



OSART (運転安全調査団)

評価報告書

柏崎刈羽原子力発電所 6, 7号機

日本

2015年6月29日～7月13日

柏崎刈羽原子力発電所の許可を得ることなく、
本評価報告書を複製、その他の方法で提供してはならない

原子力施設安全部

運転安全評価調査団

IAEA-NSNI/OSART/183/2015

(日本語翻訳：東京電力株式会社)

和訳版は参考であり、原文の意味を正確に表現していない箇所があることに注意願います。
正確には、英語版原文をご確認ください。

前文

本報告書は、日本国柏崎刈羽原子力発電所の IAEA 運転安全調査団 (OSART) レビューの結果を記したものである。報告書は、責任を有する日本の機関で検討に資する目的で、運転の安全性に影響する改善事項の推奨を含んでおり、また他の原子力発電所の検討にも資するために良好事例が明らかにされている。それぞれの推奨、提唱、および良好事例は、コミュニケーションと追跡を促進するために固有の番号によって識別されている。

権限を有する日本の機関による本報告書のいかなる使用あるいは参照については、各機関単独の責任においてなされるものである。

事務局長による序文

IAEA の運転安全調査団 (OSART) プログラムは加盟国が原子力発電所の運転の安全を向上させることを支援するものである。良好な設計、製造、建設が前提であるが、安全は運転する人の能力や運転する人が責任を遂行する際に良心的であることにも依存する。OSART プログラムを通じて、IAEA は異なる加盟国から選出された調査団員と発電所職員との知識と経験の交換を促進する。そのような助言及び支援が原子力発電所を運転する全ての国において原子力の安全性を向上させるために活用されることが望まれる。

OSART ミッションは当該の加盟国からの要請によってのみ実施され、運転の安全を向上させるのに不可欠な事項の評価が対象である。ミッションは発電所の特別な必要にあわせて実施されることも可能である。包括的な評価は以下の 9 分野を網羅する。すなわち、組織・管理・運営、訓練・認定、運転、保守、技術支援、運転経験のフィードバック、放射線防護、化学、緊急時計画と準備態勢である。個々の発電所の必要に応じて、OSART 評価は、特に興味がある数分野を対象とすることも可能であるし、評価項目の全体を網羅することも可能である。

OSART 調査団員と発電所対応者の活動の重要な特徴は、発電所の運転方法を国際的に最適な方法と比較すること及び運転安全を向上させる方法を共同で探索することである。安全基準及び放射線防護に関する基本安全基準を含む IAEA 安全シリーズ文書、さらには OSART 調査団員の専門性が評価の基礎となるものである。OSART の方法には、文書の調査と職員に対するインタビューのみならず、活動の質を評価することも含まれる。運転組織が安全の目的を達成するためには、様々な方法が利用可能であると認識されている。運転安全をより一層向上させるための提案には、他の原子力発電所に見られる良好事例が反映されている場合がある。

OSART 評価の重要な側面は、改善されるべき点を見付け、それに対応する提案を導くことである。見解をまとめる過程で、OSART 調査団は確認した事項について運転組織と協議し、発電所対応者による追加のコメントについても考慮する。全ての推奨あるいは提唱について、運転組織が検討し、特別な状況に合わせ調整したのち、実行するかどうかは完全に自由裁量に委ねられている。

OSART ミッションは国の安全要求に合致していることを確認するための規制による検査でもなければ、規制機関によって通常各発電所あるいは電力会社に課される要求事項である発電所の全体的な安全状況に関する包括的な評価を代用するものでもない。各評価は発電所が当該の国の安全要求を満足していることを前提に開始される。OSART ミッションは発電所の全体的な安全を評価したり、評価を受けた他の発電所と比べて安全状況のランク付けをしようとしたりはしない。評価はある時点におけるスナップショットであり、原子力発電所においてはプログラムが絶えず変化、向上しているために、ミッション終了後の何時如何なる時にも、導き出された結論を考慮する際には注意が必要である。意図されていない判断を推論で導くことは、この報告書の誤った解釈につながるであろう。

この後に続く報告書は、加盟国と権限ある当局の検討に資するために、良好事例と運転安全の向上のための提案を含めて、OSART 評価の結果を提示している。

目次

1. 安全のためのリーダーシップとマネジメント	7
2. 訓練と認定	9
3. 運転	15
4.5 保守および技術支援	23
6 運転経験のフィードバックに関する確認事項	34
7. 放射線防護	37
8. 化学	43
9. 緊急時計画と対策	44
10. シビアアクシデント管理	51
定義	61
IAEA参考資料（基準）の一覧	63
OSARTミッションのチーム構成	66

序文及び主な結論

序文

日本政府の要請を受け、国際的な専門家で構成される IAEA の運転安全調査団 (OSART) が 2015 年 6 月 29 日から 7 月 13 日まで柏崎刈羽原子力発電所を視察した。OSART ミッションの目的は、「安全に対する管理・指導」、「訓練・認定」、「運転」、「保守」、「技術支援」、「運転経験」、「事故後サンプリングを含む放射線防護」、「緊急時計画および対策」、「シビアアクシデント管理」の分野における運営上の慣行をレビューすることであった。これに加え、運転上の安全性における卓越性という共通目標を如何に追求すべきか、専門家と原子力発電所対応者との間で技術的な経験や知識が交換された。

柏崎刈羽原子力発電所は日本海に面し、新潟県のほぼ中央の柏崎市と刈羽村の境界に位置している。敷地面積は約 420 万平方メートルで、松林の丘に囲まれている。南の柏崎市の人口は約 92,000 人、刈羽村の人口は約 5,000 人である。

7 基の原子炉を有し、すべて東京電力 (TEPCO) が運転する。1 号機から 5 号機までは、1,100 MWe の BWR5 原子炉である。1 号機は Mark II 格納容器を有し、2 号機から 5 号機は Mark II 改格納容器を有する。6 号機と 7 号機は、1,356 MWe の改良型 BWR で、ABWR 格納容器を有する。1 号機から 5 号機は、1985 年から 1990 年の間に試運転を行い、6 号機は 1996 年、7 号機は 1997 年に商業運転を開始した。総発電容量は 8,212 MWe であり、2 本の 500kV 送電線を経由して送電系統に電力を供給している。これらの送電線は、将来的に 1000kV に拡張される可能性がある。発電所には、約 1,100 人の東京電力従業員と 4,500 人の協力企業従業員が勤務する。

2012 年 3 月以来、全 7 基が停止中である。それ以来、発電所は、シビアアクシデントに対する防護の頑強性を向上させるため、設置プラント管理プログラムおよび手順などの大幅な改善プログラムを実施している。

2015 年柏崎刈羽 OSART ミッションは、1982 年に始まったプログラムの第 183 回目のミッションであった。調査団は、カナダ、チェコ共和国、フィンランド、フランス、スロバキア、スウェーデン、英国、米国の専門家から構成され、調査団の原子力発電に関する経験の合計は、約 350 年であった。

OSART ミッションに先立ち、調査団は、IAEA と柏崎刈羽原子力発電所から提供された情報を調査し、発電所の主な特長や性能、職員の組織と責任、重要なプログラムと手順書を把握した。ミッション中は、多くの発電所のプログラムや手順書を詳細にレビューし、プラントのパフォーマンス指標を調査し、実施中の作業や作業員・管理層の行動を観察し、発電所員との詳細な協議を行った。さらに、調査団は 2011 年の福島第一原子力発電所事故によって生じた問題に対応するために行われていた作業を観察した。

レビュー期間を通じて、調査団員と柏崎刈羽発電所員との間の情報交換は、非常にオープンで、専門的、かつ生産的であった。レビューの重点は、単なるプログラムの内容ではなく、運転上の安全に関する有効性を評価することに置かれた。OSART 調査団の結論は、IAEA

の安全基準と比べた発電所の状況およびプログラムに基づいている。

以下の報告は、レビュー範囲における確認事項をまとめるために作成された。テキストは、調査団が推奨、提唱、奨励、良好事例または良好なパフォーマンスが適当と判断した分野だけを反映している。レビュー範囲のその他すべての分野については、レビューの時点で安全に関する結論が新たに見出されなかったため、テキストが含まれていない。これは報告書に反映されており、テキストが不要な部分については、段落番号が一部省略されている。

主な結論

OSART 調査団は、柏崎刈羽原子力発電所の管理者が発電所の運転上の安全と信頼性向上に取り組んでいると結論した。調査団は状況が良好な分野を見出したが、それらには以下が含まれる。

- 2011年3月の福島第一原子力発電所事故の後、柏崎刈羽原子力発電所は、津波や内部冠水に対する追加的な防護策、固定式・移動式予備電源、ポンプ、熱交換器の改善を含め、シビアアクシデントに対する包括的かつ強固な防護策を講じた。
- 発電所は、職員が厳しい状況でも緊急事態に対応できるよう態勢を整えるため、困難なシナリオを用いて頻繁に演習を実施した。
- 発電所は、火災のリスクを最小化するため、すべての可燃物および発火源について徹底的な管理を確立した。

調査団は、運転上の安全性の改善に向けて、いくつかの提案を行った。もっとも重要な提案には以下が含まれている。

- 発電所のさまざまな管理分野の運転経験を収集するためのシステムを統合し、収集した情報をもっと積極的に使用して低レベル問題を検知し、深刻化する前に是正して、発電所が原子力産業界と教訓を交換しやすくする必要がある。
- 既存のシビアアクシデント管理ガイダンスを改善し、使用済燃料プールに関わる潜在的な事象を含め、すべてのプラント状態をカバーする。
- 発電所のすべての状態をカバーする緊急時計画を分かりやすく使いやすい方法で完全に統合し、文書化する。

柏崎刈羽原子力発電所の管理層は、特定された改善分野に取り組む決意を表明するとともに、約18ヶ月後のフォローアップミッションを受け入れる意向を明らかにしている。

1. 安全のためのリーダーシップとマネジメント

1.1 組織と管理体制に関する進展

発電所は、安全に対する責任、幹部の遂行責任、および本社組織との対話を含む結果責任について明記した確固たる一連の管理文書を用意している。

原子力部門マネジメント指針は、発電所の方針を明確に定義しており、セクション 6 では、23 の「理想的なプロセス状態」についても定義し、それぞれに独自の改善計画を示している。発電所には、「誰が、何を、いつ」の基準を明らかにしつつ、引き続きこれらの改善計画に重点的に取り組むことを奨励する。

1.2 運転組織の構造と機能

発電所は、現場での幹部指導を含む作業安全プログラムを設けている。

しかし、一部の作業安全規則、手順、指示は、必ずしもリスクに釣り合っておらず、現場の遵守状況も一貫していない。

現場観察時に、作業員による個人用防護具の使用法および発電所の作業安全規則の理解が一貫していなかった。

低レベル行動事象およびニアミスが体系的に記録されていないため、傾向を分析することができない。調査団は、この分野において推奨を行った。

ミッションに際して、調査団は、IAEA 安全基準で奨励されている安全文化の特性と比較して発電所職員の行動を観察した。調査団は、柏崎刈羽の安全文化に関する管理層の取り組みに役立つ強みと弱みに関連したいくつかの事実を特定した。

強みに関し、調査団は、以下の事項を確認した。

- 発電所職員はたいへん協力的であり、調査団が改善の可能性について話した際も、非常に前向きに対応していた。
- 現在、改築/安全向上作業が活発に行われているにもかかわらず、発電所の資材状態と環境整備は非常に良好である。
- 発電所職員は、すべての作業活動において、体系的な自己チェック手段を使用している。

ただし、いくつかの特徴から判断すると、追加的な取り組みによって、安全文化をさらに改善できる可能性がある

- 現場には作業安全に関する懸念が存在するが、一貫性のある方法で記録または対処されていない。
- 作業安全分野に関する管理層の期待事項は、（特に協力企業によって）必ずしも守られていない。

パフォーマンスの低下を検出、是正するため、深刻度が増す前に、現場のリーダーシップと低レベルの報告および傾向分析を改善する必要がある。

安全のためのリーダーシップとマネジメントに関する詳細

1.2 運転組織の構造と機能

1.2(1) 課題：一部の作業安全規則、手順、指示は、必ずしもリスクに釣り合っておらず、現場の遵守状況も一貫していない。現場の作業安全行動の評価/傾向分析は、十分に効果的でない

調査団は発電所の視察時に、以下の事項を確認した。

- あるとき、高所作業中の作業員がハーネスを着用していたが、クリップですぐに留めなかった。
- べつ有的时候に、作業員がハーネスを着用して、滑落のリスクを伴う作業（セメントミキサーシュート）を行っていたが、固定していなかった。
- 現場で手動作業を行っていた作業員が防護手袋を着用していなかった。
- 軍手を着用している発電所職員と着用していない発電所職員がいたが、質問すると、規則の説明が一貫してなかった。
- 職員が「手すりを持つ」方針を守っていなかった。
- 作業員が他の作業員が近くにいるときに重いハンマーを使用していた。

また、調査団は、低レベル行動事象およびニアミスが体系的に記録されてなく、傾向を分析することができないことも観察した。

リスクに釣り合った作業安全の基準および期待事項を現場で明確に理解しなければ、作業安全事象のリスクは増大する。

推奨：発電所は、作業安全方針の基準を設定し、リスクに釣り合った基準を現場のリーダーシップに明確に伝達し、理解させると共に、実施させる必要がある。ニアミスおよび低レベル事象は報告・記録し、傾向分析する。

IAEAの基準：

要件23

5.26. 非放射線関連の安全プログラムには、関連する予防・防護措置の計画、実施、監視、評価のための手順を盛り込み、それを原子力・放射線安全プログラムに組み込まなければならない。すべての人員、サプライヤー、協力企業、訪問者（該当する場合）は、非放射線関連の安全プログラムと原子力・放射線安全プログラムとの整合に関する訓練を受け、必要な知識を身に付けると共に、安全規則および慣行を遵守する。運転組織は、非放射線関連ハザード分野に関し、発電所職員にサポート、ガイダンス、支援を提供する。

2. 訓練と認定

2.2 職員の資格認定と訓練

発電所のライン部門管理者およびリーダーは、部下の訓練プロセスに関与している。聞き取り調査では、発電グループマネージャー（GM）と保全 GM が訓練プログラムの責任の所在を十分に理解していた。

発電所ライン部門の訓練に関する定例会議が行われている。この会議では、ライン職員の訓練ニーズその他の訓練関連トピックについて話し合われる。発電グループ長の月例会議が行われており、出席できるすべての当直長が参加し、こちらでも訓練方針や訓練目標についての伝達が行われる。ライン管理者には、担当する職員の訓練活動を定期的に観察するという期待事項がある。しかし、この期待事項は十分に満たされていない。調査団は、訓練の観察を継続し、改善することを奨励する。

「NI-20-ガイド 3—原子力部門技術系社員教育訓練プログラム構築・評価ガイド」は、体系的教育訓練（SAT）手法の使用についての説明が充実している文書である。SAT は、運転職員の基準として使用される。作業リスト、DIF 分析、学習目的、訓練資料、試験など、SAT の各段階から期待されるアウトプットが利用可能である。

運転職員向けには、系統立った初期および継続訓練プログラムが実施され、保守その他の技術職員向けには、初期訓練プログラムが実施される。個人レベルにまで細分化した詳細かつ包括的な運転職員継続訓練の計画が存在する。これは、運転経験、発電所のパフォーマンス問題、発電所の改修、手順書の修正などを網羅したすべての期待されるトピックを含んでいる。発電所の改修が行われた場合、運転職員の訓練には、改造された機器の目的、構造、運転規則、インターロック、およびその他の詳細が含まれる。ただし、保守その他の技術職員向けの継続訓練プログラムは、正式に設定されていないため、調査団は、この分野の改善を提唱する。

