

日本語翻訳版

IAEA 安全基準

人と環境を防護するために

原子力発電所の 設計における人間工学

個別安全指針

No. SSG-5 1

国際原子力機関

2023年 4月
原子力規制庁 翻訳

本翻訳版発行に当たっての注記事項

- A：本翻訳版は非売品である。
- B：本翻訳版は、「Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-51」©International Atomic Energy Agency, (2019)の日本語訳である。本翻訳版は、原子力規制庁により作成されたものである。本翻訳版に係る IAEA 出版物の正式版は、国際原子力機関 (IAEA) 又はその正規代理人により配布された英語版である。IAEA は、本翻訳版に係る正確性、品質、信頼性又は仕上がりに関して何らの保証もせず、責任を持つものではない。また、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、何らの責任を負うものではない。
- C：著作権に関する注意：本翻訳版に含まれる情報の複製又は翻訳の許可に関しては、オーストリア国ウィーン市 1400 ウィーン国際センター (私書箱 100) を所在地とする IAEA に書面により連絡を要する。
- D：本翻訳版は、業務上の必要性に基づき、原子力規制庁が IAEA との合意に基づき発行するものであり、唯一の翻訳版である。
- E：原子力規制庁は、本翻訳版の正確性を期するものではあるが、本翻訳版に誤記等があった場合には、正誤表と合わせて改訂版を公開する。また、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、分かりやすさを優先し、本来の意味を損なうことのない範囲での意識を行っている箇所もある。
- なお、本翻訳版の利用により生じるいかなる損失又は損害に対して、これらが当該利用から直接的又は間接的・結果的に生じたものかを問わず、原子力規制庁は何らの責任を負うものではない。

目次

1. はじめに
 - 背景(1.1-1.7)
 - 目的(1.8-1.9)
 - 範囲(1.10-1.14)
 - 構成(1.15)
2. 人間工学プログラムマネジメント
 - 全般(2.1-2.18)
 - 人間工学プロセスモデル(2.19)
 - 工学プロジェクト内での人間工学活動(2.20-2.29)
3. 分析
 - 運転経験のレビュー (3.1-3.7)
 - 機能分析(3.8-3.16)
 - 機能の割当て(3.17-3.27)
 - タスク分析(3.28-3.45)
 - 職員配置、組織及び資格認定の分析(3.46-3.53)
 - 重要な人的タスクの取扱い(3.54-3.59)
4. 設計
 - 全般(4.1-4.74)
 - アクセシビリティ及び作業環境に関する設計における人間工学の適用(4.75-4.80)
 - 中央制御室(4.81-4.125)
 - 補助制御室(4.126-4.134)
 - 所内の緊急時対応施設(4.135-4.142)
 - 警報管理(4.143-4.176)
 - 手順書の策定(4.177-4.185)
 - 訓練計画の策定(4.186-4.191)
5. 人的要因に関する検証及び妥当性確認
 - 全般(5.1-5.10)
 - 検証及び妥当性確認のための計画立案(5.11-5.20)
 - 試験方法(5.21-5.23)
 - パフォーマンス指標(5.24-5.25)
 - 検証の判断基準(5.26-5.27)
 - 妥当性確認試験(5.28-5.29)
 - データ収集(5.30-5.35)
 - データ分析(5.36-5.40)

結果(5.41-5.44)

6. 人間工学設計の具体化(6.1-6.7)

7. 人的パフォーマンスの監視(7.1-7.4)

8. 電子化手順書の設計における人間工学の適用

全般(8.1-8.5)

電子化手順書システムのためのヒューマンマシンインターフェース (8.6- 8.9)

電子化手順書システムとの相互作用(8.10-8.20)

電子化手順書システムの機能上の能力(8.21-8.25)

電子化手順書システムの性能低下及び故障(8.26-8.33)

電子化手順書システムにおける一連の工程の自動シーケンス化(8.34-8.51)

9. 人間工学の安全プロセスへの統合

安全解析書の策定と評価(9.1-9.6)

発電所の改造(9.7-9.12)

定期安全レビュー(9.13-9.18)

10. 製品選択と調達における人間工学の適用(10.1)

個人用防護具(10.2-10.5)

商用の既製品(10.6-10.10)

移動型装置(10.11-10.19)

参考文献

添付資料：計装制御及び人間工学の国際標準の参考文献一覧

定義

作成及び査読の協力者

1. はじめに

背景

1.1. 本安全指針は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-2/1 (Rev. 1) 「原子力発電所の安全：設計」 [1]、SSR-2/2 (Rev. 1) 「原子力発電所の安全：試運転及び運転」 [2]及び GSR Part 4 (Rev. 1) 「施設と活動に対する安全評価」 [3]において定められた要件を満たすための、人間工学 (HFE)¹の適用に関する推奨事項を提供している。

1.2. 本安全指針は、原子力発電所の存続期間を通して HFE を原子力発電所の設計に統合させる際の、策定、経験及び慣行を考慮に入れている。それは、HFE の設計への統合に関係及び関連する他の IAEA 安全基準シリーズの刊行物を参照し、考慮に入れている。これらは IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 2 「安全のためのリーダーシップとマネジメント」 [4]及びそれを支援する安全指針、すなわち IAEA 安全基準シリーズ No. GS-G-3.1 「施設と活動のマネジメントシステムの適用」 [5]及び GS-G-3.5 「原子炉等施設のマネジメントシステム」 [6]を含む。

1.3. 本安全指針が手引きを提供している主な話題の分野は以下のとおりである。

- － SSR-2/1 (Rev. 1) [1]で定められた要件との整合性を達成するための、すべてのプラント状態におけるヒューマンマシンインターフェース (HMI) の設計に適用される HFE プロセス
- － GSR Part 2 [4]で定められた要件との整合性を達成するための、原子力発電所の存続期間を通しての、HFE の原子力発電所の設計への統合
- － 原子力発電所の存続期間を通しての人的パフォーマンスの監視及び評価
- － 安全プロセス、運用及び製品選択への HFE の統合

1.4. 本安全指針は、設計に関連する以下のようないくつかの重要なプロセスについて、HFE の側面を考慮している。

- － 安全解析書の作成と評価
- － SSR-2/2 (Rev. 1) [2]で確立された要件との整合性を達成するための発電所の改造
- － 定期安全レビュー

1.5. 本安全指針は、電子化手順書の設計及び使用について、関連する HFE の側面を考慮している。

¹ 「人間工学」とは、特に施設の設計及び運転に関して、人的パフォーマンスに影響を与え安全に影響を与える要因が、理解され考慮される工学のことである。

1.6. 本安全指針は、既設発電所の系統における以下のようないくつかの製品の選択、調達、統合及び使用について、関連する HFE の側面を考慮している。

- － 個人用防護具（例えば、保守作業時、検査時、事故の監視時及びシビアアクシデント緩和のための設備の運転時に使用される個人用防護具）
- － 商用既製品
- － 移動型装置（例えば、小型端末装置、携帯型装置及び装着型装置）

1.7. HMI の設計及び開発における HFE に関する追加の手引きは、産業規格を策定している組織から入手可能である（添付資料を参照）。そのような標準は、IAEA 安全基準にとって適切なものよりはるかに詳細な内容を提供している。本安全指針は、このような詳細な産業規格と併せて使用されることが期待されている。

目的

1.8. 本安全指針の目的は、原子力発電所の安全な運転を確実なものにするよう人的過誤のリスクを最小化し、また人的パフォーマンスを最適化するために、HMI の設計及び改造における HFE の適用について構造化された取組み及び手引きを提供することである。

1.9. 本安全指針は、HMI を設計し、及び検証するために必要な入力情報を特定しており、これは人間の身体的プロセス及び認知プロセスの基盤となる。

範囲

1.10. 本安全指針は主に陸上定置型の商用原子力発電所に適用する。本安全指針は、適切に判断することにより、他の種類の原子炉（例えば、小型モジュール原子炉）に対しても、設計において考慮されなければならない手引きを決定するために適用することができる。

1.11. 本安全指針の推奨事項は、GSR Part 2 [4]で設定されているように、等級別扱いに従って適用されるべきである。

1.12. 本安全指針は、新設の発電所のための HMI の設計、運転及び保守における HFE の適用に供されると共に、既設の発電所の HMI の改造にも適用される。

1.13. 本安全指針は、原子力発電所の設計、製造、建設、改造、保守、運転及び廃止措置、解析、検証、妥当性確認、実装及び監視並びに技術支援の提供に携わる組織による使用を意図するとともに、規制機関による使用も意図している。

1.14. 本安全指針は、核セキュリティのための HFE の適用は扱っていない。

構成

1.15. 第 2 章は、HFE プログラムのマネジメントに関する手引きを提供している。第 3 章は、運転経験の評価、機能分析、機能の割当て、タスク分析、職員配置、組織及び資格認定の分析並びに重要な人的タスクの取扱いに関する推奨事項を提供している。第 4 章は、設計における HFE の適用に関する推奨事項を提供している。第 5 章は、設計プロセスにお

ける人的要因の検証と妥当性確認に関する手引きを提供している。第 6 章は、HMI の設計の具体化に関する推奨事項を提供している。第 7 章は、発電所運転時のシステム性能の人的パフォーマンス監視の側面に関する推奨事項を提供している。第 8 章は、電子化手順書について、設計における HFE の適用に関する推奨事項を提供している。第 9 章は、HFE の安全プロセスへの統合に関する推奨事項を提供している。第 10 章は、外注調達に対する製品の仕様と選択における HFE の適用に関する推奨事項を提供している。添付資料は、本安全指針において主要な話題となる分野と強い関係がある計装制御 (I&C) 及び HFE のための国際的な産業規格のリストを提供している。

2. 人間工学プログラムマネジメント

全般

2.1. GSR Part 2 [4]は、すべての種類の施設と活動に対するマネジメントシステムの要件を定めている。

2.2. GSR Part 2 [4]の要件 6 は、「マネジメントシステムは、安全、健康、環境、セキュリティ、品質、人的及び組織的要因並びに社会性及び経済性の要素を含む、マネジメントシステムの要素を、安全が損なわれないように統合しなければならない。」と述べている。

2.3. GSR Part 2 [4]の 4.24 項は、次のように述べている。

「組織により組織内部で維持される力量は、すべてのマネジメント階層でのリーダーシップのための力量、強固な安全文化を醸成し維持するための力量及び安全を確実なものとするために施設又は活動に係る技術的、人的及び組織的側面を理解する専門性を含まなければならない。」

2.4. HFE は、原子力発電所の設計、試運転、運転及び保守と、人間の特性及び能力との首尾よい統合を確実にするために適用されるべきである。

2.5. HFE の設計への統合は、計画され、及び文書化されるべきであり、またどの様な原子力発電所プロジェクトであっても不可欠な部分であるべきである。

2.6. HFE プログラムは、策定されるべきであり、及び文書化されるべきである。

2.7. HFE プログラムでは、原子力発電所は人、技術及び組織で構成された体系として扱われるべきであり、また、すべての関連要因内及び関連要因間の動的な相互作用が考慮されるべきである。

- － 人的要因 (例えば、知識及び専門性、認知、パフォーマンス予測、動機、ストレス、体力並びに体格)
- － 技術的要因 (例えば、制御機器及び表示機器を含む技術、ソフトウェア、ハードウェア、ツール、設備、発電所設計及び発電所プロセス)

ー 組織的要因（例えば、マネジメントシステム、組織体制、統治、資源、職員配置レベル並びに管理者及び他の発電所要員の役割及び責任）

2.8. HMI の設計時において、また、すべての発電所状態に対する資源の割当てのために、人、技術及び組織並びにそれらの相互作用が、HFE プログラムの計画立案及び実行を通じて統合的に検討されるべきである。

2.9. HFE プログラムでは、新しく開発された情報、分析方法、知識及び新技術の特徴を考慮して、容認されている設計方法及び解決策に対して問いかける姿勢と学ぶ姿勢が適用されるべきである。

2.10. HFE プログラムは、適用される厳格さ、資源及び詳細さの適切なレベルを特定するため、GSR Part 2 [4]で述べられているように、等級別扱いを用いて適用されるべきである。

2.11. HFE プログラムは、HFE の活動と活動プロセスへの入力及び出力を概説するべきである。HFE の活動は、分析、HMI の設計、検証及び妥当性確認などの評価並びに人的パフォーマンスの監視を含む（2.19 項を参照）。

2.12. HFE プログラムは、HFE が他の発電所設計又は改造活動とどのように統合されるかを規定するべきである。

2.13. HFE プログラムは、HFE プログラムの責任者、プロジェクト及び設計の権限者並びに発電所内の他の組織内部署の要員との間の必要な調整を特定するべきである。

2.14. 分析からの出力を担当の工学組織内部署に伝達するプロセス及び出力が扱われたことを確実にするプロセスが定められるべきであり、及び文書化されるべきである。

2.15. HFE プログラムは、HFE 活動を実施する要員に対する関連する組織上の要件及び力量要件（例えば、資格認定、技能、知識及び訓練）を特定するべきである。

2.16. HFE プログラムは、HFE プロセスによって特定された HFE 関連の課題を文書化し、追跡するための枠組みを提供するべきである。

2.17. HFE プログラムは、設計チームが HFE の専門知識を持つ一人又は複数の要員を含むことを規定するべきである。

2.18. 新規の発電所の設計においては、運転組織は、意図された発電所設計が適切な HFE 標準及び本安全指針の推奨事項を満たすことを組織自身で保証するべきである。

人間工学プロセスモデル

2.19 HFE プロセス全体は、以下の HFE 活動に分けることができる。

- ー プログラムマネジメント
- ー 分析
- ー 設計
- ー 検証及び妥当性確認

- － 設計の具体化
- － 人的パフォーマンスの監視

工学プロジェクト内での人間工学活動

2.20. HFE 活動は、図 1 に示されるように、工学プロジェクトの基礎段階に統合されるべきである。

2.21. 以下は、概念開発段階における HFE の入力として考慮されるべきである。

- － HFE プログラムマネジメントは、体系的で統合された HFE プロセスを特定すべきであり、HFE の責務を概説すべきであり、また HFE プロセスに対する予期される設計入力と設計出力を提示するべきである。
- － HFE プログラムマネジメントは、HFE の期待に応えるため必要な設計変更を達成するために、すべての階層レベルで人的要因に対する責任と十分な権限を持つ、能力ある組織内部署を確立するべきである。
- － HFE プログラムマネジメントは、工学プロジェクトに適用可能な最新の HFE 関連の規格、標準、方法論及び指針を特定するべきである。
- － HFE の分析は、人的パフォーマンスの課題、潜在的な人的過誤及びそれらの緩和に焦点を当てて、関連する運転経験（正の面と負の面の両方）を特定するべきである。
- － HFE の分析は、関連する設計上の選択を定義し選択することに役立つ入力（運転員のニーズ及び要求事項など）を提供するべきである。
- － HFE の分析は、HFE プログラムの使用の枠組みとなる組織体制（すなわち、利用者の特定、その役割と責任、必要な資格認定及び規制要件）を特定するべきであり、これは運転及び保守を支援する。
- － HFE の分析は、適用可能なところで発電所の系統の機能を監視し、及び制御することに関する機能の割当て及び人的情報の要件について、事前の理解を提供するべきである。
- － HFE の分析は、運転員が制御系の故障及び HMI の故障の発生時に、どのように対応することを期待されるかについての知見と考察を提供するべきである。

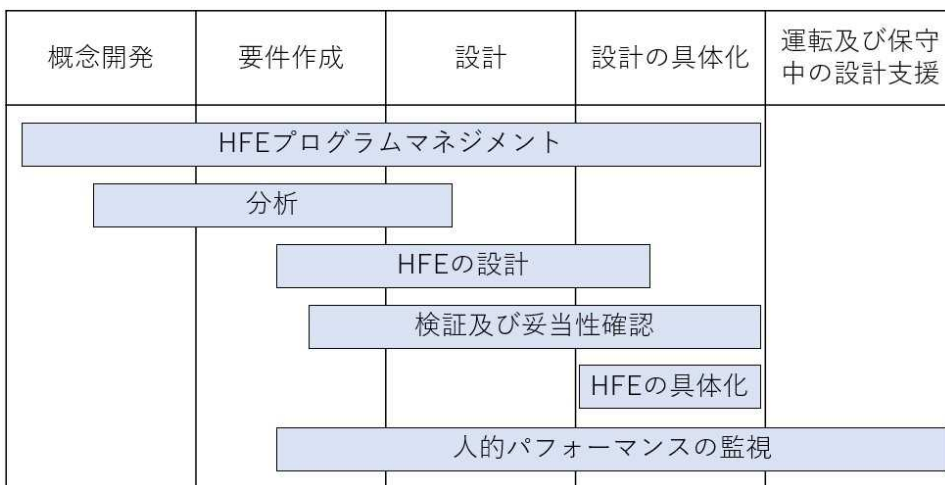


図 1. 人間工学 (HFE) 活動がいつ行われるかを示す汎用的な工学プロジェクトの例

2.22. 要件作成段階に対する HFE の入力として以下が考慮されるべきである。

- － 構築物、系統及び機器に対する機能要件を特定する機能分析の結果
- － 以下のことに知見を提供するタスク分析の結果
 - ・ どのような種類の警報装置、情報、手順書、制御機器及び系統のフィードバックが必要か
 - ・ 可能性のあるタスクシーケンス
 - ・ 潜在的な人的過誤並びに人的パフォーマンスに影響を及ぼし、及び人的過誤を低減しパフォーマンスを向上させる設計上の仕組みを提供する考慮事項
 - ・ 詳細な技術的分析及び HFE の分析を保証する、安全上重大で複雑なタスク
 - ・ 重大なタスクについての時間的制約
 - ・ 割り当てられたタスクを実施し作業目的を達成するために、要員に必要とされる特定の知識、技能及び能力
 - ・ タスクを支援するために必要な個人又はグループ間の協力及び連携
- － 供給者向けの技術仕様書を作成すること及びそれらを供給者向けの HFE 仕様書に組み込むことについての特定の HFE 設計原則及び HMI 設計指針

