

安全研究成果報告

人間・組織に係るソフト面の安全規制への 最新知見の反映

Development of knowledge base on human and organizational factors for use in safety regulations

河合 潤 高田 博子 堀内 友翔 瀧田 雅美
久保田 龍治 畑 孝也

Jun KAWAI, Hiroko TAKADA, Yuto HORIUCHI, Masami TAKITA, Ryuji KUBOTA, and Takaya HATA

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

令和元年 5 月

May 2019

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

人間・組織に係るソフト面の安全規制への 最新知見の反映

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

河合 潤 高田 博子 堀内 友翔 瀧田 雅美

久保田 龍治 畑 孝也

要 旨

ハード面の設備や機器等の機械系とそれらの設計・施工・運転・保守等を担っているソフト面の人間・組織系により構成される総合システムである原子力施設においては、ソフト面とハード面が密接に相互作用を及ぼし合い、その相互作用が適切に統合された結果、システム全体の安全が確保されることになる。

本研究では、人間と組織に関するソフト面の安全規制について国内外の動向を踏まえ、以下に示す5項目の研究を実施した。

「安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究」においては、強固な安全文化はリーダーシップの存在する統合されたマネジメントシステムの枠組みの中で醸成され、分析評価され、改善されるものとして位置付けられるとする最新の知見に基づき、安全文化に関する事業者の活動を審査及び検査において確認する視点を導出した。

「原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究」においては、人、組織及び技術の要因は相互作用を及ぼし合ってシステム全体の安全性に影響を与えたとの最新の知見に基づき、原因分析に関する事業者の活動を審査及び検査において確認する視点を導出した。

「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究」においては、関連する国内外の規制動向、特に米国や IAEA の規制制度や安全基準等の調査を実施し、我が国の規制制度等との比較を行った。また、その結果を踏まえ、我が国の規制において人間工学を考慮した制御室等の設計を評価するための考え方及び課題を見いだした。さらに重要な課題である重大事故等における人間工学設計評価の適用を実現するための具体策として高度化フレームワークを提案した。

「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討」においては、人間工学設計評価における重要な要素技術である人間信頼性解析手法の技術動向を調査し、最新の人間信頼性解析手法の特徴や長所及び短所、課題を見いだした。また最新の人間信頼性解析手法について、重大事故等における人間工学設計評価への適用可能性を検討するとともに、重大事故等において人間信頼性解析手法を適用することにより高度化フレームワークを具体化するための試案を導出した。

「事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得」においては、原子力認可取得者の組織変更に関してきめ細かな概念を導入している英国の規制制度を調査し、特徴を整理した。

Development of knowledge base on human and organizational factors for use in
safety regulations

Jun KAWAI, Hiroko Takada, Yuto HORIUCHI, Masami TAKITA, Ryuji Kubota,
and Takaya HATA

Division of Research for Reactor System Safety

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In nuclear facilities which are integrated systems consist of machine, human and organization, human and organizational factors are interacting with technological factors and the safety of facilities are ensured when these interactions are coordinated adequately.

In this research project, the research shown below was conducted, reflecting recent movements in safety regulations for human and organizational factors.

In research for developing a guideline on fostering safety culture, based on the latest knowledge that a strong safety culture is promoted, analyzed, evaluated and improved within the framework of an integrated management system where leadership exists, the viewpoints for confirming the licensee's safety culture activities in review or inspection were identified.

In research for developing a guideline on cause analysis, based on the latest knowledge that the interactions with human, technical and organizational factors affect the safety of the entire system, the viewpoints for confirming the licensee's safety culture activities in review or inspection were identified.

In research for a review of human and organizational factors in the design of control rooms in nuclear power plants, regulatory systems in foreign regulatory bodies, such as U.S.NRC, and safety standards of IAEA were analyzed and compared with the regulatory requirements in Japan. Making use of the results, the concepts

and challenges were identified to review the design of nuclear power plants which considered human factors engineering. As for an important issues to address beyond-design basis event conditions, an enhancement framework for human factors engineering review model were introduced.

In research for developing a human reliability analysis method applicable for the reduction of occurrence of human errors, the achievements and challenges of the latest methods were identified, and the applicability for beyond-design basis event conditions were investigated based on technical analysis for advanced human reliability analysis methods. Furthermore, measures to implement the enhancement framework with advanced human reliability analysis methods were introduced.

In research for a review of organizational change, the regulatory systems and guides of UK, USA, IAEA were investigated. Especially the characteristics of detailed regulatory system in UK was identified.

目次

1. 研究概要	1
2. 研究期間を通じた主要成果	4
2. 1 安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究	4
2. 2 原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究	9
2. 3 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究	12
2. 3. 1 人間工学に関連する国内外の最新規制動向の調査分析	12
2. 3. 2 我が国の規制における評価の考え方と課題の検討	21
2. 3. 3 重大事故等対処設備に人間工学設計評価を適用する場合の課題の検討	24
2. 4 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討	26
2. 4. 1 人間信頼性解析手法の技術動向の調査分析	26
2. 4. 2 人間信頼性解析手法の人間工学設計評価や重大事故等への適用性の検討	33
2. 5 事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得	36
2. 5. 1 英国における組織ケイパビリティの調査	36
2. 5. 2 英国における組織ケイパビリティの考え方の特徴	39
3. 結論	41
3. 1 成果の要点	41
3. 2 目的の達成状況	42
3. 3 成果の活用等	42
3. 4 今後の課題等	43
参考文献一覧	44
主な執筆者一覧	46

表目次

表 1. 1. 1	研究の全体工程	3
表 2. 3. 1	標準審査指針 (SRP) の全体構成	14
表 2. 3. 2	標準審査指針 18 章 [人間工学] の許容基準	15
表 2. 3. 3	NUREG-0711 rev.3 “人間工学設計プログラムの審査モデル” の 12 レビュー要素	16
表 2. 3. 4	IAEA・DS492、NRC・NUREG-0711 と日本の規制との対応関係	20
表 2. 3. 5	人間工学設計を評価する観点	22
表 2. 3. 6	重大事故時における人間工学上の課題と解決のためのフレームワーク	25
表 2. 4. 1	解析手法の分類、比較	28
表 2. 4. 2	各解析手法の長所、短所	30
表 2. 4. 3	Macro Cognitive Model における人的過誤の主原因	31
表 2. 4. 4	検知・気づきの失敗に関する人的過誤のメカニズム	31
表 2. 4. 5	検知・気づきの失敗に関する詳細な影響因子 (PIF)	31
表 2. 4. 6	最新の間人信頼性解析手法の研究課題	33
表 2. 5. 1	NS-TAST-GD-048 付録 3 「組織変更の分類に関する広範なガイダンス」に示された組織変更の分類一覧	39

図目次

図 1. 1. 1	ソフト面に関する安全確保の取り組み.....	1
図 2. 1. 1	マネジメントシステム内に安全文化醸成を位置づける GSR Part2 の要求 概念.....	7
図 2. 3. 1	米国の人間工学関連安全審査の規則体系.....	13
図 2. 3. 2	米国における人間工学関連の審査体系の概観.....	18
図 2. 4. 1	人間信頼性解析の流れ.....	27
図 2. 4. 2	Macro Cognitive Model.....	30
図 2. 4. 3	高度化フレームワークを具体化する試案.....	35

略語表

AEA (Atomic Energy Act)	: 原子力法
ASCOT (Assessment of Safety Culture in Organizations Team)	: 組織内安全文化評価チーム
CCI (Cross-Cutting Issue)	: 分野横断問題
CFR (Code of Federal Regulation)	: 連邦規制法典
GDC (General Design Criteria)	: 一般設計基準
HFE (Human Factors Engineering)	: 人間工学
HMI (Human Machine Interface)	: ヒューマンマシンインタフェース
HU (Human Performance)	: 人的パフォーマンス
IAEA (International Atomic Energy Agency)	: 国際原子力機関
IHA (Important Human Action)	: 重要な運転員操作
IMC (Inspection Manual Chapter)	: 検査実施要領
INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group)	: 国際原子力安全諮問グループ
IP (Inspection Procedure)	: 検査手順書
IRRS (Integrated Regulatory Review Service)	: 総合規制評価サービス
IRS (Incident Report System)	: 国際事故報告システム
LC (License Condition)	: 認可条件
NRC (Nuclear Regulatory Commission)	: 米国原子力規制委員会
OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency)	: 経済協力開発機構／原子力機関
ONR (Office for Nuclear Regulation)	: 英国原子力規制局
PIF (Performance Influencing Factor)	: パフォーマンス影響因子
PI&R (Problem Identification and Resolution)	: 問題の特定と解決
ROP (Reactor Oversight Process)	: 原子炉監督プロセス
SCWE (Safety Conscious Work Environment)	: 安全を意識した作業環境
SRP (Standard Review Plan)	: 標準審査指針
SSG (Standard Safety Guide)	: 標準安全指針
V&V (Verification and Validation)	: 検証と妥当性確認

1. 研究概要

機械系及び人間・組織系で構成される原子力施設において、機械系とは異なり、人間・組織系は、柔軟性や緊急時の対応能力等に優れる一方、そのパフォーマンスにはばらつきが大きく不安定な面がある。原子力施設の高い安全性及び信頼性を確保していくためには、設備、機器等といったハード面の性能・機能等を向上させることに加え、設備、機器等の設計・施工・運転・保守等を担っている人間やその組織といったソフト面に着目し、人間や組織の特性を踏まえて人的過誤の発生を抑制し、人間・組織系の信頼度を向上させることも重要である。

ハード面である機械系とソフト面である人間・組織系により構成される総合システムである原子力施設の設計や運転等においては、ハード面とソフト面が密接に関わり合い相互作用を及ぼす。図1. 1. 1に示すように、原子力施設は、これらの相互作用が適切に統合された結果、人間・組織系の信頼度とともに機械系の信頼度も向上し、システム全体の安全が確保されることになる。この相互作用の中で、人や組織に係るソフト面に関する主要な安全確保の取り組みとして、安全文化の醸成、品質管理（組織や設備）、人間工学設計、人間信頼性向上（教育、訓練）、人間信頼性評価、計測制御設計などが挙げられる。

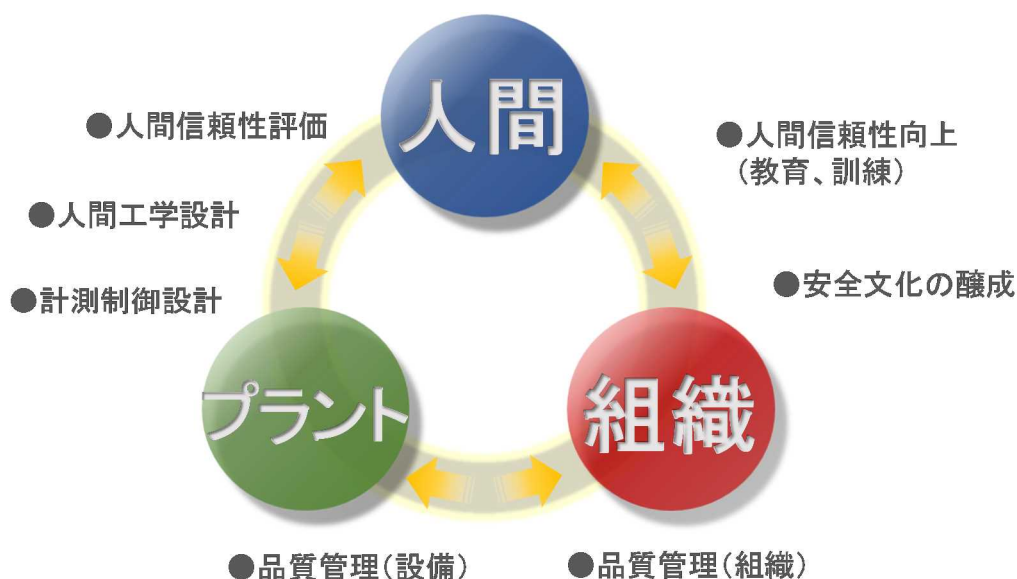


図1. 1. 1 ソフト面に関する安全確保の取り組み

Figure 1. 1. 1 Safety activities related to human and organizational factors

原子力規制庁は、事業者が行うソフト面に関する安全確保のための活動を評価するために、国内外での研究や規制の動向を調査し検査に反映してきた。本研究プロジェクトは、以下に示すソフト面の取り組みに係る安全規制の動向に対応し、我が国規制の高度化に資

する技術的知見を取得するために、平成26年度から平成30年度にかけて実施したものである。

(1) 総合規制評価サービス(IRRS)における我が国規制課題の明確化

平成28年1月に原子力規制委員会に対して実施されたIAEA(International Atomic Energy Agency:国際原子力機関)のIRRS(Integrated Regulatory Review Service:総合規制評価サービス)^(参1)において、“原子力規制委員会は、すべての原子力施設について、プラントの設計に関する人的組織的要因^(注1)と人的過誤に対する体系的考察が、許認可取得者による提出書類において行われることを確かなものとするための規制要件と、これを評価するための能力及び経験を有する原子力規制委員会の資源を十分なものとするについて検討すべきである。(提言S9)“と指摘されている。原子力規制委員会はこの提言を受け、人的組織的要因を設計段階で体系的に考慮することをIRRS課題の一つとして設定している(IRRS課題No.14“人的組織的要因の考慮”^(参1))。

(2) IAEAにおける人と組織に係る安全基準の動向

IAEAが一般安全要件として平成28年6月に正式発行したSafety Standard GSR(General Safety Requirements) Part2「Leadership and Management for Safety(安全のためのリーダーシップとマネジメント)」(以下「GSR Part2」という。)^(参2)では、東京電力福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)の教訓を反映し、安全のためのリーダーシップとマネジメント、統合されたマネジメントシステム及びシステミックアプローチ^(注2)が、強固な安全文化の醸成に不可欠であることを強調している。

また、IAEAが現在策定を進めている安全指針「DS492:原子力プラントの設計における人間工学」^(参3)には、制御室等、人間が関わる設備、機器の設計において体系的に人間工学を考慮するための要求事項が記載されている。

これらの動向を踏まえ、我が国の規制においても、安全文化や人間工学設計等に関するIAEAの安全要件や指針を適切に反映していく必要がある。

(3) 新たな品質基準規則の導入

原子炉等規制法^(注3)の改正^(参4)によって、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する規則(以下「新品質基準規則」という。))が導入され、事業者による設置許可段階から廃止措置段階まで一貫した品質マネジメントシステムの構

