



**DRAFT TECHNICAL NOTES
OF THE
OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM
(OSART)
MISSION
TO THE
Units 6 and 7 of Kashiwazaki-Kariwa
NUCLEAR POWER PLANT
JAPAN
29 June – 13 July 2015
AND
FOLLOW UP VISIT
31 July – 4 August 2017**

**DIVISION OF NUCLEAR INSTALLATION SAFETY
OPERATIONAL SAFETY REVIEW MISSION
IAEA-NSNI/OSART/183/2015**



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

フォローアップ訪問

2017年7月31日～8月4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

参考訳

(日本語翻訳：東京電力ホールディングス株式会社)

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。

PREAMBLE

This report presents the results of the IAEA Operational Safety Review Team (OSART) review of Units 6 and 7 of Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant, Japan. It includes recommendations for improvements affecting operational safety for consideration by the responsible Japanese authorities and identifies good practices for consideration by other nuclear power plants. Each recommendation, suggestion, and good practice is identified by a unique number to facilitate communication and tracking.

This report also includes the results of the IAEA's OSART follow-up visit which took place 24 months later. The purpose of the follow-up visit was to determine the status of all proposals for improvement, to comment on the appropriateness of the actions taken and to make judgements on the degree of progress achieved.

Any use of or reference to this report that may be made by the competent Japanese organizations is solely their responsibility

前文

本報告書は、日本国柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機の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、提案、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。

本報告書は、24カ月後に実施されたIAEA運転安全調査団（OSART）フォローアップの結果についても記載されている。フォローアップミッションの目的は、改善のための全ての提案の状況を評価し、アクションの妥当性についてコメントし、進捗の度合いを判断することである。

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。

FOREWORD by the Director General

The IAEA Operational Safety Review Team (OSART) programme assists Member States to enhance safe operation of nuclear power plants. Although good design, manufacture and construction are prerequisites, safety also depends on the ability of operating personnel and their conscientiousness in discharging their responsibilities. Through the OSART programme, the IAEA facilitates the exchange of knowledge and experience between team members who are drawn from different Member States, and plant personnel. It is intended that such advice and assistance should be used to enhance nuclear safety in all countries that operate nuclear power plants.

An OSART mission, carried out only at the request of the relevant Member State, is directed towards a review of items essential to operational safety. The mission can be tailored to the particular needs of a plant. A full scope review would cover ten operational areas: leadership and management for safety; training and qualification; operations; maintenance; technical support; operating experience feedback; radiation protection; chemistry; emergency preparedness and response and accident management. Depending on individual needs, the OSART review can be directed to a few areas of special interest or cover the full range of review topics.

Essential features of the work of the OSART team members and their plant counterparts are the comparison of a plant's operational practices with best international practices and the joint search for ways in which operational safety can be enhanced. The IAEA Safety Series documents, including the Safety Standards and the Basic Safety Standards for Radiation Protection, and the expertise of the OSART team members form the bases for the evaluation. The OSART methods involve not only the examination of documents and the interviewing of staff but also reviewing the quality of performance. It is recognized that different approaches are available to an operating organization for achieving its safety objectives. Proposals for further enhancement of operational safety may reflect good practices observed at other nuclear power plants.

An important aspect of the OSART review is the identification of areas that should be improved and the formulation of corresponding proposals. In developing its view, the OSART team discusses its findings with the operating organization and considers additional comments made by plant counterparts. Implementation of any recommendations or suggestions, after consideration by the operating organization and adaptation to particular conditions, is entirely discretionary.

An OSART mission is not a regulatory inspection to determine compliance with national safety requirements nor is it a substitute for an exhaustive assessment of a plant's overall safety status, a requirement normally placed on the respective power plant or utility by the regulatory body. Each review starts with the expectation that the plant meets the safety requirements of the country concerned. An OSART mission attempts neither to evaluate the overall safety of the plant nor to rank its safety performance against that of other plants reviewed. The review represents a “snapshot in time”; at any time after the completion of the mission care

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。包括的な評価は以下の10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、特別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良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案について、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

must be exercised when considering the conclusions drawn since programmes at nuclear power plants are constantly evolving and being enhanced. To infer judgements that were not intended would be a misinterpretation of this report.

The report that follows presents the conclusions of the OSART review, including good practices and proposals for enhanced operational safety, for consideration by the Member State and its competent authorities.

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。

CONTENTS

INTRODUCTION AND MAIN CONCLUSIONS.....	1
1.LEADERSHIP AND MANAGEMENT FOR SAFETY.....	13
2.TRAINING AND QUALIFICATIONS.....	21
3.OPERATIONS.....	37
4.5 MAINTENANCE AND TECHNICAL SUPPORT.....	53
6 OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK FINDING.....	79
7.RADIATION PROTECTION.....	96
8.CHEMISTRY.....	110
9.EMERGENCY PLANNING AND PREPAREDNESS.....	111
10. SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT.....	127
DEFINITIONS.....	148
LIST OF IAEA REFERENCES (BASIS).....	149
TEAM COMPOSITION OF THE OSART MISSION.....	153

目次

1. 安全のためのリーダーシップとマネジメント.....	13
2. 訓練と認定.....	21
3. 運転.....	37
4.5 保守および技術支援.....	53
6 運転経験のフィードバックに関する確認事項.....	79
7. 放射線防護.....	96
8. 化学.....	110
9. 緊急時計画と対策.....	111
10. シビアアクシデント管理.....	127
定義.....	147
IAEA参考資料（基準）の一覧.....	149
OSARTミッションのチーム構成.....	153

※ ページ数は本文と異なります。

INTRODUCTION AND MAIN CONCLUSIONS

INTRODUCTION

At the request of the government of Japan, an IAEA Operational Safety Review Team (OSART) of international experts visited units 6 and 7 of the Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station from 29 June to 13 July 2015. The purpose of the mission was to review operating practices in the areas of Leadership and Management for Safety, Training and Qualification; Operations; Maintenance; Technical Support; Operating Experience; Radiation Protection including Post Accident Sampling; Emergency Planning and Preparedness and Severe Accident Management. In addition, an exchange of technical experience and knowledge took place between the experts and their plant counterparts on how the common goal of excellence in operational safety could be further pursued.

Kashiwazaki-Kariwa nuclear power station is located almost at the centre of Niigata Prefecture between Kashiwazaki City and Kariwa Village on the coast of the Sea of Japan. The site covers an area of around 4.2 million square metres and is encircled by a hilly area of pine forest. Kashiwazaki city, to the south, has a population of approximately 92000 and Kariwa village, to the east, approximately 5000.

There are seven units on the site; all operated by the Tokyo Electric Power Company (Tepco), Units 1 to 5 are 1100 MWe BWR5 Reactors. Unit 1 has a Mark II containment vessel, units 2 to 5 have Mark II advanced containment vessels. Units 6 and 7 are 1356 MWe Advanced BWRs in ABWR containments. Units 1 to 5 were commissioned between 1985 and 1990, Unit 6 entered commercial operation in 1996 and Unit 7 in 1997. In total the site has an installed capacity of 8212 MWe, delivered to the grid system via two 500kV power lines with the possibility of upgrading one of these lines to 1000kV in the future. There are approximately 1100 Tepco personnel on the site and 4500 contractor personnel.

All seven units at the station have been shut down since March 2012. In the period since then the station has been implementing a significant programme of enhancements to the site, the installed plant and management programmes and procedures to enhance the robustness of defences against severe accidents.

The 2015 Kashiwazaki-Kariwa OSART mission was the 183rd in the programme, which began in 1982. The team was composed of experts from Canada, the Czech Republic, Finland, France, Slovakia, Sweden, the United Kingdom and the United States and the collective nuclear power experience of the team was approximately 350 years.

Before the OSART mission, the team studied information provided by the IAEA and the Kashiwazaki-Kariwa station to familiarize themselves with the main features and performance of the station, staff organization and responsibilities and important programmes and procedures. During the mission, the team reviewed many of the station's programmes and procedures in depth, examined indicators of plant performance, witnessed work in progress, the behaviours of workers and management, and held in-depth discussions with workers at the station. In addition the team observed the work done to address issues arising from the 2011 events at Fukushima-Daiichi

Throughout the review, the exchange of information between the OSART experts and Kashiwazaki-Kariwa personnel was very open, professional and productive. Emphasis was placed on assessing the effectiveness of operational safety rather than simply the content of programmes. The conclusions of the OSART team are based on the station's performance

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。

and programmes compared with the IAEA's Safety Standards.

The following report is produced to summarize the findings in the review scope, according to the OSART Guidelines document. The text reflects only those areas where the team considers that a Recommendation, a Suggestion, an Encouragement, a Good Practice or a Good Performance is appropriate. In all other areas of the review scope, where the review did not reveal further safety conclusions at the time of the review, no text is included. This is reflected in the report by the omission of some paragraph numbers where no text is required.

MAIN CONCLUSIONS

The OSART team concluded that the managers of Kashiwazaki-Kariwa power station are committed to improving the operational safety and reliability of their station. The team found good areas of performance, including the following:

- Following the March 2011 accident at Fukushima Daiichi, Kashiwazaki-Kariwa has implemented comprehensive and robust defences against severe accidents, including additional tsunami and internal flood protection measures as well as enhanced installed and mobile back-up electrical power supplies, pumps and heat exchangers;
- The station carries out frequent drills in challenging scenarios to ensure the station personnel are well-prepared to deal with emergencies even under difficult environmental conditions;
- The station has established thorough control of all combustible materials and ignition sources to minimize fire risk.

A number of improvements in operational safety were offered by the team. The most significant proposals include the following:

- Systems to gather operating experience in the different management areas in the station should be integrated and the information collected should be used more proactively to detect and correct low level issues before they become significant, and enable the station to better exchange 'lessons-learned' with the rest of the nuclear industry;
- The existing severe accident management guidance should be enhanced to cover all plant conditions including potential events involving the spent fuel pools;
- The station's emergency plans covering all situations should be more fully integrated and documented in a way that is clear and easy to use.

Kashiwazaki-Kariwa station management expressed a determination to address the areas identified for improvement and indicated a willingness to accept a follow-up visit in about eighteen months.

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、提案、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。

KASHIWAZAKI-KARIWA FOLLOW-UP SELF-ASSESSMENT

Receiving 6 recommendations and 9 suggestions, first of all the Plant Manager and the management conducted a brainstorming to discuss about what did cause them to have such findings, rather than directly thinking conclusions such as action plans, so as to have common understanding about the facts, attitudes, and thoughts related to causes.

As specific countermeasures against individual findings, we are engaged in 7 processes named "Process Seven" for improvement:

- [1] to confirm and understand the facts for findings,
- [2] to look back the situation referencing the IAEA Safety Standards, etc. (criteria),
- [3] to understand gaps,
- [4] to analyze root causes,
- [5] to review countermeasures (to develop action policies),
- [6] to create action plans (5W1H), and
- [7] to firmly conduct PDCA (such as monthly checking).

The Headquarters, as the nuclear power division, feel apologetic deeply for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident, and established a special project system internally to reconstruct its management model, aiming for essential operational improvements, thereby stably engaged in various improvement activities through cooperation between the Headquarters and power stations toward "fostering leadership including MO," "strengthening SAT," "improvement of operator performance," "configuration management," "equipment approval," "introduction of CAP," "utilization of important OE," "throughout implementation of ALARA."

The Nuclear Safety Center Director checks the improvement status for 15 matters stated above monthly as a part of "[7] to firmly conduct PDCA," and if there is any deficiency in standardization or preventive measures, the Director instructs us to take additional measures. The results are as stated below.

○ Eight matters have been completed: 2 recommendations and 6 suggestions

- | | |
|------------|---|
| TQ 2.2(2): | Set acceptance criteria for regular evaluations by MCR (main control room) operators and conduct evaluations based on the criteria. |
| OP 3.1(1): | Establish a more comprehensive guidance on activities related to operations. |
| OP 3.6(1): | Review arrangements related to organization of fire brigades at sites, practical re-training for and guards to special fire brigades at sites, to ensure effective actions for fire warnings. |
| RP 7.3(1): | Implement appropriate structures and practices for contamination control. |
| RP 7.4(1): | Improve systems and practices in accordance with ALARA principles. |

発電所の自己評価

発電所は、6件の推奨事項 (recommendation) と9件の提案事項 (suggestion) を受けたあと、発電所長と発電所幹部は、「直ちにアクションプランなどの結論を考えず、なぜこのような指摘を受けるに至ったのか」についてブレインストーミングを行い、原因に関連する事実や態度、考え方について共通認識を図ることから開始した。

各指摘事項に対する具体的な取り組みとして、

- [1] 指摘事項の事実確認と理解、
- [2] IAEA安全基準等（物差し）への振り返り、
- [3] 足りない物（GAP）の認識、
- [4] 根本原因分析、
- [5] 対策検討（対応方針）、
- [6] アクションプラン（5W1H）、
- [7] PDCAをしっかりと回す（毎月の確認）などの7つのプロセス「プロセス・セブン」を定め改善に取り組んだ。

本社では、原子力部門全体として、福島第一原子力発電所事故を深く反省し、抜本的な業務改善を図るため、マネジメントモデルを再構築すべく、本社に専門のプロジェクト体制を設置し、OSARTからの指摘事項に対しても「MOなどリーダーシップの育成」「SATの強化」「運転員のパフォーマンス向上」「構成管理」「機器認定」「CAPの導入」「重要OEの活用」「ALARAの徹底」など改善に本社と発電所で協力し、確実な改善に取り組んできた。

15件の改善状況は、「⑦PDCAをしっかりと回す」として、原子力安全センター所長が、毎月確認し、標準化や歯止めが不足している場合は追加対策の指示を講じており、下記の通りである。

○完了事項8件：推奨事項2件、提案事項6件

- | | |
|-------------|--|
| TQ 2.2(2) : | MCR（中央制御室）運転職員の定期評価に合否基準を設定・実施する。 |
| OP 3.1(1) : | 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。 |
| OP 3.6(1) : | 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。 |
| RP 7.3(1) : | 汚染管理のための適切な機構と慣行を実施する。 |
| RP 7.4(1) : | ALARAの原則に従い、仕組みおよび慣行を改善する。 |

<p>EPP 9.3(1): Prepare an emergency plan to cover basic agreements and action concepts by major emergency response departments. Complete existing emergency procedures/guides to ensure establishing comprehensive, clear and unified contents.</p> <p>EPP 9.3(2): Restructure and improve TSC (Technical Support Center) based on operational experiences, training, and designs for other similar facilities.</p> <p>SAM 10.6(1): Establish an official confirmation program including checking of operator responses requiring emergency action.</p> <p>○ Four matters to be checked for completion: 2 recommendations, 2 suggestions</p> <p>LAM 1.2(1): Set standards for work safety policies. Clearly communicate risk-compatible standards to the leadership, make them understand and conduct. Report, record, and analyze the trends of near-miss and low-level events.</p> <p>TQ 2.2(1): Adopt the training methods suitable for training to maintain effective training.</p> <p>TQ 2.2(3): Establish an official continued training program based on systematic education/training methods related to maintenance and other technological staff (for radiation protection, chemical and fuel management).</p> <p>SAM 10.4(1): Update EOP/SOP/AMG aiming to expand the document range to include accident occurrence at SFP in shut-down operation systems and DEC. Officially incorporate AOP and tsunami AMG into EOP/SOP.</p> <p>○ Three matters to be completed in the future: 2 recommendations, 1 suggestion</p> <p>MA&TS 4.6(1): Officially approve design authority functions, and establish procedures to enable complete, reliable and important plant design data availability, including long-term saving and storage of detailed design documents through the entire power station operation period.</p> <p>MA&TS 4.10(1): Establish and implement a comprehensive equipment approval program.</p> <p>OEF 6.9(1): Introduce an integrated system to manage all operation experience information, and establish and implement OE program elements related to report, selection, analysis, corrective actions, trend analysis, and effectiveness evaluations.</p> <p>We re-organized the above matters toward the follow-up mission starting in July 31, 2017, and summarized them as "power station responses" stated below.</p> <p>1. Issue analysis</p> <p> 1-1 Identified gaps</p> <p>2. Enhanced Action Plans, Control and Roles and Responsibilities (Corrective Action Plans)</p>	<p>EPP 9.3(1) : 主要緊急時対応部門の基本的取り決めと活動概念を網羅した緊急時計画を用意する。既存緊急時手順・ガイドを完成させ、内容の包括的、明確、統一を徹底する。</p> <p>EPP 9.3(2) : 運転経験、訓練、他の類似施設的设计に基づき、TSC (技術支援センター) レイアウトの再構成および改善をする。</p> <p>SAM 10.6(1) : 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。</p> <p>○完了確認中の事項 4 件 : 推奨事項 2 件、提案事項 2 件</p> <p>LAM 1.2(1) : 作業安全方針の基準設定。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、実施させる。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。</p> <p>TQ 2.2(1) : 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。</p> <p>TQ 2.2(3) : 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。</p> <p>SAM 10.4(1) : 停止運転体制および DEC における SFP 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。AOP および津波 AMG を正式に EOP/SOP に組み入れる。</p> <p>○今後、完了する事項 3 件 : 推奨事項 2 件、提案事項 1 件</p> <p>MA&TS 4.6(1) : 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。</p> <p>MA&TS 4.10(1) : 包括的な機器認定プログラムを確立し、実施する。</p> <p>OEF 6.9(1) : 全運転経験情報を管理する統合システムを導入し、報告、選別、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、実施する。</p> <p>これらについて、2017年7月31日からのフォローアップミッションに向けて次のように再整理し、後述の「発電所の対応」としてとりまとめた。</p> <p>1.分析</p> <p> 1-1 特定されたギャップ</p> <p>2.強化された活動計画、管理及び役割責任 (是正のための活動計画)</p>
--	---