2.23. 以下は、設計段階に対する HFE の入力として考慮されるべきである。

- － 設計の進展又は標準の変更による HFE 要件の更新
- － 発電所の仕様、作業空間の設計及び配置の仕様、並びに HMI の機器及びその基本概念の仕様に関する、特定の HFE 設計原則及び HMI 設計指針
- － 保守及び試験に対する、特定の HFE 設計原則及び HMI 設計指針
- － 新設の設計又は改造された設計が人的パフォーマンスに与える潜在的な影響並びに手順書及び訓練の開発
- － 使用性試験並びに試作品及び概念品の使用者評価の形での早期の HFE の分析による、使用者からのフィードバックの収集及び分析
- － 安全上重大なタスクの実行を支援するために使用される運転手順書の範囲、内容及び使用性への知見
- － 訓練の範囲及び内容への知見

2.24. 以下は、設計の具体化段階に対する HFE の入力として考慮されるべきである。

- － 以前に特定された HFE 設計原則並びに適用可能な HFE 設計規格、標準及び指針に対する設計具体化の検証
- － タスクを行うことに対して要求されるすべての情報及び制御機器が設計に提供されていることを確実にするための、設計の具体化の検証
- － HMI の設計及び支援メカニズムが発電所の安全な運転の達成を容易にする程度を確認するための、人的要因に関する妥当性確認
- － 人的要因に関して、妥当性確認による確率論的及び決定論的安全解析における重要な人的タスクの実現可能性の確認
- － HFE プログラム及び規制上の期待に従った、HFE の分析及び設計への HFE の入力の完了の確認

2.25. 設計の諸段階を通じて、検討されている技術の制約（例えば、利用可能性、信頼性、処理能力、並びにその技術についての要員の全般的な受容性及び精通度）に考慮が払われ

るべきである。例えば、要員が日常生活でデジタル技術の使用を受け入れている場合でも、設計者は仮想現実又は拡張現実の使用が要員にとって困難を引き起こすかどうかを考慮する必要がある場合がある。

2.26. 設計段階からの分析及び仮定が発電所の存続期間を通して有効であり続けることを検証するために、設計を支援する人的パフォーマンスの監視が運転段階及び保守段階時に実行されるべきである。

2.27. 分析、設計並びに検証及び妥当性確認を支援する HFE 活動は、設計プロジェクト全体と整合した反復的な方法で実行されるべきである。

2.28. 分析、設計並びに検証及び妥当性確認を支援する HFE 活動は、多くの場合共同作業であり、HFE の専門知識を備えた学際的なチームを巻き込むべきである。HFE の分析、設計並びに検証及び妥当性確認活動の結果は、適切に取り組みられるために、設計に参加している他の組織内部署に伝達されるべきである。

2.29. HMI 及びその機能性は、HMI が統合された全体の一部であり、離散的な制御機器、指示計器及びシステムの単なる集合体ではないという観点にて取り扱われるべきである。

3. 分析

運転経験のレビュー

3.1. SSR-2/2 (Rev. 1) [2]の 5.28 項は、次のように述べている。「安全上重要な意味合いを持つ事象については、機械設計、運転保守又は人的及び組織的要因に係る原因を含め、直接原因及び根本原因を特定するために調査されなければならない。」

3.2. 事象解析からのデータ及び結論は、新設の発電所の設計又は既設の発電所の改造における HFE の入力として使用されるべきである。

3.3. 運転経験のレビューは、以下の目的のために現在の作業慣行に関する情報を提供するべきである。(i) 計画された変更の潜在的影響を評価すること、(ii) 発電所の刷新及び発電所機器の改造時に対処される必要があることがある、現在の設計における運転上の問題及び困難を評価すること、(iii) 発電所の効率及び安全性を向上させる可能性に関して、I&C 系及び HMI 技術の設計オプションについて関連する産業界の経験を評価すること。

3.4. 運転経験のレビューでは、パフォーマンス及び設計の正と負の両側面が分析されるべきである。

3.5. 運転経験のレビューは、以下を考慮に入れるべきである。

- － 原子力発電所での運転経験の評価において特定された、適用可能な HFE 関連の課題
- － 発電所要員によって特定された経験からの知見
- － 他の原子力発電所及び他の産業界における運転経験の評価において特定された課題

3.6. 以下のいずれかの運転経験データが考慮されるべきである。

- － しばしば、より重大な事象の前兆となるか又はその寄与因子となる軽微な問題（例：ヒヤリハット又は低レベルの事象）
- － 信頼性の低下を示す可能性がある正常ではない傾向
- － 設計の改善の必要性を指し示す可能性がある根本原因に関するデータ
- － 将来の運転に問題となる可能性がある、組織文化における影響及び傾向の証拠
- － 是正措置とその実装
- － 繰り返し起こる事象
- － 保守慣行の評価
- － 最良事例に関する産業界との情報交換

3.7. IAEA 安全基準シリーズ No. SSG-50「原子炉等施設の運転経験の反映」[7]は、施設又は他の場所で既に発生した事象から学ぶことによって将来の事象のリスクを防止又は最小化するために、原子炉等施設の運転経験プログラムの確立、実装、評価及び継続的に改善することに関する推奨事項を提供している。

機能分析

3.8. 機能分析は、原子力発電所の安全な運転を達成するために必要な機能が十分に定義され、適切に分析されていることを確実にするために、すべての発電所の状態に対して行われるべきである。

3.9. 機能分析は、発電所プロセスを制御する際の要員の役割を理解するための枠組みを提供するべきである。

3.10. 機能分析は、要員が運転上の目的を達成するために必要な情報（例えば、いつ機能が必要とされ、利用可能で、運転し、その目的を達成し、又は終了するかに関する情報）及び必要な制御機器を特定するために使用されるべきである。

3.11. 機能分析は、その機能を実行するための時間及びパフォーマンス要件並びに様々な制約を提供するべきである。

3.12. 機能分析を実行する際には、人的要因、技術的要因及び組織的要因が考慮されるべきである。

3.13. 機能分析は、発電所の安全な運転を維持することに付随する高水準の容認基準を特定するために使用されるべきである。

3.14. 機能分析の一環として、以下が分析され文書化されるべきである。

- － 発電所の安全な運転を確実にする上位の機能
- － 上位の機能及びそれらの機能の実現を担う発電所系統との関係（例えば、発電所構成又は成功への道筋²）

² 「成功への道筋」とは、事故が発生した後に原子力発電所が首尾よく安全状態に到達するという高い確信度を提供する、選定された構築物、系統及び機器の一式である。

- － 発電所の自動機器によって若しくは人の操作によって、又は人と自動機器の共同によって実施されるタスクに対応付けできる、上位の機能の下位の機能への分解
- － 要員と自動機器の役割及び責任を決定することに関する枠組み

3.15. 上位の機能を達成するために使用される系统及びプロセスと成功への道筋に要求される人間の行動との組合せは、機能分析の一環として文書化されるべきである。

3.16. 発電所の機能、発電所系統及びそれらの支援系の中に存在することがある相互依存は、機能分析の一環として文書化されるべきである。

機能の割当て

3.17. 原子力発電所の安全な運転を達成するために必要な機能が十分に定義され適切に分析されることを確実にするために、すべての発電所の状態に対して機能の割当てが実行されるべきである。

3.18. 要員及び自動機器への機能の割当ては、人的能力（例えば、即興能力、柔軟性、判断及びパターン検出）及び機械の強み（例えば、迅速さ及び複雑な操作の同時処理）を考慮に入れるべきである。

3.19. 機能の割当てを実施する際には、人的要因、技術的要因及び組織的要因が考慮されるべきである。

3.20. 設計チームは、要員と自動機器に機能を割り当てるために、物理的プロセス、現在の工業技術、運転経験及び人的パフォーマンスの強みと弱みに関する知識を使用すべきである（例えば、ハードウェアとソフトウェア）。

3.21. 機能の割当ては、発電所制御系の機能分析を利用し、制御プロセスの割当てを確立することであり、この割当ては、以下の方法で指定されることがある。

- － 要員へ（例えば、手動制御、自動機器なし）
- － 自動系へ（例えば、完全自動制御及び静的な自己制御現象）
- － 要員と自動機器の組合せへ。例えば以下の通り
 - 共有操作（すなわち、機能のいくつかの側面は自動運転で、他の側面は手動で実施される）
 - 同意又は委譲による操作（すなわち、要員が許可を与え、状況が許すときに自動機器が機能の制御を行う）
 - 例外による操作（すなわち、手動制御を必要とする特定の事前定義された状況又は環境がない限り、機能の自動操作）

- 3.22. 設計者は、機能を割り当てるとき、人間の業務遂行能力の考慮に加えて、技術が要員に受け入れられるかどうか、システムの応答に付随するタイミング能力及び深層防護の考慮のような要因も考慮に入れるべきである。
- 3.23. 制御機能の達成が、重なり合う責任及び多様な責任の要員と自動機器への割当てを要求しているのであれば（例えば、要員に自動系に対する監督的な制御を監視し維持する責任を割り当てること）、この割当ては文書化されるべきである。
- 3.24. 人的タスクの性質及び範囲は、すべての機能について文書化されるべきである。
- 3.25. 機能の割当ては、様々な運転状態及び事故状態に対して分析されるべきである。
- 3.26. 機能分析及び機能の割当ては、シビアアクシデントマネジメント指針を実行に移すことに付随する要件を考慮するべきである。
- 3.27. 機能の割当ては、機能からその付帯の系統又は機器まで追跡可能であるべきである。

タスク分析

- 3.28. タスク分析の方法は、分析されているタスクに関連する発電所状態及び運転要員のグループ（例えば、原子炉運転員、タービン運転員、運転責任者（当直長）、現場運転員、安全技術者及び運転保守職員）を考慮に入れるべきである。
- 3.29. タスク分析を実行する際には、人的要因、技術的要因及び組織的要因（例えば、リーダーシップ、マネジメント及び情報伝達）が考慮されるべきである。
- 3.30. タスク分析は、要員に割り当てられたタスクを実施することに付随する身体的活動及び認知活動を分析し、及び文書化するために実施されるべきである。
- 3.31. タスク分析は、タスクを遂行することになる利用者の立場からのタスクの状況を含むべきである。
- 3.32. 原子力発電所における個人の役割と活動は多岐にわたるので、分析の範囲は正当化されるべきであり、多くの場合以下を含むことになる。
- － 様々な場所（例えば、制御室、補助制御室、現場制御室、緊急時対応施設）で実施されるタスク
 - － 発電所の状態によって異なるタスク
 - － 個々の業務及び/又は異なる組織内部署（例えば、運転、保守、手順書策定及びコンピュータシステム技術）と利害関係者との間の協力若しくは交流を必要とするタスク

- － 時間的な圧力若しくは過酷な環境条件及び状況下で実施されなければならないことがある
タスク、又は安全上重大であって稀に実施されるタスク

3.33. タスク分析に含まれるべきタスクを特定する際には、リスクと安全の側面も考慮されるべきであり、以下を含む可能性がある。

- － 要員に職業上のリスクをもたらすタスク
- － 安全解析において機能保証されたタスク
- － 運転経験から困難又は過誤を起こしやすいと特定されたタスク
- － 運転員によって困難と特定されたタスクで、そのタスクを自動化する計画が立てられていないタスク
- － 発電所を安全状態に維持し、又は事象後に安全状態に回復するために重大なタスク

3.34. 警報に対する応答並びに運転員によって制御室から指示されたサーベイランス及び保守タスクもまた分析されるべきである。

3.35. タスク分析の結果は、以下のことを特定するために役立つべきである。

- － 予想される人的タスク及び安全に影響を与える潜在的な人的過誤
- － 各タスクがどのように実行されることになるのかに関する期待事項、予想されるタスクの成果及びそのタスクに対する人的パフォーマンスの信頼性の推定
- － 安全上重大なタスクのために整備された過誤防止のための手段
- － 影響を受ける安全機能及び各タスクの開始条件と終了条件
- － タスク及び下位タスクを実装するための順序
- － 要員の必要事項（例えば、組織の側面、職員配置、資格認定及び訓練）、機器の必要事項（例えば、HMI の要素、特別な道具及び防護服）及び文書化の必要事項（例えば、手順書、プロセス書及び指示書）
- － 人的パフォーマンスの要件と制約（例えば、時間、精度及び独立検証）
- － 必要な通信系統及びそれらの系統へのアクセス

3.36. タスク分析を実行するためには、以下の情報源からの情報が考慮されるべきである。

- － 文書（供給者文書、技術仕様書、既存の手順書、マニュアル及び訓練資料）
- － 設計チーム、同様の発電所で運転経験を積んだ運転員、利害関係者及び他の産業界の専門家からの知識豊富な要員
- － 前段の系統によって実施されたタスク、及び類似の発電所からのタスク並びに開発中の系統に付随するタスクを分析するための現場歩行による観察及び「議論による観察」
- － 運転経験の評価からのデータ（参照設計との違いを考慮して）
- － 顧客の要求からのデータ

- － HFE 設計プロセスへの入力である他の分析からのデータ（例えば、機能の分析及び機能の割当て並びに重要な人的タスクの取扱い）
- － シミュレータ研究からのデータ
- － 国際的な HFE 標準（添付資料も参照のこと）

- 3.37. タスク分析を実行することに採用された手法の選択は正当化されるべきである。
- 3.38. タスクに対するパフォーマンス要件の人間信頼性に対する影響が評価されるべきである。
- 3.39. タスク分析への入力を収集し、表にまとめ、分析するプロセスは文書化されるべきである。
- 3.40. タスク分析は共同活動であり、HFE の専門知識及び運転の専門知識を持つ学際的なチームを巻き込むべきである。
- 3.41. タスク分析の結果は、検討のために設計に参加している他の組織内部署に伝達されるべきである。
- 3.42. タスク分析の結果は、人的過誤の評価を支援するために直接使用されうる。
- 3.43. タスク分析は、意思決定、問題解決、記憶、注意及び判断など、認知プロセスが重要であるタスクに対して特に実施されるべきである。
- 3.44. 文書（例えば、手順書）の机上分析だけでは、1つ又は複数のタスクが実施できるかどうかを判断するのに十分ではないことがある。実際のシナリオにおけるタスクの実現可能性を確認するために、実物大模型、発電所の現場確認、部分タスクシミュレータ又はフルスコープシミュレータによって支援されるシミュレーションからの入力を実施される場合がある。
- 3.45. タスク分析は、少なくとも、潜在的なオMISSIONエラー及び潜在的なコミSSIONエラーを、各タスクに付随する意思決定の過誤及び情報伝達の過誤を含めて、取り込んだ過誤分類の手段を含むべきである。

職員配置、組織及び資格認定の分析

- 3.46. 必要な要員数、組織の相互の関わり及び要員の資格認定を決定するために、職員配置、組織体制及び要員の資格認定が、それらの重要な人的タスクへの影響について分析されるべきである。

3.47. 既設の発電所の改造又は新設の発電所の場合、以下のものに影響を与える可能性のある、参照発電所に関するいかなる変更をも考慮に入れて、職員配置、組織及び資格認定の分析が実施されるべきである。

- － 人的タスクの安全な完了
- － 要員の業務量
- － 各チーム構成員の寄与をチームのタスクに合わせる能力
- － タスクの進行状況を点検する責任を負う個人の独立性と協力（例えば、制御室において及び現場で運転員によって取られる行動の点検）
- － タスクとその便益の認識及び要員によるその受け入れ

3.48. 職員配置、組織及び資格認定の分析は、安全に影響を与えるタスクを行うすべてのチームを対象とするべきである（タスク分析については 3.28-3.45 項を参照）。これには、すべての運転要員チーム、役務支援チーム及び緊急時の準備と対応チームを含む。分析は、職員配置、組織及び資格認定の観点から、これらのチームの必要性を特定して評価するべきである。