^(注1) プラントの安全性に影響を与え得る、人や組織といったソフト面の要因をIAEAの国際基準では人的組織的要因と呼ぶ。本報告書においても原則としてこの呼称を用いる。

^(注2) 技術、人及び組織に関するシステム要素の個別の機能や相互作用を全体に統合して理解・把握しようとする考え方。このことから、GSR Part2では、機械系と人間・組織系の相互作用によりシステム全体の安全性が総合的に確保されるとの考え方を重視していることがわかる。

^(注3) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十二年法律第六十六号)

築が設置許可条件として要求されることになった。この新品質基準規則においても、IAEAが制定したGSR Part2等の最新知見を踏まえ、統合されたマネジメントシステムの考え方を反映した品質マネジメントシステムの構築を求めているとともに、安全のためのリーダーシップとマネジメントやシステムミックアプローチ等の概念を重視したものとなっている。

またこれに伴い、平成32年度から新たな検査制度が本格的に適用され、この品質マネジメントシステムに対する検査が実施される予定である。新たな検査制度では、品質マネジメントシステムにおいて人的組織的要因に関する主要な活動である安全文化の醸成及び原因分析活動も必要に応じて監視していく予定である。このことから、新品質基準規則が対象とする安全文化の醸成及び原因分析活動に適用する2つのガイドを作成するための研究が必要となっている。

本研究では、以上の動向を踏まえ、安全文化の醸成、品質管理、人間工学設計、人間信頼性向上等に関するソフト面の安全規制上の研究課題として以下の5項目を設定した。2章及び3章においてその主要成果と結論を報告する。研究の全体工程を表1.1に示す。

- ① 安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究
- ② 原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究
- ③ 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究
- ④ 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討
- ⑤ 事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得

表1.1.1 研究の全体工程

Table1.1.1 Development schedule of the research

実施項目	平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度
①安全文化ガイドの作成				→	
②原因分析ガイドの作成					→
③原子炉制御室等の設計					→
④人間信頼性解析手法					→
⑤組織変更の評価					→

2. 研究期間を通じた主要成果

2. 1 安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究

事業者の品質マネジメントシステムにおいて人的組織的要因に関する主要な活動の1つに安全文化醸成活動がある。事業者の安全文化醸成活動を規制当局が確認する際には、その具体的な活動を客観的かつ適切に確認するための評価ガイドが重要となる。

このため本研究は、新品質基準規則に適用する安全文化に係る審査及び検査のガイド（以下「安全文化に係るガイド」という。）を整備するための技術的知見の取得を目的に実施した。

以下に、安全文化に係るガイドの整備のために行った技術的検討とその結果得られた知見について説明する。

（1）安全文化の評価に関する背景

安全文化という概念が初めて提示されたのは、IAEAの国際原子力安全諮問グループによるINSAG（International Nuclear Safety Advisory Group）-1（チェルノブイリ事故の事故後検討会議の概要報告書）^(参5)においてである。これを契機に国際機関、各国規制機関、民間機関等で安全文化についての基本的考え方、定義、評価方法、評価項目等の検討が積み重ねられてきた。

国内の原子力分野における安全文化は、「原子力発電所の安全の問題には、その重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない。安全文化とは、そうした組織や個人の特性と姿勢の総体である。」^(参6)（平成17年版原子力白書）とした定義を基に検討されてきている。

我が国において安全文化に係わる検査が導入される契機となったのは、関西電力美浜発電所3号機における二次系配管の破損事故^(参7)（平成16年8月）である。この事故を受け、保全活動に対する検査制度が導入されるとともに保安規定に安全文化醸成活動が記載されたことから、規制として事業者の安全文化醸成活動及び安全文化劣化兆候を評価する枠組みが構築された。このため、平成19年12月14日に原子力安全・保安院は「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」^(参8)を公開し、以後保安検査等において活用されてきた。このガイドラインは、IAEA等の安全文化の考え方を十分理解した上で日常的な保安活動における事業者の取組を把握し評価すること、事業者の安全文化醸成の趣旨に照らして柔軟に対応すること、事業者の取組や考え方についてはその多様性を受け入れることを明記しており、当時多くの検査官にとって馴染みの薄かった安全文化に関する教科書的な活用もできる特徴を有していた。

(2) GSR Part2 の要求概念の分析

1 章に記載したように、新たに導入された新品質基準規則では、事業者が行う品質マネジメントシステムの主要な活動である安全文化の醸成を審査及び検査において確認することを求めており、その確認の際に参考となる安全文化に係るガイドが有効となる。この新品質基準規則は、IAEA が制定した GSR Part2 の最新知見を反映したものであることから、作成する安全文化に係るガイドも、既存の評価の枠組みに加えて、GSR Part2 の要求概念を踏まえていることが重要である。このため、GSR Part2 の要求概念の分析を行った。

IAEA における安全文化に関する要求は、2006 年に IAEA により発行された安全要件 Safety Standard GS-R-3^(参9)「The Management System for Facilities and Activities (施設と活動のためのマネジメントシステム)」(以下「GS-R-3」という。)のなかで記載されてきた。この GS-R-3 においては、安全文化がマネジメントシステムの枠組み中に位置付けられていることに特徴がある。2016年6月に、この概念をさらに発展させたものとして、GSR Part2 が発行されることとなった。新品質基準規則はこの GSR Part2 等の最新知見を反映して制定されるものとなっているため、その対象である安全文化に係るガイドにおいても、安全文化をマネジメントシステムの枠組み中に位置付けていくことが重要である。

GSR Part2 の目的は、「基本安全原則」の

原則3 安全に対するリーダーシップとマネジメント：
放射線リスクに関係する組織並びに放射線リスクを生じる施設と活動では、安全に対する効果的なリーダーシップとマネジメントが確立され、維持されなければならない。

に対応する要件を定めることである。この原則3は、安全のためのリーダーシップ、安全のためのマネジメント、統合されたマネジメントシステム及びシステムミックアプローチが、強固な安全文化の醸成に不可欠であることを強調したものとなっている。

原則3に対応して GSR Part2 に記載されている安全要件において、直接的に安全文化に言及している要件は以下の2件である。

要件12：安全のための文化の醸成
上級管理者から末端までの組織の要員は、強固な安全文化を醸成しなければならない。安全のためのマネジメントシステム及びリーダーシップは、強固な安全文化を醸成し、維持するものでなければならない。

要件 14：安全のためのリーダーシップ及び安全文化の測定、分析評価及び改善
上級管理者は、自らの組織における安全のためのリーダーシップ及び安全文化の分析評価を定常的に実施させなければならない。

IAEA では、事業者が直面する組織運営の中で競合しうる安全、健康、環境、セキュリティ、品質及び経済性の諸要素を調和させ、安全を最重要事項として現実的に確保していくための統合マネジメントシステムの構築を重視している。統合マネジメントシステムの実現にあたっては、これら諸要素間の競合や相殺効果の発生を抑制し、相乗効果を高めるためのリーダーシップの発揮が重要である。またマネジメントシステムのなかで強固な安全文化を醸成・維持させるためにも、安全を確保する活動への組織全員の参画意識、コンプライアンス向上、組織間の障壁の除去を促進する効果的なリーダーシップが重要となる。

このことから、要件 12 は、強固な安全文化を醸成するためには、経営者層から担当者層まで、組織の全員が活動に参加すること、そのためには、上級管理者及び管理者はマネジメントシステムを活用し、リーダーシップを発揮していくことを求めていると解釈できる。また、要件 14 は、上級管理者に対して、自らのリーダーシップや管理者のリーダーシップが安全文化の醸成に効果があるのかどうか、組織の安全文化の現状を把握し、改善していくことを求めているものと解釈できる。

このように GSR Part2 では、強固な安全文化はリーダーシップの存在する統合されたマネジメントシステムの枠組みの中で醸成され、分析評価され、改善されるものとして位置付けられていると考えられる。要件 12 及び要件 14 には、さらにこれらの要件の考え方を詳しく説明する具体例（マネジメントシステムの構成要素である、要員の参画、自己評価・独立評価、力量、教育訓練、及びそれら要素とリーダーシップ・マネジメントシステムとの関連等）が加えられており、それらを含めて GSR Part2 の安全文化醸成に対する要求概念を整理すると図 2. 1. 1 のようになる。

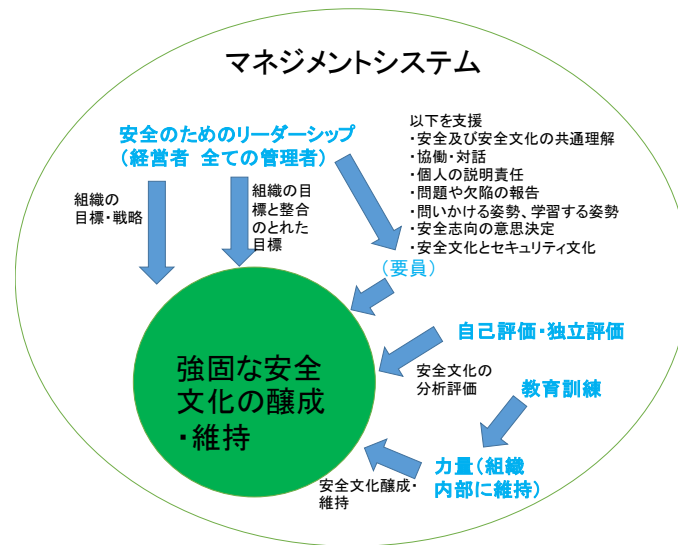


図2. 1. 1 マネジメントシステム内に安全文化醸成を位置づける GSR Part2 の要求概念

Figure 2. 1. 1 General concept of GSR Part2 Requirements for fostering safety culture in management systems

以上の分析の結果、安全文化に係るガイドに GSR Part2 の要求概念を組み込むためには、事業者の安全文化醸成活動に関する取り組みが統合マネジメントシステムの中で適切に実現されているかを確認する以下のような視点の導入が必要になると考えられる。

- 管理者が安全のためのリーダーシップを発揮しているか。
- 安全文化に関わる活動に参画できる仕組みが適切に構築され、運用されているか。
- 安全文化に関わる活動及び安全文化が適切に監視測定、分析及び評価され、改善されているか。
- 安全文化に関わる活動に関する能力が特定され、付与されているか。

(3) 安全文化に係るガイドの確認の視点に関する基本的考え方

上記において得られた知見を踏まえ、安全文化に係る既存の規制枠組みに加えるものとして、GSR Part2 の要求概念を安全文化に係るガイドに組み込むための主な確認の視点について、基本的考え方を以下のように検討した。

① 管理者のリーダーシップに係る事項を確認する視点

(ア) 経営責任者が、安全文化の醸成等に当たって技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適切に考慮し、リーダーシップを発揮していること。

(イ)経営責任者が、プロセスを管理監督する責任者のリーダーシップを定義していること。

(ウ)プロセスを管理監督する責任者が、各部門の安全文化の醸成等に当たってリーダーシップを発揮していること。

② 安全文化の醸成に参画できる仕組みに係る事項を確認する視点

(ア)技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適切に考慮して、全ての職員が安全文化の醸成に参画できる仕組みが定められており、運用されていること。

③ 監視測定、分析、評価及び改善に係る事項を確認する視点

(ア)安全文化及びこれに係る活動の監視測定、分析、評価及び改善を実施していること。

(イ)組織の文化に対して、技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適切に考慮して、自己評価としてのマネジメントレビュー等及び独立評価としての内部監査等を実施していること。

④ 実施担当者の能力に係る事項を確認する視点

(ア)実施担当者が、リーダーシップ、安全文化及び安全文化に関する重要な要素の定義及び考え方を理解していること。

(イ)組織内部で維持すべき能力として、リーダーシップ、安全文化を醸成し維持する能力並びに技術的、人的及び組織的側面を理解する専門性が特定され、実施担当者にその能力が付与されていること。

2. 2 原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究

事業者の品質マネジメントシステムにおいて人的組織的要因に関する主要な活動の1つが不適合管理活動である。事業者の不適合管理活動を規制当局が確認する際には、不適合の原因分析に関する活動の確認において特にノウハウや経験が必要となる。

このため本研究は、新品質基準規則に適用する原因分析に係る審査及び検査のガイド（以下「原因分析に係るガイド」という。）を整備するための技術的知見の取得を目的として実施した。また検査官等への教育資料等の整備のために必要な知見を取得することにも配慮した。

以下に、原因分析に係るガイドの整備のために行った技術的検討とその結果得られた知見について説明する。

（1）既存の原因分析等に係るガイドライン

これまで、原因分析に関する事業者の活動を評価する際には、以下に示す原因分析に係る2つのガイドラインが活用されてきた。

- 「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」^(参10)（以下「根本原因分析ガイドライン」という。）
- 「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」^(参11)（以下「直接原因分析ガイドライン」という。）

また、これらのガイドラインの上位のガイドラインとして、「事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン」^(参12)がある。

これらを適用した既存の原因分析に係わる評価においては、これまでの運用経験から、直接原因分析と根本原因分析のガイドラインが分かれていることにより両分析の結果が断片化される傾向のあることが指摘されていた。このため、原因分析に係るガイドを作成するにあたっては、これらの連携性を高めることが重要である。

（2）GSR Part2 の要求概念の分析

2. 1において述べたように、新たに導入された新品質基準規則はGSR Part2の最新知見を反映したものであることから、作成する原因分析に係るガイドも、GSR Part2の要求概念を踏まえていることが重要である。このため、GSR Part2の要求概念の分析を行った。

GSR Part2では「人・技術・組織の要因とそれらの間の相互作用を総合的に考慮し、システムを全体として捉え、俯瞰的に把握する」とするシステミックアプローチの考え方に基づいて原因分析を実施することが提唱されており、既存の直接原因分析ガイドラインと根本原因分析ガイドラインに記載されている「技術要因の分析」→「人的要因の分析（直

接原因分析)」→「組織要因の分析（根本原因分析）」という3段階で原因分析を実施するという考え方とは異なっている。また（1）に記載したように、既存の2つのガイドラインが分かれているために両者の連携が取り難いとの課題も考え併せると、原因分析に係るガイドは、この「人・技術・組織の要因とそれらの間の相互作用を総合的に考慮し、システムを全体として捉え、俯瞰的に把握する」とするシステミックアプローチの考え方に基づいた総合的な原因分析の実施を基本にすることが望ましいと考えられた。

また、GSR Part2では、「グレーデッドアプローチ（等級別扱い）」という考え方に基づいて品質マネジメントシステムを構築することが提唱されている。そのため、原因分析に係るガイドにおいても、事業者が「グレーデッドアプローチ」の考え方に基づき、安全に影響を及ぼす程度を考慮して不適合を分類し、その分類に応じて分析を実施することを要求事項として追加することが重要と考えられる。

