

## **Emprego da Escala de Magnitude para a Mensuração do Impacto de Fatores Humanos no Acidente de Fukushima Daiichi**

Paulo Antonio Cheriff dos Santos

MD/ Marinha do Brasil

Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

COPPE/UFRJ

Marcelo Ramos Martins

USP

### **RESUMO**

O trabalho tem o propósito principal de apresentar resultados e lições apreendidas com o emprego da escala de magnitude, usual nas ciências sociais, para mensurar a percepção de especialistas, em estudo de caso, sobre o impacto de fatores humanos no acidente de Fukushima Daiichi. Secundariamente, visa fomentar a reflexão necessária sobre o uso, na área de Análise de Segurança, de escalas para a mensuração das percepções/sensações das pessoas que operam sistemas complexos. A escala de magnitude teve como base lista de verificação (*checklist*) organizada com o objetivo de identificar causas de fatores de desempenho (PSF) relevantes para a Análise da Confiabilidade Humana (ACH). Ela decorre de uma proposta de modelagem de sistemas sociotécnicos, na qual agregou-se modelo de clima organizacional ao modelo da *International Association of Oil & Gas Producers* (IOGP), e foi estruturada segundo as variáveis da Teoria Geral da Administração (TGA) – Tarefa; Estrutura; Pessoas; Tecnologia; e Ambiente – e nos níveis de categorização do fator humano – Físico; Em Equipe; Psicológico; Organizacional; e Político. O estudo de caso sobre o acidente de Fukushima Daiichi, resultou na identificação de um descritor que caracteriza um PSF interno (fator orgânico), tipo não considerado usualmente na análise de tarefas. A abordagem proposta evidenciou um potencial de identificação e discriminação ainda latente a ser explorado e testado por meio de um necessário estudo de campo.

### **1. INTRODUÇÃO**

Os participantes do *International Experts Meeting* (IEM), ocorrido em Maio de 2013, no seu relatório [1], consideraram o acidente de Fukushima Daiichi não apenas um desastre provocado por eventos naturais ou um desastre tecnicamente baseado, mas também um desastre induzido pelo homem.

Segundo esses participantes, tal como outros anteriores, o acidente realçou as fraquezas na abordagem dos fatores humanos e organizacionais, de modo a evitar a ocorrência de acidentes nucleares ou a mitigar as suas consequências, caso ocorressem.

A interação dos fatores humanos, organizacionais e técnicos através de todas as organizações interessadas, e entre os diferentes níveis dentro de cada organização, deveria ser avaliada e compreendida para cada fase do ciclo de vida da instalação nuclear. Essas interações ocorrem dentro do âmbito mais amplo da cultura da organização e, desta forma, refletem a cultura de segurança da organização. A cultura de segurança existe dentro do contexto da cultura organizacional e de fatores externos mais amplos que devem ser considerados em qualquer avaliação [1].

Os participantes do IEM em seu relatório [1] destacaram que: 1) Com uma abordagem sistêmica de segurança que analise os fatores humanos, organizacionais e técnicos, uma organização pode estar melhor preparada para um evento inesperado; 2) A segurança nuclear também dependerá das atitudes e

1 DS, Engenheiro Mecânico – CASLODE/MD

2 DS, Professor- UFRJ/COPPE/PEN

3 DS, Professor- USP

comportamentos das pessoas; 3) Especialistas das ciências comportamentais, e as pesquisas relacionadas, precisam ser melhor utilizados/empregados nos esforços para entender e aplicar uma abordagem sistêmica de segurança. Diferentes disciplinas dentro das ciências comportamentais precisam ser envolvidas, e deve ser reconhecido que esses especialistas são tão capacitados/qualificados e experientes em suas áreas de especialização como são os especialistas de áreas como engenharia, física e química que já contribuíram muito para a comunidade nuclear; e 4) Houve uma crença em toda a comunidade nuclear de que um acidente grave, como ocorreu na central nuclear de Fukushima Daiichi, não poderia ter ocorrido. Essa atitude tem uma influência significativa sobre a cultura de segurança de uma organização. Operadores e reguladores precisam considerar cuidadosamente o que pode ser aprendido com o acidente de Fukushima Daiichi, que abriu uma janela de oportunidade para aprendizagem, mudança e melhoria; a comunidade nuclear deve agir antes de a janela se fechar com o passar do tempo.