3.49. 職員配置、組織及び資格認定の分析は、参照した発電所に関して組織的及び技術的な違いの影響を評価するべきである。

3.50. 職員配置、組織及び資格認定の分析への入力には、以下のものを含めるべきである。

- － 運転状態及び事故状態における運転の概念
- － 設計要件
- － タスク要件
- － 規制要件
- － 運転経験
- － 重要な人的タスクの取扱い（例えば、重要な人的タスクの取扱いは、特定のタスクを確実に完了させることを保証するためには、二人行動ルールが有効になっている必要があることを判断することがある）

3.51. タスク分析は、役割、要件と責任及びチームの要求される出力を定義する裏付けとして使用されるべきである。

3.52. 個々のタスクをチーム構成員に割り当てるときは、以下のことが確保されるべきである。

- － 各構成員に割り当てられたタスクは明確に記述されるべきである。
- － タスク配分の根拠は決定され正当化されるべきである。
- － 各チーム構成員の業務負荷は、すべての運転状態及び事故状態において合理的であるべきである。

- － 日中に作業するチームと夜間に作業するチームとの間でタスクを配分するときは、人的パフォーマンスへの影響が考慮されるべきである。
 - － 様々な運転状況で要求されるタスクは、責任の継続性を確保し、個人及びチームの状況認識を維持するような方法でチーム構成員に割り当てられるべきである。
- 3.53. 職員配置のいかなる削減も、モデリング、分析又はフルスコープシミュレータ試験によって、安全への潜在的な影響に関して評価されるべきである。

重要な人的タスクの取扱い

- 3.54. 重要な人的タスクと措置は、確率論的又は決定論的安全解析から特定されるべきである。
- 3.55. 重要な人的タスクを決定する基本的な方法は、運転状態及び事故状態応答の両方を考慮に入れるべきである。
- 3.56. 設計における HFE の適用を支援する分析は、定性的及び/又は定量的分析の形をとることができる。
- 3.57. パフォーマンスに影響を与える関連要因を含めて、少なくとも、安全解析において機能保証された重要な人的タスクと措置が分析されるべきであり、設計解決策は人的パフォーマンスに関する安全要件が満たされることになるようなものであることが確認されるべきである。
- 3.58. 重要な人的タスクを特定する際に取りられた方法によらず、設計、手順書、訓練、職員配置レベル及び運転の概念は、人の重要な判断及び行動の遂行を支援するべきである。
- 3.59. 発電所の改造は、重要な人的タスクが実行される方法を変えることがある。すべての発電所の改造について、付随する重要な人的タスクが依然として確実に実行されるかどうかの評価されるべきである。

4. 設計

全般

4.1. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 32 は、次のように述べている。「人的要因に関する体系的な検討は、ヒューマンマシンインターフェースを含めて、原子力発電所に対する設計プロセスの初期の段階で実施されなければならない。また、設計の全プロセスを通して継続されなければならない。」

4.2. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.55 項は、次のように述べている。

「運転要員が自らの責任を達成し、また、その業務で成果が出るのを支援するように設計されなければならない。また、運転上の誤操作の安全に対する起こり易さ及び影響を制限するように設計されなければならない。設計プロセスは、すべての運転状態において運転要員と発電所との間の相互作用を容易にするために、発電所の配置及び設備の配置並びに保守及び検査の手順を含む手順類に対して適切な配慮を払わなければならない。」

4.3. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.56 項は、次のように述べている。

「ヒューマンマシンインターフェースは、判断や行動に必要な時間に応じて、運転員に包括的であるが容易に扱いやすい情報を提供できるように設計されなければならない。運転員が行動する意思決定をするために必要な情報は、平易にかつ曖昧さのないように提示されなければならない。」

4.4. 人間と機械との間の相互作用の手段は、概念設計から、候補となる HMI 方法の特定及び選択、詳細設計の定義、並びに必要に応じて HMI の試験及び評価の実施を可能にする構造化された方法論を通して設計されるべきである。

4.5. 故障が発生した場合にそれが検出され、適切な対策によって補償されるか又は是正されることを確実にするために、HMI の設計に深層防護の概念が適用されるべきである。

4.6. 設計は、付随する機能及びタスクを行うことになる要員の観点から設備及びシステムが検討されるといった人間中心の方法を適用するべきである。

4.7. 人的側面、技術（ハードウェアとソフトウェアの両方）、作業環境並びに適用される制御上、運転上及びマネジメント上の方針が、設計プロセスのすべての段階において（統合されたシステミックアプローチに従って）考慮されるべきである。

4.8. 設計者は、HMI によって中継された情報が、様々なグループ（例えば、中央制御室の職員及び緊急時対応施設の職員）によってどのように伝達され、交換され、及び使用されることになるのかを検討するべきである。

4.9. 設計者は、必要な制約事項を考慮に入れるべきであり、設計において異なる発電所状態及び発電所運転モードに対して異なる制御及び運転方針を採用する自由度があることを確実なものとするべきである。

4.10. 設計上の考慮事項は、以下の点を詳細検討することによって運転員及び組織の回復力に供するべきである。

- － 想定起因事象への応答に対して自動的動作が適切に割り当てられているかどうか
- － HMI が予期せぬ事象の予測及び対応を支援できるかどうか
- － HMI が突然の混乱又は損傷状態の予測において徐々に大きくなる変化に関する情報を提供するかどうか（例えば、予測表示の使用）
- － 追加の道具及び設備のための準備及び場所が利用可能かどうか
- － 運転組織によるシビアアクシデントに対する発電所システムの応答に関する「ストレステスト」の実行が、核分裂生成物の境界を防護するために運転員が本来の意図以外の目的に設備を使用できる方法についての示唆を提供するかどうか

- － 事象が進展するにつれて安全状態を達成するために、異なる運転方針が採用されなければならないことがあるかどうか
- － 異なる方針の採用を支援するために、設備が設計上の意図から外れて使用されることがあるかどうか（例えば、熱除去のための火災防護系の使用）

ヒューマンマシンインターフェースの設計入力

4.11. HMI の設計で考慮されるべき要件は、設計プロセスの早い段階で実行される以下の分析を通して特定されるべきである（第3章を参照）。

- － 運転経験の評価
- － 機能分析及び機能割当て
- － タスク分析
- － 職員配置、組織及び資格認定の分析
- － 重要な人的タスクの取扱い

4.12. HMI の設計で考慮されるべき重要な入力は、以下のとおりである。

- － 全 I&C 系によって課される制約（例えば、センサーデータの利用可能性により表示できる情報の制約）
- － HMI が配備されることになる物理的環境
- － 利用者の認知限界と認知力
- － 様々な職業上のグループからの要員を含む、要員の知識、技能及び能力
- － 適用される規制要件

4.13. HMI の設計は、発電所運転員の任務を支援すべきであり、また機能分析及び機能割当てのプロセスで特定された自動化の程度を考慮に入れるべきである。

4.14. タスク分析の結果は、以下のような HMI の設計への入力を提供するべきである。

- － 通常運転から事故状態まで、様々な発電所状態の発電所を制御するために必要なタスク
- － 詳細な I&C 要件（例えば、表示範囲、精度、正確度及び測定単位の要件）
- － 居住性を含むタスクを支援する側面に関する要求事項（例えば、照明及び換気の要求）

4.15. 職員配置及び資格認定の分析の結果は、制御室全体の配置並びに個々のコンソール、パネル及びワークステーションへの制御機器及び表示機器の割当てに関する決定のために、HMI の設計への入力を提供するべきである。

4.16. 設計における HFE の適用に関する個別の手引きは文書化されるべきであり、また、HMI の特徴、それらの配置及び HMI が配置される環境を設計する際に使用されるべきである。

4.17. この手引きは、HMI の要素に関する詳細設計基準を規定するべきである。既設の発電所において HMI が刷新される場合、この手引きは、HMI の刷新及び運転概念の両方に基づいて、いかなる必要な改訂に対しても評価されるべきである。

4.18. この手引きは、HMI の設計に関する一般的な HFE の手引き及び分析から策定されるべきである。それは、HMI の設計の特定の側面を扱う際に行われた設計決定を個別に反映するべきである。

ヒューマン-マシンインターフェースの詳細設計及びその発電所全体設計への統合

4.19. HMI は、発電所の状況の変化を検出するために、状況を診断するために、措置を講じるために、及び手動又は自動の措置を検証するために必要な情報を運転員に提供すべきである。

4.20. HMI の設計は、照明の喪失、煙、高レベルの放射線、溢水、蒸気侵入及び換気の制限などの、全範囲の環境条件下での人的パフォーマンスを支援するべきである。

4.21. HMI のすべての側面（制御機器、表示画面の配置及びコーディング手法を含む）は、運転員によって使用されるメンタルモデル及び確立された慣習と整合しているべきである。

4.22. 情報は、発電所の状況及び発電所を制御するために必要な活動を運転員が理解することを最適化する方法で提示されるべきである。

4.23. HMI の操作及び外観は、情報及び I&C の場所と全体として整合しているべきである。

4.24. 可能な範囲で、HMI は、特に正解でない状況で又は不適切な発電所構成で措置が取られることがある場合に、運転員の過誤を防止し検出するように設計されるべきである。これには、制御系、監視系及び保護系に対する設定値の変更の妥当性確認を確実にするための設計を含む。

4.25. HMI の設計は、誤った情報が提示された場合の意思決定を支援するための十分な情報を運転員に提供すべきである。

4.26. 可能な範囲で、情報の流れ図及び制御動作は、運転員の情報処理能力及びパフォーマンスを補完するべきである。

4.27. HMI の設計は以下のとおりである。

- － 実行可能な限り、発電所と相互にやり取りすることが期待されている様々なタイプの運転要員の異なる役割と責任を調整するべきである。
- － 設備の安全な運転に責任を負う運転員の役割に対して主要な注意を払って設計されるべきである。
- － 制御室職員側における共通の状況認識の進展を支援するべきである（例えば、大きな壁面設置式発電所状況表示によって）。
- － 発電所の状況の効果的な概要を提供するべきである。
- － 実行可能な限り、機能及びタスクの要件と整合する利用者の観点からの最も単純な設計を適用するべきである。
- － 運転員によって迅速に認識され理解できるように情報を提示するべきである（例えば、人間の情報処理及び視覚的注意に関する知識を考慮に入れる）。
- － 制御動作を大幅に中断することなく、アナログ表示及びデジタル表示の故障に順応するべきである。

－ 人間の認知力、生理学的特性、人間の運動制御の特性及び人体寸法への考慮を反映するべきである。

4.28. HMIは、検出可能な運転員の過誤についての簡単で包括的な通知を提供すべきであり、また、回復のための簡単で効果的な方法を利用できるようにするべきである。

4.29. HMI の手順書及び訓練計画は、互いの整合性を保証するように設計されるべきであり比較されるべきである。

4.30. すべての記述的な識別及び表示札に単一言語及び互換性のある文字体系の使用が検討されるべきである。

4.31. HMI の設計は、他の発電所制御活動を妨げることなく、HMI の検査、保守、試験及び補修を可能にするべきである。

4.32. HMI の設計は、最小の典型的で最適な職員配置という条件下において、要員によるタスクパフォーマンスを支援するべきである。

4.33. HMI が改造される場合は、改造される HMI 及びあらゆる新規の HMI の両方が以下のように設計されるべきである。

- － 要員が新旧の設備間で同様のインターフェースを持てるように、既設の HMI に使用されている設計手引きと整合していること
- － 情報を収集及び処理し、及びタスク分析で特定された措置を実行することについて、利用者の既存の方針と可能な限り整合していること

4.34. HMI が改造される場合、情報表示のいかなる削減も設計技術者、HFE 技術者及び運転員の間で正当化され、検討され及び合意されるべきである。

4.35. 現場制御室の HMI の設計は、制御室の HMI の設計と整合しているべきである。

4.36. 安全系の監視制御に要求される HMI 設計は、深層防護の概念を適用するべきである。

4.37. 特定された重要な人的タスクの正確で信頼できるパフォーマンスを確保する、制御機器、表示機器及び警報器を HMI がどのように提示するかについての説明が提供されるべきである。

4.38. HMI の設計は、要員があらゆる劣化した I&C 機能及び HMI 状態も効果的に管理し、バックアップ系への移行に備えることを確実にするために必要な補償措置及び支援手順を考慮に入れるべきである。

ヒューマンマシンインターフェースの試験及び評価

4.39. 概念及び詳細な設計の仕組みについての使用性試験が、HMI を開発する過程において実施されるべきである。

4.40. 「トレードオフ」評価は設計選択肢間の比較であり、首尾よいタスクパフォーマンスにとって重要な人的パフォーマンスの側面及びその他の設計上の考慮事項に基づく。このようなトレードオフ評価では、以下の点を考慮すべきである。

- － 人的タスクに対する要件
- － 人的パフォーマンスの能力及び限界
- － HMI のパフォーマンス要件
- － 検査及び試験の必要性
- － 保守上の作動要求
- － 先行設計による実証された技術及び運転経験の利用

4.41. 使用性試験及び性能試験は、設計選択肢及び設計受容性を評価するために、利用者の意見を含めて、HMI の性能を評定することを含む。

ヒューマンマシンインターフェース制御機器の設計

4.42. 制御室から、補助制御室から又は発電所内設置の設備からというように、制御がより多い場所から行うことができる場合、複数の運転員間での協調的な利用を確実にするために保護対策が適用されるべきである。

4.43. HMI の制御機器は、多重制御装置若しくは専用制御装置又はそれらの組合せに対して「ソフト」制御機器（4.50–4.61 項を参照）として実装されることがある。

4.44. アナログ制御装置（例えば、押しボタン、回転式スイッチ、スライド、トグルスイッチ及びロッカースイッチ）は、常時使用されている制御機器（例えば、電気出力）並びに即時のアクセス性及び信頼性が最も重要な制御機器（例えば、非常用トリップボタン）に適している。

4.45. 制御機器は、システムが制御入力を受信したことを示すために、適切な時間内に光学及び/又は音響の受信確認を供するべきである。

4.46. 制御機器の使用は、データ入力のプロセス（例えば、設定点限界の調整）を示し、及びデータ入力の完了を確認するために、運転員への受信確認を伴うべきである。

4.47. HMI は、悪い影響を招きうる操作の実行に対して慎重な操作を要求することによって意図しない作動が行われる可能性が最小化されることを確実にするべきである（例えば、確認ボタン、スイッチを覆うプラスチック製カバー）。

4.48. アナログ制御機器の誤った作動を防ぐための手段は、以下のものを含むべきである。

- － 適切な位置に制御機器を配置すること
- － 保護用の構造物の使用
- － 二次的な確認行動に対する作動要求
- － インターロック又は許可信号の使用であり、適切な優先順位の割当てを伴うもの
- － 寸法、操作時の加圧力若しくは腕力、並びに触覚、光学及び/又は音響のフィードバックのような物理的特性の適切な選択

4.49. 運転員の過誤を最小化するために、制御の動きは日常的な操作に準拠するべきであり（例えば、利用者の期待に応えるべきであり）、制御される変数の属性と整合するべきである。

ソフト制御機器のための設計上の考慮事項

4.50. ソフト制御機器は、位置指示装置（例えば、マウス、トラックボール、ライトペン又はタッチ機能）と共に画像表示装置を使用することにより、又は画像表示装置と専用制御機器一式との組合せを使用することにより実装される。

4.51. ソフト制御機器を使用する運転員のパフォーマンスにとって重要な情報表示には、制御対象の機器を選択する手段を含むべきである。入力が表示される表示領域及びデータ入力に使用される形式も同様である。

4.52. ソフト制御機器は、制御対象の発電所変数又は機器を選択すること、制御入力を提供すること及びシステムの応答を監視することなどの相互の関わりに使用されるべきである。

4.53. ソフト制御機器は、以下の表示装置を提供するべきである。

- － 必要に応じて個々の機器への接近を許可するためのもの
- － 各機器の状況に関する情報へのアクセスを許可するためのもの
- － 他の機器との関係を制御するためのもの

4.54. 「選択画面」は、制御対象の機器又は変数一式を表示する。選択画面内の機器及び変数は、視覚的に区別されているべきであり、明確に配置されるべきであり、及び正しい選択を支援するために一意に標識付けされるべきである。

4.55. ソフト制御機器は、運転員が前後関係、視覚的に区別される形式、区切り、入力領域及び選択可能な機器などの特性によって選択肢を一目で区別できるように設計されるべきである。

4.56. ソフト制御機器で一般的に使用される入力形式は、離散的制御インターフェース、ソフトスライダー及び矢印ボタンである。データを入力するための入力形式は、ソフト制御機器において提供されるべきである。