（3）原因分析に係るガイドの確認の視点に関する基本的な考え方

原因分析に係るガイドの基本的な考え方について検討を開始した時点では、新品質基準規則が検討段階であったことから、当面「実用発電用原子炉の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則（以下「品質基準規則」という。）」や、既存の2つのガイドライン及びGSR Part2を参考にして検討を進めたうえで、追って新品質基準規則との整合を図ることとした。既存の2つのガイドラインにおける直接原因分析と根本原因分析の定義は以下のとおりである。

直接原因分析：当該事故・故障又は不適合事象等に対して直接要因の分析を行うことにより、是正処置及び予防処置をとること。

根本原因分析：直接原因分析を踏まえて、組織要因を分析し、マネジメントシステムを改善する処置をとること。

これらの定義に基づいて、品質基準規則において原因分析に関連すると考えられる要求事項を検討し、以下の4項目に整理した。なお、GSR Part2における原因分析と関係する要求事項も、おおむねこれらの4項目に対応するものとなっている。このため上記に整理したGSR Part2の原因分析に関する2つの考え方「システミックアプローチ」及び「グレーデッドアプローチ」をこれらの項目に反映させることとした。

- 経営責任者の責務
- 実施担当者の能力
- 原因分析
- マネジメントレビュー

以上の検討の結果得られた、原因分析に係るガイドに記載する主な確認の視点の基本的な考え方を以下に示す。

① 経営責任者の責務に係る事項を確認する視点

(ア)原因分析の過程又は結果によって原因分析の実施担当者が処分上の不利益を被らないよう、経営責任者によって当該実施担当者が保護される仕組みが定められ、運用されていること。

(イ)経営責任者が、人を責めない文化を組織内に根付かせ、不適合に関与した個人又は組織を責めない文化を醸成するためにリーダーシップを発揮していること。

(ウ)経営責任者が、原因分析によって得られた知見等を組織内に適切に伝達していること。

② 実施担当者の能力に係る事項を確認する視点

(ア)原因分析に必要な能力として、分析手法を活用する能力並びに技術的、人的及び組織的側面を理解する専門性が特定され、実施担当者にその能力が付与されていること。

③ 原因分析に係る事項を確認する視点

(ア)安全に対する重要度等に基づいて不適合の等級を判定し、それに基づいて要因分析の計画（採用する分析手法を含む。）を立案していること。

(イ)計画に基づいて要因分析を実施していること。なお、具体的な要因分析の手順には、情報の収集、不適合の時系列整理、不適合を引き起こした技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの要因間の相互作用の特定、是正処置方針及び予防処置方針の立案を含め、必要に応じて根本原因を特定する分析を含めていること。

(ウ)是正処置及び予防処置を計画・実施し、その処置の実効性を評価して当該処置の改善の必要性を検討していること。

(エ)自らの施設における保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見を収集・分析し、必要に応じて予防処置を実施していること。

④ マネジメントレビューに係る事項を確認する視点

(ア)マネジメントレビューにおいて、是正処置及び予防処置の実効性のレビューの結果をプロセス入力情報に含めていること。

2. 3 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究

本研究項目では、人間工学を考慮した設計を評価するための技術的知見を得るため、関連する規制や技術の最新動向を調査分析し、評価の基本的な考え方や研究課題等を検討した。

人間工学では安全性に影響を与える人的組織的要因を考慮する。機械系と人間・組織系で構成される原子力プラントにおいて、機械系と異なり、人間・組織系（運転員、保守作業員、検査員など）は、柔軟性や緊急時の対応能力等に優れる一方、そのパフォーマンスにはばらつきが大きく不安定な面がある。人間工学は、そうした人間や組織の特性を踏まえて人的過誤の発生を抑制し、人間系の信頼度を向上させる目的で、制御盤や計測制御装置などの設備を設計し、また運転手順書や訓練プログラムなどのプラント運用に関するツールを開発するための工学技術である。そのため人間工学では、人間や組織の振る舞いや信頼性を工学的に分析、設計、検証する方法論（ヒューマンマシンインタフェース設計評価手法、人間信頼性解析手法等）が体系化されている。

2. 3. 1 人間工学に関連する国内外の最新規制動向の調査分析

(1) 米国の規制制度

米国における原子力のエネルギー利用に関する法体系としては、上位に、原子力の平和利用を認め1954年に改訂された“原子力法（AEA: Atomic Energy Act）”がある。その下に連邦規制法典（CFR: Code of Federal Regulation、略称：連邦規則）のtitle10として原子力に関する規則（いわゆる10CFR）が制定されている。このうち、人間工学に係る規制の中心的な根拠となるものが、10CFR Part50“生産及び利用施設の許認可”において規定されている50.34(f)(2)(iii)である。この規定では「NRCの審査のために、制御室のパネル及び配置の製造又は変更の前に、最新技術のヒューマンファクターの原則を反映する制御室の設計を提示すること」と述べられている。

原子力施設の許認可規則の基本となる上記の10CFR Part50には付則（Appendix）Aがあり、一般設計基準（GDC: General Design Criteria）が設定されている。人間工学に関連する一般設計基準としては基準19「制御室」が相当する。基準19「制御室」では「制御室は、通常状態において原子力発電施設を安全に運転し、かつ、冷却材喪失事故を含む事故状況下では施設を安全な状態に維持するための操作がとり得るように設けなければならない。」とされている。米国の人間工学関連安全審査の規則体系を図2.3.1に示す。

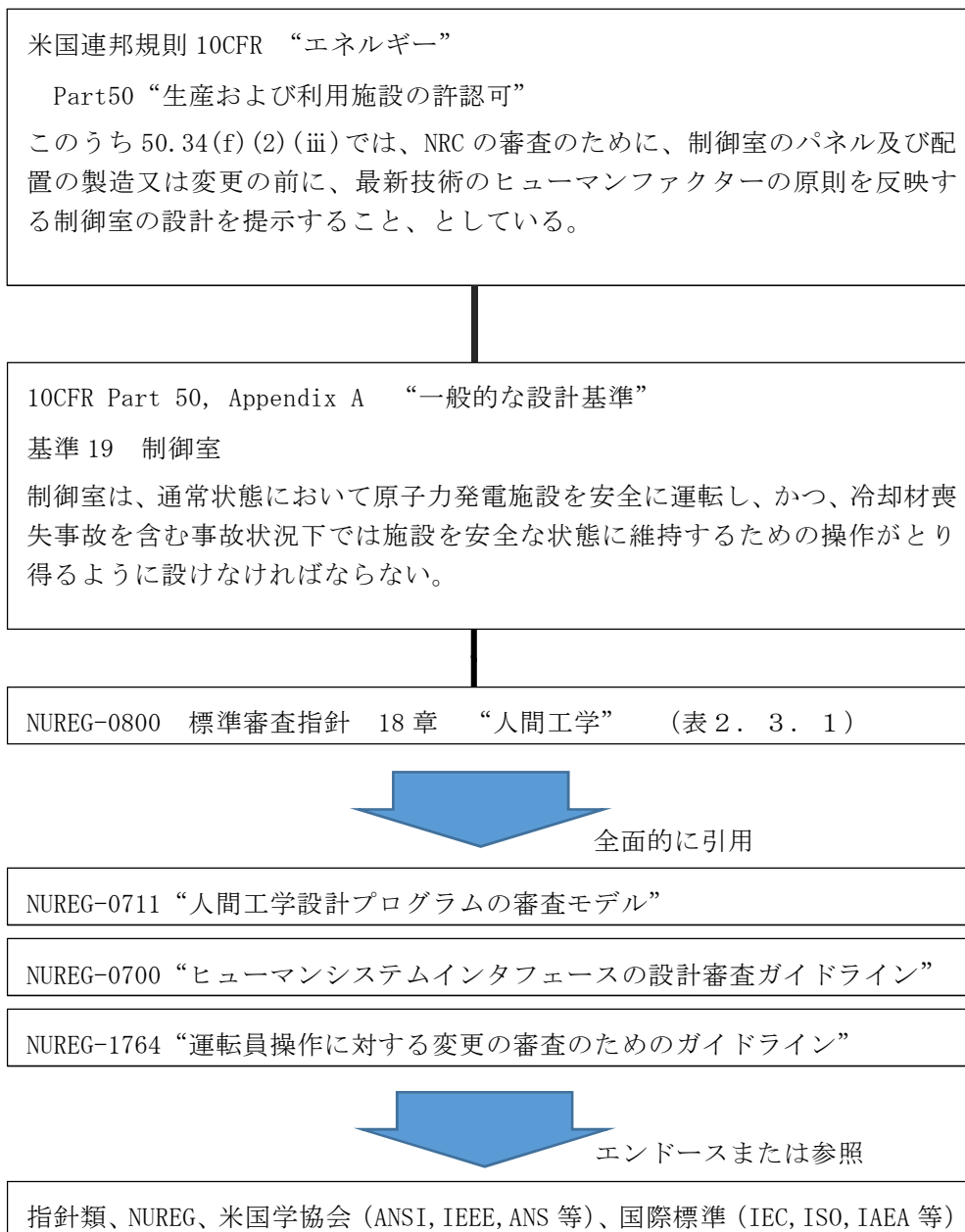


図 2. 3. 1 米国の人間工学関連安全審査の規則体系

Figure 2. 3. 1 Regulatory system of safety review for human factors engineering in USA

上記の一般設計基準に対応するガイダンスとして標準審査指針 (Standard Review Plan: SRP、NUREG-0800) (参¹³) が設定されている。これは発電用軽水炉の建設許可や運転認可の申請時等に申請者が提出する安全解析報告書 (PSAR/FSAR) について、米国 NRC が審査する際の手順・許容基準等をまとめたものである。NUREG-0800 は表 2. 3. 1 に示すように全部で 19 章約 300 項目から構成されており、人間工学には第 18 章が充てられている。

表 2. 3. 1 標準審査指針 (SRP) の全体構成

Table 2. 3. 1 Outline of Standard Review Plan

1 章 緒言及び施設の全般的記述
2 章 サイトの特徴
3 章 構築物、機器、装置及び系統の設計
4 章 原子炉
5 章 原子炉冷却系とその関連系統
6 章 工学的安全施設
7 章 計測制御施設
8 章 電気施設
9 章 補助施設
10 章 蒸気及び電力変換施設
11 章 放射性廃棄物の管理
12 章 放射線防護
13 章 運転計画
14 章 初期試験計画 (ITAAC)
15 章 事故及び過渡変化解析
16 章 技術規定書 (T-spec)
17 章 品質保証
18 章 人間工学
19 章 シビアアクシデント及び確率論的リスク評価 (PRA)

(注：下線を施した章は、SRP 改訂時 (1994 年 4 月) に追加されたものである。)

SRP 第 18 章 [人間工学] は、制御室等の新設及び改造を対象として人間工学上の設計を審査する際に、NRC のスタッフが使用するガイダンスを示している。ガイダンスには、審査要領 (Review Procedure) や許容基準 (Acceptance Criteria) が明記されている。なお、計算機をはじめとする I&C 技術の進展により、建設時に実現される中央制御盤をはじめとするヒューマンマシンインタフェース技術は計画時のものと異なる場合が多いことから、審査指針は、中央制御室そのものの技術仕様や機能を審査するのではなく、人間工学原則に基づく設計プロセスに従って設計がなされているか、といったプロセスを審査するアプローチを取っている。

SRP 第 18 章 [人間工学] の許容基準は、表 2. 3. 2 に示すように、関連する NUREG 文書を参照する形で設定されている。このうち主基準としては人間工学設計の仕様や属性に関する詳細基準 NUREG-0700^(参 14) を、また副基準として人間工学の設計プロセスに関する基準 NUREG-0711^(参 15) を参照している。

表 2. 3. 2 標準審査指針 18 章 [人間工学] の許容基準

Table 2. 3. 2 Acceptance criteria for human factors engineering in chapter 18 of SRP

新しい制御室設計	NUREG-0700 (主基準) (注4) NUREG-0711 (副基準)
大規模な制御室の近代化	NUREG-0700 (主基準) NUREG-0711 (副基準)
制御室の改造	NUREG-0700 (主基準) NUREG-0711 (副基準)
重要な運転員操作の評価	NUREG-1764 SRP 第 18 章、添付資料 A
作業負荷の評価	SRP 第 18 章、添付資料 B
プラントの改造、手順の変更、機器の故障がもたらした変更、運転を継続させる際の正当化理由及び機器のパフォーマンスあるいは安全解析結果において特定された相違などの評価	NUREG-1764
廃止措置	NUREG-1764 NUREG-1220 SRP 第 18 章、添付資料 A NUREG-1625 ドラフト “恒久的に燃料を取り出した Westinghouse 社のプラントに関する標準技術仕様書案”

SRP 第 18 章 [人間工学] の許容基準の副基準として参照されている NUREG-0711 rev. 3 “人間工学設計プログラムの審査モデル” は、NRC が承認可能であると考えられる人間工学設計プロセスに関する許容基準について詳細に記載するガイドラインである。このガイドラインでは、目的として以下の項目を提示している。

- ▶ プラントの開発、設計及び評価において人間工学原則を適切に組み込んでいること
- ▶ 人間工学設計の成果物（ヒューマンマシンインタフェース等）は、運転、保守、試験、検査及びサーベイランスにおける安全、効率、信頼性を確保していること
- ▶ 人間工学設計プログラム及びその成果物には、最先端のヒューマンファクターの知見が反映されていること

またその特徴として、設計結果において達成すべき機能を要求するだけでなく、その機能実現に至るまでの人間工学原則に基づいた設計プロセスを体系的に（設計の過程や根拠が明確になっているか、などを）評価していることや、その際の審査の判断基準を明示していることなどが挙げられる。

NUREG-0711 rev. 3 ではこのプロセス評価を行うために、人間の特性や能力に関する要件

(注4) 新しい制御室設計のうち、設計承認判断基準の対象となるものについては、NUREG-0711 が主基準、NUREG-0700 が副基準となる。

を原子力発電プラントの設計プロセスに適切に反映させるために必要となる 12 のレビュー要素を特定し、その要素毎に許容基準を提示している。許容基準は、人間工学に関する最も中心的な規則である先述の 10 CFR 50.34(f)(2)(iii)の趣旨“最新のヒューマンファクター原則を反映していること”に対応したものとなっている。

レビューの視点となるこれら 12 の要素は、表 2.3.3 に示すように、人間工学設計プロセスにおける 4 つの一般的な段階「計画と分析」「設計」「検証と妥当性確認」「施工と運用」により構成されている。