<p>2-1 Action Plans and Control</p> <p>2-2 Roles and responsibilities for action</p> <p>3. The current status of the actions (Progress to date)</p> <p>4. Performance Indicators (Success Indicators)</p> <p>5. Main achievements (Results)</p> <p>6. Sustainability</p> <p>Moreover, we have promoted the improvement as a gift from IAEA-OSART on encouragements.</p> <p>OSART TEAM FOLLOW-UP MAIN CONCLUSIONS</p> <p>The IAEA conducted an OSART follow-up mission to Units 6 and 7 of the TEPCO Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant between 31 July and 4 August 2017. The team consisted of an IAEA Team Leader and Deputy Team Leader plus two members of the original OSART mission from 2015.</p> <p>The team considered the plant's response to the issues identified in the original mission and conducted interviews, reviewed documents and performed field inspections to judge progress.</p> <p>15 issues were identified during the OSART mission in 2015. The team concluded that the plant had resolved 8 of these regarding:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Pass/fail criteria for evaluation of Main Control Room personnel. • Gaps in documentation governing the conduct of operations • Arrangements and practices for contamination control • Arrangements for consistent application of the ALARA principle • Completeness and consistency of the emergency plan arrangements and concepts • Configuration and layout of the Technical Support Centre • Update of emergency operating procedures and accident management guidance to cover all plant states and the spent fuel pools • Enhanced validation of time critical operator actions <p>The team also concluded that the plant had made satisfactory progress to date in the other 7 identified issues. The status of these is briefly described below:</p> <p>1.2(1) The plant has put in place a credible action plan that includes enhancements to standard setting, management oversight and the setting and monitoring of performance indicators. There are several indicators that show favorable trends. However, some of trends do not show improvement and, while adherence was notably better than in 2015, the</p>	<p>2-1 : 活動計画と管理</p> <p>2-2 : 活動の役割と責任</p> <p>3.活動の現在状況 (H29.6 末時点)</p> <p>4.業績評価指標 (成果の指標)</p> <p>5.主な成果 (結果)</p> <p>6.持続性</p> <p>なお、発電所では奨励事項 (encouragement) についても、IAEA-OSART からのギフトとして改善を進めてきた。</p> <p>OSART チームフォローアップの主な結論</p> <p>IAEA は 2017 年 7 月 31 日から 8 月 4 日にかけて、TEPCO 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機に対する OSART フォローアップミッションを行った。チームは、チームリーダー、副チームリーダーの他、2015 年の OSART ミッションに参加していた 2 名のチームメンバーで構成されていた。</p> <p>チームは、2015 年のミッションで特定された課題に対する発電所の対応について検討し、インタビュー、文書レビュー、現場視察を行い、進捗を判断した。</p> <p>2015 年の OSART ミッションでは、15 の課題が特定された。チームは、発電所は以下の 8 つの課題を解決したと結論付けた。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 中央制御室運転員評価の可否基準 • Conduct of Operations を管理する文書におけるギャップ • 汚染管理手法 • ALARA の原則を一貫して実施するための方策 • 緊急時計画における取り決めとコンセプトの完全性と一貫性 • 技術支援センターの構成とレイアウト • 緊急時運転手順書および事故管理ガイダンスを改定し、あらゆる発電所状態と使用済燃料プールを追記 • 緊急を要する運転員の対応のさらなる確認 <p>これに加え、他の 7 つの課題についても発電所では本日までに満足な進捗がみられると結論付けた。これら 7 つの課題の状況について以下に説明する。</p> <p>1.2(1) 発電所は、基本事項、マネジメントオブザベーション、パフォーマンス指標の設定・監視の強化が含まれた信頼性のあるアクションプランを実施している。いくつかの指標は好ましい傾向を示しているものの、改善の傾向が見られないものもある。また、2015 年時と比較すると遵守状況は飛躍的に改善しているものの、チームは軽微な不遵守事例（「階段では手すりを持つ」とする安全上の期待事項違反）を観察した。これらのことから、アクションプラン</p>
--	--

team observed minor non-compliance with the safety expectation on holding the hand rail on stairways. On that basis the team expects the plans will eventually be successful but that more time is needed before the issue can be considered resolved.

2.2(1) The team noted some improvement in the lecture skills of external instructors and use of didactic tools. However although the team believes that the issue will be resolved once the action plan is more fully implemented this requires more time.

2.2(3) The TEPCO Education and Training department was reorganized at the end of 2016 and the resources available have been increased. New training programmes have been developed in some, but not all, areas and new performance indicators have been in place for several months. These changes are expected to lead to resolution of this issue but more time is required.

3.6(1) The plant has implemented an enhanced annual fire drill schedule and improved the coordination of the onsite fire brigades to minimize the waiting time before the offsite fire brigade gains access to the site. However the total time before firefighting teams reach the location of fires is still long. The plant has plans to improve this aspect further which require more time before the issue can be considered resolved

4.6(1) The team noted progress in reconstitution of design basis documentation and associated guidelines and the intent to establish a design authority function at the corporate office. This is in progress but will take some considerable time to complete and for the required training to be delivered. The team also heard that a new engineering centre of about 400 engineers, including about 120 design engineers will be established to implement engineering activities for specific plants and units. The team acknowledged that these plans exceed the original scope of the OSART suggestion and is confident that, once implemented, the issue will be resolved.

4.10(1) The team noted progress in developing a comprehensive equipment qualification programme. Some of the data required to provide qualification evidence is held by the original plant designers and vendors and acquiring this will take time. The plant is at an advanced stage of developing a configuration management and document system, which will integrate the equipment qualification programme in the first half of 2018. Training of TEPCO personnel in the EQ programme has started but still has some way to go. Because these good initiatives have started, but are not yet complete, the team concluded that satisfactory progress has been made to date.

6.9(1) The analysis of the OE issue identified during the OSART revealed a significant number of gaps. Many of these have been addressed but in some areas the expected elements of an effective OE programme have only been started relatively recently. These have yet to mature and achieve the levels of performance expected. One key aspect of the original finding was the lack of integration of OE and corrective action programmes across the site and the company. The planned activities are judged likely to be successful as long as they are pursued rigorously to completion.

は最終的に良い結果をもたらすと期待しているが、課題の完全な解決までにはさらなる時間を要する。

2.2(1) チームは、外部指導員の講習スキルや講習資料の使用に一定の改善が見られると判断した。チームは、アクションプランが今以上に実施されれば課題は解決できるが、それまでにはもっと時間を要すると考えている。

2.2(3) 2016 年末に TEPCO 教育訓練部門を再編成し、人的リソースが増えた。一部の分野（全てではない）において新しい訓練プログラムを策定し、ここ数か月間においては新たなパフォーマンス指標が使用されている。こういった変化がこの課題を解決に導くと期待しているものの、もう少し時間が必要である。

3.6(1) 発電所は以前よりも強化した年次火災訓練スケジュールを実施し、現場消防隊との連携を改善することで、発電所外消防隊の発電所への立ち入りが許されるまでの待ち時間を短縮している。しかしながら、消防隊が火災現場に到着するまでに要する合計時間は、依然として長い。発電所はこの点をさらに改善していく予定である。従って、課題が完全に解決したとみなされるまでにはもう少し時間を要する。

4.6(1) チームは、設計基準文書および関連ガイドラインの作成、ならびに本社に設計権限機能を設置するとする取り組みに進捗がみられると判断した。これは現在も進行中で、完了や必要な訓練の実施には長い時間を要する。また、400 名の技術者（設計エンジニア 120 名を含む）からなるエンジニアセンターを新たに設立し、特定のプラントやユニットに対しエンジニアリング活動を実施する予定であるとのことであった。このような計画は OSART の提案の意図を大幅に超えたものであるが、完了できれば、この課題は必ず解決されるとチームは確信している。

4.10(1) チームは、包括的機器認定プログラムの策定に進捗がみられると判断した。認定のエビデンスとして必要なデータの一部は大元のプラント設計者やベンダーが所有しており、入手には時間を要する。発電所では、構成管理・文書システム構築がかなり進んでいる。2018 年上半期には、これに機器認定プログラムを統合する予定である。TEPCO 職員への EQ プログラムに関する訓練が始まったが、まだ途中である。優れた取り組みが開始されたものの、まだ完了していないため、チームは「本日までに満足な進捗がみられる」と結論付けた。

6.9(1) OE に関する課題分析を行った、多くのギャップが明らかになった。その多くについては対処されているが、効果的な OE プログラムといった一部の分野についての取り組みは、比較的最近開始された。これらは未完了であるが、完了すれば期待されるパフォーマンスレベルを達成することができる。最初に特定された重要な点の 1 つは、発電所と本社を超えて OE と是正措置プログラムを統合できないことであった。予定されている活動の完了に厳格に取り組めば、これを実現できると判断した。

フォローアップミッションに際し、発電所職員ならびに本社職員からの支援は素晴らしかった。寛容さと協力的な姿

The team received excellent support from the site and corporate personnel during the follow up mission. Their openness and cooperation is gratefully acknowledged.

勢にとっても感謝している。

1. LEADERSHIP AND MANAGEMENT FOR SAFETY

1.1 ORGANISATION AND ADMINISTRATION DEVELOPMENT

The station has a robust set of management documents which clearly specify the responsibility for safety, senior managers' responsibilities and accountability including interactions with the corporate organisation.

The Nuclear Power Division Management Guidelines document clearly defines policies of the station and in section 6 also defines 23 'Ideal State of process' each having its own improvement plan. The Station is encouraged to continue the focus on these improvement plans ensuring there are clear 'Who, What and When' criteria.

1.2 STRUCTURES AND FUNCTION OF THE OPERATING ORGANISATION

The station has an industrial safety programme including leadership coaching in the field.

However some industrial safety rules, procedures and instructions are not always commensurate with the risk and adherence in the field is not always consistent.

During field observations, workers displayed inconsistent use of personnel protective equipment and inconsistent understanding of station industrial safety rules.

Low level behaviour events and near misses are not systematically recorded and so cannot be trended. The team made a recommendation in this area.

During the mission, the team observed behaviours of station staff in comparison with the safety culture attributes promoted in the IAEA Safety Standards. The team identified a number of facts related to strengths and weaknesses that could assist management efforts regarding safety culture at Kashiwazaki Kariwa.

With respect to the strengths, the team recognized the following:

- The station staff were highly cooperative and reacted very positively when the team discussed possible improvements;
- Station material conditions and housekeeping are very good despite very intensive on-going reconstruction and safety enhancement work;
- The station staff use systematic self-checking tools during all work activities.

However, some other features indicate that additional efforts could result in further improvement of safety culture. For example:

- Industrial safety concerns are present in the field but are not consistently being recorded or addressed;
- Management expectations in the area of industrial safety are not always adhered to, especially by contractors.

Leadership in the field and low level reporting and trending need improvement so that declining performance is detected and corrected before becoming more significant.

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。

DETAILED LEADERSHIP AND MANAGEMENT FOR SAFETY FINDINGS

1.2 STRUCTURE AND FUNCTION OF THE OPERATING ORGANISATION.

1.2(1) Issue: Some industrial safety rules, procedures and instructions are not always commensurate with the risk and adherence in the field is not always consistent; measurement and trending of industrial safety behaviours in the field is not fully effective.

During the plant tour the team observed the following:

- On one occasion workers working at height were wearing harnesses but were not immediately clipped on;
- On another occasion a worker was wearing a harness and performing work involving a risk of slipping/falling (cement mixer chute) but was not secured;
- Several workers in the field carrying out manual work were not wearing protective gloves;
- Some members of station staff wore cotton gloves, some did not and when questioned gave inconsistent explanation of the rules;
- Staff observed not adhering to the 'hold the hand rail' policy;
- Worker observed using a heavy hammer with another worker in the vicinity.

The team also noted that low-level behavioral events and near misses are not systematically recorded and so cannot be trended.

Without clearly understood industrial safety standards and expectations, commensurate with the risks and their reinforcement in the field, the risk of an industrial safety event will increase.

Recommendation: The plant should ensure industrial safety policy standards, commensurate with the risks, are clearly communicated and understood and then enforced by leadership in the field. Near misses and low level events should be reported, recorded and trended

IAEA Basis:

Requirement 23

5.26. The non-radiation-related safety programme shall include arrangements for the planning, implementation, monitoring and review of the relevant preventive and protective measures, and it shall be integrated with the nuclear and radiation safety programme. All personnel, suppliers, contractors and visitors (where appropriate) shall be trained and shall possess the necessary knowledge of the non-radiation-related safety programme and its interface with the nuclear and radiation safety programme, and shall comply with its safety rules and practices. The operating organization shall provide support, guidance and assistance for plant personnel in the area of non-radiation-related hazards.

Plant Response/Action:

1. Issue Analysis

At the power station, there were guidelines in the industrial safety basic rules (Uniform Expectations), which do not conform to risks, and communication to contractors was insufficient. As a result, it found out that compliance with the rules was not satisfied.

Near-miss and low-level events were observed at MO and instructions on improvement were

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。

プラントの対応:

1.課題の分析

発電所は、作業安全ルールの中にリスクに釣り合っていない基準があり、協力企業への伝達も不十分であったため、結果として、ルールの遵守が達成できていない状況が確認された。

また、MOにおいて、ニアミスおよび低レベル事象が観察され都度改善指示を行っているが、体

given as needed. However, these were not utilized effectively due to lack of systematic records and trend analysis.

We understand that major causes that lead to IAEA OSART recommendations are; lack of consciousness to workers and insufficient consideration to save each other, insufficient technical skill to reduce risk, and lack of communication skill to coach all TEPCO employees and contractors on the importance to follow industrial safety basic rules.

TEPCO developed action plans for improvement and many actions are in progress.

1-1 Identified gaps

- There are guidelines in the industrial safety basic rules (Uniform Expectations), which do not conform to risks.
- A safety belt must be used as a rule, however, using a safety belt hook is not specified for work activities at elevated locations.
- Standard safety equipment to wear in work fields of the power station is unclear.
- A rule to hold handrails when going down stairs is not specified.
- Guidelines in conformance to risks are not shared sufficiently with contractors. As a consequence, compliance to rules is not achieved. Since the method to confirm the status of compliance is insufficient, workers fails to understand even the ambiguity of the rules in itself besides insufficient level of understanding.
- Since low-level actions and near-miss events are not recorded in a systematic manner, it is impossible to perform trend analysis, and low-level actions and near-miss events are not effectively utilized.

2. Enhanced action plan, management and roles and responsibilities (corrective action plans)

2-1 Action Plans and Control

- "Nuclear Division Disaster Prevention Basic Manual" was issued on April 2016. This manual clarifies responsibilities and authorities in regards to safety management. The manual also defines basic operating procedure in the Nuclear Division. In addition to this, Safety measure specifications was formally placed as attachment of this manual in May 2017. Before this, Safety measure specifications was simply given to contractors as part of contract materials to explain industrial safety basic rules that all contractors has to follow. Safety management section at HQ is responsible for the maintenance and revision of Safety measure specifications.
- Some of the contents described in Safety Measure Specifications simply are only to follow regulatory requirement. In order to further supplement/enhance description in Safety Measure Specifications, the site developed Uniform Expectations with more detailed description on industrial safety.
- Main contractors and TEPCO site managers improve their relationship as partners. Enhance communication and information sharing opportunities between them to better understand safety related activities within contractors. It will also help find good practices and share with other contractors.
- To monitor how safety basic rules are followed by workers by Management Observations.
- To collect and analyze observation reports such as non-conformance to basic rules, small

系的な記録や傾向分析は実施していないため、効果的な活用ができていない。

IAEA OSART の推奨事項に関する主な原因は、「職場の仲間や協働作業者に対する思いやりやお互いを守る意識の醸成が不足している」、「リスクを排除するための技術力が不足している」、「作業安全基本ルール等の遵守について、当社社員及び協力企業作業員の末端まで浸透させる対話力(指導力)が不足している」、と認識している。

後述する通り、これらの課題に対するアクションプランを策定し、順次取り組んでいるところである。

1-1 ギャップの特定

- 作業安全ルールの中に次のようなリスクに釣り合っていない基準がある。
 - 安全帯を必ず装備するルールになっているが、高所作業では必ず安全帯フックを掛けることを定めていない。
 - 発電所の作業現場で身に着ける標準的な安全装備品が明確化されていない。
 - 階段を降りる際の手すりを持つルールが明確化されていない。
- リスクに釣り合った基準を協力企業と十分に共有できておらず、結果として、ルールの遵守が達成できていない。また、ルール遵守状況を確認する手法が不十分のため、作業員のルール理解度だけでなく、ルール自体の曖昧さも把握できていない。
- 低レベル行動事象およびニアミスを体系的に記録していないため、傾向分析ができず、低レベル行動事象およびニアミスを有効に活用していない。

2. 強化された活動計画、管理及び役割責任（是正のための活動計画）

2-1 活動計画と管理

- 「原子力部門 災害防止基本マニュアル」を制定（2016年4月1日）し、安全管理に関する責任と権限を明確にすると共に、原子力部門における基本的な運用ルールを明確にする。また、請負工事等において当社が受注者に対して遵守すべき作業安全ルールとして提示している安全対策仕様書を、本マニュアルの付属文書として位置付け（2017年5月1日改訂完了）、安全対策仕様書の改訂・維持管理は本社の安全管理担当箇所が行うこととする。
- 安全対策仕様書においては、法令等に基づいた要求事項に止まっているものもある。発電所においては、安全対策仕様書の要求事項を補足・補完するものとして、より詳細な作業安全ルールを統一実施事項として定めている。統一実施事項の改訂・維持管理は、発電所社員（安全管理箇所、工事主管箇所）および元請企業職員で構成される安全管理作業会にて実施し、元請企業代表者は協力企業社員や現場作業員へ周知・伝達等を実施する。
- 元請企業と発電所管理職がパートナーとなり、情報交換や対話を通じ、各社の安全活動状況を把握すると共に、良好事例等については水平展開を図る。
- 作業安全基本ルールの遵守状況をMO活動にて確認する。
- MOで確認された基本ルールの不遵守事項、気付き事項、良好事例等を記録・集約し、傾向

findings, good practices during MO. Analysis result is utilized when setting priorities on corrective actions.

2-2 Roles and responsibilities of actions

The Disaster Protection Safety Group at HQ is responsible for revising the industrial safety rules (Safety measure specifications). The group is also responsible for developing and implementing safety enhancement activities based on CNO's safety directives. It is also responsible for oversight and improvement of safety-related activities.

Site is responsible for revising industrial safety basic rules (Uniform Expectations). Also, implementation of safety enhancement activities based on SVP's safety directives. In addition, it is responsible for the evaluation and improvement of safety-related activities at site.

A safety management working group, consisting of power station staff and employees of contractors, revises Uniform Expectations. Once the document is revised, representatives of main contractors announces the revision to contractor employees and field workers.

