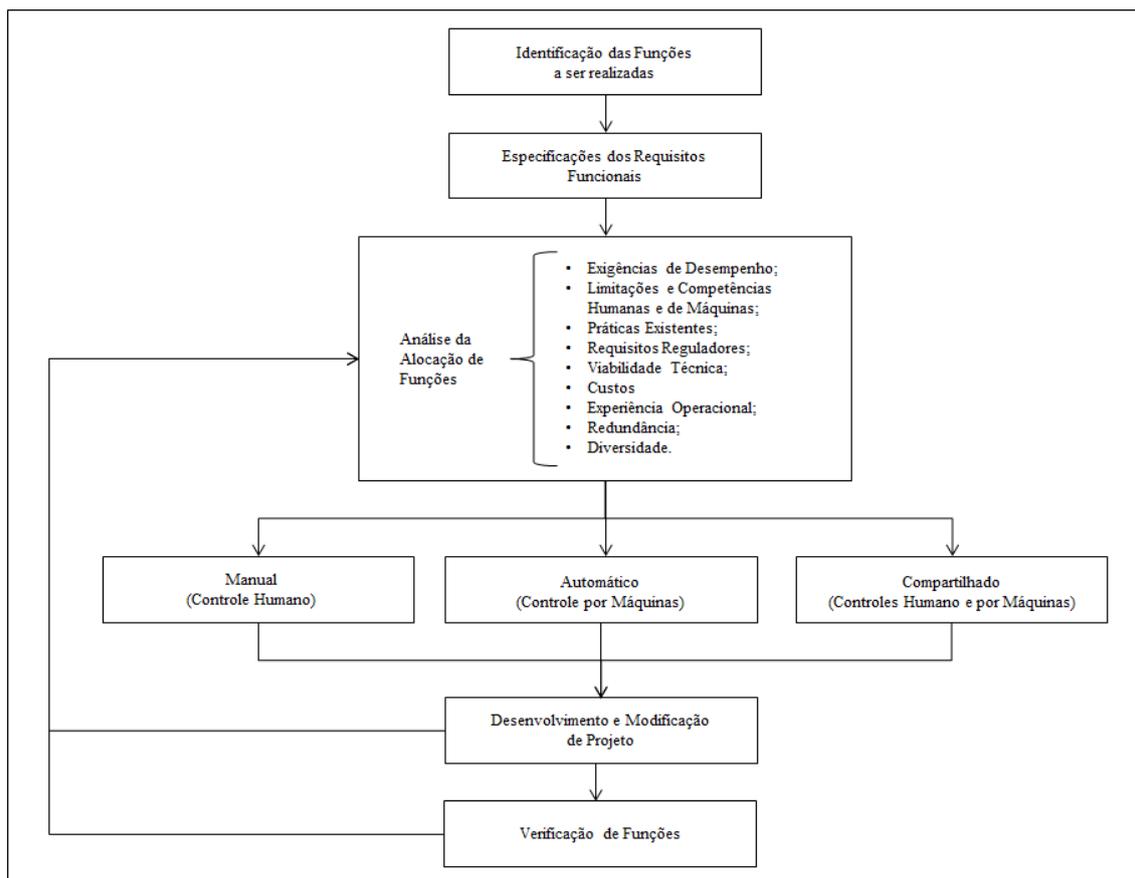


Figura 2 - Estrutura Hierárquica de Funções de Segurança da Planta

Fonte: NRC (2012)

A Análise de Requisitos Funcionais é um processo *top-down* que busca identificar quais funções foram criadas ou que sofreram impacto pelas alterações no projeto de modernização e que devem ser realizadas para que a planta de uma usina nuclear possa operar de modo seguro, fornecendo energia para as distribuidoras e assegurando a saúde e a segurança do público.

Hugo e Engela (2005) consideram que um dos obstáculos enfrentados pela Engenharia de Fatores Humanos é como atribuir aos recursos humanos e técnicos, as diversas funções que precisam ser realizadas. O termo Alocação de Função é definida como a alocação de responsabilidade para a realização das atividades pelos operadores, pelos sistemas de automação, ou por ambos (O'Hara e Brown, 2004). A alocação é feita com base na análise de funções para determinar o que é necessário para realizar uma função.



*Figura 3 - Visão Geral do Processo de Análise de Requisitos Funcionais e Alocação de Funções*

Fonte: B&W NE (2012)

A Figura 3 apresenta uma visão geral do relacionamento entre as atividades da Análise de Requisitos Funcionais e da Alocação de Funções.

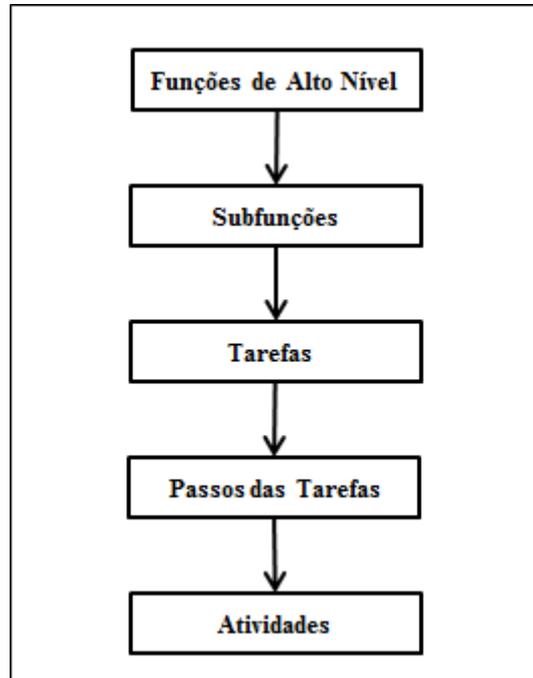
Assim como na Revisão da Experiência Operacional, a Operadora deverá elaborar um plano de implantação contendo um conjunto completo dos requisitos funcionais necessários para assegurar os objetivos da operacionalidade da planta e procedimentos descrevendo como os operadores e os sistemas de automação irão realizar as funções.

#### 2.1.4 Análise de Tarefas - TA

A Análise de Tarefas é uma avaliação das atividades dos operadores da planta com base nos requisitos para a realização destas atividades. Este elemento de EFH tem uma grande importância, em razão da possibilidade de utilização dos requisitos para a realização das atividades dos operadores no desenvolvimento do projeto da Interface Homem-Máquina.

O objetivo da Análise de Tarefas é identificar as atividades específicas necessárias à realização das funções e suas funções, controle e requisitos das tarefas suportes.

No escopo da TA estão as atividades a serem realizadas em todos os modos operacionais (normal, anormal e emergência) pelas áreas da Operação, da Manutenção, de Testes e Inspeção e de *Surveillance*. Cabe ressaltar que o nível de detalhamento das tarefas não é necessariamente o mesmo.



*Figura 4 - Estrutura Hierárquica da Análise de Tarefas*

Fonte: IAEA (2010)

A Figura 4 apresenta como a Análise de Tarefas está dividida e hierarquizada. Segundo IAEA (2010), as funções de alto-nível são geralmente os procedimentos operacionais. As sub-funções são instruções de alto nível de operações de propósito geral na realização de um conjunto de tarefas relacionadas. Elas especificam um objetivo operacional básico do ponto de vista do operador. Cada instrução de sub-função representa uma ou mais tarefas com um simples propósito e talvez seja compreendido em diferentes situações pelos diversos conjuntos de tarefas. A Análise de Tarefas preconiza ainda uma decomposição das tarefas em atividades para um melhor controle.

No NUREG-0711 (2012), está descrito que a Operadora deverá ter um plano de implantação de Análise de Tarefas apresentando a metodologia de condução desta análise. A Operadora deverá apresentar também um relatório contendo as análises dos resultados desta implantação.

#### 2.1.5 Estafe e Qualificações

O objetivo deste elemento é servir de guia na avaliação dos níveis de estafe e das qualificações do pessoal associados ao projeto. Os níveis mínimos e normais de estafe devem ser estabelecidos como objetivos do projeto no processo de modificação com base na Revisão da Experiência Operacional, na Análise de Requisitos Funcionais e Alocação de Funções, na Análise de Tarefas e na Análise da Confiabilidade Humana.

As alterações realizadas na sala de controle, nos sistemas de Instrumentação e Controle e na Interface Homem-Máquina, geram impactos na interação entre os operadores e a planta e na dinâmica entre os próprios operadores (O'Hara *et al.*, 2004). Desta forma, é recomendável a realização de análises quantitativas e qualitativas para avaliar possíveis impactos no nível de qualificação do pessoal e de suas tarefas.

A elaboração de um plano de implantação das análises quantitativas e qualitativas do pessoal refletindo os princípios de EFH, incluindo a metodologia e a justificativa, deverá ser executada. Esses resultados deverão ser documentados.

### 2.1.6 Análise da Confiabilidade Humana - HRA

A Análise da Confiabilidade Humana tem como objetivo servir como suporte para a Análise Probabilística de Segurança, identificando as principais ações humanas relacionadas com a segurança da usina e considerá-las na concepção dos aspectos da planta para minimizar a probabilidade de erros humanos e auxiliar na detecção de maneira que as medidas preventivas apropriadas e os fatores de correção possam ser também identificados e implantados.