表 2.3.3 NUREG-0711 rev.3 “人間工学設計プログラムの審査モデル” の 12 レビュー要素

Table 2.3.3 Twelve review elements of NUREG-0711rev.3 “Human Factors Engineering Program Review Model”

区分	レビュー要素	内容
計画と分析	人間工学プログラム管理	・人間工学設計プロセスの設定と実施計画作成
	運転経験のレビュー	・過去事例における人間工学上の課題の分析
	必要な機能の分析と配分	・人間と機械の長所を利用し、限界を避けつつ、プラントの目標を達成するための、人間と自動化システムとの機能配分、自動化レベルの設定
	タスクの分析	・人間側の機能(分担)を実現するための運転タスクの特定 ・運転タスクの遂行に必要な所要時間、作業負荷、人数、知識、能力、支援情報の分析・特定
	重要な運転員操作の取扱い	・運転タスクの特性を考慮した人間信頼性評価による、人的過誤の発生リスクの評価 ・安全上重要な運転タスクの選別・特定
	運転員の配置と資格認定	・必要な知識と能力、安全上の重要度、タスク間の関係、所要時間、作業負荷などのタスク特性に基づき、必要な運転員の人数と配置、資格認定条件を体系的に特定
設計	ヒューマンシステムインタフェースの設計	・上記の分析結果を踏まえた、ヒューマンシステムインタフェースの概念設計：制御盤等の制御設備の配置、警報・表示・制御・運転支援等の設計要素の設計 ・ヒューマンシステムインタフェース設計の人間工学ガイダンスを適用した詳細設計と統合
	手順書の開発	・手順書の範囲：起動・出力運転・停止、定期検査・保守、異常時、緊急時(EOP) ・手順書の作成要件：正確さ、包括性、明確さ、使用の容易性、妥当性
	訓練プログラムの開発	・訓練プログラムの範囲：起動・出力運転・停止、定期検査・保守、異常時、緊急時
検証と妥当性確認	検証と妥当性確認(V&V)	・検証シナリオの特定 ・ヒューマンシステムインタフェース設計の検証と、計測制御設備と運転員を統合した場合の妥当性確認
施工と運用	設計の施工	・審査を受けた設計案に対する、設計の施工結果の適合性検証
	人的パフォーマンスの監視	・ヒューマンシステムインタフェース設計、手順書、訓練プログラムが原因となった人的過誤発生状況の把握と人間工学上の不具合の評価、是正

NUREG-0711 rev.3 は、幾つかの新規プラントの設計認証審査において既存の NUREG-0711 を適用した経験から得られた教訓が反映され、2012 年に改訂されたものである。この改訂にあたっては、以下の観点でレビュー項目の充実化が図られている。

- レビュー要素“必要な機能の分析と配分”では、自動化プロセスと手動操作の機能配分のあり方について最新の知見を取り入れ、より適切に取り扱えるようにしている。
- 以前のレビュー要素“人的信頼性解析”の名称を“重要な運転員操作の取扱い”に変更した。またその範囲を、申請者が決定論的に特定又はリスク解析を使用して特定した運転員操作に対処できるように拡大した。決定論的なエンジニアリング分析は、

通常は、最終安全解析報告書及び SRP 第 7 章“計測制御施設”、SRP 第 15 章“事故及び過渡変化解析”に付された設計管理図書に示された一連の解析の一部として、申請者により実施される。これらの決定論的解析において、一部の重要な運転員操作が特定される。またこの改訂による範囲の拡大においては、SRP 第 18 章の付則 18-A（特定された運転員の手動操作を評価するためのガイダンス）に設定されている手動措置の審査が組み込まれている。この改訂により、これらの決定論的に特定された運転員操作のさらに完全で一貫性のある審査が確保されることになった。なお重要な運転員操作は、新設炉については SRP 第 19 章“シビアアクシデント及び確率論的リスク評価”においても特定され、決定論的解析によるものと合わせてレビュー要素“重要な運転員操作の取扱い”の対象となる。

- ▶ レビュー要素“ヒューマンマシンインタフェースの設計”には、中央制御室、技術支援センター、サイト外緊急時対策本部、遠隔停止装置及び現場制御装置について詳細設計と統合を審査する際の新しい具体的なガイダンスが追加されている。

SRP 第 18 章 [人間工学] の許容基準の主基準として参照されている NUREG-0700 “ヒューマンシステムインタフェースの設計審査ガイドライン” (rev. 2 2002/5) は、ヒューマンマシンインタフェースの物理的・機能的仕様や属性に関する許容基準について記述したものである。NUREG-0700 は 4 つの部分で構成されており、その第 I 部として、基礎的なヒューマンマシンインタフェースの要素、即ち、表示、ユーザーとのインタフェースの相互関係と監視及び制御の操作に関するガイドラインを記載している。第 II 部には、ヒューマンマシンインタフェースにおける 6 つの重要な付加的システム機能、すなわち、警報システム、グループ視点の表示システム、ソフト制御システム、計算機に基づいた手順書システム、計算機化された運転員支援システム及び通信システムを審査するためのガイドラインを示している。第 III 部には、ワークステーションと作業場所の審査に関するガイドライン、第 IV 部には、ヒューマンマシンインタフェースの支援として、デジタルシステムの保守性の審査に関するガイドラインを示している。

以上に記載してきた米国における人間工学関連の審査体系の概観を集約すると、図 2.3.2 のようになる。人間工学関連の審査体系の上位には一般設計指針の 19 項目目である「制御室」が位置し、その元に、人間工学に関する規制において中心となる規定である 50.34(f)(2)(iii)「人間工学原則を反映した制御室設計」が置かれている。また、規定に沿って審査する際の指針として、標準審査指針の 18 章に人間工学に関する許容基準が設定されているが、その具体的な内容は、NUREG-0711 及び 0700 に記載されている。NUREG-0711 では、人間工学の設計プロセスを体系的に評価する許容基準が、また NUREG-0700 にはヒューマンマシンインタフェースに求められる物理的・機能的仕様や属性が示されている。

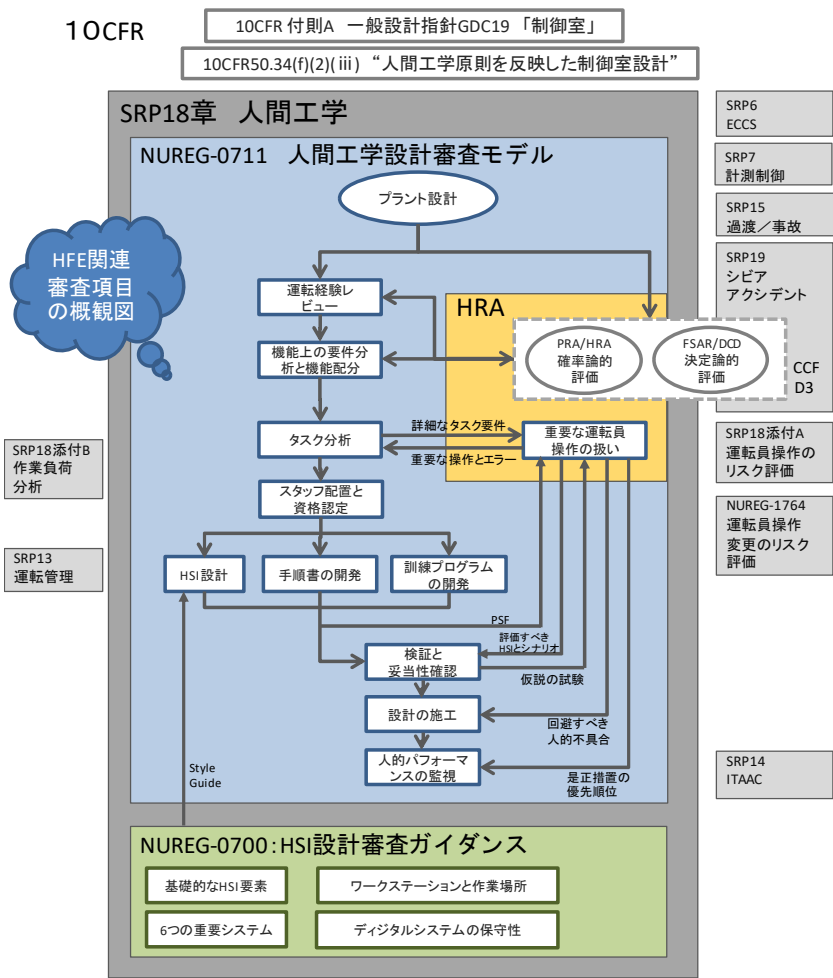


図2. 3. 2 米国における人間工学関連の審査体系の概観

Figure 2. 3. 2 Overview of review items for human factors engineering in USA

(2) IAEA の安全基準

IAEA における安全基準は、安全原則、安全要件、安全指針（ガイド）という階層により体系的に構築されている。人間工学に関する記述は安全要件の階層から明示されており、具体的には安全要件 SSR2/1「原子力プラントの設計」^(参 16)の要件 32「運転員の最適な操作のための設計」において“マンマシンインタフェースを含む人的因子の体系的な検討は原子力発電プラントの設計プロセスの初期の段階に含まれ、また全体の設計プロセスを通して継続していなければならない”と記載されている。またこの要件の詳細説明において、「5.6.1. 運転員の作業場所の作業環境の設計は、人間工学の概念に従っていなければならない」としている。

人間工学に関する上記の安全要件に対応する指針（ガイド）としては、DS492「Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants: 原子力発電プラントの設計における人間工学」の策定が進められている。このガイドは、原子力プラントの設計において考慮すべき人間工学についての推奨事項を提示する IAEA の安全指針が現在（平

成 31 年 3 月) ないため、新たに作成が進められているものである。

ガイドの目的として、以下の項目が示されている。

- ▶ 原子力プラントの安全な運転を目指し、人的過誤のリスクを最小化し運転員のパフォーマンスを最適化するため、ヒューマンマシンインタフェースの設計と改修において適用する人間工学の体系的なガイダンスを提供する
- ▶ ヒューマンマシンインタフェースの設計と検証に必要な技術情報とともに、運転員のタスクと意思決定内容を設定する根拠を明確にする
- ▶ 人間工学に関する安全指針として、安全要件 SSR2/1 “原子力発電所の安全：設計” において示されている要求事項の実現を支援する

安全指針 DS492 は、NRC による標準審査指針 (SRP) 第 18 章及び NUREG-0711 rev. 3 をベースに作成されているため、その特徴として NRC の人間工学設計評価のアプローチと同じく、設計結果として達成すべき機能や仕様を要求するだけでなく、その機能実現に至るまでの、人間工学原則に基づいた設計プロセスを体系的にチェックするものとなっている。このため、設計の過程における設計仕様選択の理由や根拠をより明確に評価できる。また NUREG-0711 が米国における詳細な許容基準を示しているのに対し、DS492 では、加盟国が共有できる推奨事項として各国の異なる状況においても適用できるよう、より抽象度の高いガイドとなっていることもその特徴である。

DS492 の内容は、以下の 7 項目で構成されている。

- ①人間工学プログラム管理
- ②分析：運転経験のレビュー、必要な機能の分析と配分、タスク分析、
運転員の配置・体制と資格認定、重要な運転員操作の取扱い（人間信頼性評価）
- ③人間工学設計
- ④人的因子の検証と妥当性確認
- ⑤人間工学設計の施工
- ⑥人的パフォーマンスの監視
- ⑦人間工学設計の統合

関連するガイドとしてこの他、SSG-25「原子力プラントの定期安全レビュー (PSR)」^(参 17) では、評価対象とする全 14 の安全ファクターのうち、安全ファクター 11「手順」及び 12「人的因子」において、人間工学に関連する分析、評価を実施すべきとしている。また DS449「原子力発電プラントの安全解析書 (SAR) の書式及び内容」では、第 18 章で、対象プラントにおける人間工学の適用について記載すべきとしている。(注：DS449 は、NRC の SRP 第 18 章等を参照して開発されたものである。)

(3) 我が国の規制制度との比較

我が国の規制制度において人間工学に関連した中心的な規則は設置許可基準規則（第10条）である。本規則では“設計基準対象施設は誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない”とされており、その解釈では“人間工学上の諸因子を考慮した設計であること”とされている。また同規則（第43条）においては、重大事故等対処設備について、“想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること”とされている。しかしながら、審査や検査において、誤操作を防止するための措置等の妥当性を人間工学的側面から体系的に評価するためのガイドは策定されていない。

我が国の規制に対して実施された IAEA による規制評価サービス IRRS の最終報告書に記載の指摘事項「No. 49: 安全に影響を及ぼす可能性がある人間行動を特定するための体系的アプローチ」においても、“すべての運転モード、並びにセーフティーケースに特定されている、故障及びシビアアクシデントを含むすべての事故状態において安全に影響を及ぼす可能性がある人間行動を特定するには体系的アプローチが必要である。安全上重要なタスクについて相応の解析が実施され、その解析結果は、タスクにより安全機能が効果的に達成できることを確認するために用いられるべきである。”との指摘がなされている。

我が国の規制制度と、前項までに整理した NRC、IAEA との対応関係を表 2. 3. 4 に示す。IAEA・DS492 は NRC・NUREG-0711 をベースに集約されたものであることから両者は基本的には包含関係にある。我が国においては、中核部分であるヒューマンマシンインタフェースの設計に関しては NRC・NUREG-0711 等と対応関係にあるが、分析や手順書・訓練プログラムの開発、検証と妥当性確認等については部分的な対応に留まっている。

表 2. 3. 4 人間工学設計に関する IAEA・DS492、NRC・NUREG-0711 と日本の規制との対応関係

Table 2. 3. 4 Comparison of review items among IAEA/DS492, NRC/NUREG-0711 and Japanese regulation

評価項目	NUREG-0711	DS492	日本
人間工学プログラム管理	○	○	—
人間工学設計に関する運転経験	○	○	—
必要な機能の分析と配分	○	○	△*1
タスクの分析	○	○	△*1
重要な運転員操作の取扱い	○	○	—
運転員の配置と資格認定	○	○	△*2
ヒューマンシステムインタフェースの設計	○	○	○*3
手順書の開発	○	○	△*4
訓練プログラムの開発	○	○	△*5
検証と妥当性確認(V&V)	○	○	—
設計の施工	○	○	—
人的パフォーマンスの監視	○	○	—

○対応、△一部対応、—対応なし

- * 1: 別記-7にて部分的に要求
- * 2: 当直長のみ、運転責任者に係る基準等に関する規程にて要求
- * 3: 別記-7にて要求
- * 4: 設置、運転等に関する規則第76条(作業手順書等の遵守)にて部分的に要求
- * 5: 設置、運転等に関する規則第92条(保安規定)にて部分的に要求