3. The current status of the actions

(1) "Nuclear Division Disaster Prevention Basic manual" and "Safety measure specifications"

Safety Management section at HQ has primary responsibility on the maintenance and revision of Safety Measure Specifications. Prior to a revision, Maintenance division and main contractors are asked for comments via site counterpart.

Following countermeasures were added as OE in the revision of Safety Measure Specifications in May 2017:

- Measures to prevent reoccurrence of fatal disaster of a worker who were pinched by vacuum track at 1F site.
- Measures to prevent reoccurrence of extension cord fire as OE from nuclear industry.
- Measures to prevent reoccurrence of collapse of a crane at Kansai Mihama NPP

(2) Site industrial safety basic rules (Uniform Expectations)

revision in Feb. 2016

The power station clarified a scope of applying the industrial safety rules as well as numerical figures to establish more easy-to-understand rules for field workers. Examples of revised rules are listed below:

- Ensure to hook a safety belt hook on a safe place for work activities to be performed at elevated locations with the height of 2m or higher.
- Standard safety equipment to wear in work fields of the power station has been specified (helmet, working clothe, protection glasses, earplugs, gloves, safety belt, safety shoes, light).
- Ensure to hold handrails when going down stairs.

On-site communication

In an attempt to make power station staff and corporate representatives of major contractors understand the revised industrial safety rules, the power station held 4 briefing sessions on those industrial safety rules. Following these, each major

analysis is implemented. The results are used as key strategies for the power station and are implemented as corrective activities.

2-2 活動の役割と責任

本社は、原子力部門共通の作業安全基本ルール（安全対策仕様書）の改訂・維持管理。原子力・立地本部長が定める安全方針に基づく安全施策の策定・展開、及びこれらの安全活動の確認・改善に関する責任を有する。

発電所は、発電所が策定する作業安全基本ルール（統一実施事項）の改訂・維持管理、発電所長が定める安全方針に基づく安全施策の策定・展開、及び発電所における安全活動の確認・改善に関する責任を有する。

なお、発電所における作業安全基本ルール（統一実施事項）の改訂・維持管理は、発電所社員および元請企業職員で構成される安全管理作業会にて実施しており、元請企業代表者は、協力企業社員や現場作業員へのルール伝達に関する責任を有する。

3. 活動の現在の状況

(1) 「原子力部門 災害防止基本マニュアル」、「安全対策仕様書」

安全対策仕様書の改訂手続きは本社の安全管理担当箇所が実施するが、発電所は事前調整として、当社工事主管箇所および元請企業各社に対して改訂内容に関する意見照会等を実施する。

2017年5月の改訂内容は下記の通り。

- 福島第一で発生したバキュームカー挟まれ死亡災害の対策を追加。
- 他電力で発生した延長コードによるケーブル火災の対策を追加。
- 関西電力美浜原子力発電所で発生したクレーン倒壊事故の対策を追加。

(2) 発電所の作業安全基本ルール（統一実施事項）

2016年2月の改訂

作業安全ルールの適用範囲や数値等の明確化、および現場作業員が理解しやすいルールへの見直し等を実施した。具体的なルール改訂例は下記の通り

- 2m以上の高所で作業を行う場合は、必ず安全な場所に安全帯フックを掛ける。
- 発電所の作業現場で身に着ける標準的な安全装備品を定めた（ヘルメット、作業服、保護メガネ、耳栓、手袋、安全帯、安全靴、ライト）。
- 階段を降りる際は手すりを持つ。

発電所内への周知活動

発電所は、発電所社員および元請企業代表者に改訂した作業安全ルールを理解させるため、作業安全ルールの説明会を4回開催した。また、各元請企業は、各社の工事担当者に作業安全ルールの改訂内容を理解させるための説明会を開催した。

contractor held briefing sessions on the revised industrial safety rules for those engaged in construction works to make them understand those rules.

During those sessions, the power station and each major contractor recorded attendees to make sure that all station staff and workers could take the session.

Review of industrial safety rules

Disaster Safety Group reviews industrial safety rules every once a year to maintain effectiveness of the rules. During the review in 2017, points below were amended and revised as June 2017 version:

- Revision on the usage of safety belt (the rule was revised to help easy understanding for station staff, contractors and field workers)
- Clarification of rules during heavy lift work: when workers has to evacuate from under lifted weight.

(3) Understanding major contractor's safety enhancement activities and lateral spread

Representatives of major contractors and TEPCO site managers are working together as partners. They are collaborating each other to enhance communication and information sharing opportunities. This activities provide opportunities to communicate TEPCO's expectations to major contractors. This also gives opportunities for TEPCO to monitor and coach contractor's safety enhancement activities. In addition, if good practices are identified, it is shared with other contractors so that overall site performance improves.

(4) MO based on industrial safety basic rules

The executives at the power station and corporate representatives from major contractors conducts MO to identify gaps with the industrial safety rules.

If any gaps are identified, they need to interview to the field workers to understand root cause as well as provide coaching to the workers.

(5) MO result record collection, trend analysis and corrective actions

MO result record collection

Coordinators of various kinds of walk down (plant walk down by a special committee, MO by maintenance managers, "Verify" activities) has to collect records on nonconformance to rules, findings and good practices that are identified during MO.

Trend analysis

A new trend analysis scheme was introduced in January 2016 to analyze MO summary, which categorizes MO results using basic actions listed below:

- findings related to reducing human errors (categories: appropriate usage of tools and work areas, communication, finger pointing etc.)
- findings related to securing work space (categories: appropriate usage of instrument/tools/ safety equipment, appropriate entry restriction to specific areas, appropriate safety actions during work, measures to prevent drops etc.)
- findings related to improving work quality (categories: FME, work procedure check etc.)

その際、発電所および各元請企業は、発電所社員および作業員への説明漏れがないよう、説明会参加者の管理を実施した。

作業安全ルールのレビュー

防災安全Gは、作業安全ルールを有効なものに維持するため、1年に1回レビューする。2017年レビューでは、以下のルール見直しを行い、2017/6に改訂した。

- 安全帯に関わる改訂（発電所職員、協力企業社員や現場作業員がより理解しやすいルールへ見直し）
- 玉掛作業時における吊り荷下部の作業員待避基準の明確化

(3) 元請企業の安全活動の把握と良好事例の水平展開

発電所は、元請企業と発電所管理職がパートナーとなり、情報交換や対話を通じてコミュニケーション強化を目的にカウンターパート活動を実施している。

この活動の中で、発電所は、元請企業へ当社の期待事項を伝えるとともに、各社の安全活動の実施状況を確認・指導する。あわせて、各元請企業から良好事例を抽出・水平展開により、発電所のパフォーマンス向上に繋げていく。

(4) 作業安全基本ルールを指標としたMO活動

発電所幹部および元請企業代表者は、MOにおいて、作業安全基本ルールとのギャップを観察する。

発電所幹部および元請企業代表者は、MOにおいて作業安全基本ルールとのギャップが確認された場合、作業員に対して聞取り等を行い、原因を探ると共に、本人へ気づきを与える。

(5) MO結果の記録・集約、傾向分析、是正活動

MO結果の記録・集約

各種パトロール（安推協パトロール、保全部管理者MO、Verify活動）の事務局に対して、MOで確認されたルール不遵守事項、気づき事項、良好事項等を記録・報告するよう指示している。

傾向分析

各種パトロールから報告されたMO結果を、以下に示す基本動作毎に分類したMO集約表に整理し、傾向分析する仕組みを2016/1から開始している。

- ヒューマンエラー低減全般（分類：作業エリア・道工具の適切管理、コミュニケーション、指差呼称、etc）
- 作業安全確保（分類：適切な機器・工具・安全装備品の使用、区画・立入制限等の適切な実施、作業中の安全対策の確実な履行、落下防止対策の実施、etc）
- 作業品質向上（分類：異物混入防止対策、作業手順の確認、etc）

In 2017, TEPCO Nuclear Division issued Fundamentals which also include industrial safety fundamentals. MO database system was developed afterwards and now MO result can be reported via this system with easy link to Fundamentals. This enables easy trend analysis and categorization of near-miss or small events based on Fundamentals starting from April 2017.

Corrective actions

MO analysis result is reported every month to safety promoting committee. Weakness identified are shared with station personnel and contractors and cautions are given to avoid reoccurrence of such event.

Those frequently observed weakness is picked up as priorities to be observed during MO next month (started from Sept. 2016)

4. PI

- revision of industrial safety rules, review of the rules : once per year
- Trend analysis of low-level events and near-miss events identified during MOs: once per month
- Industrial safety events: None per year

5. Main achievements

In February 2016, the power station revised the industrial safety rules to be conforming to risks. In addition, review on rules continued and revision was made again in June 2017.

If a gap from the guidelines is identified, the executives at the power station and corporate representatives ask questions to workers through MO to make them understand and implement rules by raising awareness.

Trend analysis results through MO show similar noncompliance items associated with near-miss and low-level events continue. Because of that, correction measures are continuously taken by asking questions to workers to make them understand the rules under the framework that MO by Safety promotion council's patrol checks points-of-focus and gives instructions.

At the power station, the number of zero-accident days (excluding near events) exceeds consecutive 800 days as a result of above activities, and still continues.

A rate of using handrails among power station staff and employees of contractors when going down stairs is maintained at 98% or higher, indicating that the rule of using handrails when moving down stairs has been established.

6. Sustainability

The power station has specified the framework on revising rules as follows to maintain the industrial safety rules effective.

- Method to ask for opinions from parties concerned
- Communicate details on revised rules

The power station has defined a patrol management manual in which the power station executives participate, and also specified the following framework.

- Trend analysis on near-miss and low-level events based on MO results

その後、原子力部門は、2017年、原子力部門ファンダメンタルズを制定し、MO結果をファンダメンタルズに基づく「MOデータベース」システムへ登録する運用を開始した。これに伴い、MOで確認された低レベル事象およびニアミスファンダメンタルズで分類し、傾向分析する運用を2017/4から開始している。

是正活動

毎月の安全推進協議会においてMO分析結果について報告しており、指摘の多い不遵守事項を発電所および協力企業で共有すると共に、同様な不遵守事項が発生しないように発電所社員および協力企業作業員に対して注意喚起を実施している。

指摘の多い不遵守事項に関しては、翌月の安推協パトロールの重点項目に挙げ、MOによって重点確認する仕組みを2016/9から開始している。

4. 業績評価指標

- 作業安全ルールの改定。作業安全ルールのレビュー（1回/年）
- MOで確認された低レベル事象およびニアミスの傾向分析（1回/月）
- 人身災害件数（不休災害除く）0件/年

5. 主な成果

発電所は、作業安全ルールをリスクに釣り合った基準に見直し、2016/2改訂した。また、継続してルールのレビューを行い、2017/6にも改訂を行った。

発電所幹部および企業代表者は、基準とのギャップが確認された場合、MOで作業員へ疑問を問いかけ、本人に気づきを与えることで、ルールを理解させ、実行させている。

MOで確認された低レベル事象およびニアミスの傾向分析を毎月実施している。このMOの傾向分析結果からは、「不適切な安全装備品の使用」「作業中の安全対策の不履行」「不十分な安全通路」など、類似の不遵守事項が継続している状況が確認されている。このため、安推協パトロールのMOで重点確認、指導する仕組みの中で、作業員へ疑問を問いかけ、ルールを理解させ、是正を継続している。

発電所では、上記の取り組みの成果として、不休を除く連続無災害日数が800日を超え、現在も継続している。

また、発電所職員および協力企業作業員の階段下り時の手すり使用率は、98%以上を維持し、階段下り時の手すり使用ルールが定着している。

6. 持続性

発電所は、作業安全ルールを有効なものに維持するため、以下のルール改訂に関する仕組みを定めた。

- 関係者からの意見募集方法
- ルール改訂内容の伝達

発電所は、発電所幹部および企業代表者が参加するパトロールの運用要領を定め、以下の仕組

- Framework to check point-of-focus by MO in light of above trend analysis results

IAEA comments:

This issue was analysed in meetings over a period of 2-3 months, primarily at management level, with the view that the level of analysis and discussion was equivalent in rigour to a formal root cause analysis. As well as identifying the cause these meetings created a corrective action plan. These were then shared with the safety management working group to agree the specific, lower level actions. In exploring the reasons why the issue existed, no single primary cause had been conclusively identified. However one view expressed was that the plant had not previously emphasised safety sufficiently strongly. Insufficient training was also seen as a contributory factor.

Arising from the analysis the main components of the corrective action plan are:

- Improved pre-job briefing and risk management
- Enhanced management observations involving the safety promotion council, heads of contractor companies, senior plant management, TEPCO general managers.
- Creation of a fundamentals document, issued to all plant staff, describing expectations regarding leadership, cross-functional issues and individual accountabilities
- Enhanced trending of injuries as well as near misses and low-level events.
- Changes to industrial safety rules to eliminate inconsistencies, poor alignment of risks and requirements and to bring these together into a single source document

The changes to the safety rules include:

- Introduction of 'Fundamentals' booklet for all station staff
- Caution descending stairs (hold the handrail)
- Clearer guidance on when to use specific items of personal protective equipment (commensurate with the risk)
- Caution using rotating hand tools
- Bring all safety rules together in a single document

These changes were communicated to all plant staff over 4 briefing sessions.

Since the main OSART mission a comprehensive Management Observation programme has been initiated with each general manager now carrying out between 2 and 4 observations every month. The results of the observations are categorized according to underlying issue (for example: industrial safety,

みを定めた。

- MO結果に基づくニアミスおよび低レベル事象の傾向分析の実施
- 上記傾向分析を踏まえたMO重点確認する仕組み

IAEAからのコメント:

この課題については、2～3か月かけて主に幹部レベル会議で分析が行われた。分析や話し合いは、公式な根本原因分析と同じレベルの厳格さで行われた。会議では、原因を特定するだけでなく、是正措置の策定も行われた。これらは安全関連作業会で共有され、具体的な活動内容やより細分化した活動に対する合意を得た。この課題の原因を追究したが、第一の原因を特定することはできなかった。しかしながら、示された見解の1つに、発電所がこれまでに安全を強く強調してこなかったことが挙げられた。また、訓練が十分でないことも寄与要因の1つと考えられた。

分析に基づき策定された是正措置の主な内容を以下に記す。

- プレジョブブリーフィングとリスク管理を改善する。
- マネジメントオブザベーションの強化—マネジメントオブザベーションに安全推進協議会、協力企業リーダー、発電所幹部、TEPCO部長も参加する。
- ファンダメンタルズに関する文書を作成し、発電所の全職員に配布する。この文書には、リーダーシップ、部門横断的課題、個人の責任に関する期待事項が記されている。
- 傷病やニアミス、低レベル事象の傾向分析を強化する。
- 作業安全ルールを変更し、矛盾、リスクと見合っていない箇所、要件を削除し、ルールを1つにまとめて単一のソース文書とする。

安全ルールの変更には以下が含まれる。

- 発電所の全職員に「ファンダメンタルズ」冊子を配布
- 階段を下りる際の注意（「手すりを持つ」方針）
- 特定の個人防護具を使用するケースに関するより明確なガイダンス（リスクに見合った個人防護具）
- 手持ち回転工具の使用に関する注意
- 全ての安全ルールを1つの文書にまとめる

4度のブリーフィングセッションを通じ、これらの変更を発電所の全職員に周知した。

OSARTメインミッション以降、包括的なマネジメントオブザベーションプログラムの運用が開始され、現在、各部長が毎月2～4回の観察を行っている。観察の結果は、根本的な課題に従って分類している（例：作業安全、保守作業の品質、安全機器の適切な使用、作業区域の適切な区分け）。当直運転チームの上級メンバーとのディスカッションを行

quality of maintenance work, proper use of safety equipment, proper demarcation of work areas). In discussions with a senior member of a shift operations crew the value of these observations in reinforcing expectations was acknowledged as an improvement

The plant employs an independent external expert to review and provide feedback regarding industrial safety at the monthly plant-wide Safety Review Meeting

The plant now has enhanced monitoring of trends for lost time injuries, accident numbers and frequency rates, fire hazards etc. Some of these have been further divided, for example into underlying causes such as procedural adherence, workplace safety and human error. Counterparts acknowledged that despite the enhanced management attention these issues are still recurring. This was confirmed by metrics on the occurrences of such issues which do not yet show any discernible change in the rate of incidence.

In the area of industrial safety, the station high level indicator is the number of days since the last lost time accident. At the start of the follow up mission this number was over 800 days, in other words there have been no LTAs since before the start of the previous OSART mission in mid-2015. Another favourable trend is that for Accident Frequency Rate, which has improved from 1.0 per million working hours in 2015, to 0.65 in 2016 and (at the time of the follow up mission) to 0.43.

A safety initiative to improve compliance with the 'hold the handrail' policy however does show sustained improvement in compliance over a two year period, though some minor non-compliances were noted by the team during the follow up visit.

The actions that have been initiated but not yet fully implemented and that will sustain improved performance in this area are:

- Programmed, enhanced Management Observations by all senior plant managers, contractor senior managers and station general managers
- Revisions to safety rules to add clarity and bring these all together in a single consistent document
- Plant-wide safety review meetings attended by the site superintendent and managers.
-

Conclusion: Satisfactory progress to date

った結果、観察を通じて期待事項の周知徹底がなされており、改善が認められる。

発電所は独立した外部専門家を雇用して作業安全に関するレビューを受け、毎月の発電所安全レビュー会議においてフィードバックを得ている。

発電所は現在、休業災害、事故件数およびその頻度、火災ハザード等の傾向の監視を強化している。このうちのいくつかについては、根本原因（例：手順書遵守、作業場の安全、ヒューマンエラー）などに細分化している。カウンターパートは、幹部の注意が強化されたものの、これらの問題が依然として再発していることを認識している。これは、問題発生に関するメトリクスで確認されているものの、発生率に有意な変化は見られていない。

作業安全分野において、発電所の連続無災害日数は非常に優れている。フォローアップミッション開始時の連続無災害日数は800日超であった。言い換えると、前回（2015年半ば）のOSARTミッション開始前から、LTAが1件も発生していないということである。もう1つの優れた傾向として、事故発生率がある。これは、2015年には100万作業時間あたり1件であったが、2016年には100万作業時間あたり0.65に、フォローアップミッション時には100万作業時間あたり0.43まで向上している。

「手すりを持つ」方針の遵守を向上させるための安全イニシアチブが行われており、過去2年間、継続して向上がみられる。しかしながら、今回のフォローアップミッション中、チームはいくつかの軽微な不遵守事例を特定した。

継続的なパフォーマンス向上に貢献する事項（アクションは既に開始されたが、全面的な運用実施には至っていない）

- 発電所の幹部、協力企業幹部、発電所の部長の全員による体系的かつさらに強力なマネジメントオブザベーションを実施している。
- 安全ルールを改訂して内容をより明確なものとしたことに加え、全てのルールを1つの文書にまとめた。
- 発電所長や幹部も出席する発電所全体での安全レビュー会議を実施している。

結論：本日までに満足な進捗がみられる。

2. TRAINING AND QUALIFICATIONS

2.2 QUALIFICATION AND TRAINING OF PERSONNEL

The station line departments' managers and leaders are involved in the training process for their subordinates. A good understanding of ownership of training programs and materials was demonstrated by operations and maintenance group managers during interviews.