調査団は、サイトシミュレータにて、適切に実施された中央制御室運転員のシミュレータ評価セッションを観察した。セッションの後、詳細な事後説明が行われ、運転員に対して丁寧なフィードバックが提供されると共に、評価者と運転員の間で双方向の議論が交わされた。1年に1回の評価結果に基づき、結果が良好でなかった訓練生は関連トピックに関する個別訓練を受けた上で、再評価を受ける。この方法によって、運転職員の知識および技能レベルが維持されている。しかしながら、調査団は、発電所がこの評価の可否基準を設定し、実施することを検討するよう提唱する。

チーム協力訓練、いわゆるファミリーシミュレータ訓練は、当直員全員に提供される。当直員には、追加的な個別シミュレータ訓練が提供される。これは、正常時、異常時、緊急時、および過酷状況シナリオを網羅している。2015年以降、チームの技能を維持し、チーム内の良好なコミュニケーションを図るため、シミュレータ訓練の合計日数が50%増えた。調査団は、緊急時運転手順に関するシミュレータ訓練セッションにて、監督方法、コミュニケーション能力（3-Way コミュニケーションなど）、および自己チェックツールが適切に用いられていることを確認した。

入構許可証を発行する前に、すべての協力企業作業員に対し、サイト別の導入訓練が提供されている。協力企業の班長と発電所職員に対し、安全全般、原子力安全、放射線防護、

サイト別講習も提供される。

ただし、現在実施されている訓練スケジュールによると、一部の協力企業の班長は、訓練期間全体を通じて発電所代表者の期待事項を知る機会がない。実地訓練（OJT）は、指導に当たる発電所職員の訓練を含んでおり、新規雇用された職員の初期訓練や、職員のさらなる技能向上のために用いられる。OJTの指導員は指導員向けの講習を受けるが、このようなレッスン時に講習者の技能を学ぶ機会がない。場合によっては、単に机上訓練となることもある。調査団は、いくつかの講習を観察し、この分野における改善を推奨した。

協力企業の訓練施設における放射線防護講習では、放射線管理区域（RCA）で一般的に使用されるさまざまな衣服、靴、マスク、手袋、およびその他の防護具が用意されている。発電所は、多くの模型、実寸模型、I&C、電気作業場、展示ポスター、設備の整った講習室を備えた充実の保守訓練施設を保有している。発電所のサイトシミュレータは、正常時、異常時、緊急時、および燃料温度 3,000°C までの過酷状況をシミュレートすることができる。すべての訓練施設は、発電所職員に実地訓練の機会を提供する。調査団は、これらの施設でいくつかの訓練セッションを観察し、これを良好なパフォーマンスとして認定した。

導入訓練時に、すべての発電所職員を対象に、緊急時対応訓練の講習が行われる。また、事故管理に関する e ラーニングモジュールがすべての発電所職員に提供される。緊急時対応組織職員の緊急訓練は、毎月 1 回行われている。発電所は、パフォーマンスを向上させ、設計拡張状態に対する準備態勢を整えるために訓練を活用しようと大いに取り組んでいる。調査団は、これを良好事例として確認した。

現場のウォークダウンおよび観察を実施することによって、指導員の技術的技能の維持・向上を図るためのプログラムが正式に確立されている。しかし、発電所は長期にわたって停止状態にあるため、指導員は現在、そのような現場視察を実施することに追加的な価値を見出しておらず、指導員による現場視察およびウォークダウンは行われていない。調査団は、発電所が指導員のためにこのプログラムを継続することを奨励する。

訓練と認定に関する確認事項の詳細

2.2 職員の資格認定と訓練

2.2(a) 良好事例：発電所は、パフォーマンスを向上させ、設計拡張状態に対する準備態勢を整えるために訓練を活用しようと大いに取り組んでいる。

- 6号機/7号機の訓練に使用されるシミュレータは、シビアアクシデント状態をシミュレートするために改造された。これにより、運転員および ERO の訓練が向上する。
- 運転員と選ばれた ERO 職員は、福島第一原子力発電所の例のように、長期にわたる大規模事象の発生時に受けうる身体的・精神的ストレスに対処する方法に関し、特別な訓練を受けている。ストレスに対する身体の反応やストレスを管理するために取るべき具体的な行動の理解が含まれるこの訓練を改善するため、ストレス環境下でのロールプレイが実施され、身体の反応を職員に示すために心拍数と血流量がモニタリングされた。
- 携帯用機器の使用に関する復旧チームメンバーの訓練には、過酷環境における作業が含まれ、実地訓練が行われている。
 - 放射線フルフェイスの呼吸器用保護具、タングステン含有身体防護具、防護衣、ゴム手袋/長靴
 - 低照度/夜間—携帯用照明を使用した暗所での訓練
 - 悪天候—レインスーツ、防寒具の使用訓練
- 実地訓練は毎週用意され、東京電力の放射線安全部門から 70 名程度が参加している。訓練には、緊急時サンプリング、緊急時の APD 管理、移動式放射線モニタリングステーションの設置、緊急時の TSC および MCR の汚染管理、移動式 WB カウント機器などが含まれる。
- 非常用設備の運転資格を有する保守作業員を補佐するため、発電所は、自然災害に伴う緊急事態後のデブリ除去のための重機の運転について 100 人の職員がライセンスを所有している。目的は、緊急時に人員が損失した場合の能力低下を最小限に留め、重要な非常用機器を配備・運転する能力を維持することである。これは、災害復旧力を改善するために発電所が実施している部門横断的訓練の好例である。

2.2 (1) 課題：現在の訓練方法では、講習の有効性を保証できない。

調査団は、レビュー時にいくつかの講習セッション（法定の協力企業チームリーダー訓練、原子力サイトおよび発電所固有の協力企業チームリーダー訓練、RP 訓練）を観察した。

調査団は以下の事実を確認した。

- 観察した訓練セッションでは、指導員と訓練生の対話がほとんど、あるいはまったく見られなかった。
- 法定の講習訓練において、以下のことが認められた。
 - 教材（図、写真、ビデオ）が使用されていなかった。
 - 講習では、指導員が教科書を読み、いくつかの追加的な情報や例が口頭で提供されるだけであった。
 - 一部の参加者は、講習開始から15分程度でまったく関心を失っていた。

適切な講習方法を用いないと、訓練生の関心が低下し、その結果として訓練セッションの有効性が低下し、有資格の作業員が安全関連活動を実施する能力が低下する。

推奨：発電所は、講習の有効性を保つため、講習に適した訓練方法を採用する必要がある。

IAEA の基準：

SSR -2/2

4.23. すべての訓練担当職は、必要な技術的知識および技能を有し、訓練生から信頼され、十分な資格と経験を有する人物が担う。指導員は、割り当てられた責任分野に関する専門能力を有し、必要な指導能力を備え、しかも職場の日常業務や作業慣行に精通していなければならない。訓練指導員の資格要件を定める必要がある。

NS-G-2.8

4.15 (a) 講習は、最もよく採用される訓練方法である。講習の時間は、慎重に管理および構成して、適時かつ効果的に訓練の目的を達成しなければならない。講義、討論、ロールプレイ、批評、説明などの適切な訓練方法を用い、訓練の有効性を改善する。文書資料、スライドフィルム、音声・動画資料、コンピュータシステム、発電所の縮尺模型、パートタスクシミュレータなどの訓練補助資料を使用し、必要に応じて講習をサポートする。

2.2 (2) 課題：MCR 運転員の定期訓練パフォーマンス評価のための合否基準が定められていない、あるいは使用されていない。

すべての運転職員を対象とした毎年の知識評価、さらには MCR 職員を対象としたシミュレータ評価が実施されているが、調査団は以下の事実を確認した。

- MCR職員は等級付けされているが、運転員の定期評価セッションで合否基準が設定されていない。
- (株)BWR運転訓練センター (BTC) – 第三者の教育・訓練機関は、運転員の初期認定のための合否基準を定めている。
- BTCは、定期シミュレータ評価セッションの基準を設定しているが、これらの基準は運転員の再訓練を指定するためにしか使用されていない。
- 発電所のサイトシミュレータについては、定期評価セッションの基準が定められている。この基準および評価結果は、個人の再訓練指定のために使用される。
- 運転員の役職の知識評価について、基準が設定されている。評価結果に基づき、各運転員に対して個別の再訓練が指定される。

合否基準を確立していない場合や、設定された合否基準を厳密かつ有効に使用しない場合、発電所は、許容できないパフォーマンスを有する個人を管理する適切な措置を講じられなくなる可能性がある。

提唱：発電所は、MCR 運転職員の定期評価について、合否基準を設定・実施することを検討すべきである。

IAEA の基準： NS-G-2.8

3.1 ...能力は、教育、経験、および正式な訓練を通じて開発される。特定の安全関連機能については、複数の能力基準を満たす必要があるかもしれない。

3.7 役職に個人を割り当てる前に、確立された要件に照らしてその個人の能力を評価する。すべての個人の能力は、各自がそれぞれの役職に割り当てられた義務を果たしている間に、さまざまな手段によって定期的に十分に評価する。評価では、職場における個人の実際のパフォーマンスも含める。遂行する作業や活動にふさわしい能力を確保できる方法で、要件を確立する必要がある。

4.24 初期訓練および継続訓練において、訓練生は、筆記試験・口頭試験・実技試験を通じて、また作業を実施するうえで必要とされる重要な知識・技能・課題を考察することによって評価される。

7.10 許可に基づく個人の能力の評価では、文書化され承認された基準を使用する。このような基準には、以下のものが含まれる。

- 業務に合った確立された安全規則および基準の知識
- 業務に合った技術、社会、運営、管理面の知識と技能
- 必要な教育、訓練、経験
- 業務実績の評価方法

さらに、職務に適した健康状態が必要となる。

2.2 (3) 課題：保守その他の技術職員（放射線防護、化学、燃料管理など）に関しては、体系的教育訓練手法に基づいて正式な継続訓練プログラムが存在しない。

調査団は、以下の事実を確認した。

- 発電所では、保守、放射線防護、化学、燃料管理に関する正式な継続訓練プログラムが設けられていない。
- 前述の職員に対しては、プロセスや手順の変更あるいは機器の新設に関して、一定の訓練が提供されている。ただし、この訓練は、発電所のライン部門によって管理されており、訓練部門は関与していない。
- これらの部門では、継続訓練を要求するのは、発電所職員の個人的な責任と考えられている。
- 保守その他の技術職員に対する訓練プログラムの策定には、SAT手法が簡易的に実施されている。

安全な運転にとって重要な役職を担う職員に対する継続訓練プログラムがなければ、発電所は、発電所職員の技量および力量レベルが十分に保たれ、必要に応じて更新されていることを保証できない。

提唱：発電所は、保守その他の技術職員（放射線防護、化学、燃料管理など）に関し、体系的教育訓練手法に基づいた正式な継続訓練プログラムを確立することを検討するべきである。

IAEA の基準：

NS-G-2.8

4.29 「継続訓練は、定期的実施する必要がある。発電所の安全な運転にとって重要な役職を担うすべての職員集団については、定期的プログラムを実施しなければならない。体系的手法に基づく継続訓練により、資格および能力レベルが保たれ、必要に応じて更新されていることを保証できるはずである。」

4.31 作業スケジュールを設定するときには、すべての職員が正式な継続訓練を定期的受けるための時間を考慮しなければならない。保全グループの場合、通常はたまにしか実施されない保守作業について、リフレッシュ研修を行う必要がある。

3. 運転

3.1 組織および機能

7つの号機間で交替する経験豊富な運転員や中央制御室（MCR）の職務に復帰する運転員は、号機に固有の機能と業務を網羅する特別な再訓練課程を受ける。訓練期間は、個々の従前の運転当直業務や新規業務に基づいて決定され、規定される。訓練計画は、訓練生の能力および経験に基づき、訓練生の管理者によって策定される。調査団は、これを良好事例と評価した。

運転管理部で、文書化されたプロセスと手順にギャップが見られる。調査団は、当直長（SS）の下に位置する運転員の権限と責任を規定する文書が存在せず、具体的な職務内容説明書がなく、運転員向けの職務適合性プログラムがなく、管理されていない運転員支援が散見されることに気付いた。調査団は、この分野における推奨を行った。

3.4 運転の実施

各当直の開始時に、交替で発電所状態を継続的に監視するため、数人の中央制御室（MCR）運転員が当直長（SS）によって選任される。以前、運転員は、チームとして監視する傾向があり、電話や訪問者などによって監視が妨げられると、チーム内の他人に任せることがあった。監視者は、他の運転員から区別するため、赤の腕章を着用する。監視者の作業場はあらかじめ指定され、この場所から必要な計装、制御装置、表示装置、画面モニタが見えるようになっている。調査団は、これを良好なパフォーマンスと評価した。

包括的なサーベイランス試験プログラムが存在する。個々の試験で合格基準が設定され、運転員は試験結果が合格基準の範囲内にあることを確認する。試験結果は、試験用紙に正しく記録され、エクセルシートに入力される。システムエンジニアリンググループは、これらの結果の傾向分析を5系統で開始した。これは2016年3月までに40系統まで拡大される。発電所には、このイニシアチブを継続し、システムエンジニアリンググループと運転管理部との緊密な連絡を維持するよう奨励される。

3.5 作業管理

作業管理ガイドは、作業パッケージ作成からクリアランスパッケージの実施までの最大期間を15週間と規定している。現在の長期定検では、これらのパッケージの一部が15週間を超えており、完全に遵守されていない。発電所には、文書化されたすべての慣行を管理文書に沿って進めるよう奨励される。

3.6 火災防護プログラム

すべての防火装置および系統に適切な点検、保守、試験を実施し、防火障壁が適切に維持されるよう保証する包括的かつ詳細なプログラムが確立され、実施されている。防火障壁（壁、扉、防火ダンパ、ケーブル被覆）の耐火性を2時間から3時間に向上させるため、かなりの火災防護改善プログラムが実施されている。さらに、100を超える新しい煙感知器と熱感知器を使用する自動消火システムが安全装置または安全関連装置のある部屋に配置され（一部は設置済み、一部は設置中）、MCRおよび消防建屋に号機ごとに約250のモニタ付き火災監視カメラが設置され、約300のLED非常灯が号機ごとに設置されている。調査団は、これらの活動を良好なパフォーマンスとして認定した。

可燃物と発火源の厳格な管理が火災防護戦略の一部になっている。作業許可プロセスの一

部にも含まれる。調査団は、これを良好事例として認定した。

24 時間体制の消防隊が現場に配置され、6 人の専門消防士および最低 3 人の訓練を受けた消防士からなる当直消防隊から構成される。さらに、柏崎刈羽原子力発電所と柏崎市消防署との間で、訓練、演習、火災警報報告、消火の条件を規定する MoU が交わされている。専門消防隊の制度が対応に悪影響を及ぼす可能性があるため、調査団はさらに拡張することを提唱した。

柏崎刈羽原子力発電所の現在の消火系の妥当性は、定期安全レビュー（PSR）で策定された最新の火災解析（FHA）によって確認される。この解析では、火災発生時の安全停止および原子炉冷却の確かさが実証される。火災 PSA の策定が開始され、2016 年中に完了する予定となっている。