A NRC (2005) considera ainda que as ações que podem contribuir para a ocorrência de falhas nos sistemas de segurança devem ser avaliadas tanto de maneira qualitativa como quantitativa.

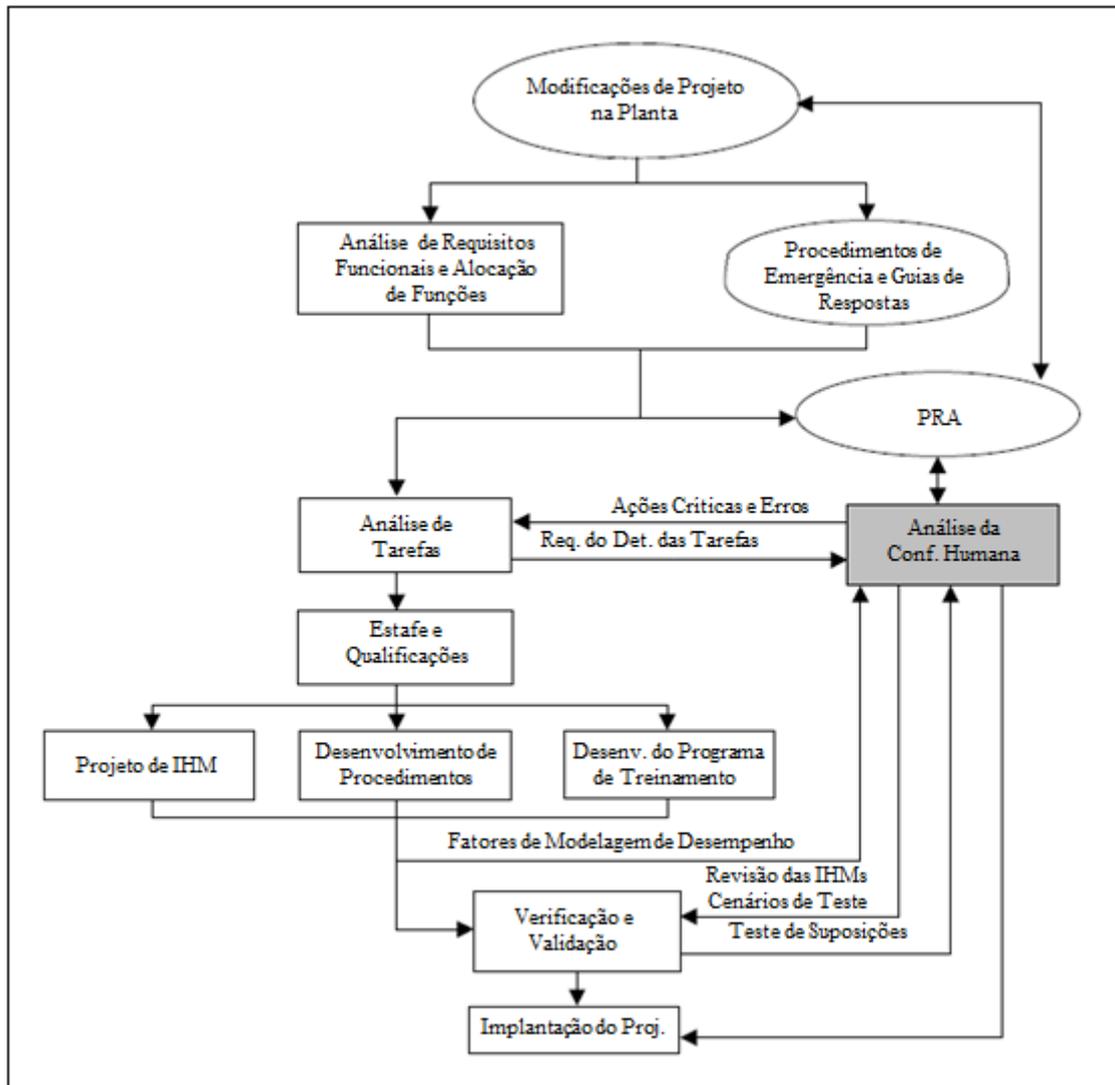
Tradicionalmente, os sistemas automatizados são considerados como alocação de funções binárias, onde a responsabilidade para sua execução é atribuída ao operador e/ou à máquina. Contudo, uma nova discussão sobre a aplicação de níveis intermediários de automação foi aberta, visando manter um maior envolvimento do operador no desempenho de sistemas e reduzindo problemas relacionados à *Situation Awareness* (Endsley e Kaber, 1999).

Endsley (1995) descreve *Situation Awareness* como o termo dado à consciência que um indivíduo tem de uma determinada situação, isto é, um entendimento dinâmico do operador sobre a situação operacional em curso.

Endsley e Kaber (1999) abordam que problemas associados à vigilância do operador, à complacência levando a perda da consciência da situação operacional e o decaimento da capacidade dos operadores foram encontrados neste processo de automatização de sistemas.

O NUREG-0711 ressalta a importância da análise desta consciência operacional sob o ponto de vista da EFH. Esta recomendação é abordada nas revisões da Análise de Requisitos Funcionais e Alocação de Funções, do Estafê e Qualificações e no Desenvolvimento do Programa de Treinamentos.

A Figura 5 ilustra o relacionamento entre a Análise da Confiabilidade Humana e os demais elementos de EFH presentes no Programa de Engenharia de Fatores Humanos.



*Figura 5 - O Relacionamento da Análise da Confiabilidade Humana dentro do Programa de EFH*

Fonte: NUREG-0711 (2012)

Taylor (2017) descreve que apesar do forte relacionamento entre a Engenharia de Fatores Humanos e a Análise da Confiabilidade Humana, alguns estudos sugerem que a HRA não é regularmente aplicada como parte de uma abordagem de EFH, devido à ausência de uma clara orientação de como deve ser realizada esta integração. Outro ponto que sugere uma dificuldade para esta integração é a realização de cada uma por

diferentes grupos de pessoas, onde a EFH é executada por especialistas em fatores humanos e a HRA é elaborada por especialistas em análises probabilísticas de segurança.

Para integrar os resultados da HRA com a EFH, a HRA deve ser realizada por meio de um processo sistemático de identificação dos fatores de modelagem de desempenho, na análise de fatores, nos métodos de quantificação e na análise de dependências. Segundo Alvarenga e Fonseca (2007), as metodologias empregadas na HRA podem ser classificadas como sendo de primeira ou segunda geração. Dentre as técnicas de primeira geração podemos destacar a THERP e a ASEP, que é uma simplificação da THERP. As metodologias de segunda geração mais empregadas são as CREAM e a ATHEANA.

As ações críticas identificadas e as ações importantes de riscos no processo de Análise da Confiabilidade Humana e Análise Probabilística de Segurança – HRA/PRA devem ter informações suficientes para auxiliar a EFH no desenvolvimento da IHM, no desenvolvimento de procedimentos e de treinamentos. Após a conclusão da revisão do Programa de EFH, é necessário reavaliar e possivelmente requantificar a HRA/PRA (Tian, Jiang e Liu, 2014).

É importante ressaltar que a análise de confiabilidade humana sofre das mesmas limitações da análise quantitativa de risco. Dentre essas limitações podemos destacar a falta de garantias na consideração de todos os erros humanos, a impossibilidade da completa verificação dos modelos probabilísticos de falha, pois os mesmos podem ser considerados aproximações de circunstâncias específicas, além da falta de dados específicos sobre as probabilidades de erros humanos e de modelos de diagnóstico de acidentes que limitam a precisão e podem produzir grandes incertezas, especialmente na predição de eventos com baixa probabilidade.

O NUREG-0711 (2012) recomenda a elaboração de um relatório de HRA e de PRA.

### 2.1.7 Projeto de Interface Homem-Máquina

O objetivo da revisão do Projeto de Interface Homem-Máquina é verificar que as funções e os requisitos das tarefas de IHM estão apropriadamente especificados para o detalhamento dos alarmes e notificações, dos monitores, dos controles e comandos, da linguagem para a interação entre homem-máquina e outros aspectos de IHM no projeto por uma abordagem estruturada. Nesta fase, devemos verificar qualquer discrepância entre os detalhes do projeto de IHM e os guias e normativos reguladores do projeto (Jou et al., 2009).

O'Hara, Gunther e Martinez-Guridi (2010) descrevem que uma interface homem-máquina bem desenvolvida deve representar os sistemas de Instrumentação e Controle e seus subsistemas, onde o acesso hierarquizado forneça de uma maneira rápida e clara, todas as informações, os status e os parâmetros necessários para a monitoração e o controle da operação da usina pelos operadores. O projeto de IHM deve ser capaz de oferecer aos operadores mecanismos para a verificação do correto funcionamento da interface.

É importante ressaltar que os operadores não precisam mudar a atenção de suas tarefas primárias para a interface. Portanto, a necessidade dos usuários em executar tarefas secundárias, como manipulação de janela, seleção de exibição e navegação, deve ser minimizada tanto quanto possível.