Regular meetings about Training for station line departments are conducted. Training needs for line personnel and other relevant training topics are discussed during these meetings. There is a regular monthly meeting of Operations Group Managers with all available Shift Supervisors, which also covers communication regarding training policy and training goals. There is an expectation for line managers to regularly observe training activities for their personnel. However, this expectation is not fully followed as expected. The team encourage the station to continue and enhance training observations.

NI-20-guide 3 'Education and Training Programme Development and Evaluation Guideline for Technical Staff Members in Nuclear Power Department', is a document that describes the use of the Systematic Approach to training (SAT) methodology. SAT is used as standard for operations personnel. Expected outputs from SAT phases, such as task lists, Difficulty-Importance-Frequency (DIF) analyses, learning objectives, training materials, examination tests, etc. are available.

Well-structured initial and continuing training programmes are in place for operational personnel and initial training programmes for maintenance and other technical staff. There is detailed and comprehensive planning of operational personnel continuing training broken down to individual level. It contains all expected topics such as operating experience, station performance issues, station modifications, procedure modifications. In the event of station modifications the training for operation staff contains the purpose, construction, operational rules, interlocks, and other details for modified equipment. However, continuing training programmes for maintenance and other technical staff are not formally established and the team suggested an improvement in this area.

The team observed a well-conducted simulator evaluation session of main control room operators at the site simulator. After the session, a detailed post-briefing was held, good feed-back was provided to the operator and an open and interactive discussion was held between evaluator and operator. Based on results of a yearly evaluation, trainees who achieve lower level results receive specific training on the relevant topics; and are then evaluated again. This approach maintains the knowledge and skills level of operational staff. However, the team suggested the station consider the development and implementation of pass/fail criteria for this evaluation.

Team coordination training, known as Family simulator training, is provided to the whole of each shift crew. Additional individual simulator training is provided to shift crew members. This covers normal, abnormal, emergency and severe accident scenarios. Since 2015, the total number of simulator training days has been increased by 50% in order to maintain team skills and good communication within the team. Good use of supervisory techniques, communication skills, including three-way communication and self-checking tools during a simulator training session on emergency operating procedures were observed by the team.

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案する。

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合否基準を設定し、実施することを検討するよう提案する。

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。

Site-specific induction training is provided to all contractors before issuing the site entrance badge. Additional general safety, nuclear safety, radiation protection and site-specific classroom training is conducted for contractors' team leaders and plant personnel. However, according to the currently implemented training schedule, some contractor's team leaders do not have the opportunity to receive any station representative expectations during the whole period of training. The on-the-job-training (OJT), which includes training of station personnel in coaching, is used during initial training for newly hired personnel as well as for further enhancement of personnel skills. The OJT instructors receive classroom training for trainers; however they are not given the opportunity to practice the lecturer's skills during these lessons. In some cases, it is pure text-book training. The team observed several classroom training events and recommended an improvement in this area.

The radiation protection classroom at the contractor's training facility is well equipped with various clothing, shoes, masks, gloves and other personal protective equipment typically used in the Radiation Controlled Area (RCA). The station has a very well equipped maintenance training facility with a large number of models, mock-ups, Instrumentation & Control and Electrical workshops, visual posters and well equipped classrooms. The station site simulator is capable of simulating normal, abnormal, emergency and severe accident conditions up to 3000oC fuel temperature. These training facilities provide an excellent opportunity for hands-on training of station personnel. The team observed several training sessions in these facilities and recognised this as a good performance.

Classroom training on emergency response is provided to all station personnel during induction training. An e-learning module on accident management is also provided to all station personnel. Emergency drills of the emergency response organisation (ERO) are conducted on a monthly basis. The station has made a significant commitment to using training to improve performance and ensure a high state of readiness in response to design extension conditions. The team identify this as a good practice.

There is a formally established programme to maintain and update instructor's technical skills by conducting field walk-downs and observations. However, due to the prolonged station shut-down the instructors currently do not see added value in conducting such field tours, and neither field tours nor walk-downs are conducted by instructors. The team encourages the station to continue with this program for instructors.

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。

DETAILED TRAINING AND QUALIFICATION FINDINGS

2.2 QUALIFICATION AND TRAINING OF PERSONNEL

2.2(a) Good Practice: The station has made a significant commitment to using training to improve performance and ensure a high state of readiness in response to design extension conditions.

- The simulator used for U6/U7 training has been modified to model severe accident conditions. This enhances operator and ERO training;
- Operators and selected ERO personnel receive specific training on how to deal with the physical and mental stress that could occur during an extended large scale event such as experienced at Fukushima Daiichi. This includes understanding how the body reacts to stress and specific actions that can be taken to manage the stress. To enhance this training, role plays are conducted in which stress is introduced, heart rate and blood flow are monitored to show personnel how the body responds;
- Training for restoration team members on the use of portable equipment includes working in harsh environmental conditions and this is practiced in the field:
 - Radiation – wearing full face respirators, tungsten impregnated body shielding, and protective clothing and rubber gloves/boots;
 - Low light levels / night – practicing in the dark using portable lights;
 - Bad weather – practicing using rain suits, cold weather gear;
- Practical drills are arranged weekly and about 70 persons from TEPCO’s Radiation Safety Department participate. The drills include emergency sampling, management of Alarming Pocket Dosimeters (APDs) during an emergency, set up of the movable radiation monitoring stations, contamination control for the Technical Support Centre and Main Control Room (MCR) during the emergencies and movable Whole Body (WB)-counting devices, among others;
- To supplement maintenance personnel qualified to operate emergency equipment, the station has requested 100 employees to become licensed to operate heavy machinery and be trained for debris removal following an emergency coincident with a natural disaster. The goal is to minimize the vulnerability of this key emergency capability to personnel losses and still maintain an effective capability to deploy and operate critical emergency equipment. This is a good example of the cross-functional training implemented by the station to improve its resilience to disasters.

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、タンゲ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) Issue: Current training methods do not ensure that classroom training is effective.

The team observed several classroom training sessions during the review: legally required contractors` team leader training, nuclear and station site-specific contractors` team leader training and Radiation Protection training.

The team observed the following facts:

- There was limited or no interaction between the instructor and the trainees during the observed training sessions;
- During the legally required classroom training:
 - no didactic tools were used (no pictures, photos, videos etc);
 - the lesson was limited to the instructor reading from the textbook with only a few examples oral or additional information provided;
 - Several participants were completely inattentive about 15 minutes after the start of the lesson.

Not using appropriate classroom training methods can lower the attention of trainees and, as a result, decrease the effectiveness of the training session and the ability of qualified workers to perform safety related activities.

Recommendation: The station should implement appropriate training methods for classroom training in order to ensure the effectiveness of classroom sessions.

IAEA Basis:

SSR -2/2

4.23. All training positions shall be held by adequately qualified and experienced persons, who provide the requisite technical knowledge and skills and have credibility with the trainees. Instructors shall be technically competent in their assigned areas of responsibility, shall have the necessary instructional skills and shall also be familiar with routines and work practices at the workplace. Qualification requirements shall be established for the training instructors.

NS-G-2.8

4.15 (a) The classroom is the most frequently adopted training setting. Classroom training time should be carefully controlled and structured to achieve the training objectives in a timely and efficient manner. Its effectiveness should be enhanced by the use of appropriate training methods such as lectures, discussions, role playing, critiquing and briefing. Training aids and materials such as written materials, transparencies, audio and video based materials, computer based systems, plant scale models and part-task simulators should be used to support classroom instruction where necessary.

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。

Plant Response/Action:

1. Analysis

Safety education for new employees at power stations and radiation protection education, which is security education based on the laws and regulations, have been provided by Nuclear Business Association based on the request of TEPCO, and the following is carried out to make workshops effective:

- Preparation of the common textbooks and documents that have been reviewed by the concerned parties.
- Establishment of the requirements for lecturers.

This time, we analyzed the direct causes of not being able to ensure the effectiveness of workshops as the initiating event, and the following results were obtained:

- Regarding training materials, the appropriateness of the content was reviewed, however, there was a lack of effort to convey the content so that readers can understand it easily.
- Although the requirements for lecturers were set, documents regarding the lecturer's basic skills, instruction methods and the expectations for them were not created, and there was no instruction to do so, either. (TEPCO was little involved in it, and depended on the skills of individuals.)

2. Action plans for corrections

2-1. Activity Plan

- We will create "useful hints for lecturers" that include the uniform methods for workshops and instructions as well as the expectations that lecturers should be aware of.
- We will give briefing sessions for lecturers to help them understand that.
- We will evaluate the effectiveness by observing training from the viewpoint of checking the degree of understanding.

2-2. Roles and responsibilities of actions

- Kashiwazaki kariwa Human Resource Development Group, Nuclear Human Resource Development Center

3. Current activity status

- The expectations that lecturers should be aware of, such as the uniform method for workshops and instructions, were put together as "useful hints for lecturers" based on the plan. In developing the document, we used the internal textbook for developing instructors, etc. as a reference, and checked the necessary requirements. (December 2015)
- Briefing sessions were held for the lecturers (two sessions: December 2015 and January 2016), where they were briefed on the expectations, and gained understanding of the matter.

[Specific details]

- Lectures should be delivered with Q & A sessions for the participants.
- Structure based on a document that is easy to understand with the use of diagrams and pictures, etc.

発電所の対応

1. 分析

法令に基づく保安教育である入所時安全教育や放射線防護教育は、当社の依頼に基づき、企業協議会が主催しており、講習を有効なものとするため、

- 関係者でレビューされた共通のテキスト・資料を準備
- 講師の要件を設定し実施していた。

今回、講習の有効性を保証できていない、ことを起因事象として直接原因分析を行ったところ、次の通りの結果を得た。

- 研修教材は、内容の適切性についてレビューしていたものの、その内容をわかりやすく伝えるための工夫に欠けていた
- 講師は要件設定していたものの、講師の基本的なスキル、指導方法や期待事項を取り纏めたものがなく、かつ指導もしていなかった（当社の関与も薄く、個人のスキルに依存していた）

2. 是正のための活動計画

2-1 活動計画

- 講師が心掛けるべき統一的な講習・指導方法や期待事項を取り纏めた“講師の心得”を作成する。
- 対象となる講師に対し説明会を実施し、理解させる。
- 理解度を確認する観点から、訓練観察を実施し、有効性を評価する。

2-2 活動の役割と責任

- 原子力人財育成センター柏崎刈羽人財育成G

3. 現在の活動状況

- 計画に基づき、講師が心掛けるべき統一的な講習・指導方法などの期待事項を、“講師の心得”として取り纏めた。取りまとめに当たっては、社内の指導員養成テキスト等を参考にし、必要な要件を確認しながら行った（2015年12月）。
- 対象となる講師に対し説明会を実施（2015年12月、2016年1月の2回）し、期待事項について説明し、理解を得ることができた。

[具体内容]

- 受講生への質疑応答を用いて講義を進める
- 図・写真等を用いた、わかり易い資料構成

- Previous cases and experiences should be included in the document.
- Varied lecture program to maintain the interest of the participants.
- Lesson plan design changed to include second column that includes “instructor and presentation notes” to guide and assist instructors to improve and standardize presentation.
- After that, we observed the training for lecturers (about 20 times) and evaluated the effectiveness. (January 2016 through April 1017) providing direct feedback and coaching to the instructional staff.
- As the fundamentals were organized for education training in January 2017, we are going to make comparison with the details to check the consistency in future. We are currently reviewing the performance of internal lecturers as well, and in future, we are going to incorporate the know-how into the continuing instructor training for the internal and external lecturers.

4. Performance evaluation indicators

During training observation (twice a month), we will set performance indicators for lecturers and evaluate them.

5. Main achievements

So far, training observation was carried out about 20 times, and the result showed that the performance of lecturers have been improved as below:

[Examples of specific actions]

- Lecturers ask questions to participants as necessary.
- Lecturers deliver lectures that include the previous cases and the experiences (O.E.).
- Lecturers pay attention to the speed of talking and the volume of voice, and modulate their voices for effect to put the significance to important topics.
- In the safety education for new employees, lecturers use the actual items in the lecture, such as the registration card for the entry to premises or paging devices.

We will continue making improvements based on the result of training observation.

6. Sustainability

In order to make the rules for the instructions for new lecturers and training observation, we are going to reflect them into the manual of Nuclear Business Association.

This issue should be implemented through the discussion on lecturer’s requirements. Therefore, we will organize them at "Lecture CRC (Curriculum Review Conference) of Nuclear Human Resource Development Center. Instructor Training Program is being developed based on IAEA TECDOC 1392, “Development of instructors for nuclear power plant personnel training”

IAEA Comments:

- 過去の事例や経験を資料に盛り込む
- 受講生が興味を持つようにメリハリ等をつけた講義進行
- レッスンプランの設計を変更して「インストラクターおよびプレゼンノート」を含んだ第2項を組み込みインストラクターによる標準プレゼン改善を支援・補佐できるようにした。
- その後、講師に対する訓練観察（約 20 回実施）を実施し、有効性の評価を行った。（2016年1月～2017年4月）
-
- 2017年1月、教育訓練のファンダメンタルズを整備したことから、今後はその内容と比較し、整合性を確認する予定。また、現在社内講師の認定について見直しを進めており、そして将来において内外部の講師の為に、継続的な講師トレーニングにノウハウを組み込む予定である。

4. 業績評価指標

訓練観察（月2回）において、講師のパフォーマンス指標を設定し、評価する。

5. 主な成果

これまで約20回の訓練観察を実施し、その結果、下記のように講師のパフォーマンスが改善されていることを確認した。

【具体的な行動例】

- 講師は、受講生に対し適宜、問いかけを行っている。
- 講師は、過去の事例や経験を盛り込んで講義を行っている。
- 講師は、話すスピードや声の大きさに注意をはらい、重要な事項はメリハリをつけて意識付けを行っている。
- 入所時安全教育では、構内入構登録証やページング装置等、現物を用いて講義を行っている。

なお、訓練観察の結果からは、次の点については継続して改善していく。

6. 持続性

新たな講師に対する指導や訓練観察をルール化すべく、企業協議会の運用マニュアルへ反映する。

なお、本件は、講師要件の議論に組み込んで実施していくべきことから、原子力人材育成センターにおける“講師CRC（カリキュラムレビュー会議）”の中で整理していく。講師訓練プログラムは、IAEA TECDOC 1392「原子力発電所訓練のための講師養成」に基づいている。

IAEA からのコメント：

The team reviewed the analysis conducted and the action plan prepared for this issue by the plant. The team concluded that the plant understood the issue correctly and anticipates that the action plan resolve this issue when fully implemented.

The plant is following the established action plan and schedule. The team noted satisfactory progress in improving the lecture skills of external instructors organized by Nuclear Business Association (NBA) and internal plant instructors. The team observed a part of classroom training related to the radiation protection area. The external instructor showed very good lecture skills, used short videos, and real examples of APDs and protective equipment to demonstrate the training topics. Although further improvements are possible, in general, the results of regular classroom training observations conducted by the plant management show improvements in the quality of instructors performance.

A new feedback form on quality of classroom training was introduced in July 2017 as part of success indicators in this area. Instructors and their performance during classroom training are evaluated and scored in 10 areas, average score acceptance criterion was set.

For sustainability of this solution the plant has prepared an update of the National Business Association Manual. Further improvements of lecturer's skills of internal and external instructors are being considered.

Conclusion: Satisfactory progress to date.

チームは、発電所がこの課題について行った分析と策定したアクションプランをレビューした。発電所はこの課題を正しく理解しており、アクションプランを全て実施できれば、この課題を解決できると思われる。

発電所は策定したアクションプランとスケジュールに従っている。チームは、企業協議会（NBA）の外部指導員および所内指導員の講習スキルの改善に満足な進捗がみられると判断した。チームは放射線防護に関する講習の一部を観察した。外部指導員の講習スキルは素晴らしく、短いビデオや APD、防護具の現物を使用して説明していた。さらなる改善の余地はあるものの、発電所幹部による定期的な講習観察の効果もあり、指導員のパフォーマンスの質は全般的に改善している。

2017年7月、この点における成果指標の1つとして、講習の品質に関する新たなフィードバックフォームが導入された。指導員および指導員の講習パフォーマンスを10の分野ごとに評価・スコア付けする。平均許容スコア基準も設定した。

この解決策を持続可能なものとするため、発電所は企業協議会マニュアルの改定に向けた取り組みを行っている。内外指導員の講習スキルのさらなる向上も検討されている。

結論：本日までに満足な進捗がみられる。

2.2(2) Issue: Pass/fail criteria have not been established or used to evaluate periodic training performance of MCR operators

Although yearly knowledge evaluations are conducted of all operational personnel as well as simulator evaluations of MCR personnel, the team observed the following facts:

- Although MCR personnel are graded no pass/fail criteria are set for periodical evaluation sessions of operators;
- BWR Training Facility (BTC: the independent education and training organization for the station), has pass/fail criteria set for initial authorisation of operators;
- BTC has criteria for the periodic simulator evaluation sessions; however these criteria are used only to specify retraining for operators;
- The station site simulator has criteria for periodical evaluation sessions. The criteria and the results of the evaluation are used for individual's retraining specification;
- There are criteria set for knowledge evaluations for operator positions. Retraining is specified for each operator based on individual evaluation results.

Without pass/fail criteria established or the rigorous and effective use of pass/fail criteria, the station may not take the appropriate actions to manage individuals with unacceptable performance.

Suggestion: The station should consider developing and implementation of pass/failure criteria for periodic evaluations of MCR operations personnel.