4.57. カーソルは特色のある外観を持つべきであり、それらの動きは要求されるタスク及び運転員の技能と適合した感度を持つべきである。カーソルの動きは、素早い動きと正確な位置決めを両方を可能にする、運転員の手の届く範囲、視野及び快適性に関する特性に一致しているべきである。

4.58. HMI 内のナビゲーションを制御する操作は、コンピューター画面からポンプの電源を切る又は入れるなど、発電所を制御する操作とは区別されるべきである。

4.59. どのような特定の操作に対する制御入力も、選択可能な選択肢及び制御機器のみを運転員に提供するべきである。選択肢は、運転員がそれらを記憶したり又は別のメニュー

表示画面にアクセスしたりすることを必要とせず、作業用表示画面に追加されたメニューにリスト化されるべきである。

4.60. ソフト制御のメニューは一貫して設計されるべきであり、またそれらの選択肢リストもまた HMI 全体を通した文字使用において一貫しているべきである。

4.61. 操作指令を実行するときの過誤を回避するために、制御のシーケンスは、制御の選択、操作指令の選択及び操作指令の妥当性確認から構成されるべきである。

ワークステーションの設計における人間工学の適用

4.62. ワークステーションの設計では、以下のような運転員の手の届く範囲、視野及び快適性に関する特性を考慮に入れるべきである。

- － ワークステーションの高さ
- － 制御盤の傾斜、コンソールの角度及び奥行き並びに座っている状態及び立っている状態に調整できるワークステーション
- － 制御装置の位置
- － 表示装置の位置
- － コンソール又はワークステーションでの制御装置及び表示装置の配置
- － 文字及びグラフィックの大きさ及び読み易さ
- － 脚部及び足部のための空間

4.63. コンソールの高さは、運転員がその上超しに見渡せるようにするべきである（例えば、共有表示画面及び他の運転員を見るため）。

4.64. 警報パネルの位置は、それらが中央制御室の操作領域から見えるように、また運転員の視認性及び読み易さのために都合のよい高さであるようにするべきである。

4.65. 頻繁に使用される制御機器は運転員の手が届く範囲にあるべきであり、また関連する指示計器及び表示器は運転員の位置から読み取り可能であるべきである。

4.66. 機能及びプロセス操作は、それらの特性に従って機能グループにまとめられるべきである。

4.67. 機能グループは、機能別、使用順序別、使用頻度別、優先順位別、操作手順別又はミミック表示配列付きシステム別に編成されるべきである。

4.68. 機能的に関連する制御機器及び表示機器は、他の機能グループの制御機器及び表示機器と区別可能であるべきである。

4.69. 運転員側の「左右」の混乱を防ぐために、パネル、制御機器及び指示計器の鏡像配置は回避されるべきである。

³ 「ミミック表示」は、発電所の物理的配置を模擬する表示パネルにおける配列である。

4.70. ワークステーションに設置されている制御装置、表示機器及びその他の設備類は、迅速で正確な人的パフォーマンスを容易にするために適切かつ明確に標識付けされるべきである。

4.71. 混乱、検索時間及び冗長性を減らすために、階層的な標識付け方式が使用されるべきである。主要な標識は主要システム又はワークステーションを特定するために使用されるべきであり、下位の標識は下位システム又は機能グループを特定するために使用されるべきであり、また機器標識は各ワークステーション要素を特定するために使用されるべきである。

4.72. 標識は機器各部の機能を記述しているべきであり、使用される記号は固有であり互いに区別可能であるべきである。

4.73. 標識は、単語、頭字語、略語並びにシステム及び機器番号の使用に関して、パネル内及びパネル間で整合しているべきであり、手順書で使用される用語と標識に印字される用語との間に不一致が無いようにするべきである。

4.74. ワークステーションの設計では、ワークステーションで実施されなければならないことがある試験及び保守運転を考慮に入れるべきである。この考慮事項は以下を含むべきである。

- － 補修、取り外し又は交換のためのパネル上の部品への接近
- － 試験の実施及び保守にのみ使用される制御機器及び表示機器を運転に使用されるそれらものと分離
- － 特別な試験設備又は補修目的の接近のための臨時の空間

アクセス性及び作業環境に関する設計における人間工学の適用

4.75. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.60 項は、次のように述べている。

「発電所に影響を与えるような事象の発生後、制御室内又は補助制御室内及び補助制御室への立入り通路の上の場所における環境条件によって運転要員の防護と安全を損なわないことを確実なものとするよう設計されなければならない。」

4.76. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.61 項は、次のように述べている。「運転要員の作業場所と作業環境の設計は、人間工学的概念に従っていなければならない。」

4.77. 運転員が発電所の系統を監視し制御することが期待されている区画では、作業環境における適切な状態を確保し、危険な状態から防護するために必要な措置が講じられるべきである。

4.78. 考慮されるべき作業環境の側面には、照明、温度、湿度、騒音及び振動を含む。

4.79. 考慮されるべき危険要因には、放射線、煙及び空気中の有害物質を含む。

4.80. 適切な接近手段を確保するための 1 つの方法は、運転員による操作が行われると予想される補助制御地点及びその他の現場位置への、潜在的な内的ハザード及び外的ハザードから防護された、認証された経路を提供することである。

中央制御室

4.81. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 65 は、次のように述べている。

「原子力発電所では、すべての運転状態において発電所が自動又は手動で安全に運転できるように、並びに運転時の異常な過渡変化〔予期される運転時の事象〕及び事故状態が発生した後に、発電所を安全な状態に維持するか又は安全な状態に復旧するための対策が取れるように、制御室が設けられなければならない。」

4.82. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.57 項は、次のように述べている。

「運転員には、次の事項のために必要な情報が提供されなければならない。

- (a) 発電所のいかなる運転状態においても全般的な状態を評価するため
- (b) 発電所の系統及び設備に付随するパラメータについて指定された制限（運転上の制限と条件）内で発電所を運転するため
- (c) 安全系を起動するための安全動作が、必要な時に自動的に開始されること及び関連する系統が意図したとおりに機能していることを確認するため
- (d) 指定された安全動作の手動開始の必要性及び時間を決定するため」

4.83. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 6.39 項は、次のように述べている。

「原子力発電所の制御室と外部環境との間の障壁の設置を含めて、適切な対策が講じられなければならない。また、事故状態に起因する高い放射線レベル、放射性物質の放出、火災又は爆発性ガス若しくは有毒ガスなどの危険性から制御室に居る人を守るために、長期間にわたって十分な情報が提供されなければならない。」

中央制御室のためのヒューマンマシンインターフェースの設計

4.84. 中央制御室の設計は、すべての発電所状態で発電所がどのように運転されるかを記述する運転の概念と整合しているべきである。

4.85. 中央制御室の HMI は、以下に十分な考慮を払って設計されるべきである。

- － 安全な運転を含む運転の目標及び目的
- － HMI のワークステーション（例えば、コンソール及びパネル）への編成
- － 中央制御室におけるワークステーションと補助設備の配列

4.86. 表示画面の HMI は、運転員に以下のことを可能にするべきである。

- － 原子炉保護系及び他の自動系によって取られている操作を認識すること
- － 障害の原因を分析し、その経過をたどること
- － あらゆる必要な手動対策を実行すること

4.87. 中央制御室の設計は、発電所状況の上位の概況を提供し、共有タスクに関する運転員の協力及び互いの活動についての彼らの認識を支援する表示選択肢を考慮するべきである。

- 4.88. 運転員及び運転責任者が発電所の状況、その安全状況及び重要な発電所パラメータの傾向を含むすべての安全機能を監視できるように、表示装置が中央制御室に設置されるべきである。
- 4.89. HMI の要素及びコード（例えば、色、形状、線、標識、頭字語及び略語）は、周囲の照明が最小限の条件下での各特定のタスクの最大視認距離から識別可能かつ判読可能であるべきである。
- 4.90. 表示系は、曖昧さ又は意味の喪失なしに、また不必要な時間遅延又は待ち時間なしに、意図された情報を運転員に伝達するべきである。
- 4.91. 表示能力は、運転員が個々の HMI の要素の状況とそれら以外の HMI の要素との関係を迅速に評定できるようにするべきである。
- 4.92. より詳細な個々の入力データが利用可能であっても、数値は操作のためのデータとして要求される重要度の程度までだけ表示されるべきである。
- 4.93. 表示系の応答時間は、操作上の要件と整合しているべきである。
- 4.94. 複数の運転員が同時にシステムと交信することを求められるときは、一方の運転員による制御入力は、優先順位の高い他の制御入力を妨げるべきでない。
- 4.95. HMI の設計は、運転員によって共通の操作又は調整された操作が行われることとなる場所を考慮に入れるべきである。
- 4.96. HMI からの情報は、運転員が発電所の全体状況を即座に評定し、また追加の複雑なタスクを実行する必要なく、注意を要する状態を検出することができようにするべきである。
- 4.97. 画像表示装置に表示される情報は、いかなる運転状態でも明確に理解できるものであるべきである。
- 4.98. 表示系で使用される記号は、標準化されるべきである。
- 4.99. システムが正しく動作している（又はシステム故障が発生している）ことを運転員に示すために、表示用の仕組みが設けられるべきである。
- 4.100. 表示系の過負荷又は他系統の状態が処理遅延をもたらす可能性がある場合、その系統はデータ入力を確認すべきであり、処理の遅延の表示及び完了の指示を運転員に提供するべきである。
- 4.101. 運転員からの迅速な対応を要求する実時間タスクに対する HMI は、限られた運転員操作のみを要求するべきである。例えば、表示ページを横切るカーソルの移動距離及び表示ページ間のカーソルの移動距離、スキャン時間並びに表示画面上のウィンドウ数は制限されるべきである。
- 4.102. 利用者の支援は画像表示装置システムによって提供されるべきである。そのような支援は、必要なときに、助言メッセージ、過誤メッセージ、確認メッセージ及び妥当性確認システムを含むべきである。

4.103. 運転員は、操作指令を入力するための要件（例えば、要求される構文、パラメータ及び選択肢）に関する手引きを要請できるべきである。

4.104. 表示回路網の構成は、タスク要件に基づいた明白なロジックを反映すべきであり、運転員によって容易に理解されるべきである。

4.105. 表示画面は、様々な HMI の機能（例えば、データ表示領域、制御領域及びメッセージ領域）の位置が表示ごとに標準化されるように構成されるべきである。

4.106. HMI の表示系は、どの項目が選択可能かを明確に表示すべきである。運転員が選択された表示項目により操作を実施するとき、過誤を避けるためにその項目が強調表示されるべきである。

4.107. HMI はユーザにとって使いやすいものであるべきであり、操作を実行するために特別なコード又は順序を記憶することを運転員に要求すべきではない。

4.108. 発電所情報の共通認識又は情報を共有する手段へのアクセスを可能にすることによって運転員のパフォーマンスを向上させるために、大画面表示機器が使用される場合がある。

中央制御室の配置

4.109. 中央制御室は、異常状態及び事故状態における運転員の動作に対する必要性を最小化する一方、中央制御室の職員がすべての必要な操作を実行できるように十分な空間を確保するべきである。

4.110. 中央制御室の職員配置及びタスクの割当ては、制御機器、表示機器及びその他の必要な設備がすべての運転モードにおいて完全かつ迅速にアクセスできるものであるべきである。

4.111. 中央制御室のワークステーション及びコンソールの配置は以下のとおり。

- － すべての制御パネル及び表示パネル（警報表示を含む）の全画面表示を可能にするべきである。
- － ワークステーションの運転員から中央の操作領域内のあらゆる場所への口頭での情報伝達を容易にするべきである。
- － 障害物を乗り越える必要なしにワークステーションへの接近を可能にするべきである。
- － 効率的で妨げのない動作及び情報伝達を可能にするべきである。

4.112. 手順書及びその他の文書類の保管場所は、中央制御室に設けるべきである。そのような保管場所は、容易な接近及び文書の容易な取り出しを可能にするべきである。

4.113. 事故時に制御室の職員が要求することがある緊急用設備の保管場所が設けられるべきである。そのような保管場所は容易な接近を可能にするべきである。

居住性の考慮事項

- 4.114. 中央制御室の環境は、中央制御室の職員が不快感、過度のストレス又は物理的危険を伴わずにタスクを遂行できるものであるべきである。
- 4.115. 中央制御室の作業空間の設計は、快適な温度、緊急事態の発生時を含む適切な照明、口頭による明確な情報伝達を促進する聴覚環境及び適切な配置などの要員のパフォーマンスに重要な影響を与える可能性がある環境要因を考慮するべきである。
- 4.116. 制御室は、事故への対応時に快適で長期的な滞在を確実なものとするために、十分な設備と備品を含むべきである。
- 4.117. 制御室の設計には、制御室の外部に由来する飛来物の評価とそれに対する防護を含めるべきである。飛来物による制御室の防護に関する手引きは、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-G-1.11 「原子力発電所の設計における火災及び爆発以外の内的ハザードに対する防護」 [8]に規定されている。

安全パラメータ表示系の設計

- 4.118. 安全パラメータ表示系は、中央制御室職員が、事故時に発電所の安全状況を判断し、炉心損傷又は放射性物質の放出を回避するために運転員による是正措置を必要とする状態かどうかを評価することを支援するために設けられるべきである。
- 4.119. HFE は、中央制御室職員の機能的有効性を高めるために安全パラメータ表示系の設計に適用されるべきである。
- 4.120. 安全パラメータ表示系は、発電所に付随する重大な安全機能に関する情報を提供するべきである。
- 4.121. 安全パラメータ表示系は、中央制御室職員にとって便利な場所に配置されるべきであり、そこから発電所状況が容易かつ確実に評定され得る連続的な表示情報を提供するべきである。
- 4.122. 安全パラメータ表示系は、運転員が中央制御室に表示されているすべての情報を調査する必要なしに発電所状況を評定することができる発電所パラメータの最小セットをまとめるように設計されるべきである。
- 4.123. 安全パラメータ表示系用の表示装置は、アナログ装置及びコンピュータベースの装置を含むことがある。アナログ表示装置は、メーター、光表示計器、数値読み取り機及びプロッターを含む可能性がある。コンピュータベースの表示装置は、フラットパネル装置及び大画面装置を含む可能性がある。
- 4.124. 安全パラメータ表示系に使用される表示装置は、中央制御室の HMI の一般的な設計指針に準拠するべきである。
- 4.125. 安全パラメータ表示系は、情報を表示すること及びコード化することに関して、HMI に含まれる他の表示機器及び装置と整合性及び互換性があるべきである。

補助制御室

4.126. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の要件 66 は、次のように述べている。

「原子力発電所内において制御室から物理的、電氣的及び機能的に分離した場所、できれば一箇所（補助制御室）で、計測制御設備が利用できるように維持されなければならない。補助制御室は、制御室で重要な安全機能を果たすことができなくなった場合、原子炉が停止状態に置かれ、その状態で維持され、崩壊熱が除去され、また、発電所の重要なパラメータが監視されるように装備されなければならない。」

4.127. 補助制御室に対する HMI の設計プロセスは、中央制御室に対する設計プロセスと並行して、それと同様の手順、基準及び方法を用いて実施されるべきである。

4.128. 補助制御室の HMI の設計は、緊急時即応措置を講じる必要性を特に考慮して、緊急事態下の HFE 原則及び要員の人的特性を考慮に入れるべきである。

4.129. 補助制御室の居住性を確保するための手段が、補助制御室の長期間の滞在が要求される場合におけるものを含めて、設けられるべきである（例えば、後備電源及びヨウ素フィルターのようなフィルターを装備する換気系）。

4.130. 補助制御室の作業空間の設計は、快適な温度、緊急事態の発生時を含む適切な照明、口頭による明確な情報伝達を促進する聴覚環境及び適切な空間配置などの要員のパフォーマンスに重要な影響を与える可能性がある環境要因を考慮するべきである。

4.131. 補助制御室で使用されるコンピュータベースの情報又は制御機器は、中央制御室における同様の制御機器及び指示計器にほぼ合致する、又は好ましくは完全に同一であるように機能するべきである。

4.132. 補助制御室の表示機器及び制御機器の HMI は、運転員にとって容易な移行を可能とするために中央制御室のそれと類似しているべきであり、人的過誤の可能性を最小化するためにその機能に従って配置されるべきである。

4.133. 中央制御室から補助制御室への操作指令機能、制御機能及び情報伝達の移行のための手順が確立されるべきである。

4.134. 補助制御室と現場制御地点との間の連絡並びに発電所管理者、外部の危機管理チーム及び技術支援センターとの通信連絡のための手段が設けられるべきである。

所内の緊急時対応施設

4.135. HFE は、所内の緊急時対応施設⁴の設計に適用されるべきである。設計は、個々の作業場所の最適な配置並びにアクシデントマネジメント方針の実装に要求される活動を実行するために必要なデータ及び情報を提供するべきである。

⁴ 緊急時対応施設は、IAEA 安全基準シリーズ No. GSR Part 7 「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」 [9]で扱われている。原子力発電所の場合、緊急時対応施設（制御室及び補助制御室とは別のもの）には、技術支援センター、運転支援センター及び緊急時センターを含む。