運転に関する確認事項の詳細

3.1 組織および機能

3.1(a) 良好事例：組織的な再免許訓練期間

7つの号機間で交替する経験豊富な運転員や中央制御室（MCR）の職務に復帰する経験豊富な運転員は、以下を網羅する特別な再訓練課程を受ける。

- 号機固有の機能
- 実施された改造
- 保安規定および文書の違い
- 現在実施中の作業

訓練期間は、個々の従前の運転当直業務や新規業務に基づいて決定され、規定される。訓練計画は、訓練生の能力および経験に基づき、訓練生の管理者によって策定される。

訓練生の管理者は、従前および新規の役職の違いを理解させるよう責任を負う。

3.1(1) 課題：運転管理部で、文書化されたプロセスと手順にギャップが見られる。

調査団は、以下の各点を確認した。

- 当直長の下に位置する運転員の権限と責任を規定する文書が存在せず、具体的な職務内容説明書がない。
- 運転員向けの職務適合性プログラムがない。
- 7号機格納容器内雰囲気モニタ盤 H11-P638-1 に警報状態を示す警報窓が異常を示していたが、運転員が対応すべき関連する警報応答手順が記載されていない。
- 指定された当直が運転補助の管理を担当しているが、いくつかの事例から、以下のように管理を改善すべきであることが判明している。
 - 6号機の制御棒操作監視制御盤 H11-P615-1 には、第2版の中操裏盤レイアウト図が掲示されているが、最新版は第6版である。
 - 7号機の安全保護系盤 H11-P661-4 には、固有の参照や日付のない中操裏盤レイアウト図が貼付されている。
 - 7号機のプロセス放射線モニタ盤 H11-P604-3 に、図面の入ったフォルダがある。このフォルダカバーに承認タグが付いているが、各々の内容に関するそのような承認は存在せず、実際には手書きの情報が含まれている。

すべての運転業務を十分管理しなければ、発電所の安全運転が損なわれるおそれがある。

推奨：運転管理部は、運転業務にかかわる活動に関して、より包括的なガイダンスを策定する必要がある。

IAEA の基準：

SSR-2/2

3.13. 職員の職務適合性を保証するため、運転組織によって職員健康方針が制定され、維持されている。ストレスを起こす状態を最小限に抑え、時間外勤務の制限および休憩時間の要件を設定することに注意する。健康方針では、アルコール消費と薬物乱用の禁止を扱う。

7.5. 効果的な運転補助プログラムを管理するシステムを確立する。運転補助のための制御系により、作業エリア内の機器、現場パネル、ボード、測定装置での許可されていない運転補助や、説明やラベルなどのその他の許可されていない資材の使用を防止する。運転補助のための制御系を使用して、運転補助に正しい情報が含まれ、それらの情報が更新され、定期的にレビューされ、承認されるよう徹底させる。

NS-G-2.14

2.21. 発電部管理層は、資格、職務説明書、訓練、免許など、各当直職務に必要なすべての要件が各当直に快適な作業条件を確立して維持するために十分であるよう徹底させることにより、当直運転を支援する必要がある。

4.25. すべての警報盤について、警報対応手順を確立する必要がある。

これらの手順では、異常状態やプラント状態の変化を確認する際に運転員を指導し、その後の対応や手順を指定する必要がある。警報対応手順は、影響を受ける警報盤に用意し、警報に対応する運転員が利用しやすいようにする。

6.16. 管理統制システムをプラントで確立し、運転補助に有効なプログラムを管理および統制する方法に関する手順を示す必要がある。運転補助のための管理統制システムでは、最低限、以下を網羅する必要がある。

- プラントで使用する可能性がある運転補助の種類
- 運転補助を使用する前にレビューして承認する権限
- 運転補助に最新の有効な情報が含まれることの確認

3.6(a) 良好事例：一時的可燃物の管理

発電所は、可燃物の強力な体系的管理制御を策定し、実施している。

- (1) 一次協力企業は、保全総括グループに申請書を提出する。その時点で、現場マップ（「仮置き禁止」エリア、高温加工エリア、その他の仮置きエリアが表示される）がイントラネットで確認され、貯蔵場所が選択される。同時に、仮置き品目の火災荷重評価が実施される。
- (2) 保全総括グループは、申請書をチェックし、「期間」、「理由」、「場所」、「重要機器：はいいいえ」、「はいの場合は妥当性」、「品目（数量、発熱量を含む）」、「担当する東京電力グループ」、「一次協力企業」、「火災荷重評価結果」を確認する。火災荷重評価の結果は保全総括グループによってまとめられ、同じエリアに仮置き品目があるかどうか事前に確認される。すでに仮置きされている品目がある場合、それらの評価結果と合計発熱量を合算して使用し、仮置きを許可するかどうか決定する。必要に応じて、是正要求が発行される。問題が見つからなかった申請書は、東京電力の作業監督者に送付される。
- (3) 東京電力作業監督者は、確認のため、申請書を管理者に回覧する。当直長から承認（許可）されたら、申請書は一次協力企業に返却される。
- (4) 承認済みの申請書は、保全総括グループと共有され、現場マップが更新される。
- (5) 一次協力企業に返却された申請書は現場に掲示され、品目が仮置きされる。
- (6) 東京電力作業監督者および一次協力企業管理者は、現場の仮置き状態をチェックし、掲示された申請書に日付と確認者の署名を記入する。
- (7) 保全総括グループは、現場マップに登録された情報に基づき、毎日の巡視点検を実施し、第三者の視点から仮置き状態を確認する。必要に応じて、是正要求が発行される。

これらの規則の範囲の一環として、運転当直用の現場機器および資材も管理される。

特例

保守作業のため、「仮置き禁止」エリアでの仮置きが避けられない場合、承認のため、火災防護管理者に事前に免除申請書が提出される。承認された免除申請書および仮置き申請書は、保全総括グループにまとめて提出される。

例えば、追加安全対策（一時火災検知器の設置や金属容器の使用など）が検討され、実施される。

3.6(1) 課題：現場消防隊の編成および現場専門消防隊実地再訓練および護衛に関する発電所の取り決めは、火災警報への対応に悪影響を及ぼす可能性がある。

調査団は、レビュー時に以下の各点を指摘した。

- 保安規定に記載された冷温停止のための当直の最小編成では、現場消防隊の最小編成要件（3人の消防士）が保証されない。
- 現場専門消防隊が火災現場に到着する時限は10分間である。
- 現場専門消防隊は、1分以内に消防隊詰所を出発できるが、号機への入口で護衛を待つよう要求される。
- 最近3回の演習での対応時間は10分間を超えた。
- 発電所で起こった実際の火災では、10分間の時限は達成されなかった。
- 特別な消防再訓練に要件は現場消防隊向けのものであり、現場専門消防隊向けには設定されていない。

現場消防隊および現場専門消防隊に関する適切な取り決めを行わなければ、それらの適切な消防対応を保証することができない。

提唱：発電所は、現場消防隊の編成、現場専門消防隊の実地再訓練および護衛に関する取り決めを検討し、火災警報への効果的な対応を確実なものとする必要がある。

IAEAの基準：

SSR-2/2

要件22：運転組織は、火災安全を確実なものとする取り決めを行うものとする。

5.21. 運転組織が火災安全を確実なものとする取り決めでは、以下を網羅する。火災安全の十分な管理（中略）そのような取り決めには、以下のものが含まれるが、これらだけに限定されるものではない。

(d) 手動消防能力の確立

NS-G-2.1

8.1 安全上重要であると識別されたプラントの各エリア（安全上重要であるエリアに火災リスクを引き起こすエリアも含む）について、消防戦略を策定する必要がある。これらの戦略では、情報を提供して、全般的なプラント緊急時計画で提供される情報を補う必要がある。戦略では、それぞれの火災区域で安全かつ効果的な消防手法を使用するために、消防士から要求されるすべての該当情報を提供する。戦略を最新の状態に維持し、プラントでの定例講習および実際の火災訓練で使用していく必要がある。プラントの火災区域ごとに策定された消防戦略では、以下を網羅する必要がある。

－消防士の進入および退出経路

8.2. プラント文書では、安全上重要であると識別されたプラントエリアに規定された手動消防能力を明確に説明する必要がある。手動消防能力は、プラントに応じて、国内慣行に従い、適切な訓練を受けて装備を調えた現場消防隊、有資格の現場外部部門、またはそれら

2つの協調した組み合わせによって提供される。

8.4. 手動消防能力の全部または一部を現場外の資源に依存する場合、発電所職員と現場外対応グループとの間で適切な協力を行い、現場外対応グループがプラントの危険源をよく理解するようにする。手動消防士の責任と権限系統を消防計画に文書化する必要がある。

8.5. 現場消防隊が手動消防能力を提供するよう設置されている場合、消防隊の組織、最少人員レベル、装備（自給式呼吸器など）、訓練を文書化し、有資格の職員がそれらの妥当性を確認する。

8.6. 現場消防隊のメンバーは、消防活動を実施する身体的能力を備えるものとし、プラント消防隊に配属される前に消防訓練の正式プログラムに参加する必要がある。すべての現場火災消防隊員に、定期訓練（定例講習、消防演習、消防訓練）を実施する。消防隊リーダーが火災の安全の重要性を評価し、制御室職員に助言できるよう、特別訓練を実施する。

4.5 保守および技術支援

4.2 発電所改造システム（安全性向上プロジェクト）

2012年に改訂された設計管理基本マニュアルに従い、発電所改造が特定、指定、スクリーニング、設計、評価、許可、実施、記録される。各々の改造について安全上の重要性が評価され、4つの安全区分のいずれかに分類される。最高の区分であり、最新設計を意味する1Sとして分類されたすべての改造については、本社が責任を負う。発電所は、それより低い安全区分の設計改造に着手することができる。

各々の改造にかかわらず、安全分類は基本的に本社レベルに従う。調査団は、この機能について、本社が明確に規定された役割と全体的な設計権限の機能を果たしていないと判断した。

プラント保全グループが監督する協力企業は、改造の設置を実施する。試験と試運転が実施された後、改造に関連して提出されたすべての設計文書は、すべてのベンダー詳細文書を含み、発電所と本社の職員がアクセスできるプラントシステム「DREAMS」に適切に格納される。ただし、調査団は、システムが発電所耐用期間を通じて収集された必要かつ完全なすべての情報を網羅するわけではないことを認識した。調査団は、これを4.6の提唱に組み入れた。

4.3. 保守プログラム

30年の経過時に、具体的な経年化管理レビューおよび調査手順を実施するよう要求される。レビューでは、SSCの既存および潜在的劣化メカニズムおよび発電所の継続的運転における追加管理を特定する。発電所は、1号機のみ、SSCの全体的な経年化管理レビューの手続きを開始した。6号機および7号機では、発電所は限定的かつ詳細な経年化管理活動を実施しており、能動部品の保守プログラム結果および受動SSCのISI結果に依存する。

調査団は、発電所が6号機および7号機の全体的な経年化管理レビューを実施するよう奨励する。

4.4 保守作業の実施

自前の保守人員および能力を持たないため、発電所は保守業務で外部サプライヤーに全面的に依存する。発電所の保守作業員は、一般に管理および監督の役割のみを担う。外部協力企業がすべての保守作業を行う。

福島の実例に基づき、保全グループの職員が緊急保守として限定的な作業を実施できるよう訓練することを目的として、プラントで訓練プログラムが実施されている。これは、発電所の初期慣行の重要な改善と見なされている。調査団は、発電所が慣行を策定し、十分な資格と装備を持った保守人員を独自に用意し、協力企業の緊急事後保守能力への全面的な依存を軽減するよう奨励する。

4.6 構成管理

発電所は、信頼性の高い長期保存や設計基準データへのアクセスなど、すべての設計仕様および変更に関する全体的なサプライヤーとして、元のサプライヤーを利用した。ただし、現状では、一部の安全関連改造の設計と実装は、元のサプライヤー以外の協力企業が実施

している。そのような場合、詳細な協力企業設計データの長期保存および保管は明確に確立されていない。したがって、東京電力は、元のまたは新規のサプライヤーからの必要なすべての設計基準文書へのアクセスを保証していない。さらなるプラント設計変更が想定されるため、これを本社レベルで解決するべきである。新規システムごとに、「設計基準文書」も作成しなければならない。調査団は、この分野において提唱を行った。

4.7 PSA、PSR、OEF の使用

発電所は、全出力および停止状態の内部および外部事象について、レベル 1 確率論的安全評価（発電所で使用される用語では確率論的リスク評価（PRA））調査を展開した。レベル 2 PRA はほぼ実施しており、完全なレベル 2 PRA に仕上げているところである。発電所は、燃料取替停止時の保守作業でリスクを監視するために使用されるリスクモニタを開発した。PRA の洞察はあくまで参考のために提供される。すなわち、PRA の洞察は、十分なリスク情報を得た上での意思決定には使用されない。

調査団は、炉心損傷頻度（CDF）および CDF 全体の主要な原因が通常の BWR とは異なることに気付いた。調査団は PRA を詳細にレビューしなかったが、一部の起因事象頻度が国際的に使用される値より 2 桁低いことが確認された。さらに、復旧作業のために PRA で使用される人間信頼性データは、IAEA 安全基準で推奨されるものより大幅に低いものと思われる。

調査団は、PRA 調査を展開する際、IAEA 安全指針 SSG-3 に記載されたものなど、発電所が国際的に認知された方法および慣行に従うことを奨励する。

4.8 電源に関連する発電所改造

発電所は、包括的な処置を講じて、交流および直流電源システムを拡張し、発電所設計拡張条件で要求される不可欠な負荷を供給している。これらの処置は、福島教訓を反映し、信頼性の高い代替交流および直流電源システムと新規に設置されたタービン駆動高圧代替注水（HPAC）系という 2 つの異なる機能を含む。原子炉建屋の高所に、72 時間以上の容量を備える新規の専用バッテリーが設置された。専用事故用計装および使用済燃料プール水位測定のために直流電源を供給し、HPAC 系を作動させるために必要な電源を供給する。

予備バッテリーとディーゼル発電機充電器を含む代替移動式ユニットを区分 I 直流システムに接続し、原子炉隔離時冷却（RCIC）系に直流電源を連続供給することができる。このような信頼性の高い交流/直流電源システムの組み合わせは、独立した自律的な炉心注水系と相まって、元の発電所設計基準を拡張することにつながる。発電所は、冷却材喪失事故（LOCA）および全交流電源喪失（SBO）の同時発生に耐えることができる。調査団は、これを良好事例として認定した。

4.9 I&C に関連する発電所改造

シビアアクシデント緩和戦略のための専用計装は、シビアアクシデントでの意思決定に必要な重要パラメータを十分に測定する。福島事故での計装性能の包括的分析に基づき、炉心の状態とあらゆる状況の格納容器の健全性に関して信頼できる情報を提供するように、特定の発電所計装が拡張された。新しい事故用計装が原子炉建屋の最上階に位置する使用済燃料プールに設置され、使用済燃料プールの頂部から内部に貯蔵された燃料集合体の底部までの全体での水位情報を提供する。

日本では、試験または生存率解析によってシビアアクシデント状態専用計装の認定を支援するため、政府が後援するプログラムが実施されている。発電所はすでに、この新たに認定された事故用計装を設置している。調査団は、これらの活動を良好なパフォーマンスとして認定した。

4.10 機器認定

一般的な発電所機器認定プログラムは、すべての運転状態および事故状況の想定される運転環境で安全機能を実行する機器能力の証拠を実証し、文書化した特定の活動を含む。発電所は機器認定プログラムを用意していないが、いくつかの機器が耐震および環境認定されている。ただし、調査団は、いくつかの認定報告書が 1981 年付となっていて、それ以降、発電所は正式に有効性を再確認していないことに気付いた。いくつかの認定報告書は、柏崎刈羽原子力発電所への適用性を確認することなく、他の同等の発電所向けに作成された。

初期の発電所固有の耐震データは、2007 年の地震以降レビューされ、評価報告書にまとめられた。個々の機器の重大な変化が特定されたが、元の認定報告書の有効性は正式に文書化されていない。