IAEA Basis:

NS-G-2.8

3.1 Competence may be developed through education, experience and formal training. For specific safety related functions, several competence criteria may need to be satisfied, ...

3.7 The competence of each individual should be assessed against established requirements before that individual is assigned to a position. The competence of all individuals should be fully assessed periodically by various means while they perform the duties allocated to their position; the assessment should also cover the actual individual performance in the workplace. The requirements should be established in such a way as to ensure that the competences are appropriate to the tasks and activities to be performed.

4.24 In initial and continuing training, trainees should be evaluated by means of written, oral and practical examinations or by discussions of the key knowledge, skills and tasks required for performing their jobs.

7.10 In the assessment of an individual's competence as a basis for an authorization, documented and approved criteria should be used. These criteria should include, but are not limited to, the following areas:

- Knowledge of the established safety rules and regulations as appropriate for the job;
- Technical, social, administrative and management knowledge and skills as appropriate for the job;
- Required education, training and experience;
- Measurements of job performance.

In addition, medical fitness for duty should be required.

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。

提案: 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るべきである。

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。

Plant Response/Action:

1. Analysis

In order to continually improve the person who was confirmed of having the required knowledge and skills as reactor operators, the following is required in the IAEA guidelines:

- Before assigning an individual to the position, the capability of the individual should be evaluated in light of the requirements established.
- The capabilities of all individuals should be fully evaluated on a regular basis while each one plays its duties assigned to each position.
- In evaluating the individual's capability, criteria that have been documented and approved should be used.

At TEPCO, as criteria to detect the fact that the person's knowledge and skills required for reactor operators have weakened, the percentage of correct answers was set as 80% in the in-house test to check the degree of understanding on continuing training. However, in the test to check the completion of continuing training by the BWR Operator Training Center Corporation (hereinafter referred to as BTC), the percentage of correct answers was set as 60%, which was the same as that of the time of initial accreditation.

Under the scheme, those who were below these criteria were supposed to be given the follow-up (re-training) as well as the re-evaluation within the fiscal year, while continuing their operation work. However, we did not set criteria that can be used to stop them from continuing the operation work in the event that they lacked the required knowledge and skills as operators.

1-1 Gaps identified

Gaps identified this time was that there are no decision criteria that can be used to stop continuing operating work for the periodic evaluation of individuals in continuing training.

2. Action plans for corrections

2-1 Activity Plan

We will set criteria that can be used to detect the lack of knowledge and skills required as reactor operators for continuing training. (Within FY 2015)

2-2. Roles and responsibilities of actions

Operation Development Group, Kashiwazaki kariwa Human Resource Development Group, Nuclear Human Resource Development Center

3. Current activity status

Based on the above, as the criteria to detect the lack of knowledge and skills required for reactor operators, the percentage of correct answers was set at 60% in the same way as that of the time of initial accreditation for each position at BTC, and the operation

発電所の対応

1. 分析

原子炉運転員として必要な知識・技能を有していることを確認された者を継続的に確保するために、IAEAのガイドラインでは、下記が求められている。

- 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こと
- 全ての個人の能力は、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、定期的に十分に評価すること
- 個人の能力評価では、文書化され承認された基準を使用すること
-

当社においては、原子炉運転員として必要な知識・技能が低下したことを検出するための基準として、社内で実施する継続訓練の評価結果では正答率80%を、(株)BWR運転訓練センター（以下、BTC）で実施する継続訓練の評価結果では初期認定時と同じ正答率60%を設けていた。

これらの基準を下回った者に対しては、運転業務を継続しながら、その年度内にフォロー（再訓練）及び再評価する仕組みとしていたが、運転員として必要な知識・技能が不足した場合に、運転業務を継続させない基準を設けていなかった。

1-1 特定されたギャップ

今回確認されたギャップは、個人の継続訓練における定期的な評価の際に、運転業務を継続する為の判断基準が定められていないことである。

2. 是正のための活動計画

2-1 活動計画

社内及びBTCの継続訓練において原子炉運転員として必要な知識・技能が不足したことを検出するための基準を設定する。(2015年度中)

2-2 活動の役割と責任

原子力人財育成センター 運転育成G、柏崎刈羽人財育成G

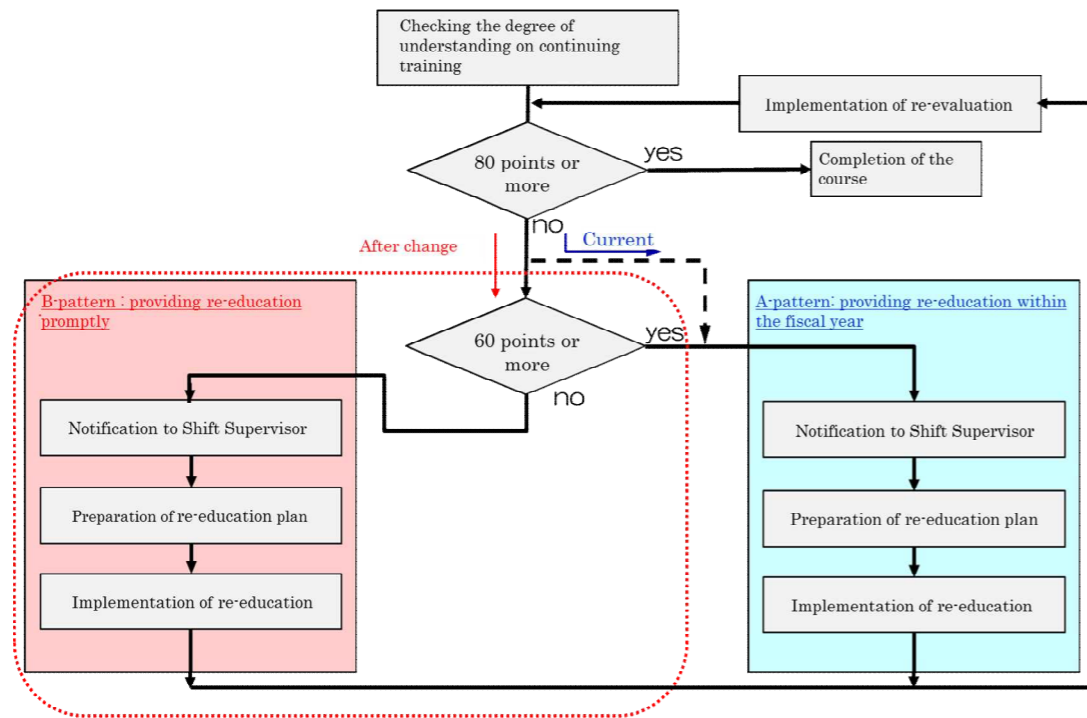
3. 現在の活動状況

上記を踏まえ、原子炉運転員として必要な知識・技能が不足したことを検出するための基準として、社内及びBTCの継続訓練ともにBTCにおける各職位の初期認定時と同等の正答率60%

was started in February 2016.

To be specific, in the test during continuing training, those who were below the percentage of correct answers of 60% should be removed from the assignment of operating work temporarily, and will be given the follow-up (re-training) as well as re-evaluation with the priority. Upon confirming that their results of re-evaluation exceeded the percentage of correct answer of 80%, they will be allowed to be returned to the operating work. This system was reflected in the education and training guide for operators at the nuclear power station in April 2017.

< Flow of the decisions on re-education and responses to the implementation >



4. Performance evaluation indicators

Monitoring the number of individuals who could not achieve the percentage of correct answers in times before and after the introduction of the criteria

5. Main achievements

In addition to the system of detecting the weakening of knowledge and skills required for reactor operators, the system of detecting the lack of knowledge and skills required was introduced. Regarding those below the percentage of correct answers of 80%, the ratios between the times before and after the introduction of the criteria were compared and the results are as follows: After introduction, in both cases, the number was below that of the time before the introduction of the system, and since no one was below the 60%, we believe that it was effective to set the decision criteria for continuing operating work.

Ratio of those who have not achieved the percentage of correct answers of 80%

- In-house continuing training

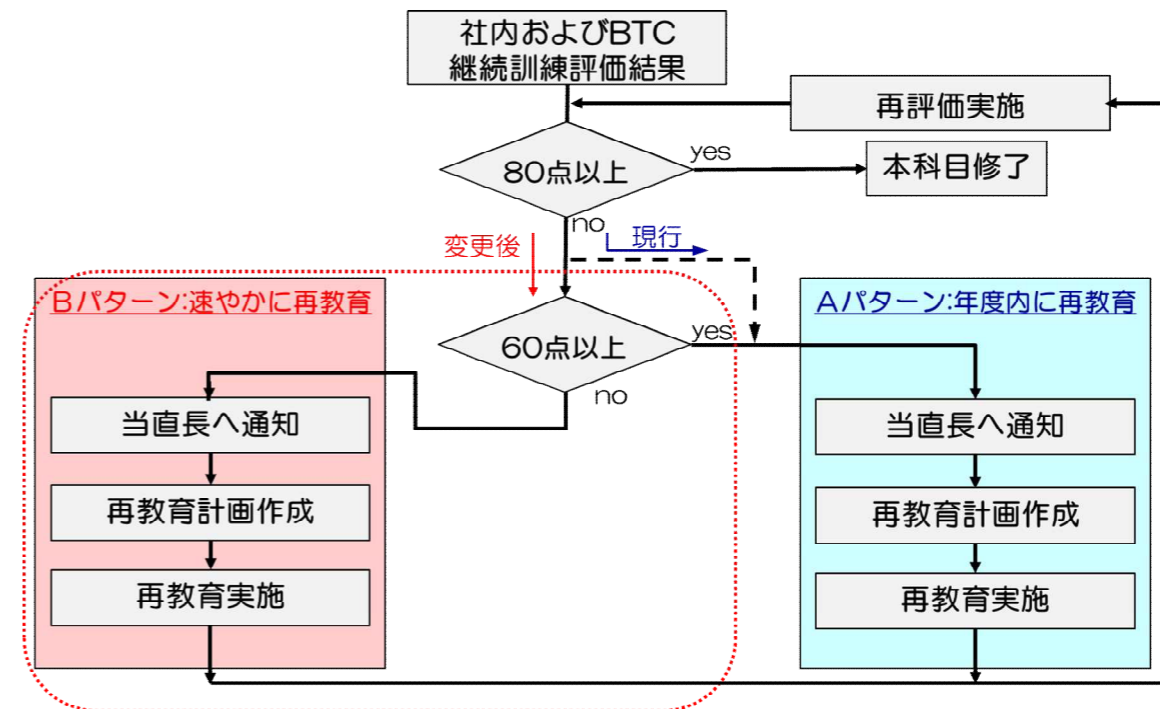
Before introduction: 13.2% (Result of FY 2014: 39 persons out of 295 persons)

After introduction: 3.1% (Result of FY 2016: 9 persons out of 287 persons)

に設定し、2016年2月から運用を開始した。

具体的には、社内及びBTCの継続訓練時の試験で正答率60%を下回った者は、一時的に運転業務から外れ、フォロー（再訓練）及び再評価を優先的に実施し、再評価結果が正答率80%を上回ったことを確認した後に、運転業務に復帰させる仕組みとし、2017年4月に原子力発電所運転員の教育・訓練ガイドに反映した。

< 再教育の判断・実施対応フロー >



4. 業績評価指標

本基準導入前後の正答率未達者人数の監視

5. 主な成果

原子炉運転員として必要な知識・技能が低下していることを検出する仕組みに加えて、必要な知識・技能が不足していることを検出する仕組みを導入することにより、本基準導入前後で正答率80%を下回る者の割合を比較した結果は以下の通り。いずれも導入後は導入前を下回り、かつ60%を下回る者もなかったことから、運転業務を継続するための判断基準を設けたことによる効果が得られたと考えられる。

正答率80%未達者の割合

- 社内実施する継続訓練
 導入前：13.2%（2014年度実績：295名中39名）
 導入後：3.1%（2016年度実績：287名中9名）

- BTC continuing training
Before introduction: 13.3% (Result of FY 2014: 2 persons out of 15 persons)
After introduction: 2.9% (Result of FY 2016: 1 person out of 34 persons)

Ratio of those who have not achieved the percentage of correct answers of 60%

- In-house continuing training
Before introduction: 0.3% (Result of FY 2014: 1 person out of 295 persons)
After introduction: 0.0% (Result of FY 2016: 0 persons out of 287 persons)
- BTC continuing training
Before introduction: 0.0% (Result of FY 2014: 0 persons out of 15 persons)
After introduction: 0.0% (Result of FY 2016: 0 persons out of 34 persons)

6. Sustainability

- We will continue monitoring the number of individuals who have not achieved the percentage of correct answers for the times before and after the introduction of the criteria
- The number introduced this time as decision criteria, 60%, is low compared to the value set overseas (80%). Thus, we will study if our number is appropriate as decision criteria, and reassess the criteria which defined in OP training guideline if needed.

IAEA Comments:

The team reviewed the analysis of this issue and the corrective action plan prepared. The issue was correctly understood and addressed by the plant and education and training department management.

All activities was already been completed as planned. Pass/fail process was implemented and the related Education and Training Manual for Nuclear Power Station Operators (NH-20-30) was updated in February 2016. More specific pass/fail criteria were defined in the Education and Training Guide for Nuclear Power Station Operators issued in April 2017.

Detailed monitoring of periodic training performance of MCR operators is performed as a success indicator in this area. Based on results over the last 18 months the results show improved performance of all plant operators – licensed operators as well as auxiliary field operators. The level of operator’s motivation to reach excellence was also improved.

For sustainability of this solution the plant is ready to further improvements, consideration is also being given to possibility to re-evaluate (increase) the pass/fail criterion currently set.

Conclusion: Issue resolved.

- B T C で実施する継続訓練
導入前： 1 3 . 3 % (2 0 1 4 年度実績： 1 5 名中 2 名)
導入後： 2 . 9 % (2 0 1 6 年度実績： 3 4 名中 1 名)

正答率 6 0 % 未達者の割合

- 社内で実施する継続訓練
導入前： 0 . 3 % (2 0 1 4 年度実績： 2 9 5 名中 1 名)
導入後： 0 . 0 % (2 0 1 6 年度実績： 2 8 7 名中 0 名)
- B T C で実施する継続訓練
導入前： 0 . 0 % (2 0 1 4 年度実績： 1 5 名中 0 名)
導入後： 0 . 0 % (2 0 1 6 年度実績： 3 4 名中 0 名)

6. 持続性

- 本基準導入前後の正答率未達者人数を継続監視する。
- 今回判断基準として導入した 6 0 % は、海外の数値 (8 0 %) と比べると低いため、判断基準として適切か検討し、必要に応じて基準を見直すこととする。

IAEA からのコメント :

調査団はこの課題の分析を審査し、是正するアクションプランを提供した。発電所と教育訓練部門幹部はこの課題を正しく理解し、対処していた。

アクションプランは計画通りに全て完了していた。合否基準が導入され、2016年2月、関連文書である「原子力発電運転員に対する教育・訓練マニュアル」(NH-20-30)を改定した。より具体的な合否基準については、2017年4月に発行された「原子力発電運転員に対する教育・訓練ガイド」に記載されている。

この分野における成果指標の1つとして、MCR 運転員に対する詳細な訓練パフォーマンス監視を定期的実施している。過去 18 ヶ月の結果から、発電所の運転員全員 (主機運転員、補機運転員) にパフォーマンス改善が認められる。エクセレンス達成に対する運転員のモチベーションも向上していた。

これを持続的なものとするため、発電所はプロセスのさらなる改善に取り組んでいる。また、現在の合否基準の再評価 (厳格化) の可能性についても検討されている。

結論 : 課題は解決

2.2(3) Issue: There are no formally established continuing training programmes for maintenance and other technical personnel such as radiation protection, chemistry and fuel management based on the systematic approach to training.

The team observed the following facts:

- A formal continuing training programme for maintenance, radiation protection, chemistry and fuel management has not been developed at the station;
- Some training is provided to the above mentioned personnel regarding process or procedure changes or newly installed equipment. However, this training is managed by station line departments, training departments are not involved;
- It is considered an individual station personnel responsibility to ask for continuing training in these departments;
- A simplified implementation of SAT methodology is used for development of training programmes for maintenance and other technical personnel.

Without a continuing training programme for personnel whose functions are important to safety, the station cannot be assured that levels of qualification and competence of plant personnel are adequately maintained and upgraded when necessary.

Suggestion: The station should consider establishing a formal continuing training programme for maintenance and other technical personnel such as radiation protection, chemistry and fuel management based on the systematic approach to training.

IAEA Basis:

NS-G-2.8

4.29 Continuing training should be carried out on a regular basis. A programme should be conducted periodically for all groups of personnel whose functions are important to the safe operation of the plant. By means of continuing training based on a systematic approach, it should be ensured that levels of qualification and competence are maintained and upgraded when necessary...

4.31 The time necessary for all personnel to undergo formal continuing training on a regular basis should be taken into account when work schedules are established. In the case of the maintenance group, refresher training should be given on maintenance activities that are normally performed only infrequently.

Plant Response/Action:

1. Analysis

Regarding the SAT-based training program for the technical employees at TEPCO, it was first introduced with the operation employees. Following that, concerning SAT-based training program for the employees in maintenance, security (radiation protection and chemistry) and fuel, we first analyzed their operations, and began introducing the programs one after another, first with the employees of maintenance (beginners) in FY 2004. However, official continuing training programs have not been set for any area yet. While continuing training programs are developed for operation employee's training,

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。

提案: 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。

発電所の対応

1. 分析

当社における技術職員の SAT に基づく訓練プログラムは、運転職員向けの訓練から導入が開始された。その後、保守、保安（放射線防護・化学）、燃料職員向けの SAT に基づく訓練プログラムについても、業務分析を行い 2004 年度に保守職員（初級者）から順次導入を開始したが、正式な継続訓練プログラムは、いずれの分野においても設定されていない状況である。運転職員向けの訓練には継続訓練プログラムが設定されている一方で、その他の技術職員向けには継続訓練プログラムが設定されていないことから、継続訓練プログラムの構築を図る必要性は認識していた。

there is no continuing training program for the other technical employees, and we were aware of the needs to establish the continuing training programs for them.

1-1 Gaps identified

In studying the establishment of continuing training programs, in January 2016, we bench-marked the U.S. nuclear power station and checked the implementation of training based on SAT method in the U.S., and identified the following gaps, while acknowledging the needs of continuing training programs once again.