2. 3. 2 我が国の規制における評価の考え方と課題の検討

前項までの調査、分析結果を踏まえ、我が国の規制への適用可能性等の技術的検討を行い、人間工学上の諸因子を設計・運転段階において体系的に評価するための基本的な考え方を取りまとめた。

人間工学設計を評価する主な目的としては、IAEA・DS492の目的に沿ったものとして、以下の事項が考えられる。

- ▶ 原子力発電プラントの安全な運転を確実にするためには、ヒューマンマシンインタフェースの設計及び改造にあたって、人的過誤のリスクを最小化しヒューマン・パフォーマンスを最適化するため、人間工学の観点から設計内容を評価すること。

また人間工学的側面からの体系的な評価の適用対象は、IAEA・DS492と同様に、新設炉及び既設炉の改造におけるヒューマンマシンインタフェースの設計及び手順書・訓練プログラムの開発とし、人的過誤の可能性を実効的に抑制し人間系の信頼度を向上させるため、これらの設計及び開発のうち安全機能に影響を与えるものに限定することが考えられる。

対象とする事象については、IAEA・DS492の対象範囲に準じ、出力運転、起動・停止、検査・保守、改造等を含む通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、重大事故に至るおそれのある事故及び重大事故とすることが考えられる。

このうち、通常運転～設計基準事故については、国際的には、これまでに豊富な運転経験、規制実績、ガイド類が蓄積されている。これらの実績を踏まえ、既存のガイド類（IAEA・DS492、NRC・NUREG-0711等）を参考とし、人間工学的側面において体系的に設計評価することが望ましい。

重大事故等については、1F事故を経験した我が国において、その発生及び影響の低減は非常に重要である。人間工学の観点からも、状況の不確実性、対応者への高い状況認識・意思決定能力の要求、ストレスの増大を伴うことにより、人的過誤の発生確率が増大するため重要である。一方、こうした状況における人間の振る舞いを人間信頼性解析等により分析する技術においても、状況の不確実性や人間の複雑な認知行動の取扱い等、現在、研究課題を残している。このため、この領域においては、最新の科学技術の水準及び海外規制動向を反映しつつ、設計基準事故から重大事故まで、プラント全体の安全性に影響する重要度及び解析技術の水準に応じて、適宜、人間工学設計を評価する手法の高度化を図ることが望ましい。

以上の調査分析や技術的検討を踏まえ、人間工学設計を評価する観点を表2.3.5に示す。

表 2. 3. 5 人間工学設計を評価する観点

Table 2. 3. 5 Review points in the proposed guide on human factor engineering

ガイドの項目		審査及び検査における評価の観点	
1 ・ 計 画 ・ 分 析	1. 1 人間工学プログラム管理	人間工学プログラムが適切に管理されているか？	
	1. 2 運転経験のレビュー	運転経験から人間工学上の課題が抽出されているか？	
	1. 3 必要な機能の分析と配分	安全に関係する高レベルのプラント機能について、人間と機械（自動制御）による適切な機能分担を設定しているか？	
	1. 4 重要な人的タスクの取扱い	安全上重要な人的タスクが抽出されているか？ ・設計基準事故：安全解析書で想定されている手動操作等 ・重大事故等：炉心損傷、格納容器破損、燃料損傷防止の重要タスク等	
	1. 5 タスクの分析	安全上重要な人的タスク等へのタスク分析の結果、以下が得られているか？ ・タスク遂行に伴う潜在的な人的過誤とその防止対策 ・タスクの遂行に必要な人的パフォーマンス ・タスク支援要件（人間工学設計要件）：情報（精度、範囲、認知）、警報、制御、作業環境、支援体制	
2 ・ 設 計	2. 1 機 器 ・ 設 備	2. 1. 1 原子炉制御室	適切なヒューマンマシンインタフェース設計が行われているか？ ・人間工学設計原則/設計指針 ・タスク分析の結果得られたタスク支援機能（人間工学設計要件）の反映
		2. 1. 2 遠隔停止装置	
		2. 1. 3 現場制御盤	
		2. 1. 4 重大事故等対処設備	
		2. 1. 5 緊急時対策所	
		2. 1. 6 その他の設備	
2. 2 人 ・ 組 織	2. 2. 1 手順書	分析対象となったタスクに関して、適切な手順書が開発されているか？ ・手順書の開発及び妥当性確認	
	2. 2. 2 訓練プログラム	分析対象となったタスクに関して、適切な訓練プログラムが計画されているか？ ・事業者による訓練プログラムの開発及び結果の評価	
	2. 2. 3 運転員配置と力量（資格）	タスク分析の結果、適切な必要人数、組織的な相互作用、運転員の資格要件を明確にしているか？	
3 ・ V & V	3. 1 検証と妥当性確認（V&V）	適切な検証と妥当性確認の実施が計画されているか？ ・検証：人間工学設計原則/設計指針、人間工学設計要件への適合性 ・妥当性確認：人的パフォーマンスが確保されていることの、シミュレータ等を利用しパフォーマンス尺度を適用した確認 ・人間工学上の課題の抽出と解決	
	3. 2 設計の施工	施工結果が設計と適合しているか？	
4 ・ 監 視	4. 1 人的パフォーマンス監視	ヒューマンマシンインタフェース、手順書、訓練はタスクの遂行を効果的に支援しているか？ ・人的過誤のリスクが最小化され、人的パフォーマンスが最適化されていることの確認 ・人間工学上の課題の抽出と追跡、解決	

技術的な検討において見いだされた、原子炉施設の制御室等の人間工学設計を評価するための主な課題としては、以下の項目が挙げられる。

- 米国においても整備途上にある重大事故に対応した人間工学設計評価をどのように導入するか。
 - 日本では、重大事故として、炉心損傷事故、格納容器破損事故、燃料損傷事故を想定し、その対策の有効性評価を主として決定論的に実施している。ただし、安全性向上評価等により、適宜、リスク情報活用が導入されつつある。
 - NRC においては NTTF（福島短期対策のタスクフォース）の改善提案を受け、設計基準外事象の緩和戦略（外部事象の再評価、FLEX 支援ガイダンス等）に関する規制要件の整備が進められている。一方、(NUREG-0711 の適用対象である) 人間工学設計審査における設計基準外事象の緩和戦略の適用は現在、明確化されていない。
 - 重大事故等対処設備は 1F 事故の教訓反映として重要な規制要求設備であるため、人間工学設計の適用対象とすることが望ましい。これらの設備の設置にあたっては、重大事故監視操作盤を追加設置するケース、既設設備の改造で対応しているケース等があるが、重大事故以外の既存設備との相互作用が生じるため、誤操作防止の観点から重要になり得る。

この課題については、重大事故対処設備のどの部分を人間工学設計評価の対象にするか、検討する必要がある。現行の設置許可基準規則では、設計基準対象施設については「誤操作を防止するための措置」を求めるとともに、重大事故等対処設備については、「確実に操作できること」を求めているため、それらの要求事項を具体的に補足するようなグレーデッドアプローチに基づく評価が重要である。またその際には、“論理的、体系的かつ一貫性のある” 取り扱いを行うための確率論的アプローチ（リスク情報の活用）のあり方や、網羅性のある重要な運転員操作の抽出方法が検討課題となる。

- 最新の間信頼性解析手法の導入をどのように図るべきか。
 - 現在、日本では、人間信頼性解析手法として主に 1979 年に開発された「THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)」^(参18) を適用している。しかしながら、THERP は単純なやり忘れのみを対象とし、誤認識、誤判断等の認知的なエラーを考慮できていない、適用する人的過誤のデータベースが古い（現在の制御盤設備に対応していない）等の限界が認識されている。一方、最新の間信頼性解析手法においても、誤認識、誤判断等の認知的なエラーの考慮や、運転手順書を明確なステップごとに記述できないレベル 2PRA における適用等には課題

が残っている状況である。

- 現在、NRC において導入が進められている人間信頼性解析手法である「IDHEAS (Integrated Human Event Analysis System)」^(参19)を想定し、NRC も研究課題として目下取り組んでいる重要な運転員操作の扱い(人間信頼性解析)及びタスク分析における分析範囲の拡張(外的事象対応、設計基準外事象緩和戦略、commission error 等)を、日本においても検討していくことが重要と考えられる。

- 現実のプラント安全に影響を与える可能性のある運転操作以外の作業(保守作業等)による人的過誤を効果的に低減する人間工学設計プロセスをどのように促進するか。
 - NRC における審査(NUREG-0711 適用)の実態を調査するとともに、その結果を踏まえ、保守作業等を対象とする人間信頼性解析やタスク分析、V&V 手法等を明確にすることが考えられる。

この課題については、保守に係る人的過誤は、保守時に不具合が内在し、事故時に必要な設備が動作しないことから運転員の判断が困難となる状況を生じかねないなど、人間工学の関連から重要な事項と認識されている。一方で、多様でかつ多数の機器の保守について人間工学の要件の適用を図るのは現実的ではないため、範囲の絞り込みが必要と考えられる。

このため、例えば、保守作業を分類して、保守時のラインナップ変更が正常に復帰したか否かを起動前に確認する起動前確認を対象とし、機器本体の分解点検等の保守作業は対象外とするなどの絞り込みが考えられる。

あるいは、機器の保守を対象とする場合にも、重要な保守作業の選定等により特に重要な機器を選別して対象とすることも検討課題である。

2. 3. 3 重大事故等対処設備に人間工学設計評価を適用する場合の課題の検討

前項に記載したように、人間・組織系に関する評価については、評価の技術的根拠を明確にするためにいくつかの課題が見いだされている。特に、不確実な状況下にある重大事故時等において対応する人間の複雑な認知行動を評価するためには、人間工学設計評価プロセスや、その主要な要素技術である人間信頼性解析手法を高度化することなど、安全研究において探求すべき重要な研究課題がある。

本項ではこうした重大事故等に適用する場合の人間工学設計評価における安全研究ニーズや課題を検討した。またこれらの課題を解決し、評価手法に反映する方法についても検討した。

重大事故においては、事態が深刻化するに従い、状況の不確実さが増大するとともに、

プラントと人間の相互作用も複雑となる。このため、DS492 において提唱されている設計プロセスの主要な要素である分析、設計、検証と妥当性確認において、人間工学の適用には難易度を増し、これを克服するために人間工学設計評価の方法論をより高度化する必要が生じる。重大事故時において人間工学の適用に難易度が増す点としては主として表 2.

3. 6 に示す 3 点が挙げられる。またこれに対応して、3 点の高度化すべき設計評価の方法論が考えられる。この方法論の組み合わせは、リスクの重要度に応じた人的タスクの抽出⇒抽出したタスクの認知的パフォーマンスに関する深いタスク分析⇒タスク分析の結果の人間工学設計への反映といった、相互に強く関連した項目であるので、これを高度化フレームワークと呼ぶ。既存の評価プロセスに、この高度化フレームワークを加えることで、人間工学設計範囲を重大事故時にまで拡張できるものと考えられる。このため、本安全研究分野の今後の重要な研究課題としてこの問題に取り組む必要がある。

表 2. 3. 6 重大事故時における人間工学上の課題と解決のためのフレームワーク
Table 2. 3. 6 Issues of Human Factors Engineering for B-DBEs and the enhanced framework

	人間工学上の課題	設計プロセス評価の高度化フレームワーク
①	事故の進展推移が多様化するため、対応する人間のタスクも多様化する	プロセス「重要な運転員操作の扱い」において、多様な人的タスクの中から、安全上重要なタスクを抽出する
②	手順書の機械的な遂行だけではなく、的確な状況認識や判断が求められる	プロセス「タスク分析」において、認知的モデルに基づき人的過誤を特定する
③	ヒューマンマシンインタフェース、手順書、訓練等の人間工学設計において、特定した人的過誤の発生を適切に低減する必要がある	特定された人的過誤について、人間工学設計においてその低減策を施し、またプロセス「検証と妥当性確認」、「人的パフォーマンスの監視」において、低減策が実際に妥当であることを確認する

2. 4 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討

2. 3において人間工学設計評価に伴う重要な研究課題として、重大事故時等に人間工学設計評価を適用するための課題と、これを克服するための高度化フレームワークを検討した。

高度化フレームワークは、リスクの重要度に応じた人的タスクの抽出⇒抽出したタスクの認知的パフォーマンスに関する深いタスク分析⇒そのタスク分析の結果の人間工学設計への反映という流れで構成されており、タスク分析を主軸とした論理を展開するものである。従ってこの高度化フレームワークを実現するためにはタスク分析の主要な要素技術である人間信頼性解析手法の高度化が鍵となる。

本節では、重大事故時等の人間工学設計評価に人間信頼性解析手法を適用する実現方法を明確にするため、人間信頼性解析手法の技術動向を調査、分析し、その適用可能性や手法の高度化のあり方について検討した。

2. 4. 1 人間信頼性解析手法の技術動向の調査分析

人間信頼性解析は信頼性工学の一つの分野であり、人間をプラントシステムの一要素として捉え、その人間がプラントシステム全体の安全にどのように影響を与えるかを、工学的、定量的に評価するものである。人間は、機械設備や材料とは異なり、付加されるストレスとその結果としての挙動（期待されるパフォーマンスを発揮しない等）の関係を関数として把握することが基本的に困難であるので、定量化にあたっては、理論的な解析やシミュレーションではなく、統計的、確率論的な経験値を適用することになる。このため、人間信頼性解析は本質的に物理過程を明確にした決定論ではなく、確率論をベースとしたリスク情報活用のなかで用いられるものである。

(1) 人間信頼性解析の基本的な解析の流れ

人間信頼性解析の基本的な解析の流れとしては、経験的な知見に基づいて、人間のタスクを分析し、発生し得る人的過誤のタイプや発生確率を評価する(図2.4.1)^(参20,参21)。