残りの機器寿命の評価を裏付けるため、発電所は、7 号機の電気および I&C 機器の一覧を作成し、発電所の運転履歴における実際の環境条件を収集した。ただし、この一覧は、機器の認定状態がどうであるべきかを明示的に指定するものではない。例えば、環境認定、耐震認定、電磁干渉認定などがある。認定の対象となる電気および I&C 機器の完全性を確認していく必要がある。

機器認定の一部の要素は実施されているが、調査団は、あらゆるプラント運転状態および事故状態で機能することを求められる安全関連項目の機器認定状態を確立、維持、文書化する統合プロセスが実施されることを推奨する。

4.12 設計基準地震および津波の修正

調査団は、特に 2007 年新潟県中越沖地震および 2011 年東北地方太平洋沖地震に関して、過去の事象の経験と教訓のフィードバックが設計基準地震 (DBE) および設計基準津波 (DBT) を更新する主な推進力となることを確認した。原子力発電所に対する地震評価および津波評価のガイドラインは、2013 年に原子力規制委員会から発行された。

結果として、調査団は、主な推進パラメータに関する知識を向上させ、従来の地震および津波災害予測を更新することを目的として、発電所が追加調査を実施したことをつかった。地震および津波災害調査に対応する主な拡張は以下のとおりである。

- 地域規模およびサイト周辺での追加的かつ広範な地質調査 (海上音波探査を含む)
- 50,000 年前以降 (2006 年まで) から 120,000/130,000 年前以降 (2013 年以降) までの考慮する活断層の期間延長を考慮した活断層の特性分析
- 活断層の連動 (同時破壊, 東北地方太平洋沖地震の経験フィードバックによる) を含む断層活動の再評価
- 有史以降および有史以前の津波 (対象範囲, 幅 100 km、過去 10,000 年の完新世) に関する痕跡を得るための発電所周辺での津波堆積物調査

調査団は、日本の電力会社が 2009 年以降、電気事業連合会（FEPC）を通じて協力して、国内外のデータを収集し、地震および津波災害に関する知見を拡充させていることも指摘した。この取り組みの主な結果は、各電力会社から報告され、NRA に毎年送付される。

これらの調査および再評価に基づき、発電所の設計基準地震のピーク加速度（建屋基礎レベル）は（号機に応じて）0.60 g～0.87 g に設定され、設計基準津波の波高は 6 m（打上げ波を考慮して 8.5 m）に設定されている。調査団は、これらの活動を良好なパフォーマンスとして認定した。

4.13 土木構造物に関連する安全性強化対策

新規 SSC を確立し、既存 SSC を修正して、発電所の安全性を強化する基本的な手法は、内部および外部事象に関する多重防護の概念に向けた基本理念を定めた東京電力マスターガイドラインに規定されている。この手法は決定論的なものである。

地震に関連する安全性強化対策に関して、調査団は、必要な強化を特定するため、安全上重要な SSC の包括的評価が実施されることを確認した。これらの調査の結果は、安全関連 SSC、安全区分、機器特性に関するその他の関連情報の一覧を記載した文書にまとめられる。結果は、SSC の設計に十分な余裕があることが認められるか、または強化対策を実施する必要があるというものである。以下のとおり、重要な耐震強化改造が実施された。

- 既存 SSC の改良：主排気筒、使用済燃料プール（液面揺動の保護）、原子炉建屋クレーン、原子炉建屋の屋根構造、開閉所設備、配管サポート
- 改定 DBE に基づいて設計された新規 SSC：防潮堤、主フィルタ設備、ガスタービン発電機、免震構造の基礎上に建築される技術支援センター

津波に関わる安全向上策に関し、福島事故後に東京電力が下した決定は、発電所の安全関連区域の周囲に防潮堤を建設し、防潮壁、水密扉、防水貫通部などの補助的手段によって補うことであった。調査団は、この一連の措置を良好事例として確認した。

4.14 地震および津波 PRA の使用

調査団は、地震および津波ハザードの PRA が発電所によって実施されていることを確認した。これらの PRA には、シナリオの定義、起因事象、事故シーケンス、確率論的ハザード評価、SSC の脆弱性評価、およびリスクの最終的な統合・評価が含まれる。これらは現在、決定論的手法に加えて使用され、参考として考慮される。

日本原子力学会（AESJ）のガイドラインに基づき、確率論的地震ハザード評価（PSHA）および確率論的津波ハザード評価（PTHA）が実施される。これらの PSHA および PTHA は、ロジックツリー手法を展開し、さまざまな認識論的不確定性と偶発的不確定性を含んでいる。

さまざまなプラント状態（外部の非常用設備を考慮するかどうかなど）や改善策の実施状況（津波リスクに対する防潮堤があるかどうかなど）に関して、最終的にリスク評価が実施される。

調査団は、地震および津波の確率論的安全評価には、東京電力本社と発電所（および潜在的サプライヤー）の複数部門が関与していることを確認した。外部ハザード PRA の複雑性を考慮し、また、それぞれのインプットからの不確定性が適切に数値化され反映されるように外部ハザード PRA を実施すべきという事実を考慮し、調査団は、発電所に対して、イ

ンターフェース管理を改善し、寄与者と外部ハザード PRA に関わる部門との相互理解を向上させると共に、ピアレビューを幅広く実施するよう推奨する。

保守および技術支援に関する確認事項の詳細

4.6 構成管理

4.6(1) 課題：発電所運転期間の全体を通じた設計構成管理および設計権限機能に必要な設計データの入手可能性を確保する完全なプロセスが確立されていない。

- プラント寿命全体を通じて設計構成管理および整合性を維持するためのプラント設計基準情報の入手可能性を確保する完全なプロセスが確立されていない。
- 履歴データおよび信頼できる長期保存へのアクセス、ベンダーの詳細な設計文書、ならびに詳細な設計基準データへのアクセスが確保されていない。
- 元のベンダーおよびその子会社がシステム設計仕様の策定に関与しており、すべての設計変更に関する主要サプライヤーとして用いられていた。本社は、設計権限当局の役割を非公式に受け入れ、最高の区分であり、最新設計を意味する1Sとして分類されたすべての改造について責任を負うが、東京電力は、元のサプライヤーからの必要なすべての設計基準文書へのアクセスを保証されていない。
- 一部の安全関連改造の設計と実装は、元のベンダー以外の協力企業が実施しており、信頼できる長期保存および詳細な設計文書の保管プロセス、ならびに詳細な設計基準データへのアクセスが明確に確立されていない。
- 改造に関連して提出された設計および設置文書は、現在、一部のベンダー詳細文書を含み、発電所と本社の職員がアクセスできるプラントシステム「DREAMS」に適切に格納されている。しかし、システムは発電所の運転寿命全体をカバーしていないため、情報の完全性は保証されない。
- 最近、「設計基準文書」に関し、プラント寿命全体を通じて設計基準情報にアクセスできる完全性を保証するための試験的ケースが2ケースしか設定されていない。

十分に規定された設計権限当局の役割を持たず、プラント寿命全体を通じて重要なプラント設計データを利用できる可能性が保証されないため、プラントは、機器および関連する改造の安全性を正しく評価し、設計要件および構成管理を適切に維持することが困難となる可能性がある。

提唱：発電所と本社は、設計権限機能を正式に承認し、詳細な設計文書の発電所運転期間の全体を通じて長期保存および保管を含めた、完全かつ信頼できる重要なプラント設計データの入手可能性を保証する手順を確立する必要がある。

IAEA の基準：

SSR-2/1

要件 14：安全にとって重要な項目の設計基準

5.3. 安全にとって重要な各項目の設計基準は、体系的に正当化され、文書化されなければならない。この文書が、運転組織がプラントを安全に運転するために必要な情報を提供しなければならない。

SSR-2/2

要件 1：運転組織の責任

3.2. 方針と目標を確立し、効率的かつ効果的に目標を達成できるようにするための相互に関連するか、または相互に影響し合う一連の機器としての管理システムには、以下の活動が含まれなければならない。

(f) 設計の健全性。発電所運転期間の全体にわたるプラント設計の継続的な健全性について全面的に責任を有する正式に指定された組織の維持、ならび継続的な健全性に貢献する責任ある設計者や機器サプライヤーの取り合いと連絡システムの管理が含まれる。[4]

INSAG 19

11. 運転組織は、プラントの管理権を手に入れ次第、設計の完全性を維持するための正式なプロセスを設定しなければならない。これは、運転組織内で設計能力を確立するか、元の組織またはその後継者と正式な対外関係を結ぶことによって達成される。運転組織内に、このプロセスの責任を担う正式に指定された組織が必要である。この組織は、すべての設計変更を正式に承認する必要がある。このためには、設計および全般的な安全基準に関する十分な知識を持っていなければならない。さらに、正式なプロセスを通じて基礎的な設計知識にアクセスし、元の設計意図を維持する必要がある。

4.8 電源に関連する発電所改造

4.8(a) 良好事例：設計拡張状態において、電源の回復を促進する代替の交流/直流電源システムの柔軟性および能力。

代替の交流電源システムは、海拔 35 m に配置された 3 つの移動式ガスタービンユニット、ユニット安全バスへの組込済みケーブル接続によって構築された耐震認定の非常用スイッチギア、ユニット 1 つ当たり 2 台の 500kW 移動式発電機（海拔 15 m の地理的に多様な場所に配置された屋外組込済み接続ポイントに接続可能）、非常用防水スイッチギア（原子炉建屋の地理的に多様な場所に配置）から構成される。ガスタービン発電機は、炉心注水および熱除去機能のために必要な負荷に電力を供給する予備交流電源とほぼ同じ能力を持つ。ガスタービン発電機は、70 分以内に起動し、手動で安全バスに合わせて調整することができる。

代替直流電源システムは、恒久型の方法と携帯型の方法、組込済み接続および携帯型バッテリーおよび充電器（事故状況において直流電源システムの継続的な運転を保証するために配置される）から構成される。

交流および直流代替電源システムはどちらも、事故状況に対応するために必要な機器・計装に電力を供給することができる。代替交流および直流電源システムを新たに導入された高圧代替注水系と組み合わせることにより、LOCA 事象と SBO 事象の同時発生に耐えられるプラント能力を確保できる。

代替交流および直流電源システムは、SSR 2/1, rev. 1 の要件 68 に加え、IAEA 安全ガイド SSG-39「原子力発電所向け電源システムの設計」のセクション 8「代替交流電源」の勧告（どちらも作成中）を満たすだけでなく、これらを上回る。

4.10 機器認定

4.10(1) 課題：発電所は、包括的な機器認定プログラムを確立していない。

プラント寿命を通じて、設置および認定された各機器がすべての運転状態および事故状況に際する環境条件を受けながらも機能するようにするため、実施、管理、定期評価すべき何項目かの発電所活動が行われている証拠がわずかしか見られない。

シビアアクシデント緩和戦略専用の事故用計装の認定について、別の状況が認められた。例えば、新たに設置された計装（安全バリアおよび使用済燃料プール内の燃料の状況に関する情報を提供する）は、政府の調査プログラムの枠組みの範囲で、シビアアクシデント状況に照らしてテストされた。

しかし、調査団は、以下の各点を確認した。

- 安全にとって重要な機器が認定寿命を通じてすべての運転状態および設計基準事故に関して認定されているという評価が十分に実施されていない。
- 過酷環境および穏和環境に置かれた機器の認定要件を示す機器認定のマスターリストが作成されていない。
- 「安全にとって重要」な電気およびI&C機器を認定するための最新の工業規格が普段は通常環境（原子炉建屋など）で使用される機器の認定に十分に反映されていない。
- 必要な措置を講じることによって機器の認定状況を維持する方法が体系的に実施されていない。

確立された機器認定プログラムが存在しないため、すべての運転状態および事故状況で安全関連機器が要求される性能を発揮できるかどうかを確認できない。

推奨：発電所は、包括的な機器認定プログラムを確立し、実施するべきである。

IAEA の基準：

SSR 2/1

要件 30：安全にとって重要な項目の認定

安全にとって重要な項目の認定プログラムは、設計寿命を通じ、必要に応じて、また、環境条件の保全において、保守および点検時にプラント状態を考慮し、原子力発電所の安全にとって重要な項目が意図した機能を果たせるかどうかを確認するために実施する必要がある。

5.48. 原子力発電所の安全にとって重要な項目の認定プログラムで考慮される環境条件に、プラントの設計基準で想定される周囲環境条件の変動を含める。

5.49. 安全にとって重要な項目の認定プログラムでは、安全にとって重要な項目の想定耐用年数にわたる環境要因（振動、光線、湿度、温度条件など）によって引き起こされる経年化の影響を考慮しなければならない。安全にとって重要な項目が外的な自然事象を受け、その事象の最中または後に安全機能を果たす必要が生じる場合、認定プログラムでは、試験または分析によって、あるいはその両方の組み合わせによって、自然事象が安全にとつ

て重要な項目に及ぼす条件を可能な限り再現する。

5.50. 妥当に想定される環境条件、および特定の運転状況（原子炉格納容器の漏れ率の定期点検など）で生じる可能性がある環境条件は、認定プログラムに含めるべきである。

SSR 2/2

要件 13：運営組織は、体系的な評価が実施され、安全関連項目がすべての運転状態および事故条件に必要な実績を備えることが十分に確認されるよう保証する。

4.48. 機器認定の適切な概念、範囲、プロセスを確立し、効果的かつ実地的な方法を使用して、機器認定を更新および維持する。機器の設計、供給、設置の早い段階から、必要な機器認定を確立、確認、維持するためのプログラムを立ち上げる。機器認定プログラムの有効性を定期的に見直す。

4.49. 機器認定プロセスの範囲および詳細は、必要な点検区域、非破壊検査の方法、点検対象の不具合、および点検に要求される有効性の観点から、文書化し、規制当局に提出して、評価と承認を受ける。国内規則に従って、関連する国内外の経験を考慮する。

IAEA 安全レポート NO. 3

2.10 機器認定プロセス

機器認定が確立された後は、原子力発電所の寿命を通じて、設置されたそれぞれの機器項目が機器認定の確立時に特定された要件と制限を反映するように、いくつかの原子力発電所活動を実施し管理する必要がある。「保全」の機器認定段階は、以下のすべての活動を伴うが、これらに限定されるわけではない。

- 機器の設置および保守
- 機器の交換および予備部品の調達
- プラントおよび機器の改造
- 機器状態の監視
- 稼働状態の監視
- 機器の劣化および故障の傾向分析
- その他の経験のフィードバックおよび研究開発情報の評価
- 品質保証
- 文書化
- 機器認定に関する訓練

4.13 土木構造物に関連する安全性強化対策

4.13(a) 良好事例：津波に対する発電所の保護対策

発電所は、必要な強化を特定するため、安全にとって重要な SSC とシビアアクシデントに対処するための SSC の包括的評価を実施した。これらの調査の結果は、安全関連 SSC、安全区分、機器特性に関するその他の関連情報の一覧を記載した文書にまとめられる。結果は、SSC の設計に十分な余裕があることが実証されるか、または強化対策を実施する必要があるというものである。

津波リスクに関連した保護措置について、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震と福島原子力発電所事故の経験と教訓に基づき、発電所は、「ドライ」サイトを保つため、安全関連区域の周囲に護岸壁を建設することを決定した。その結果、シビアアクシデントに対処するための SSC を含め、すべての安全関連 SSC が津波に対して保護される。さらに、津波の波高評価における不確実性に対処するため、防潮堤の設計には、(津波ハザード評価の 8.5 m と比較すると) 保守的な海拔 15 m が設定された。さらに、深層防護の概念に基づき、発電所プラットフォームが浸水した場合に安全関連 SSC を保護するため、原子炉建屋の周囲およびまたは内部に防潮壁、水密扉、防水貫通部などの追加的な措置が実施された。