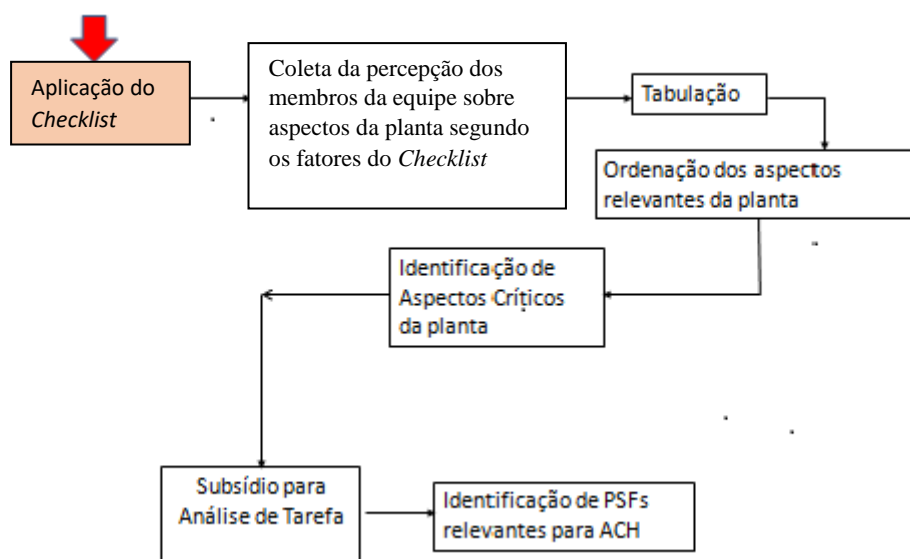
Tendo como base a sugestão dos participantes do IEM [1], realizou-se pesquisa [2] que buscou ir ao encontro das ciências comportamentais e as pesquisas relacionadas, a fim de contribuir para o entendimento e a aplicação de uma abordagem sistêmica de segurança. E, o fez por meio da discussão sobre a forma de melhor modelar um sistema sócio-técnico e de avaliá-lo, empregando a escala de magnitude, de uso consagrado nas ciências sociais, e em particular na psicofísica, a fim de mensurar as percepções das pessoas sobre as condições do seu ambiente de trabalho. Na realidade, buscava-se identificar as causas raízes dos erros latentes resultantes da ligação do fator humano às condições físicas e culturais presentes dentro da organização, que se combinam para atos ou condições inseguras na instalação, agindo como catalisadores para a ocorrência do incidente/acidente [3]. Contudo, esses são conceitos e fenômenos subjetivos que não contam, na área de engenharia, com métodos formais para a sua acurada mensuração. A bibliografia ressalta a dificuldade de mensuração adequada de “atitudes sociais, opiniões e processos de julgamentos” [4]. Contudo, a psicofísica contemporânea tem como propósito a descrição das “relações entre propriedades do mundo físico e a forma como as pessoas respondem a elas”, sendo o seu objeto central as sensações, “entendendo-se que sensação é um construto acerca dessas relações primitivas dos organismos com o meio” [5].

## 2. DESCRIÇÃO

A revisão bibliográfica realizada evidenciou que a obtenção de melhorias efetivas no processo de implantação e gerenciamento dos sistemas de segurança das plantas nucleares demanda estudos sobre a mensuração do impacto de fatores humanos nas suas instalações, o que requer uma adequada representação e modelagem de sistemas sócio-técnicos.

Essa constatação suscitou a questão que norteou toda a pesquisa: com um melhor mapeamento e avaliação dos Fatores Humanos nos sistemas sócio-técnicos poder-se-ia aprimorar a identificação das fontes de influência dos processos cognitivos e organizacionais no desempenho do operador?

Por consequência dessa questão, estabeleceu-se como objetivo a mensuração, por intermédio de uma *survey*, do impacto de fatores humanos no comportamento das instalações nucleares, mediante a aplicação de um *checklist*, com o propósito de subsidiar o processo de diagnóstico interno das organizações necessário à implantação e gerenciamento dos sistemas de segurança, por meio da identificação de aspectos críticos da planta que pudessem ser origem de fatores de desempenho (PSF) relevantes para o levantamento inerentes às fases qualitativas e quantitativas da Análise da Confiabilidade Humana (ACH). Pretendia-se que a identificação de aspectos críticos da planta decorresse da auscultação dos seus operadores e gestores, e não tão somente da inferência de apenas um especialista, viabilizando análises possivelmente úteis para as mais diversas abordagens, Figura 1. É importante destacar que, dentre os quinze PSF importantes para a ACH [6], não figuram PSF internos (fatores orgânicos), aqueles relacionados a características das pessoas resultantes de influências internas e externas e estressores fisiológicos, que afetam diretamente o estresse físico [7].



**Fig. 1** – Fases do processo de identificação de PSF

## 2.1 O Instrumento para a Modelagem de Sistemas Sociotécnicos

A modelagem de sistemas sociotécnicos está pautada nas variáveis da Teoria Geral da Administração (TGA) – Tarefa; Estrutura; Pessoas; Tecnologia; e Ambiente [8] – e nos níveis de categorização do fator humano [9] – Físico; Em Equipe; Psicológico; Organizacional; e Político -, para a identificação das causas raízes dos *Performance Shaping Factors* – PSF externos, internos e estressores. A base para essa modelagem foi a lista de verificação pautada no modelo da IOGP [10] à qual agregamos o modelo de clima organizacional [11], Figura 2.



**Fig. 2** – Adaptação do modelo da IOGP [10] com a inserção do Clima Organizacional proposto por MARRA [11]

O *checklist* proposto, por consequência, é composto pelo somatório dos descritores de cada uma das dimensões componentes do modelo da IOGP [10] e do modelo de clima organizacional empregado por MARRA [11]. Essa medida torna esse instrumento exaustivo, visando dotá-lo de amplo espectro de aspectos

que possibilitem a identificação de causas raízes responsáveis pela influência de fatores humanos precursores de PSF relevantes para a ACH.