Outro ponto importante na análise deste elemento de EFH é a validação dos dados e resultados presentes nesta interface. Esta etapa será abordada na revisão da Verificação e Validação.

Como em um grupo de processos, os processos individuais são conectados por suas entradas e saídas. Além da elaboração de um plano de implantação da revisão deste elemento de EFH e de um relatório de análise dos resultados da implantação, outros documentos necessitam ser emitidos ou revisados para uma melhor interpretação deste processo, dentre os quais destacamos os manuais contendo os princípios de operação, os relatórios técnicos apresentando os conceitos gerais dos alarmes, os manuais e

procedimentos de PICS e SICS e procedimentos para interpretação das informações disponibilizadas dos monitores.

#### 2.1.8 Desenvolvimento de Procedimentos

Os procedimentos ocupam uma importante posição na segurança da planta. Neles são descritos as responsabilidades, os processos e as funções para as mais diversas disciplinas envolvidas no projeto visando assegurar um apropriado gerenciamento do empreendimento. A Análise de Tarefas é a base para o desenvolvimento dos procedimentos operacionais. O'Hara, Stubler e Higgins (2002) mostram que os procedimentos devem servir de guia para os operadores em situações operacionais normais, anormais e nas situações de emergência. Desta maneira, eles devem ser tecnicamente precisos, explícitos e de clara compreensão e entendimento, além de fácil manuseio.

Segundo o NUREG/CR-6634 (2000), a aplicação de procedimentos baseados em computador nas usinas nucleares visa aumentar o desempenho dos operadores, oferecendo maior agilidade na realização das tarefas e reduzindo a carga de trabalho cognitiva, além de melhorar aproveitamento da instrumentação e controle digital incorporada dentro das salas de controle.

Apesar destes benefícios, Fink *et al.* (2009) apresenta alguns desafios associados à utilização de procedimentos informatizados, dentre os quais, se destacam a transição para procedimentos de *backup* nos casos de mal funcionamento do sistema de procedimentos baseados em computador e o estreitamento do “campo de visão” fornecido pela informatização dos procedimentos em relação aos procedimentos baseados em papel, com a redução do número de passos visíveis em paralelo e a dificuldade em visualizar os passos a frente. Além disso, podem surgir dificuldades relacionadas ao reconhecimento de problemas com esta nova dinâmica dos procedimentos.

### 2.1.9 Desenvolvimento do Programa de Treinamentos

O Programa de Treinamento do pessoal deve capacitar os operadores com habilidades e conhecimentos necessários para manter a segurança e garantir a pronta resposta em todos os modos operacionais da usina. Segundo O'Hara, Stubler e Higgins (2002), o treinamento é um importante estágio da modernização das salas de controle, pois falhas no treinamento dos operadores no período de transição entre o antigo e novo projeto foram identificadas como problemas significativos.

A IAEA (2010) recomenda que o treinamento deverá ser realizado em duas etapas distintas. A primeira etapa consiste no desenvolvimento e execução de uma metodologia de treinamento para a utilização e manutenção do novo sistema. A seguir, deverão ser desenvolvidas instruções e treinamentos para a consolidação das novas práticas de trabalho, da nova ambientação e cultura resultantes da introdução das mudanças.

Segundo EPRI (2004), no Desenvolvimento do Programa de Treinamentos para este processo de modernização de salas de controle, alguns pontos devem ser discutidos e verificados, dentre os quais destacamos:

- Alterações nas funções dos operadores e em suas responsabilidades, além da formação de novas equipes de trabalho;
- Clara identificação das características técnicas e de funções da nova interface homem-máquina;
- Interação com sistemas automáticos e de auxílio à tomada de decisões;
- Identificação de prováveis erros e falhas e;
- Caracterização do processo decisório decorrente da utilização de um sistema híbrido de interface homem-máquina.

Um simulador da sala de controle é a principal ferramenta utilizada para capacitar e qualificar a equipe de operadores da sala de controle. O simulador deve ter uma adequada manutenção e atualização sempre que necessário, visando assegurar sua viabilidade como instrumento para replicar o ambiente operacional de uma usina nuclear (IAEA, 2010).

De acordo com a norma ANSI/ANS-3.5 (2009), mudanças na base de dados do projeto do simulador podem ter um efeito sobre o escopo da simulação. A determinação da necessidade de incorporação destas modificações deve basear-se principalmente em uma avaliação do valor do treinamento.

#### 2.1.10 Verificação e Validação – V&V

O elemento de EFH Verificação e Validação tem como objetivo assegurar que o projeto de IHM esteja seguindo os princípios da Engenharia de Fatores Humanos, desde o início da sua implantação. Os principais grupos deste elemento são a amostragem das condições de operação, a verificação do projeto, a validação de sistemas integrados e a resolução de discrepância da engenharia humana. A Figura 6 apresenta uma visão geral das atividades de Verificação e Validação.

A amostragem das condições de operação descreve a metodologia de amostragem e identifica o escopo das condições operacionais relevantes para guiar as atividades de V&V.

A verificação de projeto é dividida em duas atividades, a Verificação das Tarefas de Suporte de IHM e a Verificação de Projeto de EFH. Estas atividades avaliam se a IHM está projetada para acomodar as capacidades e limitações humanas conforme os guias de EFH.

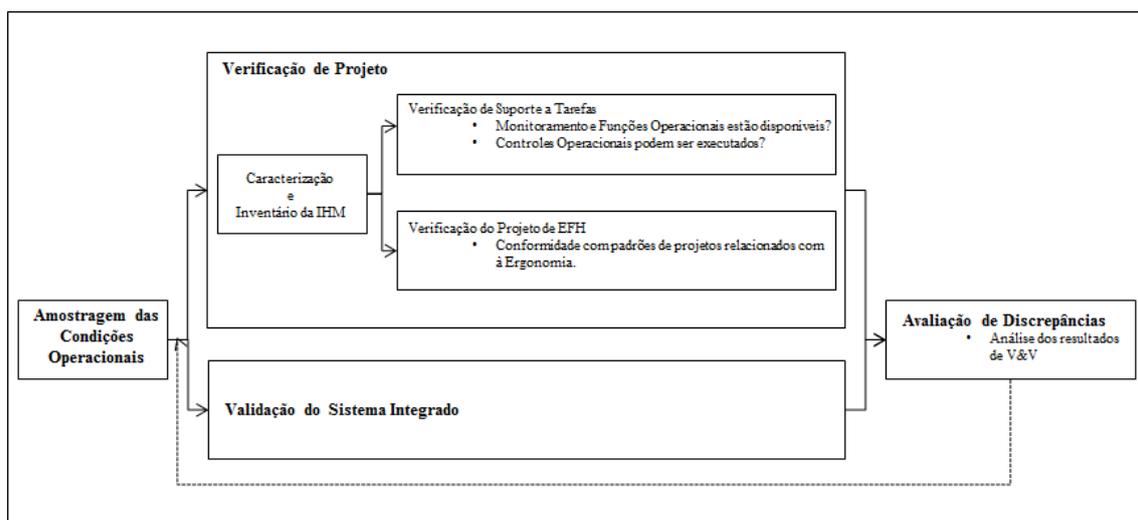


Figura 6 - Visão Geral das Atividades de Validação e Verificação

Fonte: NRC (2012)

O'Hara, Stubler e Kramer (2002) descrevem que o projeto final deve ser validado para mostrar que a integração entre hardware, software e operadores podem realizar efetivamente todos os requisitos operacionais. A validação das melhorias na Interface Homem-Máquina é realizada através de testes baseados na atuação dos equipamentos operacionais para verificar a aceitabilidade do projeto e da operabilidade da IHM.

A resolução da Discrepância da Engenharia Humana - HED é uma avaliação para assegurar que as HED estão identificadas ao longo do processo de Verificação e Validação tem um aceitável aceite e resolução (O'Hara e Brown, 2004).

#### 2.1.11 Implantação do Projeto

A avaliação dos sistemas não deve ficar restrita até o término das implantações. Segundo o NUREG-0711 (2012), a revisão do elemento implantação do Projeto pode seguir duas vertentes, sendo uma aplicada a novas plantas e a outra relacionada às modificações em uma planta já existente.

Para uma nova planta, a fase de implantação (instalação e testes) é definida e acompanhada pelos procedimentos de partida e de testes. As modificações relacionadas a uma planta já existente podem afetar o pessoal operacional de diversos modos, pois as alterações nos sistemas e componentes podem impactar seu papel e na forma como suas tarefas são realizadas.

Para a verificação da aplicação dos aspectos de EFH no projeto, é importante identificar se o que foi implantado no projeto foi devidamente verificado e validado.

#### 2.1.12 Monitoramento do Desempenho Humano

Este elemento é parte integral do processo da EFH e abrange todo o ciclo de vida do projeto. O objetivo deste elemento é fornecer uma estratégia integrada para monitoramento do desempenho humano, identificando a degradação no desempenho dos operadores durante a operação da usina.