津波に対する保護を向上させるために発電所が事前対応策として実施したこれらの措置は、深層防護の模範例であり、発電所の津波リスク低減に大きなプラス影響を与える。

6 運転経験のフィードバックに関する確認事項

6.9. 運転経験プログラムの有効性

発電所の運転経験（OE）プログラムは、日常の活動中に見られる軽微な不適合から、火災や人災など安全に影響を及ぼすより重要な事象にまで及んでいる。主な報告システムは、不適合管理システムである。調査団により観察されたように、効果的な OE プログラムの主要要素（スクリーニング、傾向把握と分析など）の一部を処理しない他の報告システムが存在する。このような報告システムの情報は、OE プログラムの有効性全体を俯瞰する情報を提供できるよう統合されていない。さらに、発電所では、ニアミス報告の概念が十分に検討されていない。

不適合管理システムを通じて報告された問題は、4つのグレード（最も高い GI から、GII、GIII、X-対象外（非 OE 関連）まで）に分類される。GI および GII 不適合（事象）については、調査が義務付けられる。発電所では、根本原因分析（RCA）と簡易的な「なぜなぜ」分析という 2つの調査が実施されている。調査団が確認したところでは、重大性に基づく事象のスクリーニングおよび分析には、潜在的結果の評価が含まれていない。「なぜなぜ」分析に関しては、管理手順がない、原因分析の条件や範囲が不十分、調査が遅れるなど、いくつかの不備が明らかになっている。

事象に関して講じられるすべての是正処置は不適合管理システムで追跡され、処置の実施は、不適合管理委員会によって日々評価される。調査団は、いくつかの処置が遅れていることを確認した。

OE プログラムの有効性は、四半期および半年毎に OE 傾向分析報告にて評価されている。観察によると、OE プロセスのパフォーマンス指標は、発電所レベルでも個別部門のレベルでも十分に策定され傾向分析されていない。また、傾向分析は、低レベル問題の組織およびヒューマンファクタの傾向をカバーしていない。

外部 OE プログラムには、さまざまな OE 情報源（IRS、WANO、INPO、JANSI、JBOG など）が含まれている。これらの情報源は、東京電力本社の関連部門で原子力発電所の担当者によってスクリーニングされる。新しい OE 情報については、毎週、東京電力本社と原子力発電所の間で議論され、議論の結果は OE 評価およびコミュニケーションを開始するために使用される。しかしながら、調査団は、いくつかの重要な海外 OE の教訓が適用可能性について十分に評価されていないことを確認した。

その結果、発電所では、効果的な OE プログラムの機構が十分に策定されず、実施されていない。調査団は、この点について推奨を発行した。

運転経験フィードバックに関する確認事項の詳細

6.9 運転経験プログラムの有効性

6.9(1) 課題：発電所は、すべての運転経験（OE）情報を管理する統合したシステムを使用しておらず、OEプログラムに関する報告、スクリーニング、分析、是正処置、傾向分析および有効性評価に関し効果的なレビューを十分に開発、実施していない。

調査団は、以下の事実を確認した。

- ニアミスなどの低レベル問題の報告、スクリーニング、傾向分析は、事象を事前に防止できるだけの一貫性と包括性がない。
- 古里原子力発電所、フォルスマルク原子力発電所、アーカンソー原子力発電所など、海外の重大なOEからの教訓が改善を目的とした既存プロセスおよび慣行の評価に活かされていない。
- 事象の「なぜなぜ」分析プロセス（発電所で一番使用されている手法）がOE手順書で説明されていない。発電所職員に対する「なぜなぜ」分析の訓練は、範囲が非常に限られている。一部のケースでは、そのような分析が徹底的あるいは適時に行われていない。
- 現場で教訓を実施する際の調査の承認に遅れが見られた。
- 調査団は、いくつかの是正処置に遅れが見られることを確認した（一部は6カ月以上遅れていた）。
- 重大性に基づく事象のスクリーニングに、潜在的な影響の評価が含まれていない。発電所では、いくつかのRCAしか行われておらず、それも実質的にはGI事象に限られている。
- 発電所には、小規模な問題を報告するための複数のローカルシステムが存在する（発電部、火災防護部門など）。そのようなローカルシステムには、効果的なOEプログラムの主要要素の一部（スクリーニング、傾向分析など）が欠けている。
- OEプロセスのパフォーマンス指標（調査の平均年数、未解決の不適合の平均年数、最初の期限までに達成された是正処置の割合など）が発電所レベルでも部門レベルでも十分に策定および傾向分析されていない。
- 四半期および半年に1回のOE傾向分析報告は、低レベル問題（GIII不適合など）の組織およびヒューマンファクタの傾向をカバーしていない。

報告、スクリーニング、分析、是正処置、傾向分析、および有効性評価に関し、内外のOEやOEプログラムのギャップを管理する統合システムがないため、事象予防の有効性が低下する可能性がある。

推奨：発電所は、すべての運転経験（OE）情報を管理する統合システムを導入し、報告、スクリーニング、分析、是正処置、傾向分析、有効性評価に関するOEプログラムの要素を十分に策定し、実施すべきである。

IAEAの基準：

SSR-2/2 – 原子力発電所の安全：試運転および運転

5.27. 運転組織は、プラントにおける運転経験を体系的に報告、収集、スクリーニング、分析、傾向分析、文書化、および伝達するためのプログラムを確立し、実施する必要がある。発電所は、他の原子力施設の関連運転経験に関する情報を取得し、評価して、自身の運転のために教訓を引き出す。また、運転経験のフィードバックのために国内外のシステムで経験の交換を促す。他の産業界からの関連する教訓も、必要に応じて考慮する。

5.28. 安全に影響を及ぼす事象については、現実的または潜在的な重大性に従って調査する。安全に重大な影響を及ぼす事象は、機器設計、運転・保守、あるいは人的・組織的要因に関連した原因を含め、直接原因および根本原因を特定するために調査する。そのような分析結果は、必要に応じて関連する訓練プログラムに組み入れ、手順書と指示書を見直す際に使用する。プラントの事象報告および非放射線関連事故報告では、不十分な訓練が機器の損傷、高い不稼働率、計画外の保守作業の必要性、反復作業の必要性、危険な慣行、承認された手順書の遵守の欠如につながりうる作業を明らかにする必要がある。

5.29. 運転経験に関する情報については、深刻な状態に陥る前に必要な是正処置を講じることができるよう、有資格者が確認し、安全にとってマイナスとなる前兆や傾向がないかどうかを調べる必要がある。

5.30. 事象の調査の結果として、担当の管理者向けに明確な推奨を策定し、管理者は、事象の再発を防止するため、適当な時期に妥当な是正処置を講じる。是正処置は、優先順位を決定し、予定を立てて効果的に実施し、有効性を見直す。運転職員は、関連する事象についての説明を受け、再発の可能性を低くするため、必要な是正処置を講じる。

5.31. 運転組織は、低レベル事象やニアミス、機器の故障に関連した潜在的問題、ヒューマンパフォーマンスの不備、安全関連文書の手順の不備または不整合を含め、すべての事象を報告するよう推奨する姿勢を責任を持って発電所職員の間浸透させる。

5.33. 運転経験プログラムについては、定期的に評価を行って有効性を見極め、改善の必要があるか確認する。

NS-G-2.11－原子炉等施設で発生した事象から得た経験を反映するシステム

3.7. 外部の運転経験を使用すると、安全上の懸念がある潜在的な故障を発見できるメリットがある。このような情報は、まず発電所に適用できるかどうかを調査する必要がある。この調査では、以下のような側面を考慮する。

- 発電所において、同様の事象が発生しやすくなる同様の慣行が存在するかどうか

4.7. 事象分析は、事象の安全上の重要性に沿った時間尺度で実施する。事象分析の主な段階は、以下のとおりまとめられる。

- 逸脱の見極め（どのようにして起こったのか）
- 安全上の重要性の評価（どのようなことが起こる可能性があったのか）

7. 放射線防護

7.2 放射線防護方針

訓練センターには、保守作業を訓練するためのモックアップがいくつか用意されている。この訓練センターは、主循環ポンプの取り扱い、制御棒駆動機構の取り扱い、核燃料の輸送など、作業の放射線防護の側面に関する訓練を提供するためにも使用できる。調査団は、これを良好なパフォーマンスと評価した。

7.3 放射線作業管理

実施された放射線作業許可（RWP）プログラムが効果的に機能している。作業パッケージからの予想集団線量が 5 人 mSv を超える場合、その作業について、作業員の被ばくと放射性廃棄物の量を低減するため、東京電力の保全グループおよび放射線管理グループと共同で評価を行う。

放射線管理区域（RCA）の境界に小型モニタおよび 1 ラインの個人用汚染モニタを設置する。調査団は、RCA 外で汚染チェックが行われていないことを確認した。RCA 内の汚染される可能性がある作業区域の出口、または RCA 内のトイレに入る前に汚染モニタが設置されていない。複数人が使用するヘルメットと安全靴は、毎回の使用後に監視されていない。調査団は、発電所が汚染管理のための適切な機構と慣行を実施することを検討するよう提唱する。

7.4 職業被ばくの管理

発電所は、明確な個人線量拘束値を設定していない。調査団は、ALARA の原則に従い、放射線防護の機構および慣行の改善を検討するよう提唱した。

放射性物質の漏えいを最小化および管理する措置が導入されている。RCA 内の汚染レベルが定期的にチェックされ、空気汚染が固定エアロゾルモニタで監視されている。システムの除染および追加的な閉じ込めが使用されている。プログラムの有効性を示す例として、1995 年に気体廃棄物処理系の開放（誤って開いたまま放置されていた）が固定式エアロゾルモニタによって検知された。調査団は、これを良好なパフォーマンスと評価した。

7.5 放射性廃棄物の管理および放出

発電所は、放射性廃棄物基本マニュアルに基づき、年間廃棄物生成計画を策定している。この計画では、今年、放射性廃棄物の生成量を 20%減らすことを目標に掲げている。実際の廃棄物蓄積量は、パフォーマンス指標（PI）によって監視される。調査団は、これを良好なパフォーマンスと考えている。

7.7 緊急時における放射線防護支援

発電所の手順書で放射線防護の責任が規定されており、福島第一原子力発電所事故の緊急時の経験が改善に活かされている。発電所は、緊急事態に備えて、放射線防護担当職員に体系的な訓練を実施している。調査団は、職員の技能と知識を強化し、現場の緊急目的に十分な資源を確保するために多くの取り組みがなされていることを確認した。調査団は、これを良好事例と評価した。

7.8 化学施設、試験所、機器、および計測器

発電所は、4つのラボを保有しており、設備と機器に関して十分な冗長性があると言える。機器は、技術支援センター（TSC）と訓練センターにも配置されている。3号機/4号機および6号機/7号機の試験所のマニュアルおよびハンドブックは、妥当かつ最新の内容かどうか週3回チェックされる。他の試験所では、週1回チェックが行われる。これは良好なパフォーマンスである。

7.9 事故後サンプリングシステム

通常、サンプリングは協力企業が行う。緊急時に備え、発電所に8人の職員が待機する。調査団は、緊急時に事故後サンプリングシステム（PASS）室でサンプリング作業を行う作業員が受けうる線量の推定が行われていないことを確認した。PASS室には、マンピュレータまたは同等の機器が備えられていない。調査団は、発電所に対し、ALARAの原則に従い、機構および慣行の改善を検討するよう提唱した。

7.10 運転上用いる化学物質およびその他の物質の品質管理

RCAでは、化学物質の量は、1日に消費する予定量だけに限られる。残りは、チェックポイント近くの施錠されたキャビネットに保管され、キャビネットの内容は体系的に記帳される。これは良好なパフォーマンスである。

放射線防護に関する確認事項の詳細

7.3 放射線作業管理

7.3(1) 課題：発電所の放射能汚染管理のための機構と慣行では、放射線管理区域外の検知されない放射能汚染リスクや職員の汚染リスクを最小化できない。

調査団は、レビュー時に以下の各点を指摘した。

- RCA 外では、潜在的な汚染の拡散をチェックするための汚染チェックが行われていない。
- RCA 内の汚染される可能性がある作業区域の出口、または RCA 内のトイレに入る前に汚染モニタが設置されていない。
- RCA で複数人が使用するヘルメットと安全靴は、毎回の使用後に監視されていない。これらの品目については、1 カ月に 1 回汚染チェックが行われており、汚染されたケースはごくまれにしか見つかっていないが、1 カ月に 1 回だけの監視では、職員が汚染されるリスクが高まる。

汚染管理のための適切な機構と慣行が整っていないため、汚染の拡散と職員の汚染のリスクが高まっている。

提唱：発電所は、汚染管理のための適切な機構と慣行を実施することを検討する必要がある。

IAEA の基準：

GSR パート3、要件24：

放射線防護プログラムに基づく機構：雇用主、登録者、認可事業者は、職業被ばくに関する放射線防護プログラムにおいて、管理区域および監督区域の指定、現地の規則、職場の監視について、組織、手順、技術面の機構を確立し、維持する。

3.90. 登録者および認可事業者：

d) 必要に応じて、汚染の拡散ならびに管理区域の現地規則および手順を管理するための物理的手段を含め、防護・安全措置を確立する。

h) 定期的に状況を見直し、防護・安全措置あるいは管理区域の境界を修正する必要があるかどうかを評価する。

NS-G-2.7

職場の監視および調査

3.29. サンプルングおよび分析のための放射線・放射能測定を行う機器には、以下のものが含まれる。

(d) 以下を含む個人用監視装置

(i) 個人用線量計（線量率や線量警報装置の付いたものもある）

(ii) 汚染モニタ（入口モニタ、ハンドフットクロスモニタなど）

(iii) 携帯用モニタ

保護衣・保護具

3.53. 使用后、保護衣および呼吸保護具は、汚染されていると考え取り扱うべきである。

7.4 職業被ばくの管理

7.4(1) 課題：発電所の機構や慣行の中には、ALARAの原則に一致しないものがある。

調査団は、レビュー時に以下の各点を指摘した。

- 発電所では、明確な個人線量拘束値が設定されていない。
- 緊急時に事故後サンプリングシステム（PASS）室でサンプリング作業を行う放射線防護作業員が受けうる線量の見積もりが行われていない。
- PASS室には、事故後サンプルを取り扱うマニピュレータまたは同等の機器が備えられていない。

機構や慣行がALARAの原則に一致していないため、不要な被ばくのリスクが高まる可能性がある。

提唱：発電所は、ALARAの原則に従い、仕組みおよび慣行の改善を検討する必要がある。

IAEAの基準：

GSRパート3、要件21：

作業員の保護に関する雇用主、登録者、認可事業者の責任：雇用主、登録者、認可事業者は、職業被ばくから労働者を防護する責任を負う。雇用主、登録者、認可事業者は、防護と安全を最適化し、職業被ばくの線量限度を超過しないようにする。

3.77. 雇用主、登録者、および認可事業者：

(b) 防護と安全を最適化する一環として、必要に応じて拘束値を設定し、使用する。

RS-G-1.1

線量拘束値の役割

4.17. BSS定義（参考文献[2]、用語集）による「線量拘束値」には、次のように記載されている。「職業被ばくに関し、線量拘束値とは、最適化のプロセスで考慮する選択肢の範囲を制限するために使用される、発生源に関連した個人線量値である。」線量拘束値は、限度ではなく、あらゆる状況を考慮した上で、特定の状況で達成すべき個人保護のための最低レベルと考えるべきである。線量拘束値の性質についての説明は、OECD/NEAと欧州委員会の共同文書[16]に記載されている。