4.136. 緊急時対応施設内で状況認識を支援する表示画面は、受入れられている HFE 手法及び原則の適用を通して設計されるべきである。考慮されるべき要因には、照明、寸法、形状、表示及び制御の配置、表示内容の利用可能性、形式の適合性並びに表示機器の標準化を含む。表示によって提供される情報とともに実施されるタスクに基本的な考慮が払われるべきである。

4.137. 緊急時演習を含む運転経験の評価は、機能分析及びタスク分析と組合せて、事故の監視及びシビアアクシデントの影響の緩和のための設備の操作に関する人的パフォーマンス関連要件を特定する基礎を提供するべきである。

4.138. 資源割当て方針（例えば、職員配置）、発電所の物理的条件（例えば、電力供給、近接性並びに環境条件及び放射線条件）、気象条件（極端な暑さ、寒さ又は降水量）のような悪化要因及び緊急事態下での人的パフォーマンスに関連した技術選択について考慮が払われるべきである。

4.139. 要員がシビアアクシデントマネジメントに対する安全解析で機能保証された可搬型設備を操作することを要求されたときには、HFE の側面が考慮されるべきである。これには、可搬型設備の安全な使用を可能にするための現場の制御機器への安全な接近を含む。現場の制御機器の典型的な例には、(i) 可搬型設備の接続を可能にする又は(ii) 可搬型設備が電力を供給する設備（例えば、ポンプ類）の運転を可能にする、現場制御パネル、接続点、スイッチ及び端子を含む。

4.140. 緊急事態の下での所内及び所外の緊急時対応組織とのすべてのレベルでの個人及び利害関係者の内的及び外的な相互交流の範囲に考慮が払われるべきである。

4.141. 緊急時対応操作中に存在するストレスと作業負荷のレベルに考慮が払われるべきである。

4.142. 技術支援センターの職員は、シビアアクシデントマネジメント指針を実行に移すことを支援するための手段の特定及び使用方法について訓練を受けるべきである。シビアアクシデントマネジメント指針の策定及び実施に関するより詳細な推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSG-54 「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」[10]に規定されている。

警報管理

4.143. SSR-2/1 (Rev. 1)[1]の 5.66 項は、次のように述べている。「運転状態及び事故状態において、原子力発電所内及び敷地内にいるすべての人が警告及び指示を与えられるように、適切な警報系及び通信連絡手段が設けられなければならない。」

4.144. 警報機器又は他の装置は、通常運転に付随する状態からの逸脱を示している。これが発生した場合、運転員は以下のために必要な情報を提供されるべきである。

- － 自動系によって取られている操作を特定する。
- － あらゆる必要な手動の対応措置を実行する。
- － 発電所の挙動又は応答の経過をたどる。

4.145. 警報は、以下のような異常状態に関する情報を提供すべきである。

- － 制御設定値又は保護設定値からのパラメータの偏差又は変化率の偏差
- － 設備の故障、異常又は不一致
- － 不完全又は失敗した自動操作

4.146. 運転員のいかなる操作も要求しない状態では警報を発生すべきではない。異常を示すよりむしろ予想される系統応答からのメッセージである計画状況に由来したデータは、状況情報に含まれるべきである。

4.147. すべての警報は文書化され、構成管理下にあるべきである。

4.148. 警報系は、運転状態及び事故状態に対して警報を発生することができるように十分な範囲を有するべきである。

4.149. SSR-2/2 (Rev. 1)[2]の 7.9 項は、過度な警報発報になり得る不必要又は無意味な警報を防止するために、警報の数は発電所のすべての分析された運転状態、停止又は事故状態に対して、最小化されなければならないことを要求している。

警報発生

4.150. 警報系は、以下の情報源から警報を発生することができるべきである。

- － デジタル信号
- － アナログ信号
- － 直接入力からの又は他系統に由来した、計算、合成又はグループ化された信号

4.151. アナログ信号及びデジタル信号に基づく警報が設定可能であるべきである。警報状態は、信号の異なる状態（例えば、オン/オフ、開/閉及びトリップ/非トリップ）の中から選択できる。

4.152. 発生した警報は、発電所内の構築物、系統及び機器の構成と整合する警報階層を支援するべきである。

4.153. 警報は状況に応じたものであるべきである（例えば、ポンプ低流量警報は実際の低流量条件で発せられるべきであり、ポンプ起動中に発せられるべきではない）。

警報の妥当性確認

4.154. 警報発生のためのセンサー及び入力信号は、不必要な瞬時警報又はチャタリングを起こす警報の発生を防ぐために妥当性確認されるべきである。

4.155. 警報系は、一度に発生する警報の数を自動的に低減することができるべきである。

4.156. 警報抑制は、通常は付帯設備の試験、保守又は補修中に警報発生を無効にすることによって、働いていない警報を供用除外にする。警報系は、不必要な警報として発生する、又は常時警報になるのを防ぐために警報抑制を支援するべきである。

4.157. 1つの警報が、別の警報又はその他の複数警報の発生を隠しているかどうかを判断するために、HFEの分析及び妥当性確認が用いられるべきである。

4.158. 警報系は、警報の相対的な重要性を判断するためにその優先順位付けを支援するべきである。

警報処理

4.159. 警報系は、使用者定義の警報発生を支援するべきである。運転員は、アナログ変数に対しては1つの上限若しくは下限警報制限値を選択できるように、又は離散変数に対してはあり得る警報状態の中から1つの状態を選択できるようにするべきである。

4.160. 警報系は、以下のように、異なる階層レベルで、事象に基づく及び重要度に基づく警報抑制手法を適用できるべきである。

- － 事象に基づく削減手法は、支援系若しくは設備の部品の故障の結果として又は発電所事象の結果として発生した警報をフィルタリング又は抑制する。
- － 重要度に基づく削減手法は、警報過負荷の状況で優先順位の低い警報を抑制する。

4.161. 自動又は運転員による起動にかかわらず、警報の選別操作又は抑制は、運転員の過負荷を避けるために使用されるべきであるが、必要な情報を抑制すべきではない。

警報の発報及び制御

4.162. 警報系は、何らかの警報状態が現れたり又は解消されたりしたときに視覚的表示を提供するべきである。視覚的表示には以下のものを含む。

- － 点滅。警報状態が現れたり又は解消されたりしたときに開始され、確認又はリセット後にそれぞれ終了する。グループ化された警報は、別の下位警報がすでに開始されて確認された後に新しい下位警報が表示されるときに再点滅するべきである。
- － 色分け。警報は、警報の優先順位及び警報の状態に応じて異なる色で点灯する。他の表示のコード化方法が使用される場合がある。

4.163. 警報系は、何らかの警報状態が現れたり又は解消されたりしたときに聴覚的表示を与えるべきである。

4.164. 聴覚過負荷を回避するとともに、その後発生する可能性がある新しい警報の認識を容易にするために、可聴信号を消音するための手段が設けられるべきである。

4.165. 運転員が警報を単体で又はグループで、適時に確認することを可能にする手段が提供されるべきである。

警報表示

4.166. 「ダークボード」規準は、発電所の安全を脅かすことなく、通常運転中に表示される警報の数を最小化することから構成される。

4.167. 警報処理は、全出力運転時及びその他の通常運転状態においてダークボード規準に従うべきである。

4.168. 警報表示は、以下の異なる種類の表示に基づくべきである。

- － 空間的に専用で、連続的に視認できる表示（例えば、連続的に視認できるタイル状のパネルを有するアナログタイルパネル若しくは視覚的表示装置の配列又は統合された警報を有する連続的に視認できるミミック表示）
- － 警報メッセージリスト表示（例えば、視覚的表示装置スクリーン上に提示されたテキストメッセージ）
- － グラフィック表示に統合された警報（例えば、ミミック表示又はソフト制御表示）
- － 個々の警報情報表示
- － 混合表示（すなわち、他形式の表示の組合せ）

4.169. 警報状態の変化及び新しい警報に関する情報は、別々に提示され管理されるべきである。

4.170. 警報メッセージは、簡単で、曖昧さがなく、標準化されているべきである。

4.171. 警報メッセージには、警報源、優先度、説明、設定値及びパラメータ値、並びに警報応答手順及び付随する表示への参照など、運転員が警報に効果的に対応するために必要なすべての情報が含まれているべきである。

4.172. 運転員は、警報メッセージを作動要求に応じて仕分け可能であるべきである。警報系は、以下によって編成された警報のリストを提供する可能性がある。

- － 時間順
- － 優先度
- － 警報状態
- － 警報メッセージ
- － その他の論理的順序

4.173. 警報はグラフィック表示に統合されるべきであり、特に、関連する系統、機能、設備又は機器と警報との関係を示すために有益な場合はそうされるべきである。

4.174. 個々の警報情報表示機器は、以下のような警報に関する特定の情報を提供するために使用されるべきである。

- － 警報が由来している元の変数に対する傾向
- － 警報が平均してどの位の頻度で発生しているかなどの統計
- － 他の警報又は変数との関係
- － 警報に関する現在若しくは過去の作業指示書又は報告書

警報応答手順書

4.175. SSR-2/2 (Rev. 1)[2]の7.9項では、運転員の警報に対する対応を管理する手順書を、制御室のすべての警報に対して規定することを要求している。

4.176. 警報応答手順書は運転員に以下の情報を提供すべきである。

- － 警報が属する系統又は機能グループ
- － 警報に付随する正確なメッセージ
- － 警報への応答における優先順位
- － 自動操作並びに即時及びその他の運転員の操作
- － 警報の潜在的な 1 つ又は複数の原因のリスト
- － 参考文献

手順書の策定

4.177. 本章は、手順策定の人的要因の側面に関する推奨事項を提供するものであり、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-G-2.2 「原子力発電所の運転上の制限値及び条件並びに運転手順」[11]と SSG-54[10]で規定される推奨事項と併せて読まれるべきである。

4.178. 安全解析によって特定された重要な人的タスクは、手順書において扱われるべきである。

4.179. 安全解析によって特定される、重要な人的タスクを概説する手順書は、以下の確認のために定期的に妥当性確認がされるべきである。

- － 各手順を首尾よく完了するために必要な設備の利用可能性及び状況
- － 人間によって実行される安全に関連するタスクに関して、安全解析でなされたあらゆる仮定又は主張の妥当性

4.180. 手順書は、それらが指定されたとおりに実行できること及び結果又は出力が意図したとおりにであることを確実なものにするために妥当性確認がされるべきである。

4.181. 手順書の策定は、以下の目的のためにタスク分析からの入力も考慮するべきである。

- － 手順の中で強調される必要がある潜在的な過誤を特定すること
- － タスクの首尾よく完了のために必要な情報、操作及び反映の流れを記述すること
- － タスクと要員との間のリンクを特定すること
- － 手順内の個々の操作のタイミングに関する予備情報を提供すること
- － 手順間の移行を容易にすること
- － 技術的警告の形式と内容、前提条件（開始条件）及び手順書終了のための要件を確立すること

4.182. 手順の中で特定された操作（又は一連の操作）の予想される結果は、明確であり、理解可能であり、また検証可能なものであるべきである。

4.183. 発電所の手順書の策定に HFE を適用する際には、手順の分類に付随する形式と内容（例えば、緊急時運転手順、保守手順及び試験手順）が考慮に入れられるべきである。

4.184. 安全上重大なタスク、複雑なタスク及びめったに行われないタスクに対する手順書は、詳細かつ段階的な方法で提示されるべきである。

4.185. 各手順は、指定された操作が達成できない場合の安全な代替操作についての手引き又は手順を安全に終了するための手引きを提供するべきである。

訓練計画の策定

4.186. タスク分析は、設計されているシステムに対する訓練要件を決定するための根拠（例えば、知識、技能及び能力の特定）を提供するべきである。

4.187. 運転要員は、故障モード並びにそれらの影響及び表示画面上の表示を含めて、表示形式とそれが表そうとした発電所状態との関係について訓練されるべきである。

4.188. 運転要員は、表示内及び表示間のナビゲーション、ウィンドウなどの画面上の機能の操作及び HMI 内の他の機能の使用について訓練されるべきである。

4.189. 訓練計画は、設計の進展に合わせて定期的に見直されるべきであり、修正されるべきである。

4.190. 訓練は時宜を得たものであるべきであり、また、発電所の改造に付随する訓練は改造が運用開始される前に完了されるべきである。

4.191. 訓練計画の策定は、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-G-2.8 「原子力発電所の職員の採用、資格認定及び訓練」 [12]に規定された手引きに従うべきである。

5. 人的要因に関する検証及び妥当性確認

全般

5.1. 人的要因に関する HMI システムの検証及び妥当性確認では、HMI システムが規定された HFE 設計要件に準拠しているかどうか及び要員が発電所の安全な運転を保証するために意図した機能を首尾よくかつ安全に実施できるかどうかを総合的に判断するべきである。

5.2. 検証及び妥当性確認は、プロジェクトが進行するにつれてますます現実的になるモデル及びシミュレーションに基づいて、HFE 設計プロセス全体を通して実行されるべきである。

5.3. 検証及び妥当性確認は、設計者が設計上の原則並びに人的側面、技術的側面、組織的側面及びそれらの相互作用に関して使用性についての要件を正しく遵守しているという客観的な証拠を提供するべきである。

5.4. 検証作業には通常以下のものを含む。

－ HFE の標準及び指針の特定

- － ハードウェア（例えば、警報表示を含むコンソール、パネル及びアナログインターフェース）及びソフトウェアを含む HMI の検証 並びに付随する文書類（例えば、手順書、指示書及び警報シート）の検証
- － 設計要件、図面及びマニュアルの評価
- － ツール、作業補助具、個人用防護具、タスク関連の設備及び訓練の提供、運転員の資格認定並びに必要時にアクセス可能かつ使用可能な手順書の利用可能性を含むタスクを支援する手段の検証

5.5. 検証作業には、システム利用者とのやり取りが含まれることがある。

5.6. 検証作業及び妥当性確認作業は、最初に設計作業を実施した人とは別の個人又はグループによって行われることが要求される[1]。

5.7. 妥当性確認は、特に以下を評価するために実施されるべきである。

- － 制御室の要員が運転状態及び事故状態において必要とされる措置を完了することができる能力
- － タスクパフォーマンスを支援するための手順の提示及び編成
- － 運転員のタスクを支援するための HMI の能力
- － タスク及びシステム性能を支援するための作業空間の配置の適切性
- － 外部組織を含む事故マネジメントに関与するチーム員間の危機管理及び調整のための資源

5.8. 人的要因に関する制御室の設計の妥当性確認は、以下を対象に含むべきである。

- － 運転員のタスクを支援するような中央及び補助制御室の配置
- － 監視、制御及び保守のための系統の有効性（制御室の内外）
- － 運転状態及び事故状態で使用するために発電所全体につながれている、制御室における監視系及び制御系

5.9. ハードウェア、ソフトウェア、手順及び人間を含む統合システムの妥当性確認は、発電所が稼働する前に設計を変更するのに十分な時間が確保できるように、設計が最終確定する前に実施されるべきである。

5.10. 検証及び妥当性確認の入力は、既に実装されている HFE プロセスに由来しているべきであり、特に以下のものである。

- － すべての運転状態及び事故状態における運転の概念
- － タスクに付随する、特に安全上重大なタスクに付随する技術的要件及び利用者要件
- － 制御手段及び自動化レベルの機能仕様及び詳細仕様
- － 機能分析からの入力

- － 規制要件
- － 運転経験の評価からの入力
- － 重要な人的タスク
- － 安全解析からのデータ
- － 人間信頼性解析からのデータ
- － 職員配置、組織及び資格認定の分析からのデータ
- － 以前の HFE の評価及び分析からのデータ
- － 利用可能な場合はシミュレーションからの入力（例えば、部分タスクシミュレーション）

検証及び妥当性確認のための計画立案

5.11. 検証及び妥当性確認は、人的要因の検証及び妥当性確認の計画において文書化されるべきである。本計画では、独立性及び資源の程度、評価方法並びに適用する標準及び規則を計画するべきである。

5.12. 検証及び妥当性確認の計画立案は、例えば以下に示すような設計の進行に伴うプロジェクトの変更を支援する反復的な作業である。

- － より多くのインターフェースが利用可能になる時
- － 手順がより詳細になる時
- － 運転員が習熟した時
- － シミュレーションがより現実的になる時

5.13. 検証及び妥当性確認の計画では、以下の事項を特定するべきである。

- － 評価の範囲
- － 必要なデータの収集及び分析
- － 有効性の測定
- － 評価及び容認基準
- － 評価に関与した参加者
- － 利用者代表として参加している人々を含む評価チームに対する訓練の必要性
- － 試験環境
- － 日程