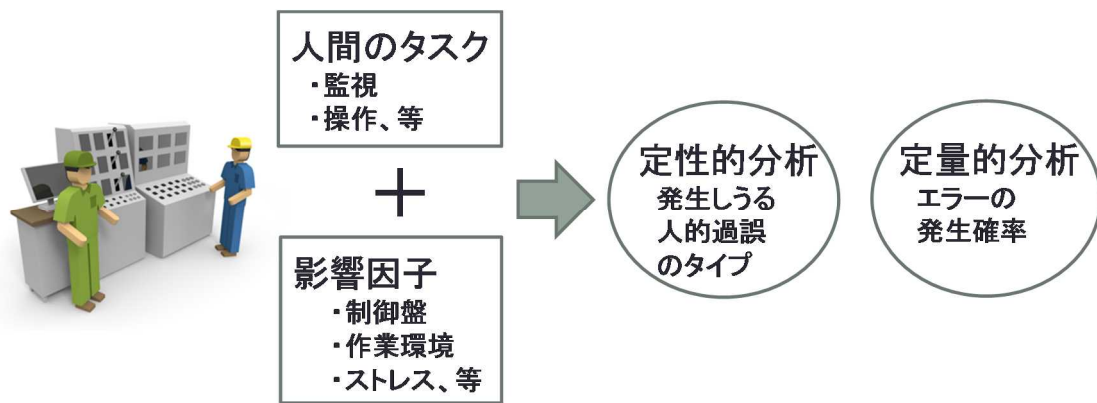


図 2. 4. 1 人間信頼性解析の流れ

Figure 2. 4. 1 Major elements in Human Reliability Analysis

この人間信頼性解析を実施するうえで主要な技術的要素としては、「評価するタスクの特定」「定性的分析モデル」「定量化モデル」がある。

○評価するタスクの特定

タスクとは、実行する任務の単位。目標や実現すべき機能を明示できるようなまとまった行動であり、監視や操作といった一連の行為の素過程により構成される。

解析において評価するタスクは、手順書や想定する認知プロセス等に基づいて特定する。また、誤解により良かれと思って手順書を逸脱してしまう行為も対象となる（この結果、もたらされる人的過誤をコミッションエラーと呼び、その体系的な抽出は困難な課題の一つである）。

○定性的分析モデル

発生し得る人的過誤のタイプや特性を定性的に分析するためのモデル。過誤は偶発的に起こるとするもの、過誤に至る認知的な事情（コンテキストと呼ぶ）を考慮するもの、過誤に至る認知的なプロセスのモデルを明示的に設定するもの等がある。

○定量化モデル

定性的分析において検討された、発生し得る人的過誤のタイプや特性について、人的過誤の発生に影響を与える因子を考慮して定量化を行うためのモデル。影響因子を基本確率値に乗算するファクター係数として設定しているもの（影響因子モデル。最近では、PIF (Performance Influencing Factors) モデルと呼ばれる）、類別された認知プロセスごとに過誤確率値がデータテーブルとして構築されているもの、タスクの特性を考慮して専門家が1つ1つ個別に過誤確率を判断するもの、等がある。

(2) 解析手法の分類及び比較

解析手法の技術動向としては、人間信頼性解析は THERP (Technique for human error-rate prediction) 手法 (1983) を嚆矢とし、まず第 1 世代と呼ばれる方法論が提案された。その後、人的過誤の発生要因として重要な認知的なメカニズムの分析を深める手法が提案され、第 2 世代と呼ばれた。最近では、第 2 世代の短所 (解析の負荷が多大、分析者の力量に依存する等) を改善するための手法が開発されてきている。

解析の主要な技術的要素である「評価するタスクの特定」「定性的分析モデル」「定量化モデル」の観点から各解析手法を分類、比較した例を表 2. 4. 1 に示す。また、手法の長所、短所を分析した結果を表 2. 4. 2 に示す。

表 2. 4. 1 解析手法の分類、比較

Table 2. 4. 1 A classified table of Human Reliability Analysis

解析の主要な技術的要素			第1世代 (タスクベース) ・ THERP (1983) ・ HEART 1988)	第2世代 (コンテキストベース) ・ ATHEANA (2004) ・ MERMOS (1999)	最新手法 (マクロコグニティブ) ・ ERRI HRA (2005) ・ IDHEAS (2016)
評価タスク の特定	手順書	ステップバイステップの手順書に基づき評価タスクを設定	○	○	○
	認知プロセス	自由度の高い手順書であっても認知的プロセスに分解し設定。SAMG等にも対応可能	—	○	△ ※Crew Response Diagram
	コミッションエラー	(誤解に基づき良かれと思って) 手順書から逸脱した操作をしよう場合を考慮	—	△	△
定性的分析 モデル	偶発的過誤	機械の偶発故障のアナロジーで偶発的な過誤を考慮	○	○	○
	コンテキスト	過誤に至る事情 (Error Forcing Context) を考慮	—	○	○
[考慮する 認知プロセス]	認知プロセスモデル	過誤に至る認知プロセスモデルを明示的に考慮	—	△	○ ※Macro Cognitive Model
定量化 モデル	影響因子	影響の大小に基づき、基本確率にファクターを乗算	○ ※Performance Shaping Factors	—	○ ※Performance Influencing Factors
	データテーブル	認知プロセス毎にデータテーブルを構築	△	—	○
	専門家判断	タスク毎に専門家判断。詳細検討が可能だが、専門家により評価結果がばらつく	—	○	—

表 2. 4. 2 各解析手法の長所、短所

Table 2. 4. 2 Comparisons among classified HRA

	第1世代 (タスクベース) ・THERP(1983) ・HEART(1988)	第2世代 (コンテキストベース) ・ATHEANA(2004) ・MERMOS(1999)	最新手法 (マクロコグニティブ) ・ERRI HRA(2005) ・IDHEAS(2016)
長所	<ul style="list-style-type: none"> よく知られており、普及している 解析が比較的容易 	<ul style="list-style-type: none"> 詳細な認知的プロセスをタスクの内容に応じて深掘りできる 自由度のある手順書(SAMG等)であってもタスク分解が可能 力量のある分析者により、コミッションエラーも評価できる 	<ul style="list-style-type: none"> 解析プロセスが定型化、明確化されており、第2世代に比べて容易。ばらつきも少ない 認知的なプロセスを適切なレベルで考慮している 自由度のある手順書、コミッションエラーにもある程度対応できる
短所	<ul style="list-style-type: none"> 偶発的なエラーのみを扱っており、認知的プロセスを考慮していない 80年代の核爆弾製造ラインの古い統計データに基づく 	<ul style="list-style-type: none"> 解析には相当な労力と資源が必要 分析者の力量により、定量化の結果がばらつく 定量的結果に至るまでのプロセスが透明性に欠け、説明性に乏しい 	<ul style="list-style-type: none"> 開発されて間もなく、成熟していない、実績に乏しい 作業環境がより多様なシナリオ(地震・津波、FLEX機器利用等)について、データテーブルが整備されていない

(3) Macro Cognitive Model (参22) に基づく最新手法

機械の偶発故障のアナロジーにより人間のミスを経験的なものとして扱っている第1世代の定性的モデルの短所を克服するため、第2世代では、過誤に至る事情や状況をコンテキストとして明示的に考慮するとともに、それに対応する人間の認知的なふるまいを分析するためのツールである認知プロセスモデルが導入された。この結果、偶発的なミスだけではなく、様々なタスクに対応する人間の認知的なプロセスや過誤のタイプをこのモデルに基づいて自由度高く深掘りすることが可能となった。しかしながら一方でその分析は、対象となるタスクについて一つ一つ個別に手作的に分析を進めていく手法であったので、分析には相当な労力と資源が必要となり、また分析者の洞察力やモデルに対する理解度に負うところが大きく分析結果にばらつきが生じてしまう、分析結果に至るまでの思考過程が分析者の頭の中で進行するため透明性や追跡性に乏しく共有しにくい、という欠点を伴うものでもあった。

この第1世代及び第2世代の短所をともに克服する手法として、最新のMacro Cognitive Modelに基づいたIDHEAS(2016)の開発がNRC/RESにより進められている。IDHEASの開発は、米国原子炉安全諮問委員会(ACRS)の要請(2006)“政府機関が使用できる、単一の手法か、あるいは個別の状況に応じて使い分けられる複数の手法のガイダンスを整備すること”を契機としており、その際、上記の課題を考慮し、手法の透明性、追跡性、再現性、現実性及び分析者による結果のばらつきの低減を開発目標として掲げている。

IDHEASでは、認知的なプロセスを考慮していない第1世代の短所、及び認知的なプロセスを詳しく考慮するがそのため解析には労力と高い専門性が要求され、分析結果が解析者の能力に依存するという第2世代の短所を克服するため、これまでの研究事例の広範な調

査分析を行い、多くの専門家が共有できる認知的プロセスを簡潔で見通しの良い「Macro Cognitive Model」(図2.4.2)として集約している。このように認知的なプロセスモデルを集約化、マクロ化することによって、個別のタスクに応じた自由度の高い深掘り分析には制約が生じるものの、分析の流れが定型化、簡素化されるので、分析の労力と分析結果のばらつきの低減、手法の透明性、追跡性、再現性、現実性の向上が図られている。

その集約された Macro Cognitive Model では、人的過誤を5つのタイプ(検知・気づきの失敗等に整理し、その発生過程について、「人的過誤の主原因(重要なキューや情報に注目しない等)」や「人的過誤のメカニズム(短期記憶の容量を超過等)」を遡り、発生要因である「詳細な影響因子(PIF)(制御盤の過大な操作負荷等)」に至るまでの階層構造を構成している。

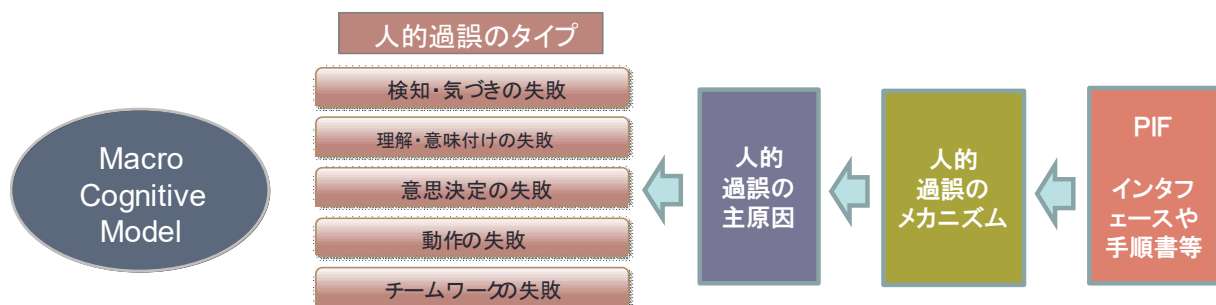


図2.4.2 Macro Cognitive Model

Figure 2.4.2 Macro Cognitive Model

広範な先行研究の調査分析の結果に基づき人的過誤のタイプを5つに集約したことは、「Macro Cognitive Model」の最大の特徴となっている。具体的には、人間の認知プロセスを大局的に「検知・気づき」→「理解・意味づけ」→「意思決定」→「動作」に加えて、「コミュニケーション」の5つに区分し、各認知プロセスにおける過誤の発生要因を、このモデルの階層構造に基づいて、主原因、メカニズム、影響因子へと段階的に掘り下げていくものである。

表2.4.3に「人的過誤の主原因」の具体的な設定を示す。また表2.4.4に「検知・気づきの失敗に関する人的過誤のメカニズム」を、表2.4.5に「検知・気づきの失敗に関する詳細な影響因子(PIF)」を示す。

表 2. 4. 3 Macro Cognitive Model における人的過誤の主原因

Table 2. 4. 3 Proximate Cause in the Macro Cognitive Model

対応段階	人的過誤の主原因
全ての段階	AR: Key Alarm Not Attended to (主要な警報に注意を払わない)
状況の理解及び対応の計画	MP: Misread or Skip Critical Step(s) in Procedure (手順書の重要なステップを読み誤るかスキップする)
状況の理解	SA-1: Data Misleading or Not Available (誤解を招くような情報があるか、入手できない)
	SA-2: Wrong Data Source Attended to (間違った情報源に注目する)
	SA-3: Critical Data Misperceived (重要な情報を誤って認識する)
	SA-4: Critical Data Dismissed/Discounted (重要な情報が却下されるか、無視される)
	SA-5: Premature Termination of Critical Data Collection (重要な情報の収集が不完全なまま終了する)
対応の計画	RP-1: Misinterpret Procedures (手順書を誤って解釈する)
	RP-2: Choose Inappropriate Strategy (不適切な対応戦略を選択する)
操作の実行	E-1: Delay Implementation (操作の実行に遅れる)
	E-2: Critical Data Not Checked/Monitored with Appropriate Frequency (重要な情報を適切な間隔で確認しない)
	E-3: Fail to Initiate Execution (操作を開始しない)
	E-4: Fail to Correctly Execute Response (Simple Task) (単純なタスクにおいて、操作を正しく実行しない)
	E-5: Fail to Correctly Execute Response (Complex Task) (複雑なタスクにおいて、操作を正しく実行しない)

表 2. 4. 4 検知・気づきの失敗に関する人的過誤のメカニズム

Table 2. 4. 4 Human failure mechanism for detection and noticing

検知・気づきの失敗に関する人的過誤のメカニズム
注意 — キューの変化に気づかない
監視における覚醒状態 — 覚醒状態を維持できない
監視における覚醒状態 — 注意の分散
キューの内容 — キューの質が悪く、気づかない
キューの内容 — 多すぎる、重要なキュー
キューの内容 — 複雑すぎる、重要なキュー
予想 — 予想しているキューと、実際のキューとのミスマッチ
短期記憶 — 短期記憶の容量の超過

表 2. 4. 5 検知・気づきの失敗に関する詳細な影響因子 (PIF)

Table 2. 4. 5 Performance influencing factors for detection and noticing

検知・気づきの失敗に関する詳細な影響因子(PIF)
キューの特性、タスクの負荷、タスクの複雑さ、時間的負荷
ヒューマンシステムインタフェース、手順書
検知の方法、注意、意図 (動機)、認知的バイアス、
知識と経験、状況へのなじみ、スキル、物理的・認知的能力、ストレス、訓練、モラルと態度

(4) 最新の人間信頼性解析手法の研究課題

IDHEAS に代表される Macro Cognitive Model に基づいた最新の人間信頼性解析手法においては、上述したように、「人的過誤のタイプ」－「人的過誤の主原因」－「人的過誤のメカニズム」－「詳細な影響因子 (PIF)」の関係が集約的に整理され階層構造において定型化されており、さらには詳細な影響因子 (PIF) の大きさに応じた人的過誤のタイプの発生可能性の定量的な関係 (すなわち、人的過誤の発生確率) がデータテーブルとして用意されている。このため、あるタスクの実行を分析するにあたっては、定型的な階層構造及びデータテーブルを用いることにより、そのタスクを実行する際の影響因子の状況を評価することにより、発生しうる人的過誤のタイプ及びその発生可能性について、分析者の技量に依らず、一定程度の質を維持した分析結果を得ることができる。