4.18. 線量拘束値の目的は、線源、慣行、作業からの保護を最適化するプロセスにおいて許容できると考えられる（施設、慣行、作業、あるいは特定種類の産業での運用における単一または一連の線源からの）個人線量値の上限を設定することである。状況に応じて、拘束値は単一の線量、または一定期間にわたる線量として示される。作業員がさまざまな線源または作業から被ばくする場合、この限度を守る必要がある。

4.19. 最適化の原則を適用するため、設計および計画段階で個人線量を評価し、さまざまな選択肢について予想される個人線量を適切な線量拘束値と比較しなければならない。線量拘束値を下回る線量を与えると予想される選択肢は、さらに検討され、線量拘束値を上回る線量を与えると予測される選択肢は、通常は却下される。線量拘束値は、防護要件の遵守をチェックするために事後に使用されるべきではない。

4.20. 線量拘束値は、作業の計画・実施時、および施設や機器の設計時に直面するさまざまな状況における放射線防護の最適化に際し、予測のために使用する。したがって、線量拘束値は、個別の被ばく状況の特長に応じて、ケースバイケースで設定する必要がある。線量拘束値は線源に関連するため、関連する線源を特定しなければならない。線量拘束値は、被ばく状況に関わる作業員と相談した上で、管理層によって設定される。規制当局は、同様の線源、慣行、作業の区分に対し、具体的には個別の線源、慣行、作業の認可時に、線量拘束値を一般化した方法で使用する可能性がある。拘束値は、規制当局、影響を受ける運転員、および必要に応じて作業員の代表者が話し合った結果として設定される。一般に、規制当局は、具体的な拘束値を規定するのではなく、当局の監視の下で、特定の産業界および組織群における職業被ばくの拘束値策定を推奨するほうが適切である。

4.21. 可能な場合、特定状況に対する線量拘束値を導き出すプロセスには、同様の状況からの運転経験とフィードバックのレビュー、ならびに経済・社会・技術的要因を組み込む職業被ばくに関し、十分に管理された運転の経験は、最適化の原則を実施するための本来の状況であるため、拘束値を設定する上で特に重要である。特定の運転に関連した被ばくについて大量の経験をもたらす国内調査または国際的データベースは、拘束値の設定に使用できる。

SSG-13

事故後サンプリングシステム

6.43. 事故後サンプリングシステムおよび他の適格なサンプリング施設は、緊急時手順で必要になる場合に備えて稼働できるよう準備しておくべきであり、発電所系統からの通常サンプルの取得に使用することも検討するべきである。事故後サンプリングシステムが存在しない場合、他のアプローチを採用して、炉心損傷と、格納容器に放出された核分裂生成物インベントリを評価する。

6.44. 事故後サンプリングシステムを適切に運用するため、以下を提供する必要がある。

(b) サンプリングおよび分析を実施する職員の放射線防護措置。このような措置は、事前に評価しておき、事故後サンプリングシステムを使用する際に適用する。

8. 化学

(レビューせず)

9. 緊急時計画と対策

9.1 組織および責任

運転組織の役割と責任が緊急時計画に明確に規定されている。オフサイトの機関との協力体制は、準備態勢および対応態勢のどちらも有効である。緊急時には、共通状況図（COP）と対応ログシステム（CHAT）という 2 つの Web ベースのツールを使用して、情報が共有される。複数の対応組織間でリアルタイムに情報を共有できることは、良好事例と考えられる。

この情報は記録され、事故後解析のための記録として役立つ。

9.2 緊急時対応

発電所は、災害時現場指揮システム（ICS）を導入している。これは、従来の危機管理の仕組みと比較して良好な改善である。6号機と7号機が稼動したら、合計 37 人の緊急対応組織メンバーが発電所に常駐することになる。これにより、技術支援センター（TSC）を迅速に活動させるため中核となる能力が提供される。これは良好なパフォーマンスと考えられる。

緊急時活動レベル（EAL）は、すべての運転状態と使用済燃料プールを包括している。それらのレベルは、さまざまなプラント状態に対応するレベルに細分化される。これにより、複雑な技術的説明を行わなくても、該当する技術組織にプラント状態を伝達しやすくなる。緊急事態の分類の仕組みは、IAEA 安全基準と一致している。ただし、原災法 10 条および 15 条の従来の仕組みが現在も使用されている。発電所には、新しい緊急事態分類システムが一貫して使用されるよう徹底させることが推奨される。当直長が緊急事態の分類に責任を持ち、発電所長は宣言と通報に責任を持つ。分類と宣言の目標時間はないが、調査団は、できる限り速やかに実施されると説明を受けた。発電所長は、原子力緊急事態を緩和するために必要な処置を講じる完全な権限を有している。これは東京電力本社の明確な支援を受ける。

火災への対応は、自衛消防隊が段階的に対応する仕組みと公設消防隊の支援によって構成される。緊急時に公設消防隊を受け入れ、派遣する手順が明確に文書化されていない。これについては、9.3 項の計画および手順に関する推奨で取り扱う。

人員の参集確認と TSC に参集した人員を管理する手順、緊急時作業に従事しない人員の活動に関する手順が明確に文書化されていない。これについては、計画および手順に関する推奨で取り扱う。発電所はこの必要性を認識し、演習を実施して、代替手順を試験している。

緊急作業員に提供される装置が広範囲にわたり、非常に良好な状態にある。現場での負傷者を治療し、指定病院に搬送する取り決めが明確かつ効果的である。広報戦略が計画に明確に規定され、定期的に試験されている。

緊急事態に発生した放射性廃棄物を管理する特別な規定がない。これは発電所によって検討されている。

運転員および TSC の一部メンバーの訓練にストレス管理が含まれる。これは良好なパフォーマンスとして考えられる。東京電力本社は、緊急作業員の心理面のフォローアップの取り決めを実施しているが、それらは緊急時計画に文書化されていない。緊急事態の終結は

緊急時計画で対処されるが、「通常」の被ばく状況への移行に関する枠組みが文書化されていない。これらの面については、9.3 項の計画および手順に関する推奨で取り扱う。

9.3 緊急時対策

すべての常勤発電所職員は、緊急対応組織（ERO）人員と見なされ、いずれかの TSC チームに配属される。これにより、重要な緊急対応部門に訓練を受けた多数の人員が提供される。これは良好なパフォーマンスとして考えられる。

原子力事業者防災業務計画は、すべての主要対応部門および取り決めを扱う。広範な活動ガイドおよび手順によって支えられる。ただし、いくつかの緊急部門および現行の取り組みが完全に文書化されていない。調査団は、発電所が現行緊急時計画を改善し、既存の緊急時手順およびガイドを完成させるよう推奨する。

TSC は、運転員に対して、全 7 号機を統合調整し技術的な助言をする機能として貢献する。その規模は全ての ERO（緊急時対応組織）要員を収容するのに適しており、7 日間業務を継続するために十分な食料と備品が用意されている。しかしながら、その間取りと騒音レベルのせいで、一部のチームの有効性が損なわれる可能性がある。調査団は、発電所が TSC の配置の再構成および改善を検討すべきであることを提唱する。調査団は、発電所が作業を継続し、シミュレータの SPDS データを TSC で使用できるようにし、演習で使用可能なすべてのツールを使用することも奨励する。

後方支援拠点は十分な設備が 24 時間利用可能であり、発電所への支援を編成し調整するためのすぐれた準備場所を提供している。2 つの拠点は緊急時防護措置を準備する区域（UPZ）にある。これらのセンターの移転に関する規定を計画に盛り込む必要がある。これについては、計画および手順に関する推奨で取り扱う。全体的に、発電所は、現場緊急時対応のあらゆる面に対処するよう、十分な設備を整えている。例えば、42 台の消防車、7 台の海水熱交換器車、3 基のコンクリートポンプ、がれき除去用重機、約 1,000 台の追加 APD、数台の双方向無線、衛星通信、携帯トイレなどがある。発電所は、緊急時にがれき除去のために重機を操作する大勢の職員も確保した。

発電所は、幅広い現実的なシナリオタイプにおいて ERO 全体を対象とした広範な月次演習プログラムを用意している。これは良好事例として考えられる。

緊急時計画と準備態勢に関する確認事項の詳細

9.2 緊急時対応

9.2(a) 良好事例：共通状況認識の強化手段

柏崎刈羽原子力発電所の運転組織は、各対応組織のプラント状態および緊急時対応に関する認識にズレが生じることに起因するリスクを大幅に軽減する革新的なシステムを導入した。

技術および運転情報は、プラント状態、緊急時対応、主要な決定に関する最新情報を取り込む Web ベースのシステムからなる共通状況図（COP） Web ベースのシステムからなる共通 CHAT 通信情報管理システムを通じて配信、共有される。COP と CHAT の情報は、発電所、地方自治体、東京電力本社、原子力規制庁など、あらゆる運転組織間で共有される。

これにより、緊急時対応に関係するすべての組織の全体的な状況共有が大幅に向上する。一貫した評価を実施し、一貫した情報を伝達し、一貫した対応を取ることができる。

このシステムは、演習において非常に効果的であることが実証されている。

9.3 緊急時対策

9.3(1) 課題：緊急時計画および手順に、実際に何をすることが詳細かつ明確に文書化されていない。

調査団は、以下の各点を確認した。

- 各種の文書または作業ツールで、多くの対応概念または要件がカバーされている。原子力事業者防災業務計画はあらゆる主要対応部門に対応する分かりやすい包括的な基準を提供するが、運用の概念が完全に記述されていない。
- 化学および一部の外部事象（森林火災など）への緊急時対応手順が明確に文書化されていない。
- 手順では当直長および発電所長による迅速な対応を求めていることは理解できるが、緊急事態の分類および緊急事態宣言の目標時間が具体的に記述されていない。
- 緊急時に全人員の安否を集計する手順が明確に文書化されておらず、行方不明者や負傷者を短時間で特定し、見つけることができない可能性がある。
- 警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態における対策要員（TSC および当直以外）や協力企業を含めた全ての人員の基本的な行動、ならびに全ての人員避難計画が文書化されていない。
- 後方支援拠点に移動する人員が持ち込む資機材について詳細な手順がない。
- 発電所から配備される線量計の適切な警報設定値の選択や、公設消防隊が緊急時対策要員と落ち合う場所など、緊急時に公設消防隊を現場に受け入れる取り決めが明確に文書化されていない。
- 既存被ばく状態への移行（「通常」への復帰および移行）に関する取り決めが明確に文書化されていない。
- UPZ 内にある後方支援拠点が重大な放出の影響を受ける可能性があるときに移転の必要性に関する取り決めが計画または手順に文書化されていない。
- 緊急事態後の緊急作業員ケアの管理が文書化されていない。

緊急時計画および手順が明確に作成されていないと、対応の一貫性が損なわれ、緊急時対応の取り決めの有効性を低下させる可能性がある。

推奨：発電所は、現行の緊急時計画（原子力事業者防災業務計画）をベースに、全ての主要緊急時対応部門の基本的な取り決めと活動概念を網羅した発電所独自の緊急時計画を用意すると共に、既存の緊急時手順およびガイドを完成させ、その内容は包括的かつ明確にし、統一するよう徹底させる必要がある。

IAEA の基準：

GSR-2

5.14. 各対応組織は、（4 項に規定された指定の職務を調整し実施する）全般計画または計画を用意する。

(中略) 介入の管理責任が現場で (中略) どのように遂行されるかを指定する緊急時計画を作成する。

5.18. 緊急時計画には、必要に応じて以下を含める。

- a. (4項に規定された指定の職務を実施する) 責任の割り当て
- b. 介入の必要性が生じうるさまざまな運転その他の状態 (中略) の特定
- c. 介入レベル (中略)
- d. 該当する (対応組織) に連絡し、消防、医療、警察、その他の関係組織から支援を受けるための手順 (連絡の取り決めを含む)
- e. (原子力または放射線緊急事態) およびその現場内外での結果を評価する手法および手段に関する説明
- f. (原子力または放射線緊急事態) 発生時の情報公開の取り決めに関する説明
- g. 各々の保護対策を終了する条件

5.19. 運転組織 (中略) は、その責任下のすべての活動を網羅し、緊急時に遵守すべき緊急時計画を策定する (中略)。

5.20. 運転組織 (中略) の緊急時計画には、(必要に応じて) 以下を含める。

- (1) 4項に規定された機能を実施するために使用される現場組織に関する説明 (現場活動を指示し、現場外組織と連絡を取る担当者の指定を含む)
- (2) 緊急事態を宣言する状況 (分類条件を含む)、緊急事態を宣言する権限を与えられた人の役職および/または機能、対応担当者および公共機関に警告するための適切な (取り決め) に関する説明
- (3) 現場および現場外の (施設状態および) 放射線状態の初期およびそれ以降の評価に関する取り決め
- (4) 人 (中略) のばく露を最小限に抑えるための (取り決め)
- (5) 施設状態の評価および放射線放出の程度を制限するために現場で講じられる処置
- (6) 指揮および伝達 (中略) 系統
- (7) 指定された場所に用意しておく非常設備の一覧
- (8) 計画 (中略) の実施に関与する人および組織が講じる処置
- (9) 緊急事態の終結を宣言するための取り決め

GS-G-2.1

6.1. 要件 (中略) では、各対応組織が指定された対応機能を調整し、実施するための緊急時計画を用意することが求められる。IAEA 安全用語集に定義されているとおり、緊急時計画には運転の概念を含める必要がある。

6.2. 運転の概念では、緊急事態への理想的な対応を簡潔に説明する。

9.3(2) 課題：技術支援センター（TSC）の間取りは、緊急対応組織の作業に最適な環境を提供していない。

調査団は、6月29日に実施された訓点で、以下の事項を確認した。

- TSCの騒音はTSCの指揮・管理を妨げていた。
- 計画班は、複雑な状況に対処するためシビアアクシデント管理ガイドライン（SAMG）に基づいた運転員の支援、SAMG戦略について議論するスペースと静かな環境が必要であるが、人の往来と騒音により妨げられている。さらに、計画班のところには、議論やブレインストーミングのために系統図を映写または掲示する壁やボードがない。
- 対策本部長、スタッフは区域内の騒音と頻繁な往来のせいで、問題について議論するのが困難だった。
- 投影スクリーンやその他の映像ツール（現在の運転の優先事項を表示するなど）が効果的に使用されていない。
- 中央の広いスペースが効果的に使用されていない。

TSCの効果的なレイアウトなしには、緊急対応組織は効果的に管理や調整することができない。

提唱：発電所は、運転経験、訓練、他の類似施設の設計に基づき、TSCレイアウトの再構成および改善を検討する必要がある。

IAEAの基準：

GS-R-2

5.25.4項に指定された機能を実施するため、十分な（中略）施設と文書（手順書、チェックリスト、電話番号、マニュアルなど）を提供する。これらの項目および施設は、緊急時対応で発生しうる想定条件（放射線、作業、環境条件など）で稼動し、必要に応じて（中略）、対応のための他の手順および機器（他の対応組織の通信周波数など）と互換性を保つよう選択または設計する。

GS-G-2.1

VIII.1.（中略）施設または場所の機能および運転条件および要件を慎重に検討し、必要な事前準備を行う。事前に設置する施設または場所（原子力発電所の技術支援センターなど）は、その機能および運転要件（中略）を支援するよう設計、建設、装備する。

VIII.2.各緊急施設または場所は、以下のようにする。

- そこで実施される機能を支援するよう設計する。
- 緊急状態で使用できるようにする。
- 災害時現場指揮システムに組み入れる。

9.3(a) 良好事例：緊急対応組織の集中的な訓練プログラム

発電所は、緊急対応組織全体で毎月、厳しい訓練を実施している。

演習シナリオは、体系的に広範囲な過酷状態および複雑な課題を網羅している。訓練は、適度に実用的で、現実的な条件に模擬するよう実施されている。

上記の訓練には以下のような内容が含まれている。

- ・非常に暗い状況を考慮した訓練（SBOにより常用の照明が失われた状態や夜間の状態を模擬）
- ・非常に強い雨など過酷な天候の状況で防護装備を身につけた状態での訓練（追加の保護具を身につけた状態で行動しにくい状況を模擬）