De acordo com Rejas, Larraz e Ortega (2011), este monitoramento visa avaliar alguns pontos:

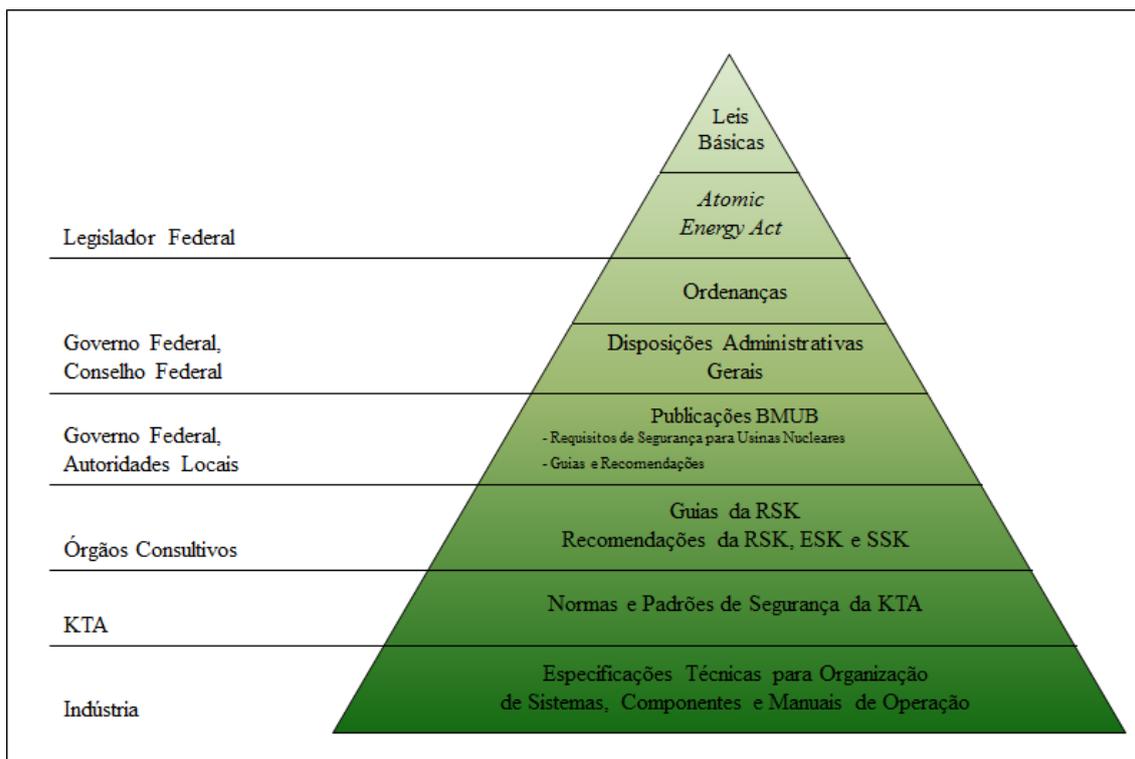
- Se o projeto implantado pode ser utilizado;
- Se as mudanças realizadas nas interfaces homem-máquina, nos procedimentos e nos treinamentos requeridos não tiveram efeitos negativos sobre as atividades dos operadores;
- Se as atividades executadas pelos operadores foram realizadas nos limites de tempos definidos;
- Se o nível de atuação estabelecido durante a fase de Verificação e Validação está mantida.

A NASA (2006) em seu relatório apresenta testes e métodos de avaliação para obtenção de informações e *feedback* dos operadores. Dentre estas ferramentas, destacamos a aplicação de entrevistas com os operadores, a utilização de questionários e escalas de classificação, estudos e testes de desempenho, além de simulação com emprego de modelagem computacional.

## 2.2 A METODOLOGIA DA REGULACÃO KTA

Segundo a legislação alemã, as instalações nucleares não podem ser construídas e operadas antes dos órgãos reguladores concederem as devidas licenças. O processo de licenciamento é regido por um conjunto de documentos reguladores, os quais consistem em leis, regras, guias, normas e códigos.

A Comissão de Normas de Segurança Nuclear - KTA tem um papel fundamental no processo de licenciamento das instalações nucleares na Alemanha. Ela é constituída por membros da comunidade nuclear alemã e tem como responsabilidade estabelecer padrões de segurança para as instalações nucleares. Estes documentos são preparados por especialistas de diversas áreas e seguem padrões e normas nacionais e internacionais já consagrados. A Figura 7 mostra a representação hierárquica da estrutura reguladora alemã.



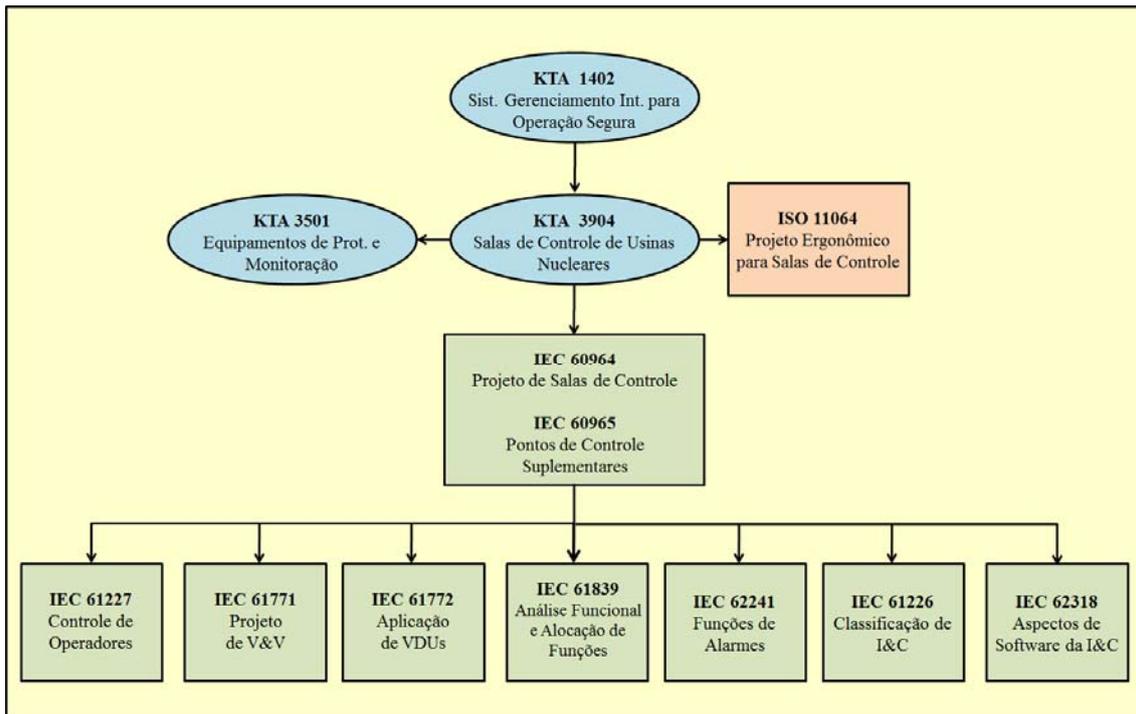
*Figura 7 - Representação da Pirâmide Reguladora*

Fonte: [https://www.bfe.bund.de/EN/ns/safety/law/law\\_node.html](https://www.bfe.bund.de/EN/ns/safety/law/law_node.html)

Como citado anteriormente no Capítulo 1, a utilização de sistemas de segurança em salas de controle de usinas nucleares não é suficientemente regulamentada por normas e padrões nacionais. Os guias reguladores elaborados pela KTA são complementados por normas emitidas pela IEC e pela ISO no licenciamento e na certificação de projetos de construção e de modernização das salas de controle.

A Figura 8 apresenta a correlação entre as normas associadas ao processo de licenciamento da construção e da modernização de salas de controle para instalações nucleares.

Nesta parte do trabalho, iremos fazer uma breve descrição das principais normas relacionadas à Engenharia de Fatores Humanos, dentre as quais podemos destacar a KTA 3904 (2007), KTA 1402 (2012), IEC 60964 (2009), IEC 61839 (2000) e IEC 61771 (1995).



*Figura 8 - Normas e Padrões Aplicáveis ao Projeto e na Construção de Salas de Controle*

Fonte: KTA (2007)

A norma KTA 3904 (2007) é considerada como ponto de partida no processo de licenciamento das salas de controle e sua aplicabilidade deve ser entendida durante todas as etapas da modernização. Ela foi elaborada para especificar os requisitos de projeto e de construção de salas de controle, das estações remotas para o desligamento seguro da usina e das estações locais de controle.

Na KTA 3904 (2007), os aspectos ergonômicos são considerados pontos importantes para a segurança. Neste contexto, a norma recomenda que dentro do projeto de modernização das salas de controle estejam identificados os locais de trabalho, as ferramentas utilizadas pelos operadores e os procedimentos de trabalho.

Outro requisito importante estabelecido por esta norma trata dos alarmes sonoros e visuais, que devem ser projetados de modo a serem testados para a verificação de sua correta funcionalidade, e caso haja alguma exceção, esta deverá ser justificada. Eles devem permitir o monitoramento de cada sistema individualmente, bem como a interação dos sistemas individuais com outros sistemas.

A norma enfatiza ainda que os monitores e telas de acompanhamento devem ser qualificados em relação à sua relevância com os níveis de segurança durante as suas implantações.