Regarding the training for employees in maintenance, security (radiation protection and chemistry) and fuel, the training based on SAT method (initial training and continuing training) is not fully established compared to the training for operation employees.

2. Action plans for corrections

2-1 Activity Plan

(1) Establishment of Nuclear Human Resource Development Center

To reassess the current framework of training department and the training framework as well as for the entire Nuclear Power Division to supervise the training, we will establish Nuclear Human Resource Development Center under direct control of Nuclear Power & Plant Siting Division at the Fukushima Daini Nuclear Power Station (in FY 2016).

(2) Development of education training programs based on SAT

In the area where there are guidelines by the national training academy in the U.S. (ACAD) that can be used as reference in establishing the training, we have compared the current TEPCO training programs with the U.S. Guidelines, and reassessed our training programs including continuing training programs and developed the new programs.

(3) Establishment of the technical skill accreditation system in safety area

After the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, we are requested to enhance our roles in safety area, such as in the responses to the examination of the compliance to new regulatory standards and responses in emergency situations. Therefore, there is an increasing need for developing human resources in nuclear safety area. In reassessing the training framework this time, we will establish the new skill accreditation system in safety area as well.

(4) Preparation of training programs in the engineering area

With the aim of establishing the Engineering Center in future, we will prepare the training programs for engineering area as well by using the U.S. guideline as reference.

(5) Alliance with Line Department at power stations

Nuclear Human Resource Development Center and the departments of maintenance, security, fuel, and safety at Kashiwazaki kariwa NPS will work together, and prepare training programs including continuing training in each area.

2-2. Roles and responsibilities of actions

(1) Nuclear Power & Plant Siting Division

(2) Maintenance and Skill Development Group, Operation Development Group, Nuclear Human

1-1 特定されたギャップ

継続訓練プログラムの構築を検討するにあたり 2016 年 1 月に米国原子力発電所へのベンチマークを行い、米国での SAT 手法に基づく訓練の実施状況を確認し、以下のギャップを確認するとともに継続訓練プログラムの必要性を再認識した。

保守、保安（放射線防護・化学）、燃料職員の訓練は、運転職員と比較すると SAT 手法に基づく訓練構築（初期訓練・継続訓練）が十分ではない。

2. 是正のための活動計画

2-1 活動計画

(1) 原子力人財育成センターの設置

現状の訓練部門の体制や訓練体系を見直し、訓練を原子力部門全体として統括的に進めていくために、福島第二原子力発電所を拠点として原子力・立地本部直轄の原子力人財育成センターを設置する（2016 年度）。

(2) SAT に基づく教育訓練プログラムの構築

訓練構築の参考にできる米国訓練アカデミー（ACAD）のガイドラインが存在する分野については、米国ガイドラインと現在の当社の訓練プログラムの比較を行い、継続訓練プログラムも含め、訓練プログラムの見直しと新規開発を行う。

(3) 安全分野の技能認定制度の設置

福島第一原子力発電所の事故以降、新規制基準適合性審査における対応や緊急時対応における安全分野の役割の強化が求められ、原子力安全の分野の人財育成が一層必要となってきたことから、今回の訓練体系の見直しにあたっては新規に安全分野についても技能認定制度を設置する。

(4) エンジニアリング分野の訓練プログラムの整備

今後予定しているエンジニアリング・センターの設立を見据えて、エンジニアリング分野についても米国ガイドラインを参考に訓練プログラムを整備していく。

(5) 発電所のライン部門との連携

原子力人財育成センターと柏崎刈羽原子力発電所の保守、保安、燃料、安全部門と連携し、継続訓練も含めた各分野の訓練プログラムの整備を実施する。

2-2 活動の役割と責任

(1) 原子力・立地本部

(2) 原子力人財育成センター 保全・技術育成G、運転育成G

Resource Development Center

- (3) Operation Development Group, Nuclear Human Resource Development Center
- (4) Maintenance and Skill Development Group, Nuclear Human Resource Development Center
- (5) Maintenance and Skill Development Group, Operation Development Group, Nuclear Human Resource Development Center

3. Current activity status

(1) Establishment of Nuclear Human Resource Development Center

Human Resource Development Center under direct management of Nuclear Power & Plant Siting Division was established in December 2016.

(2) Development of training programs based on SAT

In comparison with the U.S. Guidelines, for example, in the maintenance area, there are many direct-management works in the U.S., while work is outsourced at TEPCO. We decided to supplement the shortage of training at TEPCO, by considering the difference in the ways of performing operations between TEPCO and the U.S., as well as Line Department's training needs. As a result of comparison analysis for maintenance supervisors for example, the following gaps were identified:

- There is no continuing training program.
- There are no opportunities to provide people skills to the construction supervisors in dealing with subcontractor workers in the field.
- There is a lack of opportunity to provide engineering basic education, such as mathematics, physics, and chemistry.

For the gaps identified, even if we consider the differences in performing operations between TEPCO and the U.S., we judged that it was necessary to provide them as effective training programs, and decided to prepare the training programs.

- TEPCO has the skill accreditation system as a framework that is equivalent to the initial training in the U.S. To fill the gap in light of the analysis result by comparing with the U.S., we set the basic policy of using the training programs in the existing skill accreditation system, while incorporating the training program that has been missing, such as continuing training programs for the technical employees other than the operation employees. Nuclear Human Resource Development Center is currently working on the reassessment and new development of training programs.
- In reassessing training system, the training system was organized as "training system map," which allows the overall training program of TEPCO to be visualized. In the "training system map," continuing training program menu that we never had before is prepared for the technical employees other than the operation employees.
- Nuclear Human Resource Development Center is introducing the SAT method (the concept of ADDIE) and developing the lesson plans that organized the purposes of studies as well as the key points to be understood for each training program in each area. The Center is also working on the reassessment and new development of textbooks and the exam questions. In the future, we will perform configuration management by using the lesson plan as the design drawings of training programs and make improvements.

(3) Establishment of the technical skill accreditation system in safety area

We established the technical accreditation system in safety area as well, and began

- (3) 原子力人財育成センター 運転育成G
- (4) 原子力人財育成センター 保全・技術育成G
- (5) 原子力人財育成センター 保全・技術育成G、運転育成G

3. 現在の活動状況

(1) 原子力人財育成センターの設置

① 原子力・立地本部直轄の原子力人財育成センターを2016年12月に設置した。

② SATに基づく教育訓練プログラムの構築

(2) 米国ガイドラインとの比較にあたっては、例えば保守分野においては米国では直営作業が多いのに対し当社は作業を外注しているなど、米国と当社における業務のやり方の違いや、ライン部門からの訓練ニーズを踏まえつつ、当社の訓練に不足している部分を補っていくこととした。比較分析の結果、例えば保守分野においては、以下のようなギャップが確認された。

- 継続訓練プログラムがないこと
- 工事監理員に対して現場の請負作業員と接する際の対人ソフトスキルを提供する機会がないこと
- 数学・物理・化学などの工学的な基礎教育を提供する機会が不足していること等

確認されたギャップに対しては、米国との業務のやり方の違いを踏まえたとしても、有益な訓練プログラムとして提供が必要と判断し、訓練プログラムを整備することとした。

- 当社は米国における初期訓練に相当するような仕組みとして、技能認定制度を設けている。米国との比較による分析結果を踏まえギャップを埋めるために、既存の技能認定制度における訓練プログラムを活用しつつ、運転職員以外のその他の技術職員への継続訓練プログラムなど不足している訓練プログラムを取り入れていくことを基本方針とした。現在原子力人財育成センターが訓練プログラムの見直しと新規開発を進めている。
- 訓練体系の見直しにあたり、当社における訓練プログラムの全体が見えるように訓練体系を「訓練体系マップ」として整理した。「訓練体系マップ」においては、今まで存在しなかった運転職員以外の技術職員における継続訓練プログラムのメニューについても設定している。
- 原子力人財育成センターではSAT手法を取り入れ、各分野において訓練プログラムごとに学習目的や理解させるべきポイントを整理したレッスンプランの作成、テキスト・試験問題の見直しや新規開発を進めている。今後はレッスンプランを訓練プログラムの設計図書として構成管理を行い、改善していく。

(3) 安全分野の技能認定制度の設置

新規に安全分野についても技能認定制度を設置し、H28年度下期より訓練を開始した。

the training from the second term of FY 2016.

(4) Preparation of training programs in the engineering area

In line with the establishment of Engineering Center in future, we will prepare training programs for engineering area as well in collaboration with the team in charge of preparing the establishment of Engineering Center, by using the U.S. Guidelines as reference.

(5) Alliance with Line Department at power stations

Three meeting structures were established: STC (Nuclear Power Division Training Conference) / TAC (Power Station Training Conference) / CRC (Curriculum Review Conference) Considering the opinion of Line Departments at each power station (maintenance, security (radiation protection, chemistry) fuel and safety, etc.), we will improve training programs in each area, including the details of continuing training through alliance, mainly at CRC.

4. Performance evaluation indicators

Including continuing training programs, to ensure that the training programs established by Human Resources Development Center will be operated effectively and that there will be continuing improvements, the following performance evaluation indicators will be used for management.

- Participation rate in training
- Adherence rate to training plan
- Number of requests for training
- Number of improvements in training programs
- Reflection rate of requests in training

5. Main achievements

- Nuclear Human Resource Development Center organized the training system as “training system map” to allow the overall training programs at TEPCO to be visualized. In the “training system map,” the new continuing training program menu that did not exist before was created for the technical employees excluding the operation employees.
- Nuclear Human Resource Development Center conducted the reassessment and new development of training programs based on SAT methods in FY 2016. We are scheduled to start the application of the new training program in the skill accreditation system in maintenance, security (radiation protection and chemistry) and fuel areas in June 2017.
- In order to use the PDCA cycle of training program based on SAT method, three meeting structures were established: STC (Nuclear Power Division Training Conference) / TAC (Power Station Training Conference) / CRC (Curriculum Review Conference)

6. Sustainability

We established the three meeting structures; STC (Nuclear Power Division Training Conference) / TAC (Power Station Training Conference) / CRC (Curriculum Review Training) to specify the reviewer for training programs including newly-designed continuing training and link them to continuing improvements. We will improve training programs and develop new training programs at CRC by incorporating Line Department experts' views. We prepared the new guidelines for the SAT process and

(4) エンジニアリング分野の訓練プログラムの整備

今後予定しているエンジニアリング・センターの設立に合わせて、エンジニアリング・センター設立準備チームと連携してエンジニアリング分野についても米国ガイドラインを参考に訓練プログラムの整備を進めていく。

(5) 発電所のライン部門との連携

STC (原子力部門教育訓練会議) / TAC (発電所教育訓練会議) / CRC (カリキュラムレビュー会議) の3つの会議体を設置した。主に CRC において各発電所のライン部門 (保守、保安 (放射線防護・化学)、燃料、安全など) の意見も踏まえつつ、連携して継続訓練の内容も含め各分野の訓練プログラムの改善を実施していくこととしている。

4. 業績評価指標

継続訓練プログラムも含め、原子力人財育成センターにおいて構築した訓練プログラムが有効に運用され、継続的な改善が確実に実施されることを以下の業績評価指標にて管理する。

- 訓練の参加率
- 訓練の計画遵守率
- 訓練へのリクエスト件数
- 訓練プログラムの改善数
- 訓練へのリクエストの反映率

5. 主な成果

- 当社における訓練プログラムの全体が見えるように原子力人財育成センターにおいて訓練体系を「訓練体系マップ」として整理した。「訓練体系マップ」では、今まで存在しなかった運転職員以外の技術職員における継続訓練プログラムのメニューについても設定した。
- H28 年度に原子力人財育成センターが SAT 手法に基づき訓練プログラムの見直しと新規開発を実施した。保守、保安 (放射線防護・化学)、燃料分野の技能認定制度における新しい訓練プログラムについては 2017 年 6 月から運用開始予定である。
- SAT 手法に基づき訓練プログラムの PDCA を回すために STC (原子力部門教育訓練会議) / TAC (発電所教育訓練会議) / CRC (カリキュラムレビュー会議) の3つの会議体を設置した。

6. 持続性

今回新規に設計した継続訓練などの訓練プログラムに関するレビュー行為者を明確化にし、継続的改善につなげていくために STC (原子力部門教育訓練会議) / TAC (発電所教育訓練会議) / CRC (カリキュラムレビュー会議) の3つの会議体を設置した。また、訓練プログラムの改善・新規開発は CRC の場において、ライン部門の専門家の意見も取り入れながら実施する。なお、これらの SAT プロセスについてはガイドラインを新規に整備して運用していく。

already in progress.

IAEA Comments:

The team reviewed the plant response to this issue and concluded that the plant understood the issue correctly. Analysis conducted and the action plan prepared for this issue by the plant shows that appropriate attention and effort was given to the solution of this issue.

A significant organizational change of the Education and Training Department of TEPCO was carried out in December 2016 with the goal of enhancing the overall training activities and strengthen the human resources at headquarters as well as the plant. The number of headquarters personnel in education and training increased from five to 40 people and from 11 to 13 people at the plant level. This change significantly helps to ensure appropriate resources are available to fulfill the other tasks in the action plan.

To establish the continuing programs for maintenance and other technical personnel, the plant decided first to review and update the existing initial training programs. This was successfully carried out, a new training system map was developed and based on this update the necessary data for continuing training programs were developed for all related technical staff. Programs for engineering staff will be developed as soon as the structure of the internal engineering organization is confirmed. Several examples of developed lesson plans for continuing training were checked by the team.

The plant has created a comprehensive set of performance indicators to measure the success of implementation. Monitoring of these indicators started in April 2017.

For sustainability of this solution in line with SAT methodology TEPCO and the plant established the system of three levels of Training Committees which became effective from May 2017.

Conclusion: Satisfactory progress to date.

IAEA からのコメント :

チームは、この課題に対する発電所の対応をレビューした。その結果、発電所はこの課題を正しく理解していると結論付けた。発電所はこの課題の分析を行い、アクションプランを策定していた。アクションプランでは課題解決に適切に目を向け、十分な取り組みが行われていた。

2016年12月、訓練活動全般の向上ならびに本社・発電所レベルでの人材強化を目的として、TEPCO 教育訓練部門の大規模な組織変更が行われた。教育訓練に携わる職員の数、本社で5人から40人に、発電所で11人から13人に増加した。この職員増員は、アクションプランにおけるその他タスクへの適切なリソース配置に大いに役立っている。

保守その他の技術職員に対する継続訓練を策定するため、発電所は既存の初期訓練プログラムのレビューと改定を最初に実施することを決定した。問題なく完了し、新たな訓練体系マップが作成された。これに基づき、関連のある全技術職員に対する継続訓練プログラムにおいて必要なデータを新たなものとした。内部のエンジニアリング組織のシステムが決定次第、技術職員に対するプログラムを策定する予定である。チームは、継続訓練として策定されたレスンプランのいくつかをチェックした。

包括的な一連のパフォーマンス指標を設定し、実施事項の成功度合いを測定できるようにした。2017年4月より指標の監視を行っている。

SAT手法に沿って解決策を持続していくため、TEPCO と発電所は訓練に関する3つの会議体を組織した。これらは2017年5月より稼働している。

結論 : 本日までに十分な進展がみられる

3. OPERATIONS

3.1 ORGANISATION AND FUNCTIONS

Any experienced operator who is rotated between any of the seven units, or any operator who is rotated back to Main Control Room (MCR) duties, undertakes a special retraining course which covers the features and activities specific to the unit. The training period is determined and prescribed based on the individual's previous Operations shift position and his/her new position. The training plan is developed by the manager of the trainee, based on the trainee's abilities and previous experience. This was evaluated as a Good Practice by the team.

There are gaps in the documented processes and procedures within the Operations Department. The team observed that there is no specific job description below the level of Shift Supervisor (SS) which states the authorities and responsibilities of these Operations staff; there is no fitness-for-duty programme for operators and there are various operator aids which are not controlled. The team made a recommendation in this area.

3.4 CONDUCT OF OPERATIONS

Several MCR operators are selected by the SS at the start of each shift to take turns to continuously monitor the station status. Previously, operators had a tendency to monitor as a team and on occasion depended on someone else in the team, for example when monitoring was disrupted due to telephone calls, visitors etc. The monitor wears a red armband to distinguish them from other operators. The monitor's work station is pre-designated and all the necessary instruments, controllers, indicators and screen monitors are visible from this position. This is considered as a Good Performance by the team.

A comprehensive surveillance test programme exists. Acceptance criteria are set out in the individual tests and the operators confirm that the test results are within the acceptance criteria. The test results are correctly recorded on the test sheet and entered into a spreadsheet. The System Engineers Group has commenced trending of these results on 5 systems and the number will be increased to 40 systems by March 2016. The station is encouraged to continue with this initiative and to maintain close contact between the System Engineers Group and the Operations Department.

3.5 WORK CONTROL

The Work Control Guide states that the maximum period between Work Package production and implementation of the Clearance Package is 15 weeks. This is not being fully adhered to during the current extended outage as some of these packages are in excess of 15 weeks. The station is encouraged to bring all documented practices into line with their controlling documents.

3.6 FIRE PROTECTION AND PROTECTION PROGRAMME

There is a comprehensive, well documented programme established and implemented to perform appropriate inspection, maintenance and testing of all fire protection equipment and systems and for assuring that fire barriers are properly maintained. A substantial fire protection improvement programme is in place to improve fire resistance of fire barriers (including walls, doors, penetrations, fire dampers and cable wrapping) from two hours to

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

three hours. In addition, more than 100 automatic fire suppression systems are installed in rooms with safety or safety related equipment using new smoke and heat detectors (some already installed, some under installation), there are about 250 fire watch cameras installed per unit with monitors in the MCR and the fire brigade building and about 300 LED emergency lights per unit. The team recognized these activities as a good performance.

Strict control of combustible material and ignition sources is part of the fire protection strategy. It is also part of the work authorization process. The team recognized this as a good practice

There is a fire brigade on the site at all times consisting of 6 professional fire fighters as well as an on-shift fire brigade which consists of a minimum of three trained fire fighters. In addition, there is a Memorandum of Understanding between the station and the Kashiwazaki city fire brigade describing the conditions for training and drills, fire alarm reporting and fire fighting. Some arrangements for professional fire brigades could adversely affect their response and the team made a suggestion for further enhancement.