そのように緊急対応組織全体で毎月複雑な訓練を行い、高い参加率を達成していることは、良好事例として考えられる。

10. シビアアクシデント管理

10.1 組織および機能

事故管理プログラムの責任、権限、機能が発電所で明確に規定されている。発電グループは、制御室運転員が使用するシビアアクシデント管理指針（SAMG）の策定について全体的な責任を負う。これには、中央制御室の運転員が使用する緊急時操作手順（EOP）とシビアアクシデント運転手順（SOP）の両方が含まれる。発電部は、各号機に1人ずつの運転員を割り当て、EOP/SOPを維持する。これらの運転員は、講習とシミュレータ訓練の両方に参加して、EOP/SOPに関する熟練度を維持する。TSCの計画チームが使用する事故管理指針（AMG）は、安全技術管理グループによって作成され、維持される。

発電所が訓練を使用してパフォーマンスを向上させ、設計拡張状態および大規模事象に対する準備態勢を整えるため、訓練を活用しようとして大いに取り組んでいることに関して、調査団は、TQ分野で良好事例を確認した。

10.2 シビアアクシデント管理プログラムの概要

SAMGは、米国BWRオーナーズグループ（BWROG）緊急時手順ガイドライン/シビアアクシデントガイドライン（EPG/SAG）に幅広く基づいている。東京電力本社は、日本の他のBWR電力会社およびBWRメーカー（日立、東芝）と提携し、BWROG EPG/SAGを日本のBWR向けの汎用SAMGに修正している。それぞれの原子力発電所がこれをプラントごとのSAMGに変更する。東芝および日立との提携により、プラント設計者および主要サプライヤーによる確固たる取り組みが保証される。

東京電力本社の職員は、沸騰水型原子炉オーナーズグループ（BWROG）に積極的に参加し、日本の電力会社およびベンダーのコンソーシアムと協力して、2016年末までに最新版のBWROG EPG/SAGを日本の汎用事故管理テンプレートに組み込むことを予定している。

東京電力は、設計基準拡張状態への対応を支援し、深層防護（DID）を拡張するため、プラント改修に多大な投資を行っている。これには、一次格納容器ベントのろ過、広範な外部および内部防潮壁、受動的酸素再結合器、直流電源系統の電気容量の強化などの恒久的な設計改善が含まれる。原子炉、格納容器、使用済燃料プールへの補給水の代替供給を支援するため、広範な携帯機器が調達された。調査団は、DIDを強化することを目的とした上記の対策を良好事例として確認した。

10.3 シビアアクシデント管理の解析支援

発電所のEOP/SOP/AMGは、BWROGおよび日本のBWR電力会社およびBWR設計者（日立、東芝）のコンソーシアムが策定した汎用ガイダンスをもとに策定された。汎用ガイダンスは、EPRIシビアアクシデント管理指針技術基盤報告書、他の公表された解析および報告、各BWR製品ラインの汎用個別プラント評価（IPE）の情報をもとに策定された。

6号機および7号機にレベル1 PSAが実施され、汎用SAMGの策定時に実施される作業を検証するために使用された。レベル1 PSA解析は、MAAP 3bを使用して実施された。MAAP 5を使用して解析を実施する取り組みが進められており、これにより、炉心損傷および放射線輸送の包括的な評価が可能となる。この作業は、2016年にSAGを更新するために使用される。

シビアアクシデント状態を緩和する処置と対策を評価するため、レベル 2 PSA が実施されている。PSA の洞察が事故管理指針に組み入れられ、設計変更の概念段階で情報として前向きに使用される。PSA の結果から、設計拡張状態、特に地震と津波のために実施された改修により、東京電力が CDF を大幅に低減できることが分かった。

発電所の PSA 解析では、格納容器バイパス故障モードが考慮される。解析では、緩和対策、すなわち格納容器の超過圧力を制限する、格納容器雰囲気へ噴射する、格納容器に注水して破損箇所を覆うなどに関する洞察がもたらされる。

現在、レベル 1 火災 PSA が進められている。調査団は、発電所がこの取り組みを完了し、主要な洞察をプラント事故管理指針に反映させるよう推奨する。

PSA 解析の洞察は、AMG にまとめられ、緊急時に TSC の計画チームによって使用される。AMG に含まれる計算支援により、計画チームがプラント状態を迅速に評価することができる。これは、後に運転員の対応の有効性に関するフィードバックを提供するために使用される。調査団は、これらの支援を良好事例として確認した。

10.4 手順書とガイドラインの作成

SAMG 指針 (EOP/SOP) では、原子力圧力容器および一次格納容器を含む、核分裂生成物バリアを制御する手順が規定される。SAMG に規定された現象に基づく対応戦略により、起因事象を診断することなく、原子炉プラントが安全な状態に維持される。リスクまたは確率しきい値が定義され、適切な運転指針を使用して機構的に起こりうる状態に対処して、公衆衛生および安全に対する影響を最小限に抑えるため、あらゆる取り組みが行われている。用意された制御室計装を使用して、SAMG エントリ条件および制御パラメータを直接測定することができる。

EOP では、緊急事態および、炉心を十分に冷却できないと判定されるまでは緊急事態にならない事象に対応するための戦略が規定される。SOP では、炉心を十分に冷却できないと判定された後に適用される戦略が規定される。EOP と SOP は、総合的な手順として相互に機能する。それぞれの EOP は、主要プラントパラメータの制御を通じて、放射線放出の最も重要なバリアの 1 つを保護する。EOP 緊急事態は最上位のガイドラインを拡張するものであり、さらに劣化した状態で個々のパラメータを制御するための詳細な手順を提供する。SOP は EOP をさらに拡張するものであり、シビアアクシデント状態に対応する。

優先事項は、各 EOP/SOP 策定手順に関する基準文書に記載され、予防と緩和の両分野を網羅する。

原子炉圧力容器 (RPV) 管理ガイドラインおよび関連する緊急事態の目的と優先事項は、十分な炉心冷却を維持し、原子炉を停止し、RPV 圧力を安定化させ、必要に応じて冷温停止状態まで RPV を冷却することである。第一の目的は、RPV 水位を回復して有効燃料頂部より高く維持することである。

この目標は、使用可能なすべての注入源を使用し、緊急 RPV 減圧を行うことによって達成される。十分な炉心冷却を保証できない場合、SOP エントリが要求される。

一次格納容器 (PCV) 制御ガイドラインの目的と優先事項は、一次格納容器の完全性を維持し、一次格納容器の機器を保護することである。

SOP の目的と優先事項は、RPV から熱を除去し、炉心デブリを RPV 内にとどめ、一次格

納容器の完全性を維持し、核分裂生成物を格納容器雰囲気から取り除き、炉心とコンクリートの反応を防止するかまたは最小限にとどめ、炉心および炉心デブリを浸水させることである。

発電所は、事故状態における計装の健全性を保証し、最低 1 チャンネルの計装が補強され、すべての主要 RPV および PCV パラメータについて認定され、シビアアクシデント状態で使用できるよう、広範な取り組みを行っている。

調査団は、現行の EOP/SOP が運転体制のみについて指針を提供し、いくつかの異常状態に関する指針が提供されていないことを指摘した。調査団は、発電所が停止運転体制および設計拡張状態における使用済燃料プールでの事故発生まで文書の範囲を拡大することを目的として、これらの文書を更新するよう提唱する。プラントは AOP および津波 AMG に記載された一定の対応指針を策定しているが、この指針を正式に EOP/SOP に組み入れる必要がある。調査団は、発電所が二次格納容器パラメータに指針を追加して EOP/SOP を拡張し、ほう酸水注入系が故障した状態で代替ほう酸注入方法の使用を検討することも提唱する。

10.5 SAMに関連するプラント緊急時の取り決め

発電所は、現場指揮マネジメントシステム（ICS）を使用して編成された技術支援センターを維持している。3 チームの資格を持った TSC 本部要員が配置され、45 人が計画チームに配属されている。最少人員レベルを満たすには 9 人が必要である。チームの手法は、長年にわたる人員配置のストレスに伴う影響を最小限に抑えるよう設計されている。

TSC は、独立したガスタービン発電機（GTG）から電源供給を受ける専用 HVAC 系を備える免震建屋に置かれている。HVAC 系は、TSC を外部環境に対して陽圧に維持する。追加的な放射線遮へいを提供するため、TSC の窓から吊り下げられたエプロンに鉛遮へいが施される。飛来物に対して保護されていないが、TSC の窓は破砕を防ぐため保護被膜で覆われている。

施設、計装、工具、機器、通信システムは、予防保守プログラムと、必要に応じて事後保守プログラムによって保守さえる。

発電所は、たくさんの携帯装置を指定された高所で保管している。複数号機事象への対応は、十分な装置を用意して全 7 号機への同時対応を支援することによって実現される。原子炉、格納容器、使用済燃料プールへの補給水に使用される十分なホースが発電所の全号機に対して用意される。調査団は、発電所が在庫するホースに対して十分な試験プログラムを実施することを推奨する。

電話、衛星電話、携帯電話、マイクロ波通信、光ファイバー回線、無線などの堅牢な通信オプションが提供されている。これにより多様性が提供され、主な緊急事態担当グループが事象発生時に通信を維持することができる。通信システムが強化され、必要に応じてシステムに予備電源を供給するために設備が用意される。事象発生時の情報共有は、プラント状態、緊急時対応、主要な決定に関する最新情報を取り込む共通状況図（COP）Web ベースプラットフォームと共通 CHAT 通信 Web ベースプラットフォームを使用することによって支えられる。これらの通信システムは、EPP エリアで良好事例として確認された。

10.6 手順およびガイドラインの検証と確認

検証と確認に関する期待事項は、運転マニュアル NM-51-5 に規定されている。検証作業で

は、手順書とガイドラインの技術的妥当性と記述の正確性の両方が評価される。

各運転員に、EOP/SOP の変更を検証する機会が設けられる。運転員に変更点のコピーが提供され、運転員「ファミリー」訓練でレビューが行われる。通常、検証のためにシミュレータが使用される。シミュレータは、シビアアクシデント状態をモデル化することができる。OSART 調査団は、これを肯定的なものに見なした。時間応答、危険状態での使用、ストレス状態など、指針の実施に関する演習が使用される。

調査団は、発電所がより正式な検証プログラムの策定を検討し、これによって緊急を要する運転員対応の検証を含め、検証する手順書を使用して運転員を観察する多分野のチームを関与させ、SAM の組織面（特に TSC の評価者と意思決定者の役割）への変更の影響を評価するよう提唱する。

10.7 プラント構成の管理

設計要件、物理構成、プラント文書の一貫性は、主要発電所グループが EOP/SOP/AMG 改訂に参加することによって実現される。プラント改修および使用可能な携帯機器の変更の影響が評価されている。発電部は、図面が更新され、手順書が改訂されるよう、それぞれの改修を独立して追跡する。

シビアアクシデント管理に関する新情報が明らかになると、SAMG を更新するプロセスが実施される。東京電力本社は、外部グループおよび研究機関との主な連絡窓口となる。東京電力は、BWROG 緊急時手順委員会および福島対策委員会に積極的に参加し、福島第一原子力発電所事故の調査および解析に従事する他の多くの科学および技術グループと協力している。

10.8 PSA、PSR、OEFの使用

レベル 1 およびレベル 2 PSA が実施され、シビアアクシデントおよび敷地外放出につながる結果を特定するために使用されている。PSA の洞察が事故管理指針に組み入れられ、設計変更の概念段階で情報として前向きに使用される。これらの洞察から、設計拡張状態、特に地震と津波に関して CDF が大幅に低下することが分かった。

PSA その他の解析が前向きに使用され、設計の概念段階における設計変更の潜在的利益が判定される。例えば、実施された予備解析では、フィルタ通気口、ヨウ素フィルタ、一次格納容器の pH 制御が確立されれば、MCR 運転員および現場対応作業員で線量の大幅な低下が達成されることが判明した。これらの洞察に基づき、ヨウ素フィルタが設置され、MUWC 系を使用して水酸化ナトリウムをサプレッションプールに注入するよう系統が設計されている。

シビアアクシデント管理に関する確認事項の詳細

10.3 シビアアクシデント管理の解析支援

10.3(a) 良好事例：事象対応を支える計算支援の使用

計画チームがプラント状態を迅速に評価し、運転員の対応の有効性に関するフィードバックを運転部門に提供するため、TSC の計画チームが使用する計算支援が開発されている。

以下に例を示す。

- 事故管理ガイドラインには、主な運転員対応のメリットと結果の評価を含む感受性試験の結果が含まれる。
- スクラム時間、現在の RPV 注入速度、RPV 水位、RPV 圧力、PCV 容器の入力情報に基づいて TAF までの時間を計算するソフトウェアツールが作成された。出力は、MAAP に基づくシミュレータモデルで提供されるデータと、提供された比較可能な結果と対照して検証された。
- 現在の温度および水位の入力情報に基づき、SFP 水温上昇の影響を評価するソフトウェアツールが開発された。SFP 冷却を喪失すると、モデルが保安規定限界および沸騰までの時間を計算する。ソフトウェアは、予想される SFP 水位のグラフも提供する。
- PCV をベントすべき時間と放出量を見積もるソフトウェアツールが開発された。ソフトウェアは、RPV 破損前後の H₂ 発生もモデル化する。これは試験され、AMG に組み込まれる。

これらの計算支援により、事故影響をより低減しうる対策の方向性に結びつく重要な事故時パラメータに対し、タイムリーかつ整合性ある評価を TSC が行うことが可能となる。計算支援により得られる時間予測は、取られた措置が意図した目的を達成するかどうかという点において、運転員や TSC の指揮命令系統に対し迅速なフィードバックを可能とする。

10.4 手順書とガイドラインの作成

10.4(1) 課題：事故管理指針および関連する手順書に、停止モードと一部の異常状態が含まれていない。

- シビアアクシデント緩和分野へのエントリ条件では、稼動する原子炉のプラント状態のみを考慮し、停止状態には対処しない。
- 二次格納容器の制御に関する指針は、発電所の異常時運転手順書に規定されている。ただし、二次格納容器パラメータの制御に関する指針は、現在 EOP/SOP には含まれていない。業界標準は、核分裂生成物バリアを制御するものであるため、これを EOP/SOP に組み入れることである。
- SFP 水位の制御に関する指針は、発電所の警報対応手順書および異常時運転手順書に規定されている。さらに、携帯機器を使用して SFP 事象に対応する津波 AMG が作成された。ただし、EOP/SOP は、これらの事故管理戦略を反映するよう改訂されていない。
- EOP と SOP の間で移行する条件は、現在、格納容器雰囲気モニタシステム (CAMS) を使用した炉心損傷の評価に基づいている。RPV 水位の示度は使用できる場合でも含まれない。RPV 水位の使用には、CAMS を使用できない場合に運転員に別のオプションを提供するという追加的なメリットがある。
- EOP には、ほう酸水注入系 (SBLC) を反応度制御の追加オプションとして使用できない場合、原子炉を停止する手段としての代替ほう酸注入に関する規定が含まれていない。

シビアアクシデント後、包括的な EOP/SAG がなければ、プラント職員が適切な指針を持たず複雑なプラント状態および高ストレス状態に置かれ、十分な対応をとることができない可能性がある。

提唱：発電所は、停止運転体制および設計拡張状態における使用済燃料プールでの事故発生まで文書の範囲を拡大することを目的として、EOP/SOP/AMG を更新する必要がある。プラントは AOP および津波 AMG に記載された一定の対応指針を策定しているが、この指針を正式に EOP/SOP に組み入れる必要がある。