しかしながら、このように定型的な階層構造及びデータテーブルを適用できるのは、当然ながらそのような関係性が事前に用意されている場合に限られる。IDHEAS においても、定格運転中の内的事象についてはすでに手法が整備されているが、内的事象における火災や、地震・津波といった外的事象については手法の整備は途上にある。また、内的事象から外的事象へと事故状態の厳しさが増すに従って認知的プロセスの多様性や複雑さも増大するため、その関係性を定型的に描きにくくなるという問題も生じてくる。これは、詳細な認知的プロセスを丁寧に分析する第 2 世代の手法においても共通する課題である。

第 2 世代も含めた最新の人間信頼性解析手法において、分析が困難であるため研究課題として認識されている項目を表 2. 4. 6 に示す。表では課題の困難さを朱色の濃さで表している。

基本的には、決定論的アプローチに加え、確率論的アプローチにおいても起因事象前のタスク (Type A) や起因事象発生の変因となるタスク (Type B) については、タスクの種類が限定されるため、人間信頼性解析手法の適用は比較的容易である。

一方、起因事象発生後の対応におけるタスク (Type C) に関して言えば、ステップバイステップの手順を明確に設定できる運転操作については、人的過誤に至る認知的な変因やメカニズムを頭わに考慮して分析することが可能となってきた。しかしながら、機械的に手順書を追うのではなく、運転員による状況判断や対応計画の如何が運転操作に影響を与える程度が大きくなるに従い、認知的プロセスの多様性や複雑さも増大するため、こうした分析が困難となる。特に、手順書からの逸脱を考慮する必要がある場合や、重大事故時において手順書に明確に記述しきれない対応を行う際の人間信頼性の評価においては困難さは増大する。具体的には、重大事故時における自由度の大きいガイドライン (SAMG 等) に基づく対応や FLEX 機器を利用した対応、現場制御機器等の制御室外での対応の考慮、緊急時対策所等とのコミュニケーションやチームワークの評価、コミッションエラーの体系的な評価、等である。こうした状況に対する人間信頼性解析手法の適用の拡大は、現在、国内外の研究者の共通した課題となっている。

表 2. 4. 6 最新の人間信頼性解析手法の研究課題

Table 2. 4. 6 Challenging for advanced Human Reliability Analysis

		設計基準事故	重大事故等			
			炉心損傷防止 適用手順書：EOP	地震・津波、火災 適用手順書：特定な手順書	格納容器破損 適用手順書：SAMG	
決定論的アプローチ		(課題無し)	不明確な成功基準 コミッションエラー未考慮	(同左)	(同左)	
確率論的アプローチ	Type A		I&C における計器のキャリブレーション、接続の考慮 低出力・停止時の考慮	災害特有のタスクの考慮		
	Type B		低出力・停止時の考慮	災害特有のタスクの考慮		
	Type C	C1 手順書ベース		認知プロセスの考慮	対応要員やリソースの増大 チームワークの考慮	自由度の大きい SAMG の考慮 過大な多様性の考慮 - FLEX 機器による対応 - 緊急時対策所等とのチームワーク
		C2 手順書逸脱		認知プロセスの考慮 コミッションエラーの不十分な考慮 乏しい運転経験やシミュレータ訓練	(同上) + (同左)	- level 1/2 間の依存性 - 長期対応時の多様性 - 複数号機の同時対応
		C3 回復行為		認知プロセスの考慮	対応要員やリソースの増大 チームワークの考慮	増大する不確実性 乏しい運転経験やシミュレータ訓練
共通課題			依存性の考慮 デジタル I&C の考慮	(同左)	(同左)	

我が国の規制において、制御盤や監視・操作機器等の設計、手順書や訓練プログラムの開発について、設計基準事故から重大事故までプラント全体の安全性に影響を与える重要度に応じて、適宜、人間工学設計を評価するためにも、最新の科学技術の水準及び海外規制動向を反映しつつ、人間信頼性解析手法の持つこのような課題について研究を進めることが重要である。

2. 4. 2 人間信頼性解析手法の人間工学設計評価や重大事故等への適用性の検討

人間信頼性解析手法を我が国の規制における人間工学設計評価に適用するにあたっては、2. 3. 3 及び 2. 4. 1 で検討したように、高度化フレームワーク (表 2. 3. 6 参照) の主要な技術要素であるタスク分析を実施するための人間信頼性解析手法を構築することが重要である。この場合、適用する人間信頼性解析手法はこれまでに整理してきたように、人的過誤に至る認知的な要因やメカニズムを顕わに考慮して分析できるものでなければならない。

本項目では、このため、NRC が開発を進めている IDHEAS 手法をベースに、高度化フレームワークを実現するための方策について、以下のように検討した。

(1) 「重要な運転員操作の扱い」における、安全上重要なタスクの抽出方法

高度化フレームワークの最初の要素では、人間工学設計評価プロセスの「重要な運転員操作の扱い」において、安全上重要なタスクを抽出する。

重大事故時等においては、事故の進展推移が多様化するため対応する人間のタスクも多様化する。また事故の緩和対応における運転員による手動操作の割合が増大するため、より運転員操作の機会、多様性が増大するので、出現し得るあらゆる運転員操作のすべてを分析対象とすることは困難であり、リスクの重要度に応じて分析対象の絞り込みを行うことが必要となる。

このリスクの重要度に応じた絞り込みの方法論としては、PRA モデルを適用し、FV (Fussell-Vesely)、RAW (Risk Achievement Worth) といった重要度指標を適用して行うことが考えられる。この方法論が適用できる範囲は、成熟した質の高い PRA モデルが構築されている範囲となる。現在開発中の PRA モデル (例えば、地震等、外部事象) については、どの範囲まで適用可能なのか、を見極める必要がある。

(2) 「タスク分析」における、認知的モデルに基づく人的過誤の特定

高度化フレームワークの2番目の要素では、人間工学設計評価プロセスの「タスク分析」において、認知的モデルに基づいて人的過誤を特定する。

人的過誤の特定については、設計基準事故の範囲ではこれまでの運転経験等に基づいて検討がなされてきている。しかし、重大事故等については、発生頻度が低く被害が甚大となり得ることから、これまでの運転経験の反映だけではなく、人間信頼性解析手法を適用して、予測的に人的過誤を特定して対処することが求められる。

人的過誤は、意図しない(偶発的な)行為であるスリップ・ラプス(スキルベース)と、意図した行為であるミステイク(ルールベース、知識ベース)に分類される。このうち、意図しない(偶発的な)行為であるスリップ・ラプスは偶発的なものであることからその発生は事前に特定できない。またこれらについては既に色分け等のステレオタイプへの配慮等により人間工学的な対処が方法論として成熟している。一方、意図した行為であるミステイク(ルールベース、知識ベース)は、事故事象が厳しい状態になるとともに増加し、またその発生を早期に気づいて改めることも難しく、事態に深刻な結果をもたらし得るので、回避や低減方法を事前に特定し対処しておくことが極めて重要である。

このため、認知的プロセスモデルに基づき、意図した行為であるミステイクによる人的過誤を特定する方法を具体的に検討する必要がある。ミステイクを対象とする場合、その人的過誤に至る「運転員の認知・判断・操作の一連の流れ」を考慮することが重要である。このような運転員の認知・判断・操作の一連の流れを明示的に考慮したタスク分析には、IDHEAS 手法等、Macro Cognitive Model に基づいた手法を適用することが考えられる。このタスク分析の結果、“人的過誤の発生要因を踏まえ、その発生可能性を低減するために必

要な人間工学上の配慮／設計要求事項”を明確にすることが可能になると考えられる。

(3) 特定された人的過誤に対する人間工学設計における低減策の考慮

高度化フレームワークの3番目の要素では、人間工学設計評価プロセスの後段の「設計」において人的過誤発生低減策を施し、またV&V等において、その低減策が実際に妥当であるかを確認する必要がある。そのため(2)においては、“人的過誤の発生要因を踏まえ、その発生可能性を低減するために必要な人間工学上の配慮／設計要求事項”を明確にしている。

ここでは、まず設計要求事項を、設計フェーズであるヒューマンマシンインタフェース設計や手順書、訓練プログラムの開発段階において反映する。V&Vの段階においては、そうした設計意図通りに人的過誤の低減策が効果を表しているかを、各設計要素を総合して確認する。このプロセスを体系的に行うためには、発生が予測し得る人的過誤とその発生メカニズム、人的過誤に至る運転員の認知・判断・操作の一連の流れに対する、ヒューマンマシンインタフェースや手順書における対策との具体的な対応関係を、原因と対策の手引き集のようにまとめておくことが有効であると考えられる。

高度化フレームワークを具体化する試案として、(1)及び(2)において述べた方法により安全上重要なタスクを抽出したうえで人的過誤を特定し、その人的過誤から人間工学設計上の低減策を検討し、さらにその効果を確認するという一連の流れ(図2.4.3)を想定した。今後の安全研究において、この具体的な方法の実現可能性を検討し、方法論を構築していくことが重要である。

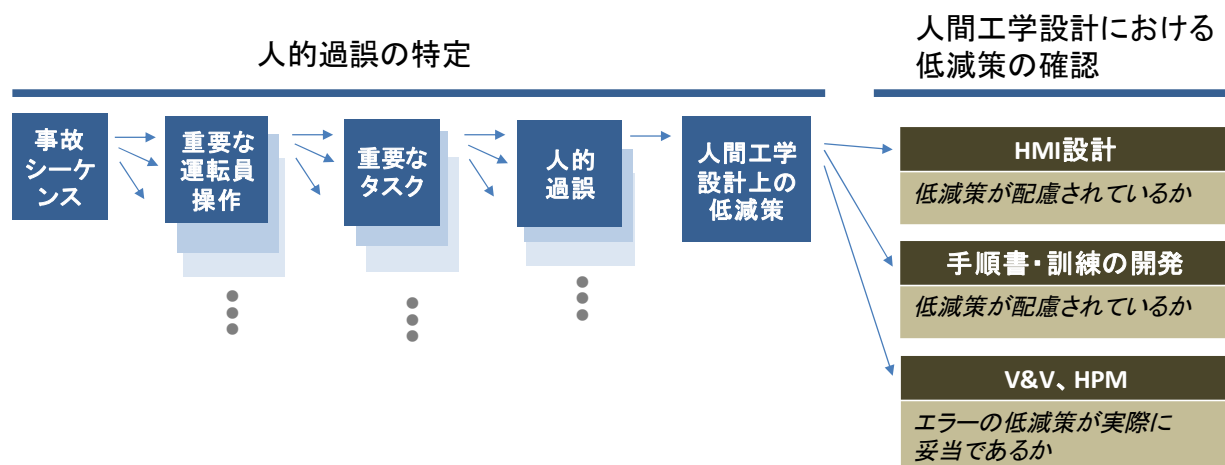


図2.4.3 高度化フレームワークを具体化する試案

Figure 2.4.3 Relations from task analysis of potential human errors into the other HFE processes

2. 5 事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得

本研究項目では、多様な概念に基づいて原子力認可取得者の組織変更を規制している英国について調査を行い、その特徴を整理した。

2. 5. 1 英国における組織ケイパビリティの調査

英国では、組織変更によりドーンレイ高速実験炉や高速原型炉の技術管理部門が弱体化したことを契機に、2000年に認可条件 LC (License Condition) 36「組織ケイパビリティ (Organizational capability)」が制定された。LC 36は、発電所に関わるすべての会社に適用されるものであり、要員数、資格要件、グループ企業構成等について大幅な組織改正がある場合、規制として確認することになる。

また認可条件 LC の補足資料である技術評価ガイド (TAG : Nuclear Safety Technical Assessment Guide) のうち LC 36に関連するガイドで示されている組織変更評価の概念として、インテリジェントカスタマー (Intelligent Customer)、原子力ベースライン (Nuclear Baseline)、設計オーソリティ (Design Authority) 等を整理した。

(1) 認可条件 LC 36

認可条件のうち、組織ケイパビリティについて扱っているものが、2000年に制定された LC 36である。この LC36により英国の認可取得者は、認可済みサイトの安全運転を保証するための十分な財源と人材の提供及び維持が要求されることになった。

認可取得者に対する LC 36の各項目の要求事項は以下の通りである。

- LC 36(1) : 認可取得者は、認可済みサイトの安全運転を保証するため、十分な財源と人材を提供し維持する。
- LC 36(2) : 第1項の要件を損なうことなく、認可取得者は、安全に影響し得る自らの組織構造あるいは資源へのあらゆる変更を管理するための十分な取り決め (arrangement) を整え実施すること。
- LC 36(3) : 認可取得者は前述の取り決めのうち、ONR (Office for Nuclear Regulation : 原子力規制局) が指定する部分について承認を求めて ONR に申請すること。
- LC 36(4) : 認可取得者は、一旦承認された取り決めは、ONR が承認しない限り代替又は修正がなされないようにすること。
- LC 36(5) : 前述の取り決めには、安全重要度に従った組織構造又は資源への変更の分類が規定されること。取り決めには、あらゆる変更案の安全性を正当化する

文書の作成要件が含まれ、必要に応じてその文書の ONR への提出が規定されること。

- LC 36(6) : 認可取得者は、ONR の指示を受けた場合には、自らの組織構造又は資源の変更を中止し、ONR の同意なしに変更を再開してはならない。

以上から、認可取得者は、原子力発電所の安全運転のために必要な人材及び財源確保を要求され、それらの維持のため安全重要度に従った組織及び資源変更管理（の取り決め）を要求される。ONR が指定する内容を含む取り決めは、その変更も含め ONR の承認が必要である。また、ONR が指示した場合には認可取得者は組織変更を中止しなければならない。よって、LC 36 は、原子力発電所を運営する認可取得者の組織及び資源に対する規制の実効性を伴った要求事項であるといえる。

(2) LC 36 に関連する技術評価ガイド

① 認可取得者の組織変更を評価する内容

原子力安全技術評価ガイド NS-TAST-GD-065「原子力ベースラインの機能および内容」において、認可取得者が発送電分離等の組織変更を行う際に、事前に認可取得者が変更内容を評価する内容が記述されている。「ベースライン」とは、組織変更案が原子力安全に及ぼす潜在的影響を認可取得者が評価する際の基準となり得る参照点（reference point）である。この原子力ベースラインを基準として評価することによって、認可取得者は、自らが原子力安全を有効にマネジメントするのに必要な人材と技量を組織変更の際しても維持できることを実証するものである。