The adequacy of the station's current fire protection systems is verified by an updated Fire Hazard Analysis (FHA), developed through the periodic safety review (PSR). This analysis demonstrates the assurance of safe reactor shutdown and cooling in the event fire. Development of the fire Probabilistic Safety Assessment has commenced and will be completed in 2016.

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案した。

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。

DETAILED OPERATIONS FINDINGS

3.1 ORGANISATION AND FUNCTIONS

3.1(a) Good Practice: Structured requalification training period.

Any experienced operator who is rotated between any of the seven units, or any experienced operator who is rotated back to the MCR undertakes a special retraining course which covers the following:

- Unique features of the unit;
- Modifications that have been performed;
- Differences in technical specifications and documents;
- Current work in progress.

The training period is determined and prescribed based on the individual's previous Operations shift position and his/her new position. The training plan is developed by the manager of the trainee, based on the trainee's abilities and previous experience.

The trainee's manager is responsible for ensuring the trainee's understanding of the differences between the previous and newly assigned position.

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。

- 号機に固有の機能
- 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) Issue: There are gaps in the documented processes and procedures within the Operations Department.

The team observed the following:

- There is no specific job description below the level of Shift Supervisor (SS) which states the authorities and responsibilities of these Operations staff;
- There is no fitness-for-duty programme for operators;
- Unit 7 'Containment Atmospheric Monitoring System' panel H11-P638-1 has an illuminated alarm window indicating that it is in the alarm condition but there is no associated alarm response procedure for the operators to act upon.
- A designated shift is responsible for the control of operator aids but several examples indicate that control could be improved, for example:
 - Unit 6 Control Rod Manipulation Monitoring Control Panel H11-P615-1 has a Revision 2 MCR subpanel layout diagram on the panel but the latest Revision is 6.
 - Unit 7 Safety Protection system panel H11-P661-4 has a MCR subpanel layout diagram attached which has no unique reference or date
 - Unit 7 Process radiation monitor panel H11-P604-3 has a folder containing drawings. The folder cover has an approved tag on it but there is no such approval for each of the contents and these contain handwritten information.

Without adequate control of all operational activities, the safe operation of the station could be compromised.

Recommendation: The Operations Department should identify and address all gaps in the documents governing the conduct of operations.

IAEA Basis:

SSR-2/2

3.13. A staff health policy shall be instituted and maintained by the operating organization to ensure the fitness for duty of personnel. Attention shall be paid to minimizing conditions causing stress, and to setting restrictions on overtime and requirements for rest breaks. The health policy shall cover the prohibition of alcohol consumption and drug abuse.

7.5. A system shall be established to administer and control an effective operator aids programme. The control system for operator aids shall prevent the use of non-authorized operator aids and any other non-authorized materials such as instructions or labels of any kind on the equipment, local panels, boards and measurement devices within the work areas. The control system for operator aids shall be used to ensure that operator aids contain correct information and that they are updated, periodically reviewed and approved.

NS-G-2.14

2.21. The operations management should support shift operations by ensuring that all

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

necessary requirements for each shift position, such as qualification, job descriptions, training and licenses, are sufficient to establish and maintain comfortable working conditions for each shift...

4.25. Alarm response procedures should be established for all alarm panels.

These procedures should guide operators in verifying abnormal conditions or changes in plant status and should specify the appropriate subsequent action or procedures. Alarm response procedures should be available at the affected alarm panels and should be easily accessible to the operators who are responding to alarms.

6.16. An administrative control system should be established at the plant to provide instructions on how to administer and control an effective programme for operator aids. The administrative control system for operator aids should cover, as a minimum, the following:

- The types of operator aid that may be in use at the plant;
- The competent authority for reviewing and approving operator aids prior to their use;
- Verification that operator aids include the latest valid information.

Plant Response/Action:

At Kashiwazaki-kariwa Nuclear Power Station, given the proposal at the OSART review in July 2015, by using the IAEA international basic safety guidelines SSR-2/2, NS-G-2.14 and the other related documents obtained from overseas experts, in collaboration with Headquarters, we conducted self-assessment. Also, by benchmarking in Japan and outside Japan (USA: Hope Creek NPS, Duane Arnold NPS), we identified the gaps regarding 4 items and made the following improvements:

1. Formulation of documents related to job authority of shift supervisors and lower level

(1) Analysis of key issues

Gap from IAEA safety standard was investigated and benchmarking of US nuclear operators was conducted three times about the comprehensive guidance for the operation services. Then, observations were reconfirmed by using the guideline as reference.

(2) Corrective action program

To clearly identify the job authority for the staff positioned below Shift Supervisors, the role of each position were clearly defined. Decision was made to provide a comprehensive guidance for the activities related to operation services by developing a guide similar to Conduct of Operations used by US nuclear operators through benchmarking and under the guidance of overseas experts.

(3) Progress to date

With referring to the Conduct of Operations developed by US nuclear operators, TEPCO version of Conduct of Operations was developed. Further, the

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

発電所の対応

柏崎刈羽原子力発電所は、平成27年7月の OSART レビューにおける提言を受け、IAEA 国際基本安全基準 SSR-2/2、NS-G-2.14 の他、海外専門家より入手した関連資料などを使用して本社と協同してセルフアセスメントを実施し、更に国内および海外のベンチマーク（米国：ホープ・クリーク原子力発電所、デュアン・アーノルド原子力発電所）を実施することによって4項目のギャップを認識し、以下の改善を実施した。

1. 当直長以下の職務権限に係る文書の作成

(1) 課題の分析

運転業務に関する包括的なガイダンスについては、IAEA の安全基準との GAP を調査、米国原子力事業者を3回ベンチマークし、ガイドラインを参考に、指摘事項を再確認した。

(2) 是正措置計画

当直長の下に位置する職位の職務権限を明確にする為、各職位の役割を明確化することとした。ベンチマーク及び海外専門家の指導により米国原子力事業者の Conduct of Operations のようなガイドを作成することにより、運転業務にかかわる活動に関する包括的なガイダンスになる判断した。

(3) 現在までの進捗状況

米国原子力事業者の Conduct of Operations を参考に、当社版の Conduct of Operations を作成した。また、運転業務の基本行動となるファンダメンタルズについても制定した。

Fundamentals that serve as basic behaviors of operation service have been established.

a. Establishment of Conduct of Operations (Started pilot operation in Feb. 2016, established as Guide for Nuclear Power Division in June 2017)

Job descriptions of each position are stated in the Roles section in this document and the Attachment “Role of each position at operation management services of reactor operators.”

Main text

- Objective
- Roles
- Instructions

Attachments

- Response to alarm
- Briefing and communication
- Safety culture and conservative decision making
- Command and management
- Management of main control rooms
- Operation and configuration management of equipment
- Shift change and briefing
- Training
- Implementation of oversight and control
- Strengthening of oversight and practicing for unexpected situations
- Role of each position at operation management services of reactor operators

b. Establishment of Fundamentals (Pilot operation in November 2016, Established as Fundamentals of Nuclear Power Division in January 2017)

Basic behaviors of operators shall be described in “Fundamentals for Operators (Basic Behaviors).”

- Plant status and displays shall be monitored carefully.
- Plant changes shall be correctly controlled.
- Shall have conservative bias for plant operation.
- Shall work effectively as a team.
- Shall have deep understanding for plant design, interactions between systems / components and applicable theories / engineering principles.

c. Activities to penetrate Conduct of Operations and the Fundamentals.

Following activities are conducted to penetrate Conduct of Operations and the Fundamentals.

- Consideration of relationship with the Fundamentals in using operational experiences information (OE).
- Retention training of the Fundamentals

a. Conduct of Operations 制定 (2016.2 試運用開始、2017.6 原子力部門のガイドとして制定)

各職位の職務内容については本文の役割及び添付書類の「原子炉運転員の運転管理業務における各職位の役割」に記載。

本文

- 目的
- 役割
- 指示

添付書類

- 警報対応
- ブリーフィング及び周知
- 安全文化と保守的意思決定
- 指揮と管理
- 中央制御室の管理
- 機器の操作とコンフィグレーション管理
- 当直の交替と引き継ぎ
- 訓練
- 監視及び制御の実践
- 監視強化及び不測事態の実践
- 原子炉運転員の運転管理業務における各職位の役割

b. ファンダメンタルズ制定 (2016.11 試運用、2017.1 原子力部門ファンダメンタルズとして制定)
運転員の基本行動を職位毎に「運転員のファンダメンタルズ (基本行動)」に記載。

- プラントの状態及び表示を注意深く監視する
- プラントの変化を正確に制御する
- プラントの運転に対して保守的なバイアスを持つ
- チームとして効果的に作業する
- プラントの設計、系統及び機器の相互作用、そして該当する理論または工学原則について深く理解する

c. Conduct of Operations、ファンダメンタルズの定着の取り組み

Conduct of Operations、ファンダメンタルズの定着のために以下の取り組みを実施

- 運転経験情報 (OE) 活用時におけるファンダメンタルズとの関連を考察
- ファンダメンタルズの定着訓練

- Case study (desk work), training using simulator and mock-up training in Skill Training Center are performed.
- Confirmation of important fundamentals in services and operations at pre-job briefing
- Implementation of Management Observation (MO) based on the Fundamentals
- MO sheet based on the Fundamentals has been introduced since modification of MO format in April 2017. Operation of database has started, too.
- Implementation of retrospect based on post-scenario review in simulator training
- Observations based on Conduct of Operations
- Management observation (MO) based on the description of Conduct of Operations is implemented by using WILL (What It Looks Like) sheet.

(3) Performance indicator

Operators were asked to complete a questionnaire for retention of the Fundamentals. 42% of shift team members answered that they understood more than 70%.

(4) Result

While no clear relationship was observed as no long time has passed since introduction of the Fundamentals and Conduct of Operations, no non-conformance of Grade II and above has occurred in the Operation Management Department in FY2016. We will continue the current activities, check their retention based on MO and carry out periodical evaluation.

2. Operation of job aptitude program for operators

(1) Analysis of key issues

Gap from IAEA Safety Standard was identified and the practice for job aptitude program in US power stations was investigated through interviews.

(2) Corrective action program

In the United States, the checks for “drug” and “alcohol” are conducted. In Japan, we decided to perform pre-job “health check” and “alcohol check” to plant operators with referencing the example of conducting daily “alcohol check” to the drivers / operators of public transportation means.

(3) Progress to date

“Health control of MCR operators / RWCR operators at service” was established and its operation was started in June 2016.

In the “health check,” drug abuse should be checked if any drug abuse is suspected from operator’s words / behaviors.

- 机上におけるケーススタディ、シミュレータを活用した訓練、技能訓練センターを活用したモックアップ訓練を実施
- プレジョブブリーフィングにおける作業、操作における重要なファンダメンタルズの確認
- ファンダメンタルズに基づいたマネジメントオブザバージョン (MO) の実施
- 2017.4よりMOのフォーマットを変更し、ファンダメンタルズに基づいたMOシートとした。また、データベースの運用も開始した。
- シミュレータ訓練におけるポストシナリオレビューによる振り返りの実施
- Conduct of Operationsに基づいた観察の実施
- WILL (What It Looks Like) シートを用いて、Conduct of Operationsの記載事項に基づいたマネジメントオブザバージョン (MO) を実施

(3) 成績指標

ファンダメンタルズの定着アンケートの実施
42%の当直班が、70%以上理解浸透していると判断

(4) 結果

ファンダメンタルズ、Conduct of Operationsの導入から時間が経っていないことから明確な関連はないが、2016年度においては運転管理部に係わるグレードII以上の不適合が発生していない。現状の活動を継続し、MOにて定着を確認し、定期的に評価していく。

2. 運転員向け職務適性プログラムの運用

(1) 課題の分析

IAEAの安全基準とのGAPを確認、職務適合性プログラムについては聞き取りにより米国の発電所の運用を調査した。

(2) 是正措置計画

米国では「薬物」と「アルコール」について実施していたが、日本では交通機関の運転手が毎日「アルコール」チェックを実施していることを参考に、プラントの運転員に対しては、「体調確認」と「アルコールチェック」を業務開始前に実施する事とした。

(3) 現在までの進捗状況

「中央制御室運転員・RW制御室運転員の勤務時の体調管理について」定め、2016.6より運用を開始した。

なお、「体調確認」においては、言動等により薬物乱用等の疑いを確認することとした。

(4) Result

Since the start of this operation, no one has been identified as inapt for the service due to poor health or alcohol intake. The operation has taken root. We will continue this operation and check job aptitude also in future.

3. Reconfirmation and development of Operation Procedure in Alarm Occurrence

(1) Analysis of key issues

The root cause: There was lack of feeling to question the deficiencies in present work thinking that applied procedures are correct.

In the current process, if any alarm window is added through the system modification at periodical inspection, the change shall be reflected in the operation procedure before start-up from outage. Further, while there is a process to reassess operation procedures annually, the level of check from the standpoint to detect insufficiency is still inadequate. The KK site has not been started up for several years to date (in long-term periodical inspection). Further, the checking to discover insufficiency in the operation procedure has not been conducted for prolonged period.

(2) Corrective action program

Operation Procedure in Alarm Occurrence was developed and enforced without delay as suggested.

We conducted a general check to discover unavailability of operation procedure about the alarm in Units 1-7 and found that operation procedure was not available for 132 alarms in addition. Operation procedures were developed and enforced also for these cases.

(Completed by November 2016)

In future, we will add a process to check any insufficiency of operation procedures on occasion of annual inspection while a system is in long-term outage.

(3) Result

This operation was started. We confirmed the necessity to periodically revise Operation Procedure in Alarm Occurrence also for the plants in long-term outage and revision has been made whenever necessary. We will establish a guide for the process to check insufficiency of operation procedures and control the Operation Procedure in Alarm Occurrence appropriately. (2017.6)

4. Improvement of support materials for operators

(1) Analysis of key issues

The root cause: There was lack of feeling to question the deficiencies in present work thinking that applied rules are correct.

While the checking of displays after start-up from outage is stipulated in the current process, the KK site has not been started up for several years to date (in long-term outage). Therefore, checking has not been carried out for prolonged period.

(4) 結果

本運用を開始後、現在まで体調不良及びアルコールチェックにより職務適合不良者はいない。運用は定着しており、今後も運用を継続し、職務適合性を確認していく。

3. 警報発生時操作手順書の再確認及び作成

(1) 課題の分析

根本原因としては、与えられた手順が正しいと思ひこみ、現状業務の不足分を疑う気持ちが足りなかった。

現状のプロセスでは、定検時設備改造により警報窓が追加された場合は手順書に反映するのは定検起動前に実施する事としている。また、年1回手順書の見直しのプロセスが存在するが、手順書の過不足がないかという観点でのチェックが不足していた。現在のKKサイトは複数年起動していない長期定検中であることと手順書の過不足がないかという観点でのチェックが長期間されていない状態にあった。

(2) 是正措置計画

指摘された警報発生時操作手順書については、遅滞なく作成・施工した。

また、1～7号機の警報に対し、手順書が存在しない物はないか、総点検を実施したところ、新たに132件の手順書が不足している警報を発見した。これらについても手順書を作成・施行した。

(2016.11完了)

今後は長期定検の場合は年1回の点検時に手順書の過不足を確認するプロセスを追加する。

(3) 結果

本運用を開始し、長期定検プラントにおいても定期的に警報発生時操作手順書の改訂の必要性を確認し、必要により改定を実施している。手順書の過不足を確認するプロセスをガイドとして制定し、警報発生時操作手順書を適正に管理する。(2017.6)

4. 運転員支援資料の整備

(1) 課題の分析

根本原因としては、与えられたルールが正しいと思ひこみ、現状業務の不足分を疑う気持ちが足りなかった。

現状のプロセスでは定検起動後に表示物についてチェックを行う事としているが、現在のKKサイトは複数年起動していない長期定検中のため、長期間チェックがされていない状態にあった。

(2) Corrective action program

The latest information was checked and correction was made promptly with regard to the items for which observations were made. Also for the other displays, general inspection was made to check the latest information or any hand-writing addition, and correction was made whenever necessary.

(3) Progress to date

In the “Guide for management of support materials for operators,” a process was added to implement annual periodical inspection during the long-term outage as a revision. (Revision in February 2017)

(4) Result

Since this operation started, revision of support materials for operators has been implemented securely on periodical basis even for the plant in long-term outage. We will continue this operation and appropriately manage the support materials for operators.

5. Sustainability

TEPCO has developed its Conduct of Operation within the framework of new process and management model.

The Conduct of Operation includes specific roles and expectations related to the concerned areas. It is a document to indicate ideal state of operation and strategic framework to achieve continuous improvement and excellence and to reinforce safety in each operation status of the plant.

Conduct of Operation is applicable to all the crews of operation departments and all the services in the operation departments and it is compliant with the rules of prevention, early detection and correction of non-conformance.

Through enforcement of Conduct of Operation, the crews and operators of Operation Management Department will demonstrate the maximum performance. Further, the crews are requested to use the operator’s Fundamentals as a center of all the actions and decision-making for safe and highly reliable operation of reactor facility.

Besides, specific documents (core management elements) within the framework of the management model were set up so that the conducts, requests and results are thoroughly implemented and placed in the center of routine services.