A norma KTA 1402 (2012) tem como objetivo, especificar os requisitos para o desenvolvimento de um sistema de gerenciamento integrado objetivando a melhoria contínua dos processos e a continuidade da aprendizagem organizacional. O sistema de gerenciamento deve compreender todas as atividades importantes para a operação segura de uma instalação nuclear.

A KTA 1402 (2012) enfatiza que o projeto, a verificação, o monitoramento e a execução de qualquer modificação temporária ou permanente de um equipamento ou procedimento de segurança deve ser executado dentro dos limites de projeto e de acordo com as normas e regras aplicáveis.

As modificações na planta devem ser avaliadas segundo os aspectos relevantes para a segurança, a integração com o projeto existente e os impactos nas bases de projeto referentes a acidentes e emergências.

No planejamento e na implantação das modificações, as questões relacionadas às especificações de responsabilidades, aos requisitos para a qualificação e ao treinamento do pessoal operacional envolvido, além da atualização da documentação da planta devem ser vistos.

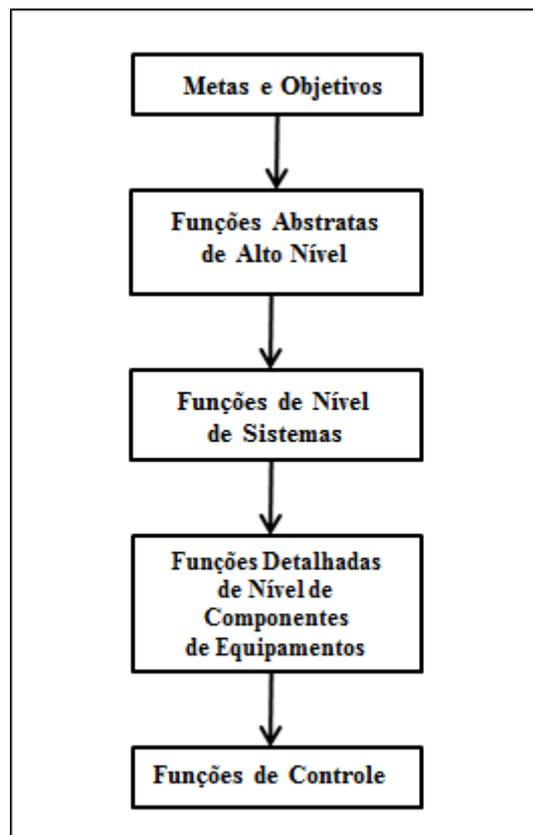
A norma IEC 60964 (2009) especifica os requisitos funcionais de projeto das salas de controle. Além disso, o documento fornece os requisitos de interface funcional relacionados ao estafe, aos procedimentos de operação e ao programa de treinamento com a Interface Homem-Máquina, constituintes dos sistemas da sala de controle.

O guia traz uma apresentação básica dos princípios de Engenharia de Fatores Humanos aplicáveis aos projetos de IHM e de salas de controle. Conforme é apresentado na norma, alguns elementos de EFH, tais como a Análise Funcional, a Alocação de Funções e a Verificação e Validação são detalhados em normas específicas.

Assim como destacado na KTA 3904 (2007), a norma IEC 60964 (2009) enfatiza além dos fatores cognitivos e psicológicos do ser humano, a importância de aspectos antropométricos no desenvolvimento dos projetos de modificações de salas de controle (Kitamura, Fujita e Yoshikawa, 2005).

A IEC 61839 (2000) foi elaborada para estabelecer os requisitos e os procedimentos da Análise Funcional e Alocação de Funções para o projeto de sistemas em salas de controle. Esta norma complementa os requisitos apresentados na IEC 60964 (2009).

Segundo Anokhin (2010), muitas publicações consideram a decomposição hierárquica das funções como o primeiro passo da Análise Funcional.



*Figura 9 - Estrutura da Decomposição Hierárquica de Funções*

Fonte: IEC (2000)

A Figura 9 apresenta a estrutura da decomposição hierárquica das funções segundo a norma IEC 61839 (2000), onde inicialmente são definidos os objetivos

fundamentais para a operação da planta, seguido do desmembramento das funções de alto nível, permitindo que esses objetivos sejam alcançados. As funções de controle fazem parte do conjunto de funções de mais baixo nível e para elas devem ser atribuídas seus responsáveis, humanos ou máquinas.

A Alocação Funcional tem como objetivo a distribuição de funções entre homens e sistemas automatizados. Atribuir funções para humanos significa alcançá-las por controle manual, monitoramento, processamento mental de alto nível ou pela combinação dos mesmos. A atribuição para máquinas significa alcançá-los por meio da automação dos sistemas.

A norma IEC 61771 (1995) estabelece os requisitos para a Verificação e Validação do desempenho dos sistemas implantados na construção e na modernização dos sistemas das salas de controle. O documento recomenda a aplicação do processo de V&V em todas as áreas afetadas com as modificações dos sistemas da sala de controle para assegurar a correta integração com a sala de controle.

Para este processo de Verificação e Validação, recomenda-se a sua aplicação ao longo do desenvolvimento do projeto. Alguns testes de engenharia, como os de *mockup* e outros relacionados à IHM são implantados durante a fase de projeto. (Song e Zhang, 2010).

A IEC 61771 (1995) ressalta que conforme apresentado na norma IEC 60964 (2009), o projeto da sala de controle é composto por duas fases, uma relacionada ao projeto funcional e outra relacionada ao detalhamento do projeto. Os resultados de cada fase devem ser verificados pelas atividades de Verificação e Validação.

### **CAPÍTULO 3. AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE ENGENHARIA DE FATORES HUMANOS**

Neste Capítulo será apresentada a avaliação da aplicação do Programa de Engenharia de Fatores Humanos ao processo de construção e modernização de salas de controle de usinas nucleares, segundo análise de documentos normativos elaborados pela NRC e pela KTA.

#### **3.1 AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE EFH SEGUNDO NORMATIZAÇÃO DA NRC**

A aplicação do Programa de Engenharia de Fatores Humanos visa assegurar que o projeto e a implantação da Interface Homem-Máquina sejam executados corretamente, aumentando a confiabilidade humana e elevando os níveis de segurança para uma operação segura.

O desenvolvimento de metodologias para garantir a adequada aplicação dos conceitos de EFH no empreendimento é um dos principais pontos para assegurar a otimização do projeto da IHM para salas de controle de instalações nucleares (Rejas, Larraz e Ortega, 2011).

Koskinen *et al.* (2012) descrevem que os principais elementos da Engenharia de Fatores Humanos foram identificados no processo de Revisão do Programa de EFH proposto pela NRC, segundo a análise da literatura correlata e de alguns estudos na área. Todavia, a metodologia apresentada pelo NUREG-0711 (2012) não identifica importantes atividades relacionadas à EFH, tais como o *screening*, o conceito da operacionalidade e a manutenção.

Segundo EPRI (2004), o conceito de *screening* é o acompanhamento das modificações implantadas para determinar o impacto nas funções operacionais, nos métodos de execução e controle das funções.

O conceito de operacionalidade refere-se à direção na qual os operadores da instalação nuclear estão organizados e como eles executam o monitoramento e controle

da planta sob condições normais, anormais e emergenciais da operação. Esta atividade é de grande importância, pois enfatiza como a filosofia operacional pode ser afetada com a modernização da sala de controle e da Interface Homem-Máquina de outros sistemas de segurança (EPRI, 2004).

Avellar e Schirru, (2017) descrevem que as atividades *screening* e conceito de operacionalidade devem ser analisadas desde o início da fase de planejamento dos projetos de modernização de salas de controle.

A prevenção de falhas e o reparo em equipamentos e máquinas são atividades da manutenção. Requisitos específicos devem ser aplicados também aos aspectos relacionados aos Fatores Humanos nas atividades da manutenção e verificados desde o início do projeto de modernização, objetivando antecipar futuras falhas oriundas de possíveis desvios no planejamento e na execução da manutenção dos equipamentos e sistemas (Koskinen *et al.*, 2012).

Assim como ocorre em outras organizações de diversos ramos, as empresas da indústria nuclear enfrentam questões relacionadas à perda de profissionais experientes, além do conhecimento e das habilidades que eles possuem. Comumente, o conhecimento e a experiência não são devidamente documentados e para alcançar os mesmos níveis de habilidade, são requeridos tempo e esforços. O NUREG-0711 (2012) ressalta a importância da Experiência Operacional nos processos de EFH, contudo não explicita a necessidade de uma gestão de conhecimento. Este gerenciamento auxiliaria na visualização e entendimento da aplicação de sua própria experiência operacional nos projetos de modificações (IAEA, 2006).

### 3.2 AVALIAÇÃO DA APLICAÇÃO DO PROGRAMA DE EFH SEGUNDO NORMATIZAÇÃO DA KTA

Conforme descrito anteriormente, os guias reguladores alemães não abrangem suficientemente a aplicação da tecnologia digital nos projetos de modernização das salas de controle, sendo necessária a utilização de outras normas e padrões para complementar o processo de licenciamento.