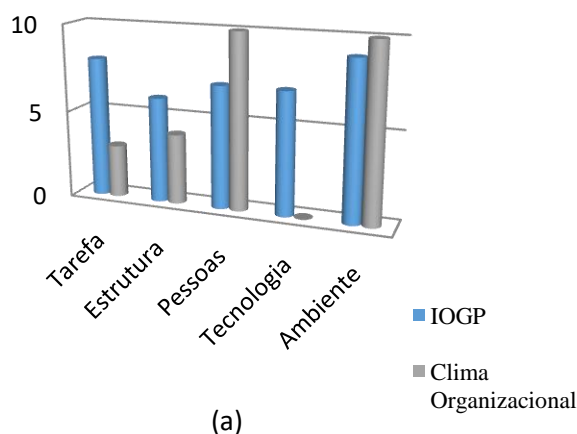
A diferença reside na forma de obtenção das respostas decorrentes do exame dos descritores.

O trabalho desenvolvido possibilitou a organização de uma lista de verificação (*checklist*) exaustiva, composta de cinco partes, que possibilita sua aplicação a qualquer instalação complexa, Tabela 1. A sua adequação a uma instalação específica, como a nuclear, por exemplo, pode ser obtida por meio da sua educação por especialistas<sup>1</sup>.

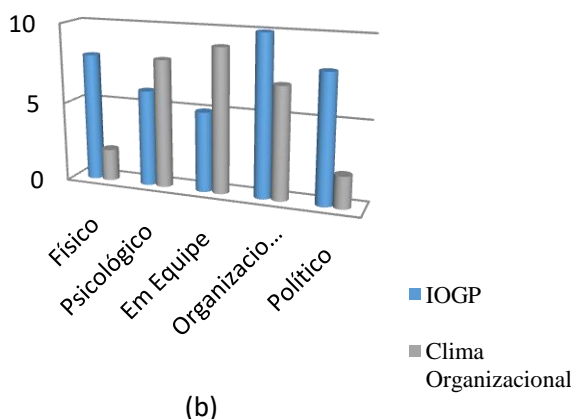
**Tab. 1** – Número de Dimensões e Descritores por Variável e Nível de Categorização da lista de verificação (*checklist*)

Variável	Nível de Categorização									
	Físico		Psicológico		Em Equipe		Organizacional		Político	
	Dimensões	Descritores	Dimensões	Descritores	Dimensões	Descritores	Dimensões	Descritores	Dimensões	Descritores
<b>Tarefa</b>	3	19	3	67	2	3	7	28	1	1
<b>Estrutura</b>	2	6	2	6	1	4	6	14	5	30
<b>Pessoas</b>	2	16	10	18	7	16	5	9	7	15
<b>Tecnologia</b>	4	8	3	58	1	1	1	3	2	7
<b>Ambiente</b>	3	9	7	21	9	17	7	32	7	22

Quando se realiza a distribuição das dimensões afetas ao modelo de clima organizacional, empregadas por MARRA [11], constata-se que elas distribuem-se, com mais ênfase, pelos níveis de categorização Psicológico, Em Equipe e Organizacional, eliminando o vazio apontado. Examinando a incidência das dimensões pelas variáveis da TGA, e pelos níveis de categorização, Figura 3, podemos constatar, de fato, que existe uma correspondência entre a ênfase dessas incidências nas variáveis Pessoas e Ambiente e nos níveis de categorização Psicológico, Em equipe e Organizacional.



<sup>1</sup> Nesta pesquisa não se realizou a educação do checklist por especialistas, para a realização do estudo de caso.



**Fig. 3** – (a) Incidência das Dimensões dos modelos IOGP e Clima Organizacional pelas Variáveis da TGA; e (b) Incidência das Dimensões dos modelos IOGP e Clima Organizacional pelos Níveis de Categorização.

## 2.2 A Aplicação da Escala de Magnitude

Por se estar buscando a mensuração da percepção de operadores e gestores, ou opinião de especialistas, quanto à evidência de cada um dos descritores na realidade da sua ocupação e atividades diuturnas, o que configura o tratamento de estímulos sociais (não métricos), empregou-se a escala de magnitude, de uso nas ciências sociais, aplicando o emparelhamento intermodal com as modalidades de Estimativa Numérica (EN) e de Produção de Linha (PL), para a identificação dos aspectos que possibilitassem a identificação adequada de todos os PSF relevantes, decorrente das interações entre pessoas e entre pessoas e tecnologia, e seus efeitos, de forma a subsidiar as fases de Familiarização e Avaliação Qualitativa da Análise da Confiabilidade Humana (ACH).

Para a familiarização dos especialistas com a escala de magnitude, foi empregada a calibração, processo inerente à escala utilizada.