5.14. さらに、検証及び妥当性確認の計画では、以下の事項も特定するべきである。

- － シナリオの選択

－ 評価チームによって使用される資源⁵及びツール

5.15. 検証及び妥当性確認の計画には、目的と、HMI の設計が以下の要件に適合していることを示す予期される結果も記述するべきである。

- － プロジェクトの HFE 要件（例えば、人間工学的要件及びプロジェクト固有の要件）
- － 発電所の運転上の容認基準
- － 運転員の応答に対する規制要件

5.16. 検証及び妥当性確認の計画では、以下のプロセスについても記述するべきである。

- － あらゆる HFE 関連の課題の分析及び評価
- － HFE 関連の課題の追跡
- － 設計上の不具合を解決するための手法

5.17. 妥当性確認は、異なる技能及び専門知識を持つ学際的な妥当性確認チーム（例えば、発電所の運転の専門家、指導員、事象及び事故の発生時の運転の専門家並びに HFE の専門家）によって定義されるべきであり、また実施されるべきである。

5.18. 妥当性確認試験を実施する参加者は、発電所の将来の運転のための組織体制に従って編成されるべきである。

5.19. 妥当性確認試験の参加者は、HMI を使用する予定の発電所要員（例えば、訓練又は技術要員ではなく、免許を有する運転員）を代表するべきである。

5.20. 妥当性確認チームはデータ収集技術について訓練を受けるべきである。

試験方法

5.21. 通常、人的要因に関する検証及び妥当性確認は、以下のすべて又は一部を含むべきである。

- － 静的試験（例えば、システムが設計仕様を満たしていることを確認すること）
- － 動的試験（例えば、時間及び正確度に関するシステムの応答の試験）
- － シナリオ試験及び部分タスクシミュレーション又はフルスコープシミュレーション（例えば、時間及び正確度に関する運転員応答の試験）
- － 観察
- － 独立した報告書（例えば、アンケート及び構造化されたインタビュー）
- － チェックリスト（例えば、静的又は動的試験の範囲内で）

⁵ 「資源」には、音声録音、ビデオ録画、コンピューター記録及びアンケートを含む。

－ タスクのリハーサル

5.22. 試験参加者は、試験を実施する前に関連システムを熟知しているべきである。

5.23. 適合性、並びに検証及び妥当性確認試験に使用される試験台、モデル及びシミュレータの代表性の限界が正当化されるべきである。

パフォーマンス指標

5.24. 人的要因に関する検証及び妥当性確認は、実際の作業環境についての関連する人的パフォーマンスの指標を適用するべきである。そのような指標には以下が含まれる。

- － 実施されるべきタスクの複雑さ
- － 業務負荷（個人及びチーム）
- － 設計に関して必要とされる知識、技能及び能力
- － シーケンス及び応答時間
- － 状況認識のための要件（個人及びチーム）
- － 手順書を使用するための要件
- － 正常ではない状態を検知し対応するための要件
- － 利用者間及び他のチームとの協力及び情報伝達の要件

5.25. 人的パフォーマンスに付随する、想定しうる定性的及び定量的指標は、以下のものを含む可能性がある。

- － 時間
- － 正確度
- － 情報伝達の頻度及び内容
- － 過誤検出率及び過誤回復率
- － 状況認識に関するパラメータ（例えば、手がかりの特定、理解及び予測）
- － グループ意思決定方法の使用
- － 注視時間及び滞在時間（例えば、視線追跡による）
- － 疲労
- － タスクパフォーマンスの成功見込み

検証の判断基準

5.26. 検証に適用される判断基準は、設計で使用されている HFE の標準及び指針を含むべきである。検証に使用される HFE の標準及び指針の選択は、評価の範囲に含まれる HMI の構成要素の特性に依存する。

5.27. HMI 設計の検証は、HFE のタスク分析で特定されたタスク要件（例えば、時間的制約、順序及び精度に関する要件）が満たされているかどうかを特定するためにも実施されるべきである。

妥当性確認試験

5.28. 人的要因に関して設計の妥当性を確認するために選択された試験シナリオは、以下を含めて、可能な範囲で現実的であるべきである。

- － シミュレーション及び試験台は、発電所の設計及び物理的配置に対応しているべきである。
- － 試験されたシナリオは、すべての発電所状態における運転状態を代表するものであるべきであり、事象（例えば、故障）及びそれらの初期条件を含むべきである。
- － 運転タスクは、発電所で使用されているタスクを代表するものであるべきである（例えば、監視、検出、診断、パラメータの変化の予測、サーベイランス、制御及び自動制御系の手動回復）
- － 参加者は訓練を受けた者であるべきであり、資格認定及び責任の程度に応じて試験シナリオ内の役割を担うべきである。
- － 適用される手順書は、関連する運転状態で使用される手順書と合致しているべきである。
- － シナリオ中で予期される人の相互作用の範囲は試験されるべきである。

5.29. 試験された状況の妥当性及びその代表性は正当化されるべきである。

データ収集

5.30. データを収集する方法は、人的要因の検証及び妥当性確認計画において文書化されるべきである。計画は、試験期間又は試験の試行回数、試験される系統及び下位系統並びにデータが収集されるべき試験対象の数を特定するべきである。

5.31. データ収集は、例えば以下を評価するために、実物大模型、現場での部分タスクシミュレータ及びフルスコープシミュレータでの試験の過程で行われるべきである。

- － 試験参加者によって取られた措置（例えば、各試験時にオブザーバーによって手動でデータを収集することによる）
- － 制御室の試験参加者間の情報伝達並びに制御室と発電所の運転及び危機管理に関与する他のチームとの間の情報伝達

5.32. データは、不具合（すなわち、検出された困難事項及び試験参加者による間違い）及び設計によって想定されるツールの使い易さに関して収集されるべきである。そのため、

妥当性確認試験は、安全を目的とした運転員の措置を支援する資源及び改善が必要な資源を特定するために用いられるべきである。例えば、以下のことがある。

- － 発電所のサーベイランスを容易にし、状況認識を高めること
- － 要員の作業負荷を最適化すること
- － 要員間の協力及び情報伝達を促進すること

5.33. 妥当性確認試験においてデータを収集する手段は、客観的な測定（例えば、措置を実施するためにかかる時間の測定）及び主観的な測定（例えば、要員によって知覚される作業負荷に関する主観的なアンケートを用いた測定）の両方を行えるべきである。

5.34. 収集されたデータは、例えば以下を対象とする試験されたすべての状況の詳細な分析を可能にするべきである。

- － 取られた措置の時間的配列
- － 問題なく整合して実施されたタスクの特定
- － シナリオの実行中に異常なことが発生した場合の特定及び分析（例えば、要員が直面した困難事項、処理方法に関する躊躇及び系統又は設備の状態に関する制御室チーム員間の誤解）

5.35. 試験中及び試験後に収集されたデータは分析に利用可能であるべきである。

データ分析

5.36. 妥当性確認試験の分析は、収集されたデータの徹底的な調査を含むべきである。分析は、首尾よく実施された人間活動だけではなく試験参加者によってなされた間違いも対象とするべきである。さらに、試験されたすべての運転状態において、分析では以下のことを強調するべきである。

- － 試験参加者によって首尾よく利用されたシステム及び彼らのニーズを満たすシステム
- － 使いにくいシステム
- － 試験結果が意味する安全上の重要度
- － 設計を改善するための提案（分析者及び利用者の両方によって行われた提案）

5.37. 収集されたデータの分析は、要員によって利用されるシステムの効率性及び組織的方策の効率性を実証すべきであり、過剰な作業負荷なしで、試験参加者が以下のことができたことを実証するべきである。

- － 状況を把握すること
- － 対応する要件を考慮に入れつつ、必要とされる措置を取ること

－ 制御室内の職員同士協力すること及び制御室の職員がやり取りしなければならない要員（例えば、保守要員、自動制御系要員及び危機管理チーム）と協力すること

5.38. 試験活動から発生する HFE 関連の課題は、体系的に文書化されるべきであり、追跡されるべきである。

5.39. HFE 関連の課題を緩和するために適用される解決策及びこれらの解決策の有効性が文書化され、評価され、また監視されるべきである。

5.40. 各試験活動及びその分析において収集されたデータ及びその分析は文書化されるべきである。

結果

5.41. 検証及び妥当性確認の各試験活動の結果は文書化されるべきである。

5.42. 実施された検証及び妥当性確認に関する報告書は、試験計画、試験への所見、改善のための提案及び結論をまとめたものとして、作成されるべきである。

5.43. HFE の標準と安全目標との間のあらゆる差異は、調査され、解決され、また文書化されるべきである。

5.44. 検証及び妥当性確認試験において扱われなかったあらゆる側面並びに発電所が運転を開始した後に現場で妥当性確認されなければならないあらゆる側面が特定されるべきである。

6. 人間工学設計の具体化

6.1. 人的要因に対する設計の具体化は、人的要因の設計プロセスからの出力の開発、展開及び評価からなる。

6.2. 設計の具体化は、正式な建設及び試運転計画、許認可計画又は発電所改造プロセスの一部として実施されるべきである。

6.3. HFE 設計の具体化では、竣工された時の設計が検証され妥当性確認された設計に準拠一致しているかどうか、並びに設計が実際の発電所及び作業環境で具体化されるときに何らかの予期しない課題が発生するかどうかを評価するべきである。

6.4. HFE 設計の具体化では、以下の点を確認するべきである。

－ 設計プロセスの具体化は、標準、機能性及び安全性能に関してその技術仕様に合致していること。

- － 具体化された設計は、要員、マネジメントシステム又は構築物、系統若しくは機器に関するいかなる課題又は対立（例えば、安全性、操作性又は文化的側面）も発生させていないこと（例えば、既設の系統又はインターフェースとの不整合）。

6.5. HFE 設計の具体化の範囲は、以下の要素に関する設計の影響を考慮すべきである。

- － 組織上の要因
- － 要員上の要因
- － 職務設計
- － 安全解析
- － 確率論的安全評価及び人間信頼性解析
- － HMI
- － 設備
- － 手順
- － 訓練
- － 発電所の参照文書
- － 作業環境

6.6. HFE 設計の具体化段階では、以下の側面に適切な考慮が払われるべきである。

- － HFE 設計の具体化によるあらゆる望ましくない影響を緩和するために必要となることがある措置について、竣工された時の設計の影響を考慮する評価
- － 具体化を開始する前に整備する必要がある要素（例えば、シミュレータ及び試験台の使用に関する具体化チームの訓練であり、これはシミュレータ及び試験台がタスクパフォーマンスの望まれるレベルを実現することを保証するためである。）
- － 首尾良い具体化に関する判断基準の定義。これは、人的パフォーマンスの正しい側面が試験され又は測定されていることを保証する人的パフォーマンスの監視システムにリンクする可能性がある。
- － HFE 設計の具体化段階で特定される HFE 関連の課題を把握し、評価し、また解決するための方法
- － 実行可能な場合は、HFE 設計の具体化がその性能目標を達成できない場合の不測時対応戦略

6.7. HFE 設計の具体化の結果は文書化されるべきであり、以下の事項の証拠が集約されるべきである。

- － 支援方策（例えば、HMI、手順及び訓練）を含む設計プロジェクトからの出力情報が、プロジェクトの開始時に定義された、関連する標準並びに性能基準及び成功基準を満たすこと。
- － 人、技術及び組織へのいかなる悪影響も許容範囲内又は適切に改善されていること。
- － 竣工された時の設計に加えられてきたあらゆる変更が、発電所の図面及び資料に反映されていること（例えば、訓練資料、手順書、図面、シミュレータ、組織体制及び補助設備）。
- － HFE 設計の具体化前に特定されたすべての HFE 関連の課題が適切に扱われていること。
- － あらゆる新たな HFE 関連の課題も把握され評価され、また解決への適切な計画が確立されていること。

- － 残っているあらゆる不適合が評価され、安全上の理由から許容できるとみなされていること。

7. 人的パフォーマンスの監視

7.1. 人的パフォーマンスの監視は、要員が自らの作業タスクを安全かつ効果的に行う際に設計が適切に支援することについて、設計の継続的な有効性を評価するための積極的かつ現在進行的なプロセスであるべきである。人的パフォーマンスの監視は、以下に対して知見を提供している。

- － HMI の設計が、当初の安全性、操作性及び性能の前提条件を満たしている（そして今後とも満たす）かどうか
- － HMI の設計が、中央制御室、補助制御室、現場制御室及び緊急時対応施設においてタスクを実施するために、運転要員によって効果的に使用できるかどうか
- － HMI の設計、手順及び訓練に加えられた変更が、運転員が作業タスクを行う仕方に対して何らかの悪影響を及ぼすかどうか
- － 応答時間基準及び性能基準に従って人的タスクが完遂できるかどうか
- － システムの妥当性確認の段階で確立された性能の程度が、発電所の存続期間にわたって維持されるかどうか
- － 監督、訓練、職員配置、手順書、個人用防護具、ツール及び作業補助具のような支援方策が、要員のタスク遂行を支援するために適切かつ十分であるかどうか

7.2. 人的パフォーマンス監視は、以下の点を考慮するべきである。

- － 人的パフォーマンス監視に責任ある個々人及びその出力情報の利用者は適切に訓練されるべきである。
- － 人的パフォーマンス監視に責任ある個々人は、人的及び組織的要因、システムックアプローチ並びに根本原因分析方法の分野で適切に資格認定されているべきであり、訓練されているべきである。
- － 不十分な人的パフォーマンスの原因及び重要度は包括的に理解されるべきであり、パフォーマンス改善のための手段が特定されるべきである。
- － システム利用者による課題報告の効果的な使用を確実にするために、自由かつ誠実な報告の文化が確立されるべきである。
- － 個人及びチームのパフォーマンスは、組織内のすべての階層における人的パフォーマンスによって影響を受ける。したがって、効果的な人的パフォーマンス監視では、すべての階層からデータを取得するべきである。
- － 低下した人的パフォーマンスへの対応及び解決の進行状況は、対応が適切な期間内であることを確実なものとするために監視されるべきである。

7.3. 発電所の訓練及び演習は、すべての発電所状態における幅広い発電所応答時に人的パフォーマンスに関する情報を集める重要な機会を提供する。実行可能な場合は、実際の事象時に直面する状態に近づけるために高い真正性を持たせるべきである。

7.4. 運転組織が設計権限者ではない新規建設プロジェクトでは、設計段階で人的パフォーマンスに関して行われた仮定が、試運転段階及び運転段階で把握され妥当性確認されることが確実なものとするべきである。

8. 電子化手順書の設計における人間工学の適用

全般

8.1. 電子化手順書は、変化する自動制御レベルを含めて様々なレベルの機能性を提供するために、紙ベースの手順書をデジタル形式に変換することによって、監視及び検出、状況評価、対応計画作成並びに対応実施タスクにおいて運転要員を支援するために使用されることがある。

8.2. 電子化手順書が既設の発電所に実装されることになる場合、適切な機能性並びに運転要員の期待事項及び経験との整合性を確保するために、HFE プログラムはその導入方法を検討するべきである。

8.3. 電子化手順書は、発電所の構成管理計画に含まれるべきである。

8.4. 電子化手順書の設計においては、承認行為、品質保証、審議、検証、妥当性確認、管理及び手順書の更新について実務的な実現可能性を検討するべきである。

8.5. 電子化手順書システムには以下の3つの型式がある。

- － I型システムは、紙ベースの手順書を同等に再現したものを表し、処理された又は実時間のいかなる情報も受け取らない。
- － II型システムは、動的に組み込まれたプロセスデータで手順書を増強する。
- － III型システムは、II型システムの能力を提供し、発電所設備を操作するための組み込まれたソフト制御機能を含む。III型システムは、手順書に記載された行為を自動的に行う、自動化された一連の工程のシーケンスのための能力を含む可能性がある。

電子化手順書システムのためのヒューマンマシンインターフェース

8.6. HFE は、新設の発電所及び既設の発電所の両方の電子化手順書の設計に適用されるべきである。

8.7. 以下の HFE 原則が、電子化手順書に適用されるべきである。

- － 合理的に達成可能な範囲で、実施されるタスクに関連する情報のみを表示する。
- － 各手順の識別情報（例えば、タイトル、改訂番号、日付、発電所名及び号機）を継続的に提供する。
- － 電子化手順書システムにおける情報の表示及び位置、ナビゲーション補助、制御機能並びに各表示のための他のアプリケーションメニューの整合性を維持する。

－ 電子化手順書システム（例えば、その構成、形式、ナビゲーションメニュー及び制御機能を含む）を、システムが使用されることになるあらゆる装置に適応できるように整える。