A aplicação conjunta dos guias e normas nacionais com outras normas internacionais ajudam a garantir que novas interfaces homem-máquina e novos sistemas relacionados à segurança das instalações nucleares sejam implantadas de acordo com os princípios da Engenharia de Fatores Humanos.

No processo de licenciamento de usinas nucleares da Alemanha, os princípios de EFH são apresentados nos guias e normas, todavia eles não estão tão bem estruturados na forma de uma revisão de programa como a metodologia desenvolvida pela NRC. Por esta razão, nesta parte do Capítulo, iremos normalizar o programa elaborado pelo órgão regulador norte-americano sob a perspectiva dos guias reguladores alemães para a realização de uma melhor análise com a mesma base.

### 3.2.1 Gerenciamento do Programa de EFH

O objetivo deste elemento, como proposto no NUREG-0711 (2012), não é claramente definido nos guias reguladores alemães. A norma KTA 1402 (2012) apresenta os requisitos para um gerenciamento integrado e apesar de sua abordagem ser mais direcionada para sistemas e não para a Engenharia de Fatores Humanos como apresentado na norma elaborada pela NRC, alguns pontos abordados nesta metodologia podem servir de referência no detalhamento deste elemento da EFH.

Além disso, podemos encontrar nos guias IEC 60964 (2009), IEC 61839 (2000) e IEC 61771 (1995), alguns tópicos deste elemento, tais como escopo e objetivos, processos e procedimentos de EFH.

### 3.2.2 Revisão da Experiência Operacional - OER

A norma KTA 1402 (2012) enfatiza a importância da Experiência Operacional (interna e externa) na melhoria da segurança operacional através do aprendizado, do treinamento e da implantação ou revisão de procedimentos. Esta troca sistemática de informações de segurança deverá ser estruturada.

A norma ainda recomenda que a distribuição das informações, o *feedback* deste processo e a maneira pela qual estes conjuntos de dados estão sendo processados e documentados sejam especificados.

Um ponto importante abordado pela KTA 1402 (2012) sobre este elemento de EFH é a análise de novas tecnologias e descobertas científicas dentro da estrutura do *feedback* de experiências.

O IEC 60964 (2009) ressalta que havendo a disponibilidade da experiência operacional de instalações nucleares existentes, a mesma deve ser coletada e analisada para a verificação de sua aplicabilidade nos projetos de novas plantas. Essa experiência operacional pode recomendar o uso ou a otimização de soluções comprovadas, bem como servir de referência em questões relacionadas ao estafe, à organização da equipe de operação e definição de trabalho, à alocação de funções entre a sala de controle e as estações de controle locais e ao desenvolvimento do processo de coleta e apresentação das informações.

### 3.2.3 Análise dos Requisitos Funcionais - FRA e Alocação de Funções - FA

O IEC 60964 (2009) enfatiza a necessidade de realização de uma análise funcional e alocação de funções. Este processo de Análise dos Requisitos Funcionais e Alocação de Funções é considerado como a primeira etapa para o projeto de salas de controle porque, neste momento, todas as funções requeridas para a operação da planta são inicialmente identificadas e alocadas.

A norma ainda recomenda que seja realizada a Verificação e Validação da Alocação de Funções. Este processo de V&V deve ser documentado, apresentando sua preparação, suas avaliações e conclusões.

Segundo a IEC 61839 (2000), a proposta da Análise dos Requisitos Funcionais é definir e identificar os princípios de segurança para a planta e os objetivos fundamentais da operação em níveis de hierarquias. Após a identificação destas tarefas no processo de FRA, a proposta da Alocação de Funções é definir as responsabilidades das atividades para homens e máquinas.

### 3.2.4 Análise de Tarefas - TA

A IEC 60964 (2009) define Análise de Tarefas como a análise das atividades executadas pelo pessoal operacional segundo os requisitos para a realização destas tarefas. Esta análise inclui a definição da estrutura organizacional e dos números de operadores, do estabelecimento das qualificações necessárias dos operadores e da identificação das responsabilidades atribuídas ao pessoal operacional.

A Análise de Tarefas, associada com a Alocação de Funções, forma a base para o detalhamento do projeto dos sistemas das salas de controle.

### 3.2.5 Estafe e Qualificações

A KTA 3904 (2007) e a IEC 60964 (2009) descrevem que todo o pessoal operacional deve ter conhecimento sobre os princípios de operacionalidade para garantir uma operação segura.

O IEC 61839 (2000) enfatiza que o grupo responsável pelo processo de Análise de Funções e Alocação de Funções seja composto por pessoas capacitadas para tais tarefas.

Para a Verificação da Alocação de Funções, a IEC 61771 (1995) recomenda a utilização de um estafe técnico básico com diversas especialidades.

### 3.2.6 Análise da Confiabilidade Humana

O IEC 61771 (1995) requer uma avaliação da Análise de Tarefas para todas as condições de operação (normal, anormal e emergência) e uma verificação de erros humanos passados. Esta análise deverá investigar as ações dos operadores relacionadas à segurança em situações com altas cargas de trabalho para medir seus impactos. Os métodos qualitativos devem ser aplicados para a execução da análise da confiabilidade humana.

### 3.2.7 Projeto de Interface Homem-Máquina

A IEC 60964 (2009) descreve uma abordagem metodológica estruturada para o projeto de salas de controle. Os produtos da Análise dos Requisitos Funcionais, da Alocação de Funções e da Análise de Tarefas têm grande importância no desenvolvimento do Projeto da Interface Homem-Máquina. O desenvolvimento da IHM ainda será auxiliado pela Experiência Operacional e pela Qualificação do estafe operacional.

A norma também ressalta a aplicação deste elemento de EFH na elaboração dos alarmes, monitores, controles de sistema de controle e informação de segurança – SICS e sistema de controle e informação de processo – PICS.

A KTA 3904 (2007) descreve que qualquer estação de controle equipada com um sistema de informações de processos computadorizado, o qual deverá estar qualificado segundo a relevância do nível de segurança da sua estação de controle.

### 3.2.8 Desenvolvimento de Procedimentos

A metodologia da regulação da KTA recomenda a utilização de procedimentos baseados em princípios da EFH. Estes procedimentos devem refletir as particularidades e a função de cada modificação.

A KTA 3904 (2007) descreve a necessidade de elaboração ou revisão de procedimentos para todas as situações operacionais da usina. Com as modificações na sala de controle, a norma recomenda a análise e avaliação dos impactos na documentação de segurança relacionados à operação, tais como manuais, diagramas de circuitos, procedimentos e instruções de trabalho, folhas de dados e outros diagramas.

Segundo a KTA 1402 (2012), os procedimentos operacionais devem ser desenvolvidos visando assegurar que os requisitos essenciais relacionados à segurança sejam alcançados pelos operadores na realização de suas tarefas.

### 3.2.9 Desenvolvimento do Programa de Treinamento

O Programa de Treinamento deve assegurar que todo o pessoal operacional tenha o conhecimento e as habilidades necessárias para identificar e corrigir antecipadamente potenciais problemas de segurança operacional.

A KTA 1402 (2012) descreve que o gerenciamento da planta deverá garantir que os operadores envolvidos em processo individuais estejam familiarizados com estes processos.

Para as modificações de projetos em salas de controle já existentes, o IEC 61771 (1995) recomenda a Validação do Programa de Treinamento.

### 3.2.10 Validação e Verificação – V&V

De acordo com IEC 60694 (2009) e IEC 61771 (1995), o elemento de EFH Verificação e Validação deve estar integrado com o desenvolvimento do projeto, ou seja, na elaboração e detalhamento do projeto funcional.