IAEA の基準：

NS-G-2.15

2.11. プラント構成に変更があったり、物理現象に関する新しい研究結果が出たりした場合、事故管理指針の意味合いを確認し、必要に応じて、事故管理指針の改訂を行う必要がある。

2.12. シビアアクシデントに付随する不確実性を考慮して、シビアアクシデント管理指針を策定できる物理的に特定可能なあらゆる問題の構造について、シビアアクシデント管理指針を策定する必要がある。シビアアクシデント管理指針は、予想される問題の発生頻度にかかわらず策定する。

2.16. シビアアクシデントは、プラントの停止状態にも発生する可能性がある。シビアアクシデント管理指針では、停止プラント構成および格納容器附帯設備ハッチ開などの大規

模保守による特定の問題を検討する必要がある。事故管理指針では、原子炉容器内、使用済燃料プール内、あるいは貯蔵中の使用済燃料の潜在的損傷を考慮する必要がある。

2.17. シビアアクシデント管理では、すべてのプラント運転モードおよび適切に選択された外部事象（プラントの大部分を損傷する可能性がある火災、洪水、地震、極端な気象条件（強風、極高温、極低温、干ばつなど）など）を網羅する必要がある。シビアアクシデント管理指針では、電源喪失、制御室または開閉器室の喪失、系統機器へのアクセス低下などの外部事象による特定の問題を検討する必要がある。

2.18. 外部事象は、シビアアクシデント管理のための資源の利用可能性にも影響を及ぼす。事故管理指針の策定時には、そのような潜在的影響を考慮する必要がある。

3.111. プラント構成に変更があった場合、EOP、SAMG、事故管理の組織面への影響を確認する必要がある。これらの手順およびガイドラインに影響があることが判明した場合、文書の改訂を行う。

10.6 手順およびガイドラインの検証と確認

10.6(1) 課題：EOP/SOP 変更を実施可能かどうかの確認は、運転員のみによって非公式に実施されている。

- 発電所は、正式な緊急運転員対応プログラムを用意して、解析で特定された緊急を要する運転員対応が手順書で適切に特定され、確認されるよう徹底させていない。
- 確認プログラムに、詳細な確認チェックリストおよび確認方法に関する具体的な要件が含まれていない。
- 確認には、通常、シミュレータで運転員を観察する多分野にわたるチームが関与するが、この発電所では運転員のみによって非公式に実施されていた。
- 確認ではSAMの組織面、特にTSCの評価者と意思決定者の役割を正式に試験していない。

確認プロセスが厳密さを欠くため、運転員と ERO 職員が実際のプラント事象で事故管理指針を実施するときに問題に直面する可能性がある。確認プロセスは、最終使用者が事故管理指針を使用できるかどうかの最終チェックとして役立つ。

提唱：発電所は、緊急を要する運転員対応の確認を含む正式な確認プログラムを策定することを検討すべきである。

IAEA の基準：

SSR-2/2 6.9:

6.9. 運転手順および試験手順を検証して、技術的妥当性に加え、設置された機器および制御システムの使いやすさを保証する。手順の検証および確認を実施して、それらの適用可能性と質を確認し、できる限り、現場での燃料取扱作業の前に実施する。このプロセスは、試験運転段階で継続される。全体的な運転手順についても、検証および確認を実施する。

NS-G-2.15

3.99. すべての手順とガイドラインを検証する必要がある。記述された手順またはガイドラインの正しさを検証し、技術的要素およびヒューマンファクタが適切に組み込まれるよう、検証を実施する必要がある[10]。開発段階でのプラント固有の手順およびガイドラインのレビューは、品質保証規則に従い、この検証プロセスの一部を構成する。さらに、必要に応じて、検証プロセスを拡張するため、独立したレビューを検討する必要がある。

3.100. すべての手順とガイドラインを確認する必要がある。訓練を受けた職員が手順とガイドラインで指定された対応を追跡し、緊急事態を管理できるかどうかを確認する必要がある[10]。

3.101. SAMG を確認するために考えられる方法は、フルスコープシミュレータ（使用可能な場合）、エンジニアリングシミュレータ、またはその他のプラントアナライザツール、あるいは机上の方法を使用することである。最適な方法を選択する必要がある。現場での試験を実施して、機器の使用を確認する。EOP および SAMG の主要部分を適用する必要があるいくつかのごく現実的な（複雑な）状況を説明するシナリオを作成する。シナリオは、現象（事故進行に伴う現象と

復旧作業に伴う現象の両方) の規模と時期の不確かさを含む。

3.102. 手順とガイドラインの確認に関与する職員は、手順とガイドラインを作成した職員であってはならない。

10.8 PSA、PSR、OEFの使用

10.8(a) 良好事例：設計拡張状態のためのプラント設計を拡張するために、前向きに解析を使用している

PSA その他の解析が実施され、設計の概念段階における設計変更の潜在的利益が判定される。

例えば、実施された予備解析では、フィルタ通気口、ヨウ素フィルタ、一次格納容器の pH 制御が確立されれば、MCR 運転員および現場対応作業員で線量の大幅な低下が達成されることが判明した。

これらの洞察に基づき、ヨウ素フィルタが設置され、pH 制御のため MUWC 系を使用して水酸化ナトリウムを一次格納容器に注入するよう系統が設計される。

この前向きな評価により、シビアアクシデント時の発電所内外の被ばくを大幅に改善できることが期待され、緊急時対応を緩和し、被ばく低減することができる。

定義

推奨

推奨とは、評価を受けた活動またはプログラムにおいて、運転上の安全性をどのように改善すべきかについての助言である。推奨は、IAEA 安全規格または実証された良好な国際事例に基づくものであり、明らかにされた問題の症状ではなく、原因を示すものである。最小限の要求を超えて卓越性を目指す、実証された手法を例証することがよくある。推奨は具体的かつ現実的であり、目に見える改善に結びつくよう考えられている。推奨がなされていない場合には、実証された国際事例に相応するパフォーマンスと解釈することができる。

提唱

提唱とは、推奨に関連した追加提案であるか、あるいは関連する背景事情の検討を受けて、独自に成立するものである。提唱は、運転上の安全性の改善に間接的に寄与するものであるが、主に良好なパフォーマンスをさらに効果的なものとし、既存のプログラムに対する有益な拡張事項を示すとともに、現行業務に対して考えられるより優れた選択肢を指摘することを意図している。一般的に、提唱は、発電所の管理層および管理層を支える職員が、パフォーマンスを高めるための方法と手段の検討継続を奨励するように考えられている。

注：ある項目が「提唱」の判断基準を満たすには根拠が不足しているものの、専門家や調査団が言及するのが望ましいと考える場合には、報告書の本文で、該当するテーマについて、「推奨」という表現を用いて説明する場合がある（「調査団は、プラントが～するよう奨励した」など）。

良好事例

良好事例とは、直接的・間接的に運転安全性と持続的な良好パフォーマンスに貢献するパフォーマンス、プログラム、活動、または機器を指す。良好事例は、現在の要件や期待事項を満たしているだけでなく、観察された慣行と比較して明らかに優れている慣行を指す。良好事例は、他の原子力発電所の注目を受けるだけの、十分な優良性と幅広い適用性を備え、また彼らが卓越性を目指すための総合的活動において、検討に値するものである必要がある。良好事例には以下の特徴がある。

- 新規性がある
- 実証済みの利益がある
- 再現可能である（他のプラントで使用できる）
- 問題と相反することがない

「良好事例」の説明においては、当該「良好事例」の特質（例：しっかり実施されている、コスト効果が高い、創造的である、良い成果をもたらしている）が明記されていなければならない。

注：ある項目が「良好事例」の全ての評価基準を満たさなくとも、注目に値する場合がある。この場合、「良好なパフォーマンス」として紹介され、報告書の本文に記載される場合がある。良好なパフォーマンスとは、達成された優れた目標、あるいは運転安全および持続的な良好なパフォーマンスに直接または間接に貢献する優れた技術またはプログラムを

言う。ただし、財務事情や設計の違い、その他の理由で、他の原子力発電所での採用を推奨する必要がない場合もある。

IAEA 参考資料（基準）の一覧

安全基準

- **SF-1;** 基本安全原則（安全原則）
- **GSR Part 1** 政府、法律及び規制の安全に対する枠組み（全般的安全要件）
- **GSR Part 3;** 放射線防護と放射線源の安全：国際基本安全基準、暫定版
- **GSR Part 4;** 施設と活動に対する安全評価（2009年全般的安全要件）
- **GSR Part 5;** 放射性廃棄物の処分前管理（全般的安全要件）
- **SSR-2/1;** 原子力発電所の安全：設計（個別安全要件）
- **SSR-2/2;** 原子力発電所の安全：試運転および運転（個別安全要件）
- **NS-G-1.1;** 原子力発電所の安全上重要な計算機システムのソフトウェア（安全指針）
- **NS-G-2.1;** 原子力発電所の運転における火災安全（安全指針）
- **NS-G-2.2;** 原子力発電所の運転限界、条件と運転手順（安全指針）
- **NS-G-2.3;** 原子力発電所の改造（安全指針）
- **NS-G-2.4;** 原子力発電所の運転組織（安全指針）
- **NS-G-2.5;** 原子力発電所の炉心管理と燃料取扱い（安全指針）
- **NS-G-2.6;** 原子力発電所の保守、サーベランスと供用期間中検査（安全指針）
- **NS-G-2.7;** 原子力発電所運転における放射線防護と放射性廃棄物管理（安全指針）
- **NS-G-2.8;** 原子力発電所職員の採用、資格と訓練（安全指針）
- **NS-G-2.9;** 原子力発電所の試運転（安全指針）
- **NS-G-2.11;** 原子炉等施設で発生した事象から得た経験を反映するシステム（安全指針）
- **NS-G-2.12;** 原子力発電所の経年変化管理（安全指針）
- **NS-G-2.13;** 既設の原子炉等施設に関する耐震安全性の評価（安全指針）
- **NS-G-2.14** 原子力発電所の運転の実施（安全指針）
- **NS-G-2.15;** 原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画（安全指針）
- **SSG-13;** 水冷却原子力発電所の化学プログラム（個別安全指針）
- **SSG-25;** 原子力発電所の定期安全レビュー（個別安全指針）
- **GS-R-2;** 原子力または放射線の緊急事態に対する準備と対応（安全要件）

- **GS-R-3;** 施設と活動のためのマネジメントシステム (安全要件)
- **GS-G-4.1;** 原子力発電所安全解析のフォーマットと内容 (2004 年安全指針)
- **SSG-2;** 原子力発電所の決定論的安全評価 (2009 年個別安全指針)
- **SSG-3;** 原子炉に対するレベル1 PSA の開発と適用 (2010 年個別安全指針)
- **SSG-4;** 原子炉に対するレベル2 PSA の開発と適用 (2010 年個別安全指針)
- **GS-G-2.1;** 原子力または放射線緊急事態の対策の準備 (安全指針)
- **GSG-2;** 原子力または放射線緊急事態に対する準備と対応で使用する判断基準
- **GS-G-3.1;** 施設と活動のためのマネジメントシステムの適用 (安全指針)
- **GS-G-3.5;** 原子力施設に対するマネジメントシステムの適用 (安全指針)
- **RS-G-1.1;** 職業放射線被ばく防護 (安全指針)
- **RS-G-1.2;** 放射性核種の摂取による職業被ばくの評価 (安全指針)
- **RS-G-1.3;** 外部放射線源による職業被ばくの評価 (安全指針)
- **RS-G-1.8;** 放射線防護の目的のための環境及び線源モニタリング (安全指針)
- **SSR-5;** 放射性廃棄物の処分 (個別安全要件)
- **GSG-1** 放射性廃棄物の分類 (2009 年安全指針)
- **WS-G-6.1;** 放射性廃棄物の貯蔵 (安全指針)
- **WS-G-2.5;** 低中レベル放射性廃棄物の処分前管理 (安全指針)

INSAG、安全レポート

- INSAG-4;** 安全文化
- INSAG-10;** 原子力安全の深層防護
- INSAG-12;** 原子力発電所の基本安全原則, 75-INSAG-3 Rev.1
- INSAG-13;** 原子力発電所における運転安全マネジメント
- INSAG-14;** 原子力発電所の運転寿命の安全管理
- INSAG-15;** 安全文化を強化するための主要な実務課題
- INSAG-16;** 原子力安全の研究開発に関する知識、訓練、インフラの維持
- INSAG-17;** 規制意思決定の独立性
- INSAG-18;** 原子力産業の変化の管理：安全に対する影響

- INSAG-19;** 原子力施設の運転寿命期間中における設計完全性の維持
- INSAG-20;** 原子力の課題におけるステークホルダー関与
- INSAG-23;** 運転経験フィードバックに関する国際システムの改善
- INSAG-25;** 総合的なリスク情報を活用した意思決定プロセスの枠組み
- Safety Report Series No.11;** 原子力における安全文化の開発－進展のための実践的提唱
- Safety Report Series No.21;** 職業被ばくの管理における放射線防護の最適化
- Safety Report Series No.48;** プラント固有の緊急時運転手順の作成およびレビュー
- Safety Report Series No. 57;** 原子力発電所の安全な長期運転

その他の IAEA 刊行物

- **IAEA Safety Glossary :** 原子力安全および放射線防護分野で使用される用語 (2007 年版)
- **Services series No.12;** OSART ガイドライン
- **EPR-EXERCISE-2005;** 原子力または放射線緊急事態の事前対策を試験する演習の準備・実施・評価), (IAEA-TECDOC-953 を更新)
- **EPR-METHOD-2003;** 原子力または放射線緊急事態対応策立案法, IAEA-TECDOC-953 を更新
- **EPR-ENATOM-2002;** 緊急通知および補助技術運転マニュアル

作業安全に関する国際労働機関の刊行物

- **ILO-OSH 2001;** 労働安全衛生マネジメントシステムに関するガイドライン (ILO ガイドライン)
- 建設業の安全衛生 (ILO 実施規則)
- 職場での化学物質の使用における安全 (ILO 実施規則)

運転安全評価団のチーム構成

タレン, ピーター氏 – 国際原子力機関

チームリーダー

原子力分野での経験年数：37年

リパー, ミロスラフ氏 – スロバキア共和国

副チームリーダー

原子力分野での経験年数：38年

エバンス, ペーター・ギャレス氏 – 英国

原子力分野での経験年数：27年

レビュー分野：リーダーシップとマネジメント

トス, アレクサンダー氏 – スロバキア共和国

原子力分野での経験年数：29年

レビュー分野：訓練と認定

ヘンダーソン, ニール氏 – 英国

原子力分野での経験年数：40年

レビュー分野：運転

デュハッチ, アレックス氏 – 国際原子力機関

原子力分野での経験年数：34年

レビュー分野：保守および技術支援 – I&C

リシュカ, エルビン氏 – スウェーデン

原子力分野での経験年数：37年

レビュー分野：保守および技術支援 – 機械部品

ビアレ, エマニュエル・レオナルド氏 – フランス

原子力分野での経験年数：25年

レビュー分野：保守および技術支援 – 土木構造物

ザラッカ, ディアン氏 – 国際原子力機関

原子力分野での経験年数：21年

レビュー分野：運転経験

ソビヤルビ, ユッカ氏 – フィンランド

原子力分野での経験年数：20年

レビュー分野：放射線防護

ラフォチュン, ジェフ氏 – 国際原子力機関

原子力分野での経験年数：32年

レビュー分野：緊急時計画と対策

ハーター, ロイ氏 – 米国

原子力分野での経験年数：39年

レビュー分野：シビアアクシデント管理