O projeto de pesquisa, para o estudo de caso foi submetido, em 06/08/2017, ao CEP do Hospital Universitário Clementino Fraga Filho – UFRJ, por intermédio da plataforma Brasil - <<http://plataformabrasil.saude.gov.br/login.jsf>>, sob o título “Avaliação de probabilidades de erro organizacional e humano em instalações nucleares”, em cumprimento da Resolução do Conselho Nacional de Saúde número 466/12. Em 11/09/2017, tendo recebido o Certificado de Apresentação para Apreciação Ética (CAAE) n.º 70369217.0.0000.5257, que é o identificador do projeto em todos os níveis, o projeto de pesquisa foi aprovado, possibilitando assim, o início a aplicação da lista de verificação (checklist).

## 2.3 O Estudo de Caso

O objetivo era identificar, por meio da mensuração da magnitude da percepção dos especialistas e tendo como referência o relatório da IAEA sobre o acidente de Fukushima Daiichi [12], os descritores que não correspondiam à situação padrão (desejável) à época do acidente, configurando, por consequência, desvios (condições de normalidade/anormalidade) na segurança daquela instalação.

Do item 2.6.4 do relatório da IAEA [12]<sup>2</sup>, que comenta aspectos relacionados ao impacto dos pressupostos básicos sobre a resposta ao acidente, extraiu-se uma síntese dos aspectos ligados a fatores humanos e organizacionais, que encontram-se listados na Tabela 2, procurando verificar se as dimensões

<sup>2</sup> Technical Volume 2/5 – Safety Assessment

componentes do Nível Organizacional, do *checklist* organizado, cobriam, em tese, os aspectos discutidos pelo relatório da IAEA [12].

**Tab. 2** – Dimensões da Lista de Verificação (*checklist*) versus Relatório da IAEA

Aspectos apontados pela IAEA	Dimensões da Lista de Verificação
2.6.4.1. Decisões para o estado de preparação	Adequação da Estrutura; Clareza Organizacional; Gestão da Mudança; Padrões de Desempenho; Cultura de Segurança; Segurança baseada no comportamento;
2.6.4.2. Infraestrutura: Edifícios, comunicações e recursos humanos.	Comunicações; Instalações e Concepção de Postos de Trabalho; Equidade; Refúgios; Conformismo.
2.6.4.3. Protocolos: Funções, responsabilidades e tomada de decisão.	Operações Remotas; Carga de Trabalho e Níveis de Equipe; Avaliação e Controle; Clareza da Chefia.
2.6.4.4. Procedimentos e orientação	Manutenção; Práticas de Trabalho Seguro e SAT; Concepção e uso da documentação; Questões acerca dos Turnos; Formalismo.
2.6.4.5. Equipamento	Processo de Projeto de Equipamento; Interface Homem/Computador; Rotulagem; Manutenção.
2.6.4.6. Treinamento e exercícios	Treinamento; Padrões de Desempenho.

Essa avaliação inicial mostrou, sem juízo sobre a pertinência dos descritores componentes das dimensões, que a lista de verificação referente ao “Nível Organizacional” cobria os aspectos constantes do relatório da IAEA [12].

Uma série de descritores que caracterizam situações, atitudes e posturas gerenciais, foram apresentados e avaliados por intermédio da Escala Estimativa de Magnitude nas modalidades de Estimativa Numérica (EN) e de Produção de Linha (PL). Os descritores compõem as dimensões distribuídas na lista de verificação (*checklist*) orientada pelo nível de categorização do fator humano denominado "Nível Organizacional" e estruturada com base nas cinco variáveis da Teoria Geral da Administração (TGA).

Os descritores das dimensões são configurados por frases objetivas, no sentido direto, que exprimem situações padrão (desejáveis) de procedimentos, comportamentos e instalações. Para cada um deles, os respondentes deveriam atribuir a sua percepção com relação à presença da situação padrão (desejável), ou não, nas instalações de Fukushima, à época do acidente nuclear. Para tanto, foi apresentado aos especialistas um padrão, definido por um módulo, tanto para a EN e PL, que exprime uma situação padrão (desejável) de procedimentos, comportamentos e instalações. Esse módulo deveria ser sempre utilizado para as estimativas da percepção dos respondentes com relação ao afastamento de uma situação padrão (desejável), existente à época do acidente de Fukushima, configurando, por consequência, desvios (condições de normalidade/anormalidade) na segurança daquela instalação.

Assim, a tarefa dos respondentes era expressar, por meio de um número e de um segmento de reta, para cada descritor apresentado, a avaliação do seu grau de pertinência à situação padrão (desejável) da instalação nuclear de Fukushima à época do acidente, tendo como base o padrão, definido pelos módulos estabelecidos. Os respondentes deveriam considerar sempre esses módulos para as suas estimativas, mediante o emprego de estimativas numéricas (EN) e produção de linhas (PL), com relação aos descritores apresentados na lista de verificação (*checklist*).