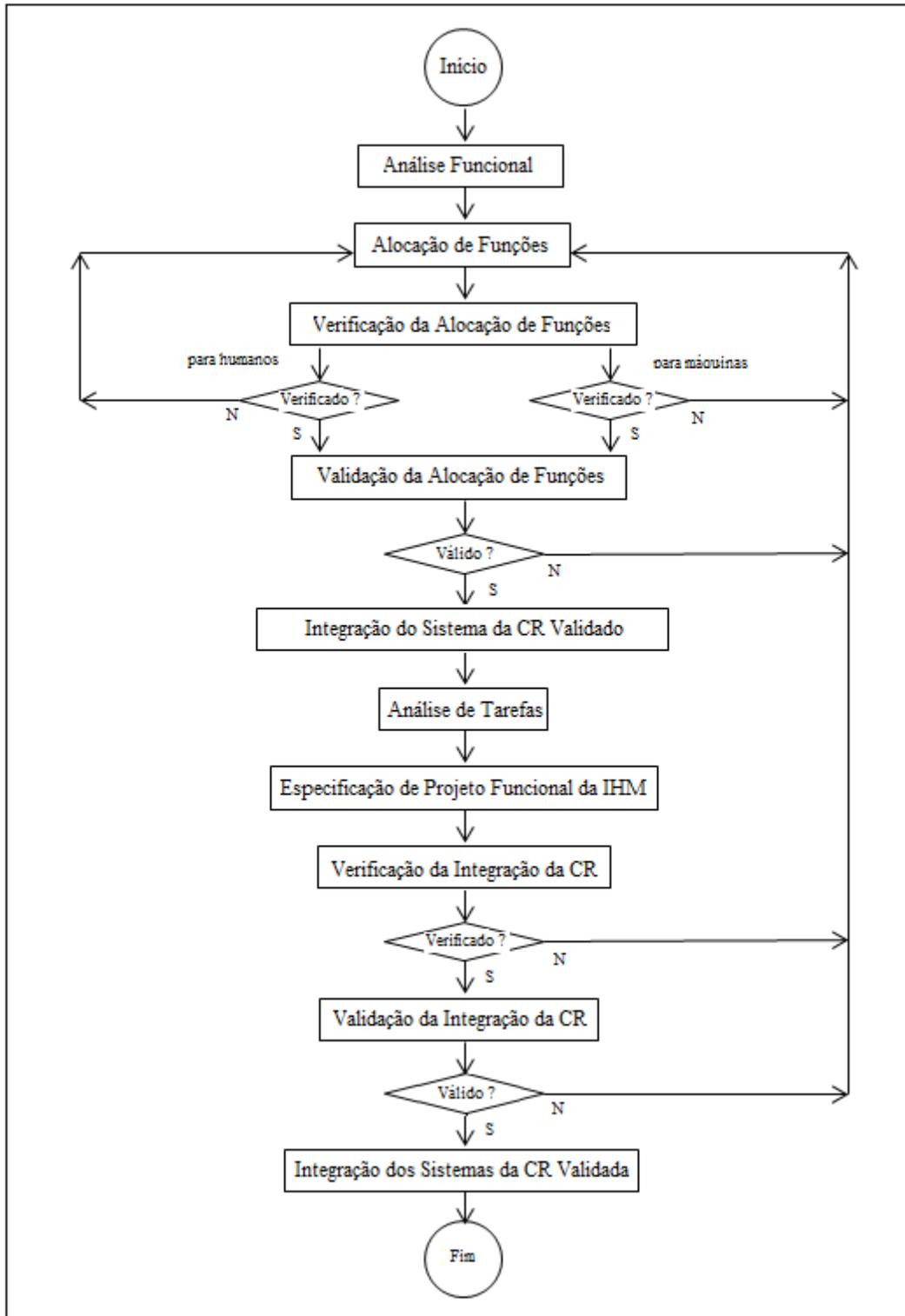


Figura 10 - Visão Geral do Processo de Verificação e Validação

Fonte: IEC (2009)

A IEC 61771 (1995) informa que cada passo do processo de V&V deve descrever o critério de avaliação, a identificação das fontes de documentos, e a

organização da equipe de verificação. Também é necessário informar o planejamento para esta revisão.

Conforme já abordado em outros elementos de EFH e apresentado na Figura 9, o processo de Verificação e Validação deve ser aplicado à Alocação de Funções. A IEC 60964 ressalta a importância do registro documentado desta avaliação.

Um ponto abordado pela KTA 3904 (2007) é o atendimento à Seção 20 do Acordo de Utilização Pacífica da Energia Atômica – *Atomic Energy Act*, no qual os órgãos reguladores podem aplicar especialistas autorizados para examinar e acompanhar as diversas fases do empreendimento, objetivando verificar sua execução segundo os requisitos de segurança.

### 3.2.11 Implantação de Projeto

As normas IEC não são claras na identificação deste elemento. Todavia, por uma interpretação da definição deste elemento de acordo com a metodologia elaborada da NRC e pela análise das normas IEC 60964 (2009) e IEC 61771 (1995), a Implantação de Projeto pode ser evidenciada pela comparação final da IHM, dos procedimentos e dos treinamentos com a descrição detalhada do projeto, visando assegurar que a implantação dos mesmos ocorreu conforme planejado.

### 3.2.12 Monitoramento do Desempenho Humano

As normas IEC 60964 (2009) e IEC 61771 (1995) enfatizam o desenvolvimento de modelos de avaliação do desempenho do pessoal operacional para o monitoramento de questões relacionadas à EFH e à IHM no ciclo de vida do projeto.

## **CAPÍTULO 4. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES**

A aplicação da tecnologia digital ao processo de modernização de salas de controle e da interface homem-máquina é realmente uma tendência para as plantas nucleares. Neste processo, novas soluções e novas questões relacionadas à Engenharia de Fatores Humanos são introduzidas, e devem ser analisadas e avaliadas quanto à sua relevância.

Para o processo de licenciamento desta modernização, é necessária uma boa comunicação entre o operador e os órgãos reguladores. O envolvimento dos órgãos reguladores no início do projeto auxilia na adequação das tarefas realizadas com a modernização segundo as normas e guias.

O projeto de modernização da sala de controle não é uma rotina operacional e em função de sua unicidade, deve ser tratado como um conjunto específico de operações designadas para a realização de um objetivo principal. O conjunto de documentos reguladores deve servir como um guia para garantir a segurança na implantação e na operabilidade funcional.

É importante ressaltar que a análise da EFH deve ser iniciada o mais breve possível no desenvolvimento do projeto e deve ser estendida ao longo do ciclo de vida da planta.

Um dos objetivos deste trabalho foi verificar a existência de diversidades entre as abordagens relacionadas à EFH propostas nos guias NUREG e KTA, que justificaria considerá-las como metodologias distintas como alguns do meio nuclear defendem.

A Revisão do Programa de EFH elaborado pela NRC é uma metodologia para a condução da melhoria da segurança sob a ótica dos princípios da EFH, todavia nem todos os elementos de EFH estão abordados nesta filosofia. No trabalho, foram relacionados alguns destes elementos pendentes, cuja implantação no próprio Programa de EFH ou em programas paralelos complementam a análise da Engenharia de Fatores Humanos no processo de modernização das salas de controle.

Para a análise da filosofia apresentada pelos guias e normas da KTA, foi necessário realizar a normalização do programa elaborado pela NRC com a abordagem proposta pelos guias reguladores alemães. Esta normalização foi elaborada após a verificação e a avaliação das normas do NUREG e da KTA, de outros documentos técnicos emitidos por outros órgãos reguladores, agências e instituições internacionais ligadas à geração e à utilização da energia nuclear, além de artigos publicados em congressos, conferências, revistas e jornais relacionados à engenharia nuclear. Este estudo demandou a maior parte dos esforços aplicados no desenvolvimento da dissertação. O detalhamento da verificação e avaliação das normas do NUREG e da KTA não caberia ser reproduzido no texto e por esta razão, na fundamentação teórica foram apresentados apenas os conceitos finais.

O resultado final das metodologias desenvolvidas pela NRC e pela regulação alemã é praticamente o mesmo. Como ocorrido na avaliação do Programa de EFH proposto no NUREG-0711 (2012), alguns elementos de EFH não são abordados pela metodologia alemã.

Pela perspectiva da metodologia KTA, a aplicabilidade do Programa de EFH para a modernização de salas de controle segue uma linha mais técnica com maior descrição e detalhamento para os elementos Análise dos Requisitos Funcionais, Alocação de Funções e Verificação e Validação.

O desenvolvimento do Programa de EFH pela NRC é mais estruturado e sua aplicabilidade tem uma abordagem mais voltada para modificações de projeto, além de seguir uma filosofia mais gerencial.

Como apresentado no processo regulador da KTA, a aplicação de padrões e guias elaborados por outras instituições, tais como IEC e ISO, juntamente com as normas nacionais oferece excelentes resultados, aumentando o nível de segurança para a implantação e a operabilidade da instalação nuclear.

Os resultados obtidos neste trabalho demonstram que a discussão realizada por integrantes das indústrias nacionais e internacionais pela defesa de simplificações e abordagens que não contemplam na sua totalidade as necessidades de um Programa de

Engenharia de Fatores Humanos para instalações nucleares com salas de controle digitais pode ser encerrada.

Cada vez mais na indústria, a Engenharia de Fatores Humanos tem assumido um papel de destaque como disciplina ligada diretamente à manutenção e à garantia da segurança nas operações nucleares.

Para uma melhoria no processo de licenciamento e certificação de salas de controle de usinas nucleares, a incorporação no Programa de EFH elaborado pela NRC de aspectos apresentados na metodologia usada pela KTA para a avaliação dos princípios da Engenharia de Fatores Humanos deve ser considerada. Entre esses aspectos identificados pela metodologia alemã, podemos destacar uma melhor identificação de documentos, procedimentos e treinamentos necessários ao licenciamento da instalação e de seus operadores.

Conforme descrito anteriormente, nos guias e padrões elaborados pela KTA e pelo IEC, a relação de documentos cuja elaboração ou revisão foram recomendadas é melhor detalhada na normativa alemã. Sendo assim, o registro e a documentação das implantações das revisões dos elementos de EFH de acordo com o NUREG-0711 (2012) pode ser complementado com uma análise dos normativos da Comissão de Normas de Segurança Nuclear alemã.

Objetivando sempre a mitigação da incidência de possíveis erros humanos em quaisquer atividades de alteração em sistemas importantes à segurança, a avaliação de viabilidade de uma análise sobre a influência da manutenção nos novos sistemas implantados deve ser cogitada.