② 組織ケイパビリティ

原子力安全技術評価ガイド NS-TAST-GD-048「組織ケイパビリティ」の原則 3～6 に、以下の内容が記述されている。

- 原則 3 : 認可取得者の組織変更管理は原子力ベースラインを参照するとともに、それを定期的に更新するプロセスを含むべきである。
- 原則 4 : 認可取得者の組織変更管理では、変更案がもたらしうる安全重要度を事前に特定するための初期スクリーニング評価が含まれるべきであり、分析及び正当化の程度を判断するための適切な分類が確立されるべきである。
- 原則 5 : 認可取得者は、組織変更案の安全性について、安全に対して及ぼしうる影響に見合うように評価及び正当化し、変更の実施状況を監視するべきである。
- 原則 6 : 認可取得者は、取り決め全体の有効性及び実施済みの組織変更を定期的にレビューするべきである。

また、NS-TAST-GD-048 の付録 3 には組織変更の内容に応じた分類が示されており

(表2.5.1参照)、原子力安全の標準が「大きく低下」(カテゴリー1)及び「かなり低下」(カテゴリー2)する事態に繋がり得る組織変更については、原子力規制局(ONR)の承認が要求されている。

③ インテリジェントカスタマーケイパビリティ

原子力安全技術評価ガイド NS-TAST-GD-049「認可所得者のコア・ケイパビリティ及びインテリジェントカスタマーケイパビリティ」では、「インテリジェントカスタマー」について、以下の定義を示している。

「インテリジェントカスタマーとして、原子力の安全という背景において、施設の運営管理者は、請負業者が提供するサービスの必要性を完全に理解し、必要条件を特定し、請負業者の作業を監督し、実施の前、最中、後の生産活動を技術的に点検しなければならない。インテリジェントカスタマーである度合いは、個々の役職就任者の対応能力よりも、むしろ組織全体としての属性である。」

また、検査官への助言の原則2に、以下の内容が記述されている。

- 原則2: 認可取得者は、請負業者が認可取得者のために行った作業を含めて、その事業の全てにおける原子力及び放射線の安全及びセキュリティについての全体の責任、管理及び監視を維持しなければならない。

④ 設計オーソリティケイパビリティ

原子力安全技術評価ガイド NS-TAST-GD-079「認可所得者の設計オーソリティケイパビリティ」では、「設計オーソリティ」は、次のように定義されている。

「施設の全ライフサイクルを通じた原子力施設の安全への責任、及び設計完全性と全体的基礎を維持するための必須の知識を備えた免許所有者の組織の定義された機能。設計オーソリティは、個々の役職就任者の対応能力よりも、むしろ組織全体としての属性である。」

また、検査官への助言の原則2と4に、以下の内容が記述されている。

- 原則2: 設計オーソリティは、設計変更案及び譲歩案を承認又は拒否する権限及び責任を有するべきである。
- 原則4: 設計オーソリティは、プラントの条件及び制限値に対する変更及びパフォーマンス特性を評価するためのリソース、ケイパビリティ、及び管理プロセスを備え、運転の変更あるいは中断を推奨する権限を有するべきである。

⑤ 独立チャレンジケイパビリティ

原子力安全技術評価ガイド NS-TAST-GD-080「チャレンジ文化、独立チャレンジケイパビリティ(内部調整職務を含む。)及び原子力安全の助言」に、独立チャレンジ

ケイパビリティについて記述されている。ONR は認可取得者が独立チャレンジ機能を備えていることを明示できるよう期待する。この意味におけるチャレンジとは、原子力安全に影響を与える可能性のある決定や行動指針について疑問を持ち、説明及び／又は正当性の根拠を求めることである。独立チャレンジ機能は通常、原子力安全管理配置の一部として構造的、形式的なチャレンジを行う目的で人々が任命される職務によって実現される。

2. 5. 2 英国における組織ケイパビリティの考え方の特徴

調査の結果、英国においては、組織ケイパビリティという概念に基づいてきめ細かく組織変更に関する安全性を確認していることがわかった。英国における組織ケイパビリティの考え方の特徴を以下に整理する。これらの特徴は、我が国の規制の継続的改善において参考になるものと考えられる。

- ① 安全上の重要性に応じて組織変更を評価しカテゴリー分類するためのプロセスや、それらを確認するためのプロセスが明示されている。
- ② 原子力ベースラインという概念により、組織変更案が原子力安全に及ぼす潜在的影響を認可取得者が評価する際の基準が示されている。
- ③ インテリジェントカスタマーや設計オーソリティといった、認可取得者が備えるべき重要な組織的能力に関する概念がきめ細かく明示されている。

表 2. 5. 1 NS-TAST-GD-048 付録 3 「組織変更の分類に関する広範なガイダンス」に示された組織変更の分類一覧

Table 2. 5. 1 NS-TAST-GD-048 Appendix 3: Broad Guidance on Classification of Organization Changes

<ul style="list-style-type: none"> ・ カテゴリー1 の組織変更 <ul style="list-style-type: none"> 組織変更の構想あるいは実行が不適切である場合、オンサイト及びオフサイトの影響可能性がある原子力安全の標準が「大きく低下」する事態に繋がり得るもの。 例：会社あるいはサイトの広範囲に及ぶ組織変更 <ul style="list-style-type: none"> 組織あるいはサイトの売却、買収、もしくは合併 複数の事業部、部門もしくはサイトが関係する組織変更 原子力の安全上重要な機能の大規模な縮小あるいは外注 ・ カテゴリー2 の組織変更 <ul style="list-style-type: none"> 組織変更の構想あるいは実行が不適切である場合、サイトの大部分あるいは全体に影響を及ぼす可能性がある、原子力安全の標準が「かなり低下」する事態に繋がり得
--

るもの。

例：施設全体あるいは部門全体の人々に影響する組織変更

複数の管理階層に影響を及ぼす組織変更

環境、健康及び安全（Environment, Health and Safety : EH&S）を担うチームの大規模な縮小

サイト緊急時対応に影響を及ぼす組織変更

・ カテゴリー3 の組織変更

組織変更の構想あるいは実行が不適切である場合、単一プラント、部門もしくは事業単位に影響を及ぼす可能性がある、原子力安全の標準が「少し低下」する事態に繋がり得るもの。

例：プロセス領域あるいはプラントのかなりの部分の人々に影響する組織変更

単一の管理階層に影響を及ぼす組織変更

チームの小規模縮小

部門間の責任移譲

・ カテゴリー4 の組織変更

原子力安全に対する影響は無視できるか、殆どないもの。

例：系列（line）管理者あるいは集団の作業負荷に繋がらない組織的責任の変更

EH&S への影響は殆どないチームの規模縮小

3. 結論

3. 1 成果の要点

本研究では、国内外の最新技術や規制の動向を踏まえ、人や組織といったソフト面に係る安全規制上の研究課題として以下の5項目を設定し、研究を実施した。

- ① 安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究
- ② 原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究
- ③ 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究
- ④ 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討
- ⑤ 事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得

各項目の成果の要点は以下のとおりである。

①「安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究」においては、強固な安全文化はリーダーシップの存在する統合されたマネジメントシステムの枠組みの中で醸成され、分析評価され、改善されるものとして位置付けられるとする最新の知見に基づき、安全文化に関する事業者の活動を審査及び検査において確認する視点を導出した。

②「原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究」においては、人、組織及び技術の要因は相互作用を及ぼし合ってシステム全体の安全性に影響を与えるとの最新の知見に基づき、原因分析に関する事業者の活動を審査及び検査において確認する視点を導出した。

③「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究」においては、関連する国内外の規制動向、特に米国や IAEA の規制制度や安全基準等の調査を実施するとともに、我が国の規制制度等の比較を行った。またその結果を踏まえ、我が国の規制に適用する人間工学設計評価の考え方及び課題を見いだした。さらに重要な課題である重大事故等における人間工学設計評価の適用を実現するための具体策として「安全上重要なタスクの抽出」「認知的モデルに基づいた人的過誤の特定」「特定された人的過誤の発生を低減するための人間工学設計への反映」で構成される高度化フレームワークを提案した。

④「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討」においては、人間工学設計評価における重要な要素技術である人間信頼性解析手法の技術動向を調査し、最新の人間信頼性解析手法の特徴や長所及び短所、課題を見いだした。また最新の人間信頼性解析手法の重大事故等における人間工学設計評価への適用可能性を検討した。この結果、重大事故等において人間信頼性解析手法を適用することにより、③で検討した高度化フレームワークを具体化するための試案を導出した。

⑤「事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得」においては、英国の原子力認可

取得者の組織変更に関する規制制度を調査し、インテリジェントカスタマー、組織変更を評価する根拠となる原子力ベースライン、設計オーソリティ等の組織変更を評価する内容及びその特徴を整理した。

3. 2 目的の達成状況

①「安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究」及び②「原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究」については、安全文化に係るガイド及び原因分析に係るガイドを作成するための知見の取得を目的としている。本研究において取得した知見を活用して、原子力規制委員会委員を主査とした「規制に係る人的組織的要因に関する検討チーム（以下「人的組織的要因検討チーム」という。）」^(注5)において、事業者の安全文化醸成活動を確認するための視点が検討された。またその結果を踏まえ、両ガイド（試運用版）が作成され、公開されており、当初計画した目標は達成している。

③「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究」については、実用発電用原子炉における人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計に対する評価の基本的考え方の検討が目的である。米国や IAEA と我が国の規制制度等を比較分析の上、我が国の規制に適用する際の評価の考え方を取りまとめるとともに、重要な課題である重大事故等への人間工学設計評価の適用方法を提案しており、この目的は達成している。

④「人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討」については、原子力施設における人間工学の設計評価に活用できる人間信頼性解析手法に関する知見の取得が目的である。その成果として、最新の人間信頼性解析手法の特徴や長所及び短所、課題に関する知見を取りまとめており、さらに、最新の人間信頼性解析手法を用いることにより重大事故等における人間工学設計評価への適用を具体化するための試案を導出しているため、この目的は達成している。

⑤「事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得」については、海外の原子力認可取得者の組織変更に関する調査を目的として実施し、その結果、我が国規制の継続的改善に参考となる知見を得ている。

3. 3 成果の活用等

(1) 安全文化に係るガイドの作成のために必要な研究

本研究項目の成果として得られた技術的知見は、人的組織的要因検討チームによる検討を経て「安全文化に係るガイド（試運用版）」の作成に活用された。

^(注5) https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/kisei_jinteki/index.html

(2) 原因分析に係るガイドの作成のために必要な研究

本研究項目の成果として得られた技術的知見は、人的組織的要因検討チームによる検討を経て「原因分析に係るガイド（試運用版）」の作成に活用された。

(3) 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に関する研究

本研究項目の成果は、今後、原子炉制御室等の設計、手順書及び訓練プログラム等の運用について人間工学の観点から検査するガイドの作成を検討するための技術的知見として活用する。

(4) 人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価に適用する人間信頼性解析手法の検討

本研究の成果は、今後、人間工学を考慮した原子炉制御室等に関する設計評価に適用する人間信頼性解析手法を検討するための技術的知見として活用する。

(5) 事業者の組織変更の評価に係る技術的知見の取得

今後、海外等の動向に応じて我が国において組織変更に係る規制の高度化が必要となった場合、本研究項目において得られた知見を活用する。

3. 4 今後の課題等

人間工学を考慮した原子炉制御室等の設計評価及びその評価に適用する人間信頼性解析手法の検討については、今後、重大事故等対処設備まで検討範囲を拡充するための研究を継続することが必要である。これらの研究については、今後の後継プロジェクトにおいて実施予定である。

なお、安全研究成果の具体的な規制への適用に当たっては、今後、規制活動への反映段階において適用範囲、適用レベル、適用方法等の検討を行う必要がある。

参考文献一覧

- (参 1) 原子力規制庁, 日本への総合規制評価サービス (IRRS) ミッション報告書について, 平成 28 年 4 月 25 日.
- (参 2) IAEA, “Leadership and Management for Safety (IAEA Safety Standard GSR Part 2)”, 2016.
- (参 3) IAEA, “DS492 Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants”, November 2017.
- (参 4) 原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉規制に関する法律等の一部を改正する法律 (法律第十五号 (平二九・四・一四))
- (参 5) IAEA, “Safety Series No.75 INSAG-1 Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident”, 1986.
- (参 6) 原子力委員会, “平成 17 年版 原子力白書”, 平成 18 年 3 月.
- (参 7) 原子力安全・保安院, “関西電力株式会社美浜発電所 3 号機 二次系配管破損事故について(最終報告書)”, 平成 17 年 3 月 30 日.
- (参 8) 原子力安全・保安院, “規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン (平成 19・12・03 原院第 1 号)”, 平成 19 年 12 月 14 日.
- (参 9) IAEA, “The Management System for Facilities and Activities (IAEA Safety Standard GS-R-3)”, 2006.
- (参 10) 原子力安全・保安院, “事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン (平成 22・11・10 原院第 4 号)”, 平成 22 年 12 月 10 日.
- (参 11) 原子力安全・保安院, “人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン (平成 20・02・25 原院第 4 号)”, 平成 20 年 3 月 18 日.
- (参 12) 原子力安全・保安院, “事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン (平成 20・12・05 原院第 2 号)”, 平成 22 年 12 月 12 日.
- (参 13) NRC, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition Chapter 18 Human Factors Engineering Draft rev. 3”, NUREG-0800, July 2015.
- (参 14) NRC, “Human-System Interface Design Review Guidelines”, NUREG-0700 Rev. 2, May 2002.
- (参 15) NRC, “Human Factors Engineering Program Review Model”, NUREG-0711, Rev. 3, November 2012.
- (参 16) IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, Specific Safety

Requirements No. SSR-2/1, 2012.

- (参 17) IAEA, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants” , Specific Safety Guide No. SSG-25”, 2013.
- (参 18) Swain, A. D. and Guttman, H. E. “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications” . NUREG/CR-1278, Sandia National Laboratories, 1983.
- (参 19) NRC, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application” , NUREG-2199 Vol.1, March 2017.
- (参 20) A. Spurgin, “Human Reliability Assessment - Theory and Practice” , Taylor and Francis Group, LLC. , 2010.
- (参 21) IAEA, “Human Reliability Analysis Assessment in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants” , IAEA Safety Series No.50-P-10, 1996.
- (参 22) NRC, “Cognitive Basis for Human Reliability Analysis” , NUREG-2114, January 2016.

主な執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ
システム安全研究部門

河合 潤 原子力規制専門職

高田 博子 技術研究調査官

堀内 友翔 技術研究調査官

瀧田 雅美 主任技術研究調査官

久保田 龍治 技術参与

畑 孝也 統括技術研究調査官 (現原子力規制庁長官官房人事課)