Se, para um determinado descritor, a percepção dos respondentes fosse a de que a situação padrão (desejável) estava presente na instalação de Fukushima, à época do acidente, eles deveriam atribuir a esse descritor o valor do módulo estabelecido como padrão. Se, por outro lado, os respondentes tivessem a percepção de que havia, para o descritor avaliado, afastamento de uma situação padrão (desejável), existente à época do acidente de Fukushima, configurando, por consequência, desvios (condições de

normalidade/anormalidade) na segurança da instalação, eles deveriam atribuir um valor superior ao módulo padrão estabelecido. Quanto maior fosse o desvio percebido por eles, maior deveria ser o valor atribuído. Os respondentes poderiam fazer uso de qualquer número inteiro, fracionário e decimal, ou de segmento de linha, desde que fossem proporcionais ao grau de afastamento da situação padrão (desejável) percebido por eles.

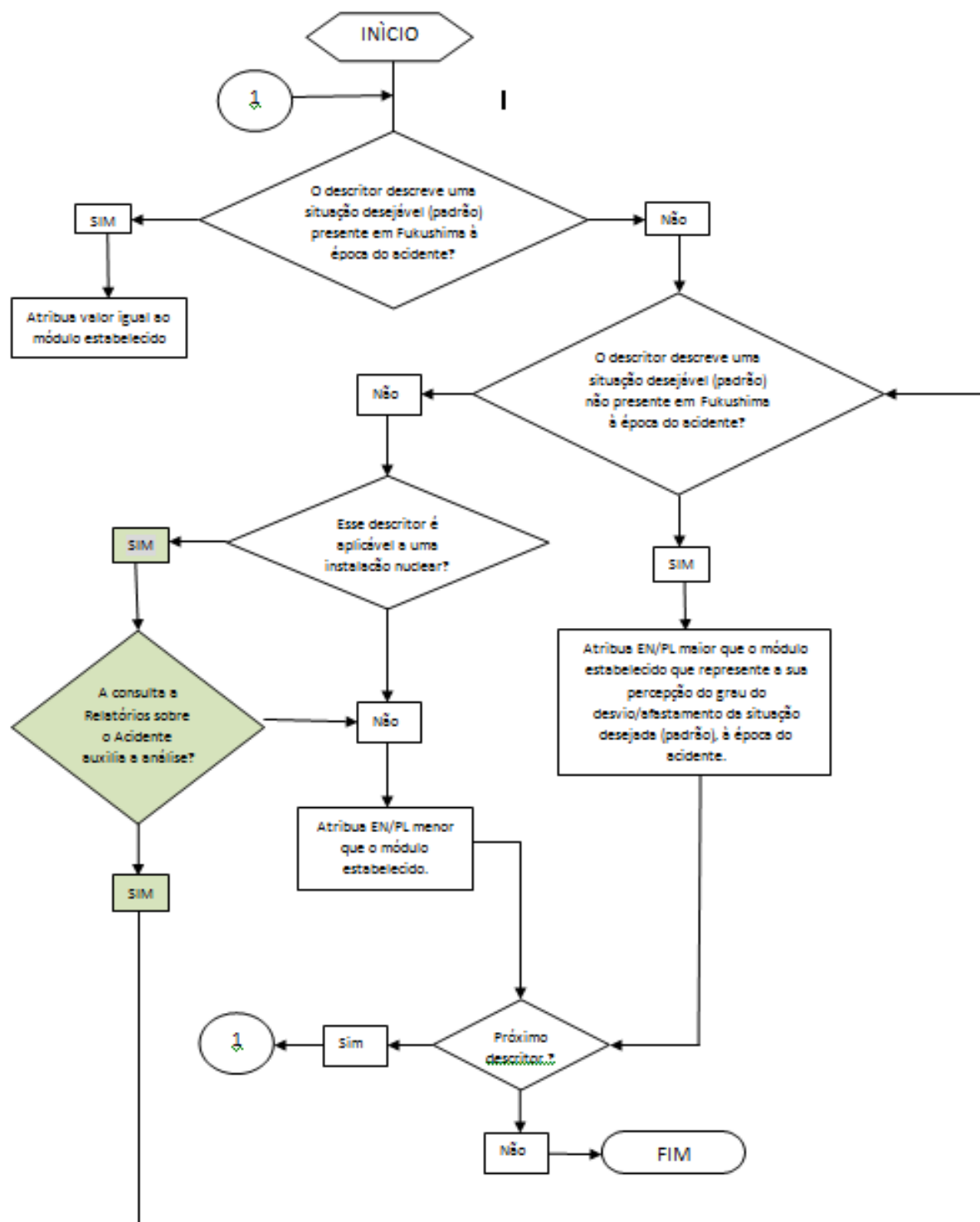


Fig. 4 - Fluxograma do procedimento pretendido dos respondentes

Para descritores que fossem julgados não aplicáveis a uma instalação nuclear, os respondentes deveriam atribuir um número inferior ao módulo padrão estabelecido. Igualmente, os respondentes poderiam fazer uso de qualquer número inteiro, fracionário e decimal, ou de segmento de linha, desde que fossem proporcionais à magnitude da pertinência a uma instalação nuclear, que o descritor possuísse para eles. Com esse procedimento específico, sintetizado na Figura 4, esperava-se ter uma alternativa à não realização da educação da lista de verificação (*checklist*), aspecto comentado no item 2.1.