A implantação de sistema de gerenciamento contra a perda de conhecimentos técnicos e operacionais pode ser de grande valia, principalmente na Experiência Operacional Interna, registrando e padronizando a forma de documentar problemas operacionais e suas respectivas ações corretivas. A falta de uma gestão de conhecimento efetiva pode levar à perda da experiência operacional adquirida pelos operadores no momento de seu desligamento da empresa.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALVARENGA, M. A. B., FONSECA, R. A., “ On the use of the THERP Methodology in the Human Reliability Analysis of Nuclear Power Plants – Compliance with the USNRC Good Practices Criteria”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2007*, Santos, SP, Brazil, 30 September – 5 October 2007.

AMERICAN NUCLEAR SOCIETY – ANSI/ANS-3.5-2009 – *Nuclear Power Plant Simulator for Use in Operator Training and Examination*, La Grange Park, IL, USA, 2009.

ANOKHIN, A., 2010, “The Structural System Approach to Functional Design of Control Room”. In: *Proceedings of the International Control Room Design Conference – ICOCO*, pp. 132-139, Paris, France.

AVELLAR, R. K., SCHIRRU, R., “Applying Human Factors Engineering Program to the Modernization Project of NPP Control Room in Accordance with NRC and KTA Regulations”. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2017*, Belo Horizonte, MG, Brazil, 22-27 October 2017.

B&W NE - BABCOCK & WILCOX NUCLEAR ENERGY – *Report MPWR-TECR-005004 Rev. 000 - Functional Requirements Analysis and Function Allocation*, Lynchburg, VA, 2012.

CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – Norma CNEN NE 1.04 - *Licenciamento de Instalações Nucleares*. Rio de Janeiro, Brasil, 2002.

ENDSLEY, M. R., 1995, “Measurement of Situation Awareness in Dynamic Systems”, *Human Factors: The Journal of the Human Factors and Ergonomics Society*, v. 37, pp. 65-84.

ENDSLEY, M. R., KABER, D. B., 1999, “Level of Automation Effects on Performance, Situation Awareness and workload in a Dynamic Control Task”, *Journal Ergonomics*, v. 42, nº 3, pp. 462-492.

EPRI - ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE – *Report 1008122 - Human Factors Guidance for Control Room and Digital Human-System Interface Design*

*Modifications – Guidelines for Planning, Specification, Design, Licensing, Implementation, Training, Operation and Maintenance*. Palo Alto, California, USA, 2004.

FINK, R. T., KILLIAN, C. D., HANES, L. F., NASER, J. A., “Guidelines for the Design and Implementation of Computerized Procedures”, *Nuclear News*, v. 52 (3), pp. 85-88, 90.

GALLETI, S. G., 1996, “Human Factors Issues in Digital System Design and Implementation”. In: *Proceeding for the 1996 American Nuclear Society International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies*, pp. 1157-1161, La Grange Park, IL, USA.

HOBBS, A., ADELSTEIN, B., O’HARA, J., NULL, C., 2008, “Three principles of human-system integration”. In: *Proceedings of 8<sup>th</sup> Australian Aviation Psychology Symposium*, Sydney, Australia.

HUGO, J., 2012, “Linking Humans and Systems in Nuclear Power”. In: *Proceeding of the 8<sup>th</sup> American Nuclear Society International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies*, San Diego, California, USA.

HUGO, J., ENGELA, H., 2005, “Function Allocation for Industrial Human-System Interfaces”. In: *Proceedings from the 4th International Cyberspace Conference on Ergonomics*.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – *IAEA Nuclear Energy Series N° NP-T-3.10 - Integration of Analog and Digital Instrumentation and Control Systems in Hybrid Control Rooms*, Vienna, Austria, 2010.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – *Reference Data Series N° 2 - Nuclear Power Reactors in the World*, Vienna, Austria, 2017.

IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2006, *Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations*. Vienna, IAEA.

IEC - INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION - *IEC 60964: Nuclear Power Plants – Control Room – Design*, Geneva, 2009.

IEC - INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION – *IEC 61771: Nuclear Power Plants – Main Control Room Verification and Validation of Design*, Geneva, 1995.

IEC - INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION – *IEC 61839: Nuclear Power Plants – Design of Control Room – Functional Analysis and Assignment*, Geneva, 2000.

JOU, YT., LIN, CJ., YENN, TC., YANG, LC., TSAI, RC., 2009, “The Implementation of Human Factors Engineering Checklist for Human-System Interfaces Upgrade in Nuclear Power Plants”, *Journal Safety Science*, v. 47, i. 7, pp. 1016-1025.

KTA - KERNTTECHBISCHER AUSSCHUSS – *KTA 1402: Integrated Management System for the Safe Operation of Nuclear Power Plants*, Germany, 2012.

KTA - KERNTTECHBISCHER AUSSCHUSS – *KTA 3904: Control Room, Remote Shutdown Station and local Control Stations in Nuclear Power Plants*, Germany, 2007.

KITAMURA, M., FUJITA, Y., YOSHIKAWA, H., 2005, “Review of International Standards Related to the Design for Control Rooms on Nuclear Power Plants”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, v. 42, pp. 406-407.

KOSKINEN, H., LAARNI, J., SALO, L., SAVIOJA, P., 2016, “Developing a Human Factors Engineering Process for Control Room Upgrades”. In: *Proceedings of the AHFE 2016 – International Conference on Human Factors in Energy: Oil, Gas, Nuclear and Electric Power Industries*, pp. 57-68, Walt Disney World®, FL, USA.

LIU, P., LI, ZZ., 2012, “Comparison between conventional and digital nuclear power plant main control rooms: A task complexity perspective, part I: overall results and analysis”, *International Journal of Industrial Ergonomics*, v. 51, pp. 2-9.

NASA - NATIONAL AERONAUTICS AND SPACE ADMINISTRATION – *NASA/TM-2006-214535 – NESC-RP-06-108/05-173-E - Design, Development, Testing, and Evaluation: Human Factors Engineering*, Hampton, VA, USA, 2006.

NRC – NUCLEAR REGULATORY COMMISSION – *NUREG/CR-6634 - Computer-Based Procedure Systems: Technical Basis and Human Factors Review Guidance*, Washington, DC, USA, 2000.

NRC - NUCLEAR REGULATORY COMMISSION – *NUREG-0711 Rev. 3 - Human Factors Engineering Program Review Model*, Washington, DC, USA, 2012.

O’HARA, J., GUNTHER, B., MARTINEZ-GURIDI, G., “The Effects of Degraded Digital Instrumentation and Control Systems on Human-system Interfaces and Operator Performance”. *7<sup>th</sup> American Nuclear Society Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies – NPIC & HMIT 2010*, Las Vegas, NV, USA, 7-11 November 2010.

O’HARA, J., BROWN, W., 2004, “Incorporation of Human Factors Engineering Analyses and Tools into the Design for Digital Control Room Upgrades”. In: *Proceedings of the 4<sup>th</sup> American Nuclear Society international Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies*, Columbus, OH, USA.

O’HARA, J., STUBLER, W., HIGGINS, J. C., 1997, “Human Factors Consideration in Control Room Modernization: trends and Personnel Performance Issues”, In: *6<sup>th</sup> IEEE Conference on Human Factors and Power Plants: Human Factors and Power Generation – A Global Perspective*, Orlando, FL, USA.

O’HARA, J., STUBLER, W., KRAMER, J., 2002, *Human Factors Evaluation of Hybrid Human System Interfaces in Nuclear Power Plants, Handbook of Human Factors Testing and Evaluation*, 2<sup>nd</sup> Edition, Lawrence Erlbaum Associates.

REJAS, L., LARRAZ, J., ORTEGA, F., “Design and Modernization of Control Rooms According to New I&C Systems Based on HFE Principles”, *International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2011*, Belo Horizonte, MG, Brazil, 24-28 October 2011.

SONG, F., ZHANG, S., 2010, “Human Factors engineering Verification and Validation: A Case Study of a Nuclear Power Plant”, In: *Proceedings of the 18<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering – ICONE 18*, Xian, China, 17-21 May.

SCHNÜRER, G., WACH, D., SEIDEL, F., WEIL, L., “Upgrades of Digital I&C in German Nuclear Power Plants regulatory Aspects and Quantification Requirements”, *IAEA Specialists’ Meeting on Modernization of Instrumentation and Control System in Nuclear Power Plants*, Garching, Germany, 4-7 July 1995.

TAYLOR, C., “Integrating Human Reliability analysis and Human Factors Engineering for Risk-Informed Plant Design and Improvement”, *PSAM Topical Conference on Human Reliability, Quantitative Human Factors, and Risk Management*, Munich, Germany, 2017.

BMU - THE FEDERAL MINISTRY FOR THE ENVIRONMENT, NATURE CONSERVATION AND NUCLEAR SAFETY – *Report under the Convention on Nuclear Safety by the Government of the Federal Republic of Germany for the First Review Meeting in April 1999*, Germany, 1999.

TIAN, X., JIANG, X., LIU, J., 2014, “Research on HRA methods and application for digital human-system interfaces design”. In: *Probabilistic Safety Assessment and Management – PSAM 12*, Honolulu, HI, USA.