8.8. 手順を正しく行うために必要なすべての情報を運転員に提供するために、適切な数の表示画面が使用されるべきである。

8.9. 電子化手順書のための HMI は、複数の表示画面をまたぐ簡単なナビゲーションを支援するべきである。

電子化手順書システムとの相互作用

8.10. 別段の指定がない限り、8.11-8.20 項に規定されている相互作用能力に関する推奨事項は、I型、II型及びIII型の電子化手順書に適用可能である。

8.11. 手順の工程において参照される警告及び注意は、以下のように表示されるべきである。

- － 警告及び注意は、その工程が表示画面にあるときに表示されること。
- － 警告及び注意は、その工程に詳述されている措置が行われる前に、運転員によって読み取られること。
- － 警告及び注意は、各々の警告又は注意は、他の警告又は注意と容易に区別される方法で表示されること。

8.12. 関連画面要素の各一式は、以下のようなリスト形式で提示されるべきである。

- － 運転員が情報を処理することを容易にする。
- － 各画面要素の一式を他の画面要素一式と明確に区別する。
- － リストの内容を特定する見出しを含む。

8.13. 手順の工程の状況（例えば、その工程が、完了したか、進行中か、必要に応じて照合され承認されたか、又は失敗したか）が表示されるべきである。I型システムでは、工程の状況を手動で追跡する能力が備えられるべきである。必要などころでは、代替措置の指示も含まれるべきである。

8.14. II型及びIII型の電子化手順書では、システムは手順を通して進行状況を記録し、保存するべきである。電子化手順書システム内の複数の手順が同時に実行される必要があることがある。

8.15. そのような事例では、人的資源が適切に割り当てられるべきであり、複数の手順の実行が調整されるべきである。例えば、一より多い手順が同時に実施されている時は、手順及びその手順の工程の状況がすべての装置に表示されるべきである。

8.16. 電子化手順書システムは、運転員が手順内で（工程間又は同じ手順の他の部分へ）及び一つの手順から別の手順へ（例えば、アクティブリンクを通して）移動することを可能にするナビゲーション支援の機能を含むべきである。

8.17. すべての型の電子化手順書において、注記、警告及び注意が運転員にとって入手可能であるべきである。

8.18. 電子化手順書システムによって使用されるデータ及び論理規則は、運転員にとって利用可能であるべきである。

8.19. 電子化手順書システムは、手順の実行に関する注釈及びコメントを記録するための手段を運転員に提供すべきである。これらの注記は、後で調べられるように維持され、保管されるべきである。

8.20. 電子化手順書システムはどの手順を使用するかを提案することができるが、この決定に対する責任は運転員にあり、運転員は発電所の状況に基づいてこの決定を下すべきである。これは、II型及びIII型の電子化手順書に適用される。

電子化手順書システムの機能上の能力

8.21. 発電所の状況が手順の開始、手順の終了又は一つの手順から別の手順への移行を必要とする時には、電子化手順書システムは運転員に通知するべきである。

8.22. パラメータ及び設備の状況に関する正確な情報は、電子化手順書システムによって自動的に提供されるべきである。

8.23. 運転員が不適切な情報を受け取らないように、電子化手順書システムによって提供される情報及び運転員補助は状況感受型であるべきである。

8.24. 電子化手順書システムは、手順内の特定の工程を自動処理することがある。工程の自動処理の結果は、運転員に対して反転表示されるべきである。電子化手順書システムは、運転員による継続的な監視が必要であるそれらの工程（例えば、時間に依存する工程及びプロセスに依存する工程）を示すべきである。これらの工程において予期される状態に達した場合、電子化手順書システムは運転員に警告するべきである。さらに、電子化手順書システムは、パラメータの監視が停止しているのか又はまだ継続中であるのかを示すべきである。

8.25. 発電所設備を操作するためのソフト制御機能を含む電子化手順書システム（III型手順書の場合）は、これらの制御機能の効果的使用を支援するために必要な情報を運転員に提供すべきである。

電子化手順書システムの性能低下及び故障

8.26. バックアップ手順書（例えば、紙ベースの手順書、バックアップハードウェアパネル）へ切り替えるための指針を整えるだけでなく、適切なときにバックアップ手順から電子化手順書へ復帰するための指針も作成されるべきである。

8.27. バックアップ手順への移行を必要とする性能低下状態及び故障は、電子化手順書システムによって認識され、表示されるべきである。

8.28. バックアップ手順書として使用される紙ベースの手順書は、運転員にとって利用可能であるべきあり、入手可能であるべきである。

8.29. 電子化手順書における情報の構成及び形式は、バックアップ手順書における情報の構成及び形式と互換性があるべきである。

8.30. 紙ベースのバックアップ手順書への移行が必要になる場合、以下の情報が利用できるようにするべきである。

- － 現に行われていた手順
- － 手順の実行が中断された工程を含む、既に完了した手順の工程及び完了していない手順の工程
- － バックアップ手順書への移行が行われたときに監視されていた工程又は状態に関する情報
- － 既に完了した工程の繰り返しを避けて、中断された手順の実行を継続するために必要な情報

8.31. バックアップ手順書への移行指針は、電子化手順書システムに関連した故障モードを考慮すべきであり、電子化手順書システムの故障時及び電子化手順書システムが復旧した後要求される運転員の措置を規定するべきである。これらの措置は、運転員の視点で記述されるべきである。

8.32. バックアップ手順書への移行を着手するために必要な時間は、電子化手順書の機能要件を満たすかどうかについて妥当性が確認されるべきである。

8.33. 電子化手順書に関する訓練は、紙ベースの手順書への移行に必要な特定の工程を含むべきである。

電子化手順書における一連の工程の自動シーケンス化

8.34. 最高度の電子化手順書は自動制御（すなわち、手順に記載されている措置を行う自動化された一連の工程のシーケンス）である。手順の一連の工程のシーケンスの自動制御は、Ⅲ型の手順書にのみ適用できる。

8.35. 電子化手順書において自動化されたシーケンスの実行は、安全な発電所の運転に責任を負う運転員によって承認され、監視されるべきである。

8.36. 運転員は、電子化手順書の一連の工程を手動で実行するのか、又は自動制御を作動させるのかを選択できるべきである。

8.37. 運転員は、どの手順が使用されるかの選択について責任を負うべきである。

8.38. 自動化された一連の工程のシーケンスは、単一の手順に含まれるべきである（すなわち、各シーケンスは単一の手順の中で、開始し終了するべきである）。

8.39. 詳細かつ具体的な一連の工程のシーケンスに関する情報は、電子化手順書システムによって運転員に提供されるべきである。

8.40. 自動化されたシーケンスの進行に関する情報（すなわち、完了済工程、現在進行中工程及び保留中工程に関する情報）も運転員に提供されるべきである。

8.41. 自動制御の故障に関する情報が提供されるべきであり、それは故障が発生したシーケンス内の位置とともに提供されるべきである。

8.42. 自動化された一連の工程のシーケンスの実行が開始可能となる前までに満たされるべき必要な初期条件に関する情報は、電子化手順書システムによって運転員に提供されるべきである。

自動化された一連の工程のシーケンスにおけるホールドポイント

8.43. 自動化された一連の工程のシーケンスにはホールドポイントを含む可能性があり、それは手順の進行が一旦停止することになる手順内において事前定義された時点であり、そして、運転員は自動化されたシーケンスの状況を認識すること及び手順を継続することを承認することを要請されることになる時点である。

8.44. ホールドポイントは、以下の目的で自動化されたシーケンスに含まれるべきである。

- － 自動制御の進行状況を認識する際に、また、手順を継続するための適切かつ必要なあらゆる決定又は調整を行う際に運転員を支援する。
- － 実施されている一連の工程のシーケンスに含まれる発電所の設備の状況に関する運転員の認識を維持する。
- － 運転員が手順を継続することを承認することを可能にする。

8.45. 電子化手順書システムは、自動化された一連の工程のシーケンスを開始する前に、運転員が追加の一時的なホールドポイントを含めることを可能にするべきである。

8.46. 電子化手順書システムは、運転員が事前定義されたホールドポイントを削除することを可能にするべきではない。

8.47. 手順で定義されたホールドポイントは、運転員が手順の状況を正しく評価することができ、また、手順を継続するために必要な決定を下すことができるように、手順を安定な状態のまま維持しているべきである。

自動化された一連の工程のシーケンスの中断

8.48. 自動化された一連の工程のシーケンスの中断があったときには、電子化手順書システムは、運転員が自動から手動の実行へ安全に移行すること、又は自動制御の実行を再開することを可能にするべきである。

8.49. なぜシーケンスが中断され、どの工程が完了しどの工程がまだ実行中か等の中断に関する情報が、電子化手順書システムによって提供されるべきである。

8.50. 電子化手順書システムは、完了されるべき工程の必要条件が満たされないか又は他の何らかの理由で現在の工程の安全な完了が保証されないということが起きたときには、自動化されたシーケンスを自動的に中断することができるべきである。

8.51. 電子化手順書システムは、自動化されたシーケンスのあらゆる中断について運転員に警告を出すべきである。

9. 人間工学の安全プロセスへの統合

安全解析書の策定と評価

9.1. 安全解析書の中の HFE に関する章の内容は、HFE プログラム及びその個別の発電所設計への適用を記述するべきである。

9.2. 安全解析書に提示されている HFE に関する考慮事項は、少なくとも以下の事項を対象とするべきである。

- － 設計プロセスにおける HFE に対する権限及び監視を含む HFE プログラムマネジメント
- － 適用される人的要因分析方法
- － HFE を考慮して、HMI 設計を選択するための仮定
- － 設計プロジェクト中に発生した HFE 関連の課題の特定及び解決並びに分析中に設定された仮定を含む人的要因の検証及び妥当性確認
- － HMI 設計が発電所全体においてどのように具体化されているかの説明
- － 安全上重大なタスクにおける人的パフォーマンス監視に対する方針の説明

9.3. 容認できる HFE の慣行及び指針が設計及び安全解析書に組み込まれていることを検証するために再評価が執り行われるべきである。

9.4. 安全解析において手動操作が自動操作のバックアップとして機能保証されている場合は、常に多様性に寄与するために設計解析に HFE の分析を含めることに対して考慮が払われるべきである。

9.5. 人的要因の観点からの発電所の改造は、安全解析書において文書化されるべきである。

9.6. 安全解析書の書式と内容に関する推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSG-61 「原子力発電所の安全解析書の書式と内容」 [13]に記載されている。

発電所の改造

9.7. SSR-2/2 (Rev. 1)[2]の 4.40 項は、次のように述べている。「人の業務及び能力に与える改造の影響が、体系的に分析されなければならない。すべての発電所の改造に対して、人的及び組織的要因が適切に考慮されなければならない。」

9.8. 発電所の改造によって人的タスクの変更に至るときはいつでも、リスクへの潜在的な影響を特定するために、HFE の側面の再評価が執り行われるべきである。これは小規模改造及び大規模改造の両方に当てはまる。

9.9. 安全解析において認められている手順書に変更（例えば、順序付け、タイミング及び作業負荷において）が行われるときはいつでも、HFE の側面の再評価が執り行われるべきである。

9.10. 等級別扱いは、発電所の改造に対する HFE プログラムに適用されるべきである。

9.11. HFE の解決策を含むいかなる改造も、改造が具体化される前に、発電所の管理事項（例えば、文書作成、手順書、配置、運営上の管理及び訓練）に組み込まれるべきである。

9.12. 原子力発電所の改造に関連する管理活動に関する推奨事項は、IAEA 安全基準シリーズ No. NS-G-2.3 「原子力発電所の改造」 [14]で提供されている。

定期安全レビュー

9.13. 本章は、IAEA 安全基準シリーズ No. SSG-25 「原子力発電所の定期安全レビュー」 [15]で提供される推奨事項を支援することができる HFE 活動に関する推奨事項を提供している。

9.14. 定期安全レビューでは、以下の事項についての仮定が引き続き有効であるかどうかを確認するべきである。

- －各運転モード又は発電所状態に対して実現可能な最も資源を集中して使う状態
- －機能の割当て、タスク分析及び作業負荷分析によって評価されるような、最も資源を集中して使う状態における業務の分割及び調整の実現可能性

9.15. 定期安全レビューでは、職員配置、組織、体制設計、訓練、手順書、ツール、設備及び首尾よい人的パフォーマンスに必要なその他の資源が、最も資源を集中して使う状態に対して適正で十分であるかどうかを検討するべきである。

9.16. 定期安全レビューでは、安全解析において特定された人的タスクの観点からの仮定及び主張を確認するために使用される、第 5 章で説明したような HFE の検証及び妥当性確認活動が、引き続き有効であるかどうかを検討するべきである。

9.17. 定期安全レビューでは、職員の能力に関して行われた仮定が、人の限界及び能力、タスク要件並びに規制要件に整合しているかどうかを検討するべきである。

9.18. 定期安全レビューは、HFE プログラムを通じたものを含めて、首尾よい人的パフォーマンスが達成されることを確実にするための人的及び組織的要因を管理する上で、合理的に実行可能な改善策を特定するために使用されるべきである。

10. 製品選択と調達における人間工学の適用

10.1. 本章は、個人用防護具（例えば、保守、検査、事故の監視及びシビアアクシデントの緩和のための設備運転のため）、商用の既製品及び移動型装置（例えば、小型端末装置、携帯型装置及び装着型装置）などのいくつかの製品の選択、調達、統合及び使用に対する HFE の側面に関する推奨事項を提供している。

個人用防護具

10.2. 個人用防護具及びその特性は、利用者の体格、着用中に実施されるタスク及び利用者が作業すると予想される環境の範囲に適合するように選択されるべきである。個人用防

護具の使用に関連する HFE 設計の判断基準は、防護具の想定される用途並びにそれを装着した状態での使用が許可されている道具及び作業補助具に適用されるべきである。

10.3. 個人用防護具は、タスクパフォーマンスの信頼性に大きな影響を与えるべきではない。

10.4. 個人用防護具を使用してタスクを行うことができるかどうかを判断するために、HFE の分析が実行されるべきである。それは、利用者の視力、聴覚、器用さ、機動性又は極端な温度における作業能力に影響することがある。

10.5. 個人用防護具は、様々な発電所状態の下での意図した使用に従って検証及び妥当性確認されるべきである（例えば、演習及び緊急時訓練によって）。この検証及び妥当性確認では、利用者達の体格の全範囲を考慮するべきである。

商用の既製品

10.6. 商用の既製品が既設の系統に統合されている場合は、発電所の設計、運転及び保守方針と整合する製品を選択する際に人的要因が考慮されるべきである。

10.7. 1 つ又はいくつかの商用の既製品が新規又は既設の系統に統合されている場合は、以下において HMI の特性が整合していることを保証する製品を、選択するように考慮が払われるべきである。

- － 各系統内
- － 既に運転員によって使用されている類似の系統間
- － 発電所における HMI の既存の特性

10.8. 商用の既製品が既設の系統に組み込まれる場合、人的パフォーマンスへの影響が評価されるべきである。

10.9. 商用の既製品の設置が作業環境又はタスク実行方法に望ましくない変更を生じないことを確実にするために、HFE が適用されるべきである。

10.10. 商用の既製品の設置が追加の訓練、変更された若しくは新規の手順、保守若しくは試験又は技能及び資格認定要件の変更を必要とするかどうかを判断するために、HFE が適用されるべきである。

移動型装置

10.11. 移動型装置の評価の範囲には、小型端末装置、携帯型装置及び装着型装置を含むべきである。

10.12. 移動型装置の選択は、移動型装置がタスクに対して適切かどうか並びに利用者がその装置を持ち、使用し、持ち運び又は着用するのに要する時間の長さが適切かどうかを明らかにする分析に基づくべきである。利用者が個人用防護具を着用している場合であっても、移動型装置はタスクに対して適切であるべきである。

- 10.13. 移動型装置及びその特性は、利用者の体格、環境条件及び HFE の設計基準（例えば、照明、取っ手、寸法、重量及び人の情報処理の特性）に適合するように選択されるべきである。
- 10.14. 移動型装置は、使用されていないときに他のタスクの遂行を妨げるべきではない。
- 10.15. 極端な環境における移動型装置に対する要件に関する情報（例えば、頑丈な装置の使用）は、適宜利用者に知らされるべきである。
- 10.16. 移動型装置の保管は、HFE の分析において考慮されるべきである。
- 10.17. 移動型装置の同期又は校正のための要件は考慮されるべきである。
- 10.18. 移動型計算装置については、その使用において潜在的な制約となるため過誤の管理が安全上非常に重要である。HFE は以下の必要性を判断するべきである。
- － 過誤訂正機能（例えば、正しく入力された操作指令又はデータの再入力を必要とせずに、誤入力を訂正し、及び個々の過誤を訂正するための簡単な手段）
 - － キー入力後、システムに入力する前に、利用者及びソフトウェアによる過誤を早期検出及び訂正するための機能
 - － 利用者を妨げない方法での過誤の確認（例えば、一文字毎よりもデータフィールドの終わりにおいて）
 - － 設備が移動型装置から制御されている場合の、プロセスの利用者による制御（例えば、計器表示された過誤の結果としてシーケンスの任意の点でプロセスを停止する能力）
- 10.19. 高強度放射線場が設計上の制約をもたらす可能性があるため、その放射線場からの干渉の潜在的な可能性が考慮されるべきである。

参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operating Experience Feedback for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-50, IAEA, Vienna (2018).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.11, IAEA, Vienna (2004). (A revision of this Safety Guide is in preparation.)
- [9] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-54, IAEA, Vienna (2019).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000). (A revision of this Safety Guide is in preparation.)

- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.8, IAEA, Vienna (2002). (A revision of this Safety Guide is in preparation.)
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-61, IAEA, Vienna (in preparation).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Modifications to Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.3, IAEA, Vienna (2001). (A revision of this Safety Guide is in preparation.)
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA, Vienna (2013).

添付資料

計装制御及び人間工学の国際標準の参考文献一覧

A-1. IAEA 安全基準シリーズ No. SSR-2/1 (Rev. 1) 「原子力発電所の安全：設計」 [A-1]の要件 9 は、次のように述べている。「原子力発電所における安全上重要な機器等は、関連する国内及び国際的な規格基準に従って設計されなければならない。」

A-2. 本安全指針は、IAEA 加盟国の間で広く受け入れられている高いレベルの推奨事項を提供している。IAEA によって提供される指針を超えて、SSR-2/1 (Rev. 1) [A-1]の遵守を支援する設計方法論及び系統特性についてより詳細な推奨事項を与える、多数の国内及び国際標準が存在する。設計者、運転組織及び規制機関がこれらの標準の情報を活用することが期待される。

A-3. 2 つの標準策定組織、すなわち国際電気標準会議 (IEC、小委員会 45) と電気電子学会 (IEEE、原子力技術委員会) が、原子力発電所の I&C 系に対する国際的に使用されている標準の大部分を担っている。いずれの組織も多数の標準を策定してきた。両組織とも、SSR-2/1 (Rev. 1) [A-1]の要件及び本安全指針の推奨事項の基礎となる共通の原則に対応する標準を作成している。したがって、いずれの標準も、本安全指針の推奨事項をさらに深く解釈するために使用できる。

A-4. 本添付資料は、読者が本安全指針と IEC 及び IEEE 標準との間の関係を理解することを助けることが意図されている。表 A-1 に、本安全指針の推奨事項と強い関係がある IEC 及び IEEE 標準を示す。表 A-1 は、いずれの標準一式の完全なリストではないが、IEC 及び IEEE 標準一式への入口となる点を特定している。

A-5. 表 A-2 は、これらの入口となる標準がこの安全指針の主要な話題の分野とどのように関係しているかを示している。

A-6. 本安全指針の推奨事項と IEC 標準及び IEEE 標準との間の矛盾を避けるために、協調的な努力が払われた。IEC 及び IEEE 両方の標準委員会の一員が本安全指針の作成に参加し、そして両標準組織は矛盾を特定し、排除するのに助けるために草案を審査した。

A-7. それにもかかわらず、使用者は IEC 標準と IEEE 標準の間に重要な違いがあるという事実を認識し、考慮に入れる必要がある。IEC 標準は、IAEA 安全要件の刊行物及び安全指針をその策定のための基本的な入力としている。その結果、IEC 標準は安全上重要な機器等を取扱い、また、IAEA によって提供される I&C 系に関する手引きを全般的推奨事項の元として採用している。

A-8. IEEE 標準は主に安全上重要な機器等に焦点を当てており、そのため、IEEE の手引きは本安全指針よりも少数の機能、系統及び設備に直接適用される。それにもかかわらず、IEEE の手引きは、等級別扱いを使用して安全関連機器等（安全系ではない安全上重要な機器等）に適用できる。

A-9. その他の手引き文書（例えば、NUREG シリーズの刊行物）は、規制上の決定、研究の結果、事象調査の結果並びにその他の技術上及び運営上の情報に関する報告書又は小冊

子を含んでいる。表 A-2 は、これらの他の手引き文書が本安全指針の主要な話題の分野とどのように関連しているかを示している。

表 A-1. 本安全指針と強い関係を持つ国際標準

国際基準	表題
IEC 60960:1988 [A-2]	Functional Design Criteria for a Safety Parameter Display System for Nuclear Power Stations
IEC 60964:2018 RLV [A-3]	Nuclear Power Plants — Control Rooms — Design
IEC 60965:2016 [A-4]	Nuclear Power Plants — Control Rooms — Supplementary Control Room for Reactor Shutdown without Access to the Main Control Room
IEC 61227:2008 [A-5]	Nuclear Power Plants — Control Rooms — Operator Controls
IEC 61771:1995 [A-6]	Nuclear Power Plants — Main Control-room — Verification and Validation of Design
IEC 61772:2009 [A-7]	Nuclear Power Plants — Control Rooms — Application of Visual Display Units (VDUs)
IEC 61839:2000 [A-8]	Nuclear Power Plants — Design of Control Rooms — Functional Analysis and Assignment
IEC 62241:2004 [A-9]	Nuclear Power Plants — Main Control Room — Alarm Functions and Presentation
IEEE 845-1999 [A-10]	IEEE Guide for the Evaluation of Human-system Performance in Nuclear Power Generating Stations
IEEE 1023-2004 [A-11]	IEEE Recommended Practice for the Application of Human Factors Engineering to Systems, Equipment, and Facilities of Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities
IEEE 1082-2017 [A-12]	IEEE Guide for Incorporating Human Reliability Analysis into Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities
IEEE 1289-1998 [A-13]	IEEE Guide for the Application of Human Factors Engineering in the Design of Computer-based Monitoring and Control Displays for Nuclear Power Generating Stations
IEEE 1707-2015 [A-14]	IEEE Recommended Practice for the Investigation of Events at Nuclear Facilities
IEEE 1786-2011 [A-15]	IEEE Guide for Human Factors Applications of Computerized Operating Procedure Systems (COPS) at Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities

Note: IEC : 国際電気標準会議。IEEE : 電気電子学会

表 A-2. 国際標準、関連指針と本安全指針の話題の分野との関係

本安全指針の章	国際的に使用される計装制御標準
1.はじめに	
2.人間工学プログラムマネジメント	IEC 61513:2011 [A-16], IEEE 1023-2004 [A-11], IEEE 1074-2006 [A-17], ISO/IEC/IEEE 15288:2015 [A-18], NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19], INL/CON-12-25117 [A-20], ISO 11064-1-7 [A-21 to A-27]
3. 分析	IEC 61839:2000 [A-8], IEEE 845-1999 [A-10], IEEE 1082-2017 [A-12], NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19], IEEE 1707-2015 [A-14], NUREG/CR-6400 [A-28]
4. 設計：— 制御室	IEC 60964:2018 RLV [A-3], IEC 61227:2008 [A-5], IEC 61771:1995 [A-6], IEC 61772:2009 [A-7], IEC 61839:2000 [A-8], IEC 62241:2004 [A-9], IEEE 576-2000 [A-29], IEEE 1289-1998 [A-13], NUREG-0700 (Rev. 2) [A-30], EPRI — Human Factors Guidance for Control Room Design and Digital Human-system Interface Design and Modification (2015) [A-31]
— 補助制御室	IEC 60965:2016 [A-4], NUREG-0700 (Rev. 2) [A-30]
— 安全パラメータ表示系	IEC 60960:1988 [A-2], IEEE 497-2016 [A-32], NUREG-0700 (Rev. 2) [A-30], NUREG-0696 [A-33]
— 計装制御系の人間工学に関する全般原則	IEEE 1023-2004 [A-11], IEEE 1082-2017 [A-12], IEEE 1289-1998 [A-13]
5. 人的要因に関する検証及び妥当性確認	NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19]
6. 人間工学設計の具体化	IEC 61839:2000 [A-8], IEEE 845-1999 [A-10], IEEE 1082-2017 [A-12], NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19]
7. 人的パフォーマンスの監視	IEEE 845-1999 [A-10], NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19]
8. 電子化手順書の設計における人間工学の適用	IEC 62646:2016 [A-34], IEEE 1786-2011 [A-15]
9. 人間工学の安全プロセスへの統合：	IEC 61772:2009 [A-7], IEC 62241:2004 [A-9], IEEE 1289-1998 [A-13], NUREG-0711 (Rev. 3) [A-19]

— 計装制御系の人間工学に関 IEC 61513:2011 [A-16], IEEE 1023-2004 [A-11],
する全般原則 IEEE 1082-2017 [A-12], IEEE 1289-1998 [A-13]

添付資料の参考文献

- [A-1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
- [A-2] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Functional Design Criteria for a Safety Parameter Display System for Nuclear Power Stations, IEC 60960:1988, IEC, Geneva (1988).
- [A-3] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Control Rooms — Design, IEC 60964:2018 RLV, IEC, Geneva (2018).
- [A-4] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Control Rooms — Supplementary Control Room for Reactor Shutdown without Access to the Main Control Room, IEC 60965:2016, IEC, Geneva (2016).
- [A-5] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Control Rooms — Operator Controls, IEC 61227:2008, IEC, Geneva (2008).
- [A-6] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Main Control-room — Verification and Validation of Design, IEC 61771:1995, IEC, Geneva (1995).
- [A-7] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Control Rooms — Application of Visual Display Units (VDUs), IEC 61772:2009, IEC, Geneva (2009).
- [A-8] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Design of Control Rooms — Functional Analysis and Assignment, IEC 61839:2000, IEC, Geneva (2000).
- [A-9] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Main Control Room — Alarm Functions and Presentation, IEC 62241:2004, IEC, Geneva (2004).
- [A-10] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Guide for the Evaluation of Human-system Performance in Nuclear Power Generating Stations, IEEE 845-1999, IEEE, Piscataway, NJ (1999).
- [A-11] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Recommended Practice for the Application of Human Factors Engineering to Systems, Equipment, and Facilities of Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities, IEEE 1023-2004, IEEE, Piscataway, NJ (2004).
- [A-12] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Guide for Incorporating Human Reliability Analysis into Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities, IEEE 1082-2017, IEEE, Piscataway, NJ (2017).
- [A-13] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Guide for the Application of Human Factors Engineering in the Design of

- Computer-based Monitoring and Control Displays for Nuclear Power Generating Stations, IEEE 12891998, IEEE, Piscataway, NJ (1998).
- [A-14] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Recommended Practice for the Investigation of Events at Nuclear Facilities, IEEE 17072015, IEEE, Piscataway, NJ (2015).
- [A-15] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Guide for Human Factors Applications of Computerized Operating Procedure Systems (COPS) at Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities, IEEE 1786-2011, IEEE, Piscataway, NJ (2011).
- [A-16] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Important to Safety — General Requirements for Systems, IEC 61513:2011, IEC, Geneva (2011).
- [A-17] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Standard for Developing a Software Project Life Cycle Process, IEEE 1074-2006, IEEE, Piscataway, NJ (2006).
- [A-18] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, Systems and Software Engineering — System Life Cycle Processes, ISO/IEC/IEEE 15288:2015, ISO, Geneva (2015).
- [A-19] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Human Factors Engineering Program Review Model, Rep. NUREG-0711 (Rev. 3), NRC, Washington, DC (2012).
- [A-20] HUGO, J., Towards a Unified HFE Process for the Nuclear Industry, Rep. INL/CON12-25117, Idaho National Laboratory, Idaho Falls, ID (2012).
- [A-21] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 1: Principles for the Design of Control Centres, ISO 11064-1:2000, ISO, Geneva (2000).
- [A-22] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 2: Principles for the Arrangement of Control Suites, ISO 11064-2:2000, ISO, Geneva (2000).
- [A-23] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 3: Control Room Layout, ISO 11064-3:1999, ISO, Geneva (1999).
- [A-24] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 4: Layout and Dimensions of Workstations, ISO 11064-4:2013, ISO, Geneva (2013).
- [A-25] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 5: Displays and Controls, ISO 11064-5:2008, ISO, Geneva (2008).
- [A-26] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 6: Environmental Requirements for Control Centres, ISO 11064-6:2005, ISO, Geneva (2005).

- [A-27] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Ergonomic Design of Control Centres — Part 7: Principles for the Evaluation of Control Centres, ISO 11064-7:2006, ISO, Geneva (2006).
- [A-28] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Human Factors Engineering (HFE) Insights for Advanced Reactors Based Upon Operating Experience, Rep. NUREG/CR6400, NRC, Washington, DC (1997).
- [A-29] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Recommended Practice for Installation, Termination, and Testing of Insulated Power Cable as Used in Industrial and Commercial Applications, IEEE 576-2000, IEEE, Piscataway, NJ (2000).
- [A-30] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Human-system Interface Design Review Guidelines, Rep. NUREG-0700 (Rev. 2), NRC, Washington, DC (2002).
- [A-31] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Human Factors Guidance for Control Room Design and Digital Human-system Interface Design and Modification, EPRI, Palo Alto, CA (2015).
- [A-32] INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, IEEE Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations, IEEE 497-2016, IEEE, Piscataway, NJ (2016).
- [A-33] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Functional Criteria for Emergency Response Facilities, Rep. NUREG-0696, NRC, Washington, DC (1981).
- [A-34] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants — Control Rooms — Computer-based Procedures, IEC 62646:2016, IEC, Geneva (2016).

定義

以下の定義は、本刊行物固有のものであり、IAEA 安全用語集「原子力安全及び放射線防護で使用される用語（2018年版）」では提供されていないか、又は定義が異なっているものである。

記号「*」は、IAEA 安全用語集において提供されているものとは異なる定義であることを示す。

電子化手順書体系 紙ベースの書式ではなく、コンピュータベースの形式で発電所手順書を提示する体系。

運転の概念* 運転の概念は、提案された設計がその機能を実施するためにどのように運用されることになるのかという観点から当該の設計を記述するものであって、それは、要員の様々な役割並びにその役割がどのように編成され、管理され及び支援されることになるかを含んでいる。運転の概念は、発電所がどのように運転されるか（「運転理念」）を記述するものであり、また、運転要員の人数及び構成並びに運転要員が通常状態及び異常状態下でどのように発電所を運転するのかなどの側面を含んでいる。

過誤管理 過誤管理は、知覚、認知バイアス及び人体計測学の理論に基づいて、系統及び技術の取り合い点において人間のよってなされた過誤の発生可能性を特定する。人間工学は、過誤等を予測して、過誤等又はその影響が発電所の安全な運転に影響を与えることを防止するように設計する。

ヒューマンマシンインターフェース ヒューマンマシンインターフェースはシステムの一部であり、それを通して要員がその任務及びタスクを実施するためにシステムと相互に関わり合う。ヒューマンマシンインターフェースは、手順書、通信系の表示機器、警報機器及び制御機器を含む発電所系統と要員との間のインターフェースを構成する。

人間の運動制御 人間の運動制御とは、人間の筋肉系が強さや細かい動作を含めた運動を制御する生理学的能力である。

重要な人的タスク 安全解析によって決定される、安全に有害な影響又は好ましい影響を与えることができる人的なタスク。

状況認識 個々人及びチームの能力がシステムの将来の状態を予測することを支援するため、発電所の実際の状態の認知及び包括的理解についての動的プロセス。このプロセスは、状況及び将来の計画された活動についてのメンタルモデルを形成する道筋である。状況認識の程度は、発電所の状態の理解と任意の与えられた時点における実際の状態との差異に見合うものである。人間工学の目的の 1 つは、運転要員の状況認識の発達を支援することである。

妥当性確認* ヒューマンマシンインターフェースシステムが全体として、利用者を含め、
運転しなければならないと想定される環境範囲において、意図した機能を正常に実施
し、またその目標及び目的を満たすことができるとの客観的証拠の精査及び証拠その
ものによる確認。

検証* ヒューマンマシンインターフェースシステムが全体として、設計仕様及び設計要件
を満たし、また意図したとおりにタスクを達成するために必要な支援を提供するとい
う客観的証拠による精査及び証拠そのものによる確認。

作成及び査読の協力者

Duchac, A.	International Atomic Energy Agency
Gertman, D.	Idaho National Laboratory, United States of America
Hata, T.	Nuclear Regulation Authority, Japan
Humbel, C.	Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, Switzerland
Illobre, F.	Tecnatom, Spain
Ito, K.	MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, Japan
Johansson, Y.	Swedish Radiation Safety Authority, Sweden
Laarni, J.	Technical Research Centre, Finland
Ngo, C.	Candesco, Canada
Obenius Mowitz, A.	Swedish Radiation Safety Authority, Sweden
O'Hara, J.	Brookhaven National Laboratory, United States of America
Rycraft, H.	International Atomic Energy Agency
Screeton, R.	Office for Nuclear Regulation, United Kingdom
Selmer, S.	Swedish Radiation Safety Authority, Sweden
Tasset, D.	Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, France
Yllera, J.	International Atomic Energy Agency