As repostas foram recebidas diretamente pelo *site* desenvolvido para a coleta de dados - <<http://www.humanfactorsurvey.com.br/wp-login.php>>.

A tabulação dos dados foi realizada com os recursos de exportação de relatórios constantes desse *site*.

### 3. RESULTADOS OBTIDOS

A aplicação da lista de verificação (*checklist*), segundo os descritores dela constantes, permitiu a coleta da percepção/sensações de especialistas de situações não conformes, de procedimentos, comportamentos e instalações, existentes na planta de Fukushima Daiichi à época do acidente, permitindo a identificação de tipos de PSF relevantes no Nível Organizacional, que se encontram listados na Tabela 3. Deles, identificado no aspecto “Treinamento e exercícios”, destaca-se o PSF interno (fatores orgânicos), relacionado às características das pessoas resultantes de influências internas e externas [7], tipo não listado entre os quinze PSF importantes para a ACH [6].

**Tab. 3** – Tipos de PSF relevantes no Nível Organizacional

Aspectos apontados pela IAEA	Tipo de PSF	Dimensões da Lista de Verificação
2.6.4.1. Decisões para o estado de preparação	Externo Estressor Psicológico	Adequação da Estrutura
2.6.4.2. Infraestrutura: Edifícios, comunicações e recursos humanos.	Externo	Conformismo.
2.6.4.3. Protocolos: Funções, responsabilidades e tomada de decisão.	xxx	xxx
2.6.4.4. Procedimentos e orientação	Externo Estressor Psicológico	Manutenção; Práticas de Trabalho Seguro e SAT; Questões acerca dos Turnos.
2.6.4.5. Equipamento	Externo	Rotulagem; Manutenção.
2.6.4.6. Treinamento e exercícios	Externo Interno (fatores orgânicos)	Treinamento; Padrões de Desempenho.

O resultado dessa listagem, ainda incipiente e carecendo de melhor análise, é de fato o que se vislumbrava com a abordagem proposta, o emprego da lista de verificação (*checklist*) e o uso da escala de magnitude, a fim de subsidiar as fases de Familiarização e Avaliação Qualitativa do processo de Avaliação da Confiabilidade Humana (ACH).

Assim, pode-se dizer que a abordagem proposta, aplicação da lista de verificação (*checklist*) e o uso da escala de magnitude, se mostra viável.

Contudo, é importante ressaltar que 57 descritores em 86, 66,3 % do total, não tiveram a comprovação do teste da função de potência, fato que limita a validação dos resultados obtidos. Em que pese

essa limitação, para fins de apresentação de resultado, a Tabela 3 foi organizada considerando somente os descritores com coeficiente de determinação ( $R^2$ )  $\geq 0,80$ , o que permite ao pesquisador um maior poder de explicação da equação de regressão [13].

#### 4. DISCUSSÃO

Com relação à técnica empregada para a mensuração da percepção dos respondentes, podemos dizer que a estimativa numérica é a opção mais óbvia para uma modalidade de resposta, sendo a mais empregada por exibir um expoente estável de 1,0 sobre vários tipos de estímulos. A produção de linha (PL), empregada para expressar a intensidade de impressões pessoais, é a medida de resposta que melhor atende aos critérios de uma *survey*, sendo uma modalidade psicofísica bem documentada que possui, como a estimativa numérica, um expoente característico igual a 1,0 [14].

O paradigma do emprego das modalidades em questão é o de obter estimativas de razão de sensações. Isto posto, a questão principal é avaliar se os respondentes conseguiram usar esses procedimentos de escala de razão para expressar a magnitude das suas impressões. Se julgamentos nominais ou ordinais foram realizados sobre um descritor, possibilitaram uma representação errônea das relações envolvidas por seus julgamentos. Caso tivessem condições de fazer julgamentos de razão sobre a intensidade de atributos sociais, mas só registraram intervalos ou julgamentos ordinais, provocaram perda de informação. Na realidade, existe o risco de termos dados obtidos pelo escalonamento apenas ordinais ou aproximadamente de intervalo [14].

Quanto ao processo de calibração, registrou-se que os dados apresentaram limitações no teste de critério, no teste da função de potência. Isso seria uma indicação de falha nas instruções de escalonamento de magnitude ou nos respondentes. O mais provável seria problema nas instruções [14].

É importante refletir sobre esse aspecto, pois a aplicação da *survey* não foi em ambiente ou laboratório sob controle do pesquisador. As instruções para o processo de calibração e respostas aos formulários foram disponibilizadas em ambiente informatizado, em *site* específico sob administração do pesquisador, de forma a não exigir dos respondentes ausência dos seus ambientes de trabalho. Teve-se, de fato, ao longo do período de coleta de dados, duas consultas sobre a forma de avaliar os descritores. Apesar dos cuidados na redação dessas instruções, e de se ter procurado dirimir as dúvidas apresentadas, não há convicção para que se refute a influência dessa hipótese. A avaliação do grau de influência dessa hipótese carece, ainda, de uma verificação junto aos especialistas sobre a clareza e o grau de dificuldade em realizar os procedimentos.

Essa hipótese pode, também, ter contribuído para a ocorrência do erro sistemático, ou não amostral. Evitá-lo asseguraria a validade interna da escala. A aplicação da lista de verificação (*checklist*) foi precedida da tarefa de calibração dos respondentes, com o propósito de familiarização com a escala. Foi definido, também, o intervalo de tempo mínimo de 12 horas, que deveria ser observado pelos respondentes, para as repostas de cada seção da lista de verificação (*checklist*). Especificamente, sobre esse cuidado, foi observado que dois especialistas não respeitaram esse intervalo, o que pode, aliado à quantidade de descritores, ter prejudicado o necessário julgamento de razão.

A ocorrência do erro amostral, que compromete a confiabilidade da medição realizada, e do erro não amostral ou sistemático já apontado acima, que inibe a validade interna da escala, aliado à não obtenção de uma taxa de retorno maior que 50% da amostra investigada, uma exigência em se tratando de uma *survey* do tipo descritiva, não permite validar as medidas realizadas [15].

A insuficiência da amostra pode ser explicada, possivelmente, pelo processo de divulgação da motivação e objetivo da pesquisa, limitando a adesão de mais especialistas.

Empregado o coeficiente alfa de Cronbach, amplamente empregado para se obter uma medida de homogeneidade total do instrumento (escala) [16], verificou-se que o conjunto de dados não possui similaridade.

De acordo com o acima exposto, é possível explicar a não validade e a não confiabilidade da mensuração em face do tamanho da amostra, que, aliado a prováveis julgamentos de razão deficientes, decorrente de falha ou não observação de instruções, levaram a uma variabilidade indesejada dos dados.

A análise sobre os possíveis aspectos responsáveis pelas limitações impostas à validade e à confiabilidade da mensuração, evidencia problemas que podem ocorrer em qualquer pesquisa, principalmente considerando-se o seu ineditismo. Os aspectos ressaltados poderão ser corrigidos com uma maior participação dos especialistas das ciências comportamentais, e as pesquisas relacionadas, a fim de que se possa aprimorar as instruções para a aplicação da escala de magnitude; selecionar melhores modalidades para o emparelhamento intermodal; analisar a conveniência ou não da aplicação da lista de verificação (*checklist*) à distância; e rever a forma e a estrutura do questionário que compõe a lista de verificação (*checklist*).

## 5. CONCLUSÃO

A modelagem de sistemas sociotécnicos pautada nas variáveis da Teoria Geral da Administração (TGA) – Tarefa; Estrutura; Pessoas; Tecnologia; e Ambiente – e nos níveis de categorização do fator humano – Físico; Em Equipe; Psicológico; Organizacional; e Político -, para a identificação das causas raízes dos *Performance Shaping Factor* – PSF externos, internos e estressores, constitui a contribuição deste trabalho. A base para essa modelagem foi a lista de verificação pautada no modelo da IOGP à qual agregamos o modelo de clima organizacional.

A revisão bibliográfica realizada evidenciou que a obtenção de melhorias efetivas no processo de implantação e gerenciamento dos sistemas de segurança das plantas nucleares demanda estudos sobre a mensuração do impacto de fatores humanos nas suas instalações, o que requer uma adequada representação e modelagem de sistemas sóciotécnicos.

Essa constatação suscitou a questão que norteou toda a pesquisa: com um melhor mapeamento e avaliação dos Fatores Humanos nos sistemas sociotécnicos poder-se-ia aprimorar a identificação das fontes de influência dos processos cognitivos e organizacionais no desempenho do operador?

Para a educação do *checklist*, por meio da opinião de especialistas, bem como para a mensuração da percepção de operadores e gestores, preferiu-se empregar a escala de magnitude, de uso nas ciências sociais, a fim de identificar adequadamente aspectos possivelmente originários de todos os PSF relevantes, resultantes das interações entre pessoas e entre pessoas e tecnologia, e seus efeitos.

O trabalho desenvolvido possibilitou a organização de uma lista de verificação (*checklist*) exaustiva, composta de cinco partes, que se mostra potencialmente útil a qualquer sistema complexo, a princípio. A sua adequação a uma planta/instalação específica, como a nuclear, pode ser conseguida por meio da sua educação por opinião de especialistas.

Assim, pode-se dizer que a abordagem proposta se mostrou viável no seu emprego, e com um potencial de identificação e discriminação ainda latente a ser explorado e testado por meio de um necessário estudo de campo.

Como contribuição à área de análise de segurança, esta pesquisa mostrou ser exequível obter uma modelagem de sistema sociotécnico que possibilite subsídios objetivos para as fases de familiarização e de avaliação qualitativa da ACH.

Por fim, é preciso destacar que esta pesquisa trouxe à análise, também, os seguintes aspectos:

I) A necessidade de avaliação sobre os tipos de escalas que são empregadas na área da engenharia, inclusive as suas limitações. A modelagem de sistema sociotécnico implica na adoção de escala adequada para trabalhar com estímulos sociais. A escala de magnitude, por exemplo, aparentemente simples para a sua aplicação, demanda rigor no preparo dos instrumentos, procedimentos e pessoas envolvidas; e

II) A observação dos aspectos éticos que envolvem trabalho com opinião de pessoas. A necessidade de cumprimento da Resolução do Conselho Nacional de Saúde n.º 466/12, que estabelece a submissão prévia de projeto de pesquisa que envolva pessoas, ou sua opinião, a um Comitê de Ética em Pesquisa (CEP).

Concluindo, as seguintes sugestões mostram-se pertinentes:

- a) Maior aproximação e interação da área de Análise de Segurança com os especialistas das ciências comportamentais, e as pesquisas relacionadas;
- b) Continuidade da pesquisa de abordagens para a modelagem de sistemas sociotécnicos e métodos para a sua avaliação; e
- c) Priorizar a pesquisa sobre o uso, na área de Análise de Segurança, de escalas de mensuração empregadas pela psicofísica, ou pela sensometria, por exemplo, a escala hedônica [17], bem como o uso de representações gráficas multivariadas, como Faces de Chernoff [13], para a mensuração das percepções/sensações das pessoas que operam sistemas complexos.

## 6. REFERÊNCIAS:

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA), 2014, *Report on Human and organizational factors in Nuclear Safety in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant*. Viena, Austria.
- [2] SANTOS, P. A. C. dos. Uma Proposta de Ferramenta para Análise Quantitativa de Fatores Humanos em Instalações Nucleares. Rio de Janeiro. Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2019.
- [3] LE MAY, I., DECKKER E., “Reducing the risk of failure by better training and education”. *Third International Conference on Engineering Failure Analysis*, Sitges, Spain, 13-16 July 2008.
- [4] SOUZA, F. A. E. F., DA SILVA, J. A, 1996, “Uso e aplicação da metodologia psicofísica na pesquisa em enfermagem”, *Rev. Latino Am. Enf. Ribeirão Preto*. v.4, n. 2 (Jul), pp. 147-178.
- [5] PASQUALI, L., 1996. *Teoria e métodos de medida em ciências do comportamento* / organizado por Luiz Pasquali. Brasília: Laboratório de Pesquisa em Avaliação e Medida/Instituto de Psicologia/UnB: INEP.
- [6] ALVARENGA, M. A. B., FRUTUOSO E MELO, P. F., 2015, “Including Severe Accidents in the Design Basis of Nuclear Power Plants: An Organizational Factors Perspective After the Fukushima Accident”, *Annals of Nuclear Energy*, v. 79, pp. 68 - 77.
- [7] NRC, U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1983, NUREG/CR-1278, *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications. Final Report*, Washington DC, USA.
- [8] CHIAVENATO, I., 2003, *Teoria Geral da Administração*, 7ª ed. São Paulo, McGraw-Hill.
- [9] VICENTE, K. J., 2004, *The Human Factor: Revolutionizing the Way People Live With Technology*. Routledge. New York. US.
- [10] ATTWOOD, D., BAYBUTT, P., DEVLIN, C., FLUHARTY, W., HUGHES, G., ISAACSON, D., JOYNER, P., LEE, E., LORENZO, D., MORRISON, L., ORMSBY, B., 2005, *Human Factors Methods for Improving Performance in the Process Industries*. New Jersey, Center for Chemical Process Safety, John Wiley & Sons, Inc., Hoboken.
- [11] MARRA, J. M., 2004, *Clima Organizacional como Instrumento de Gestão na Superintendência de Manutenção da Itaipu Binacional*. Dissertação de M.Sc., Programa de Pós-Graduação em Engenharia de Produção / UFSC, Florianópolis, SC, Brasil.
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA), 2015, *The Fukushima Daiichi Accident: Report by the Director General*. Viena, Austria.

- [13] HAIR Jr., J.F., ANDERSON, R.E., TATHAM, R.L., BLACK, W.C., 2005, *Análise Multivariada de Dados*. 5.ed. Porto Alegre, Bookman.
- [14] LODGE, M., 1982, *Magnitude Scaling: Quantitative Measurement of Opinions*. Bervely Hills. Ca. Sage Publications.
- [15] DRESCH, A., LACERDA, D. P., ANTUNES JÚNIOR, J. A. V., 2015, *Design Science Research: Método de Pesquisa para Avanço da Ciência e Tecnologia*. Porto Alegre, Bookman.
- [16] DA SILVA, J. A., RIBEIRO FILHO, N. P., 2006, *Avaliação e Mensuração da Dor: Pesquisa, Teoria e Prática*. Ribeirão Preto, FUNPEC Editora.
- [17] SANTOS, A. B., OZEKI, F. L., OLIVEIRA, B. M. G. e KIMURA, M., 2009, “Precisão de Escalas de Mensuração Utilizadas em Testes de Aceitação”, *Alim. Nutr*, v.20, n.4, pp. 633-639, out/dez, Araraquara.