A comprehensive performance management process is currently being developed for maintenance and continuation of the Conduct of Operation and the operator’s Fundamentals. This process shall include the following activities: - “Operation management review meeting” to be held periodically to directly feedback gaps about individual performance between management level under Operation Management Department General Manager and individual crew in Operation Management Department, - “Operation of crew notebook” including the performance data and Operator Fundamentals Reinforcement Worksheet, etc. with the purpose to share

(2) 是正措置計画

指摘を頂いた項目に対しては最新情報を確認し、速やかに訂正した。また他の表示物に対しても最新情報や手書きなどない事を総点検し、必要に応じ訂正を実施した。

(3) 現在までの進捗状況

「運転員支援資料管理ガイド」に長期定検の場合は1回/年定期的に点検するプロセスを追加し、改定した。(2017.2改定)

(4) 結果

本運用を開始し、長期定検プラントにおいても定期的に運転員支援資料の改訂が確実に行われるようになった。本運用を継続し、運転員支援資料が適正に管理する。

5. 持続性

新たなプロセス及びマネジメント・モデルの枠組みの下で、東電は Conduct of Operation を作成した。

Conduct of Operation は、当該分野に関わる具体的な役割及び期待事項を含んでいる。運転上の継続的な改善やエクセレンスを達成するために、運転理念や戦略の枠組みを示すものであり、プラントの各運転状態における安全性を強調するものである。

Conduct of Operation は、運転部門の全ての人員及び運転部門の全作業に適用するものであり、不適合の発生防止、早期検知、是正の原則に従っている。

Conduct of Operation の実施により、運転管理部門の要員や運転員は、最大限の能力を発揮する。また、原子炉施設を安全かつ高い信頼性で運転することに関して、あらゆる措置や意思決定の中心となるものとして、運転員ファンダメンタルズを活用することを要求している。

また、振る舞い、要求及び結果が徹底され、日々の業務の中心に据えられるよう、マネジメント・モデルの枠組みの中で具体的な文書（コア管理要素）が設定された。

加えて、Conduct of Operation、運転員ファンダメンタルズの定着を維持継続するための包括的なパフォーマンス管理プロセスを現在、策定中である。このプロセスには、運転管理部長以下、運転部門の管理層と各クルーと個人のパフォーマンスに関するギャップを直接フィードバックするため定期的に実施する「オペレーション管理レビュー会議」、クルーと個人のパフォーマンスの共有及び傾向の追跡等を目的としたパフォーマンスデータや運転員ファンダメンタルズ強化ワークシート等を含む「クルーノートブックの運用」、「マネジメント・オブザベーションとその評価要件」、パフォーマンスの個人的な認識を高めていくことを目的としてヒューマンパフォーマンスイベント数の傾向を示す「ヒューマンパフォーマンスクロックリセット（KPI）」等

information of / track trends of performance of crews and individuals, -Management observation and its requirements for evaluation, - “Human Performance Clock Reset (KPI)” to indicate the trends in the number of human performance events with the purpose to enhance individual awareness for performance.

Besides the above-mentioned controls and processes, operation departments accept a review by the Nuclear Safety Advisory Board (NSAB) directly reporting to CNO authorized to review their activities and performance from independent standpoint.

IAEA Comments:

The plant has properly analyzed each separate topic in this issue and prepared a suitable corrective action plan. All separate topics were well understood by the plant management and were adequately addressed by corrective action programme.

The Conduct of Operations document, describing duties and responsibilities of operations crew positions below Shift Supervisor has been developed and implemented. It was approved in February 2017 and since June 2017 it is in force at all TEPCO nuclear sites. In parallel, the Fundamentals document with expected behaviors of personnel at various departments was introduced. Proper application of both documents is monitored via the management observations process, effective from April 2017. The interviews with a few main control room representatives approved a good understanding of changes implemented.

An adequate fitness for duty programme was established and implemented from June 2016. The programme is applicable to all plant personnel.

A comprehensive review of alarm indications and alarm response procedures was conducted by the plant. This review corrected all existing deficiencies in this area. In addition, the Operations Procedure for Alarm Occurrence was developed to ensure a regular review of alarms will be conducted, even during the long term shutdown conditions. The process for control of operator aids was significantly improved. Clear and appropriate labels are placed on each operator aid and an adequate electronic database of all operator aids is maintained. The team reviewed the alarm response procedures and operator aids at the MCR of unit 6 and unit 7 and both topics were found in line with the IAEA standards.

Conclusion: Issue resolved.

を含める。

上記にあげたコントロール及びプロセスに加えて、オペレーション部門は、その活動とパフォーマンスを独立した立場でレビューする権限が与えられたCNO直属の原子力安全アドバイザー委員会（NSAB）によるレビューを受ける。

IAEA からのコメント :

発電所は課題において特定された各トピックを適切に分析し、適した是正措置を策定していた。発電所幹部は各トピックを十分に理解し、是正措置プログラムによってしっかりと対処していた。

運転チームの当直長以下の各職位における役割と責任を記した「Conduct of Operations」を策定し、運用開始した。2017年2月に発電所で承認され、2017年6月以降、TEPCOの全発電所で実施されている。並行して、さまざまな部門の職員に期待される振る舞いを記したファンダメンタルズ冊子も導入された。これは2017年4月より運用開始され、これら2つの文書が適切に運用されているかをマネジメントオブザベーションプロセスで監視している。中央制御室代表者の数人にインタビューを行ったが、実施された変更をしっかりと理解していることが確認できた。

十分な職務適合性プログラムが策定され、2016年6月より運用開始されている。現在、プログラムは発電所の全人員が対象となっている。

発電所は、警報指示手順書ならびに警報対応手順書の包括的レビューを実施した。このレビューで、このトピックにおける既存の不備を全て是正した。さらに、警報発報時運転手順書も策定された。この手順書は、長期停止状態であっても定期的な警報レビューが行われるようにしている。

運転員支援資料の管理が大幅に改善した。運転員支援資料それぞれに明確かつ適切なラベルが貼られ、全ての運転員支援資料に対する十分な電子データベースが維持されている。チームは6/7号機MCRの警報対応手順書と運転員支援資料をレビューしたが、どちらもIAEA標準に沿ったものであった。

結論 : 課題は解決

3.6(a) Good practice: Management of transient combustible materials

The station has developed and implemented strong systematic management and control of combustible materials.

- (1) The primary contractor submits an application to the Maintenance Management Group. At that time, the field map (indicating 'no temporary storage' areas, hot work areas and other temporary storage areas) is verified on the intranet to select a storage location. At the same time, fire load assessment of the temporary storage item is conducted.
- (2) The Maintenance Management Group checks the application and verifies 'period,' 'reason,' 'location,' 'important equipment: Yes/No,' 'if Yes, adequacy,' 'items (include quantity, calorific value),' 'TEPCO group in charge,' 'primary contractor,' 'fire load assessment results'. The result of the fire load assessment is compiled by the Maintenance Management Group, and it verifies in advance if there are any temporarily stored items in the same area. If there are already items being stored temporarily, the total calorific value, obtained by adding together the assessment results, is used to determine if temporary storage can be permitted. A 'Request for correction' is issued if necessary. Applications with no issues are sent to the TEPCO work supervisor.
- (3) The TEPCO work supervisor circulates the application to the manager(s) for verification. Once it is approved (permitted) by the shift supervisor, the application is returned to the primary contractor.
- (4) The approved application is shared as information with the Maintenance Management Group, and the field map is updated.
- (5) The application returned to the primary contractor is posted in the field, and items are temporarily stored.
- (6) The TEPCO work supervisor and primary contractor manager checks the status of temporary storage in the field and puts the date and signature of the verifier on the posted application form.
- (7) The Maintenance Management Group conducts daily patrols based on the information registered on the field map and verifies temporary storage conditions from an independent perspective. A 'Request for correction' is issued if necessary.

Note that in-field equipment and materials for operations shifts are also managed as part of the scope of these rules.

Exemptions

If temporary storage is unavoidable in a 'no temporary storage' area due to maintenance activities, an exemption application is submitted in advance to the fire protection management for approval. The approved exemption application and temporary storage application are submitted together to the Maintenance Management Group.

For exemptions, additional safety measures (such as placement of temporary fire detectors and ensuring use of metal containers) are considered and implemented.

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) Issue: Station arrangements for the on-shift fire brigade composition and the on-site professional fire brigade practical retraining and escort could adversely affect their response to fire alarms.

During the review the team noted the following:

- Minimum shift composition for cold shutdown, stated in the Technical Specifications, will not ensure the requirements for minimum on-shift fire brigade composition (three fire-fighters);
- The time limit for the on-site professional fire brigade to reach a fire is 10 minutes;
- The on-site professional fire brigade is able to depart the fire brigade station within 1 minute, however, they are requested to wait at the entrance to the units for an escort;
- The response time taken during the last three exercises exceeded 10 minutes;
- The 10 minute time limit was not achieved during actual fires experienced at the station;
- There is no requirement for special fire-fighting retraining for the on-site professional fire brigade as practiced for the on-shift fire brigade.

Without proper arrangements for the availability and training of the on-shift fire brigade and the on-site professional fire brigade, their appropriate response to a fire cannot be ensured.

Suggestion: The station should consider enhancing its arrangements for the on-shift fire brigade composition, as well as the practical retraining and escort of the on-site professional fire brigade, to ensure an effective response to fire alarms.

IAEA Bases:

SSR-2/2

Req.22. The operating organization shall make arrangements for ensuring fire safety.

5.21. The arrangements for ensuring fire safety made by the operating organization shall cover the following: adequate management for fire safety... Such arrangements shall include but are not limited to:

(d) Establishment of a manual fire fighting capability;

NS-G-2.1

8.1 A fire fighting strategy should be developed for each area of the plant identified as important to safety (including those areas which present a fire exposure risk to areas important to safety). These strategies should provide information to supplement the information provided in the general plant emergency plan. The strategies should provide all appropriate information needed by fire fighters to use safe and effective fire fighting techniques in each fire area. The strategies should be kept up to date and should be used in routine classroom training and in actual fire drills at the plant. The fire fighting strategy developed for each fire area of the plant should cover the following:

—access and exit routes for fire fighters;

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。

提案: 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. Plant documentation should provide a clear description of the manual fire fighting capability provided for those areas of the plant identified as important to safety. The manual fire fighting capability may be provided by a suitably trained and equipped on-site fire brigade, by a qualified off-site service or by a co-ordinated combination of the two, as appropriate for the plant and in accordance with national practice.

8.4. Where full or partial reliance for manual fire fighting capability is placed on off-site resources, there should be proper co-ordination between the plant personnel and the off-site response group in order to ensure that the latter is familiar with the hazards of the plant. The responsibilities and lines of authority for manual fire fighting personnel should be documented in a fire fighting plan.

8.5. If an on-site fire brigade is established to provide a manual fire fighting capability, the fire brigade's organization, minimum staffing level, equipment (including self-contained breathing apparatus) and training should all be documented and their adequacy should be confirmed by a competent person.

8.6. Members of the on-site fire brigade should be physically capable of performing fire fighting duties and should attend a formal programme of fire fighting training prior to assignment to the plant fire brigade. Regular training (routine classroom training, fire fighting practice and fire drills) should be provided for all on-site fire brigade members. Special training should be provided for fire brigade leaders to ensure that they are competent to assess the potential safety consequences of a fire and advise control room personnel.

Plant Response/Action:

1. Issue Analysis

Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station does not have sufficient arrangements for actual fire drill and escort for the on-site professional fire brigade. In addition, goal setting for first-aid firefighting duties of the on-shift fire brigade and the on-site professional fire brigade was unclear, which combined with lack of adequate goal attainment evaluation, led to the station not making much progress in the area of first-aid firefighting activities.

1-1 Identified Gaps

(1) Ensuring the on-shift fire brigade composition

As described in the Technical Specifications, the power station is requested to station 10 or more personnel to perform firefighting duties in case of fire. Based on this requirement, roles of first-aid firefighting personnel are described in the fire protection plan, and the station ensures 3 on-site firefighters (shift personnel) to perform such activities.

The Technical Specifications require the station to secure two or more operators for units 1 - 5 (3 or more for units 6 - 7) for cold shutdown, and when additional first-aid fighters are needed by unit(s) on fire, other units are requested to provide their resources for support, thus assuring the minimum composition requirement (3 firefighters) for the first-aid firefighting team.

(2) Arrangements for actual fire drills for the on-site professional fire brigade

The power station does not require the on-site professional fire brigade to participate

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。

発電所の対応

1. 課題の分析

柏崎刈羽原子力発電所は、現場専門消防隊の実火訓練および誘導に関する取り決めが不十分であった。また、現場消防隊および現場専門消防隊の初期消火活動に対する目標設定が曖昧な状態で、その達成状況の評価も不十分であり、初期消火活動の改善が進んでいない。

1-1 ギャップの特定

(1) 現場消防隊の編成の確保

発電所は、保安規定に定める火災発生時の対応において、初期消火要員を 10 名以上常駐させることを要求しており、当該要求事項を踏まえ、火災防護計画に初期消火要員の役割を記載し、初期消火のための現場消防隊 3 名（当直員）を確保している。

なお、保安規定においては、冷温停止時の運転員として 1～5 号機では 2 名以上（6/7 号機では 3 名以上）を確保することを要求しているが、火災発生プラントで初期消火要員が必要な場合は、号機間で応援することとしており、初期消火班の最小編成要件（消防隊員×3 名）を保障している。

(2) 現場専門消防隊に対する実火訓練の取り決め

発電所は、現場専門消防隊に対して実火訓練の受講は要求しておらず、受講実績の管理もし

in actual fire drills nor manage records of participation. Participation records should be managed by the power station, from the view point of maintaining competence of the on-site special fire brigade.

(3) Arrangements for escort for the on-site professional fire brigade

The on-site special fire brigade is requested to wait at the entrance to the units for escort when visiting the actual fire scene within the protected areas of the power station, and thus procedures should be revised in order to allow it to arrive at the scene in the shortest possible time.

2. Enhanced Action Plan, Controls and Roles and Responsibilities

2-1 Action Plans and Control

- (1) The power station to request the on-site professional fire brigade to participate in actual fire drills and manage records of participation.
- (2) The power station to revise its procedures on the on-site special fire brigade meeting up with escort so it can arrive at the fire scene within the protected area in the shortest possible time.

2-2. Roles and Responsibilities of Actions

The Disaster and Industrial Accident Group at the power station is responsible for defining arrangements for the on-site professional fire brigade.

3. Current Action Status

(1) Arrangements for actual fire drills for the on-site professional fire brigade

In order to maintain competence of firefighters through actual fire drills, in February 2016, the power station has specified in its fire protection plan and specifications related to the on-site professional fire brigade, arrangements that require the on-site special fire brigade to participate in actual fire drills. In addition, starting April 2016, the power station began to manage records of the on-site special fire brigade participating in the actual fire drills.

Based on those participation records, the power station requested the on-site special fire brigade members who had not attended actual drills for an extended period of time to participate in drills. In 2016, 3 on-site special fire brigade members were retrained in actual fire drills, for them to start their effort to maintain their competence.

(2) Arrangements for escort for the on-site professional fire brigade

In order to allow the on-site professional fire brigade to arrive at the fire scene within the protected areas of the station in the shortest possible time, the power station has revised its procedures on how the brigade meet up with and have necessary escort when entering protected areas as in the chart below. Due to this revision, the on-site professional fire brigade eliminated the time required to wait for the escort at the entrance to the units.

ていない。現場専門消防隊の力量維持の観点からも発電所が管理すべき事項である。

(3) 現場専門消防隊の誘導に関する取り決め

現場専門消防隊は、発電所防護区域内の火災現場に向かう際、号機入口で誘導を待つ必要があり、最短で火災現場に到着するためには手順の見直しが必要である。

2. 強化された活動計画、管理及び役割責任

2-1 活動計画と管理

- (1) 発電所は、現場専門消防隊に対して実火訓練の受講を要求し、その訓練の受講実績を管理する。
- (2) 発電所は、現場専門消防隊が防護区域内における火災現場へ短時間で到着できるように誘導と合流する手順を見直す。

2.2 活動の役割と責任

発電所防災安全Gは、現場専門消防隊に関する取り決めを定めることに責任を負う。

3. 活動の現在の状況

(1) 現場専門消防隊に対する実火訓練の取り決め

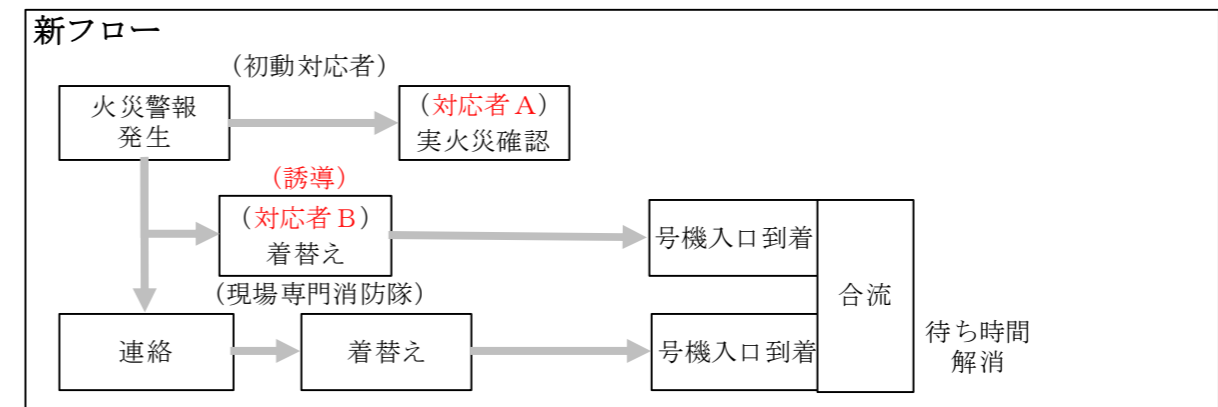
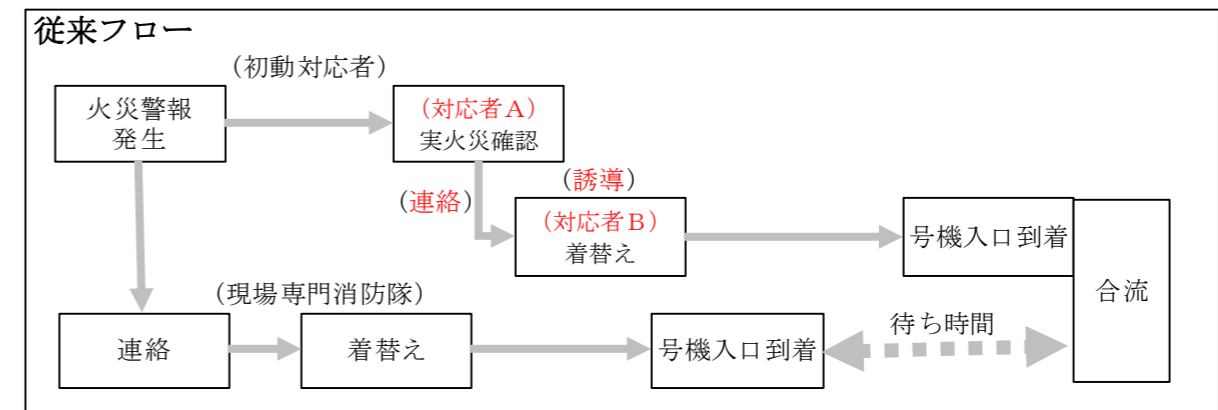
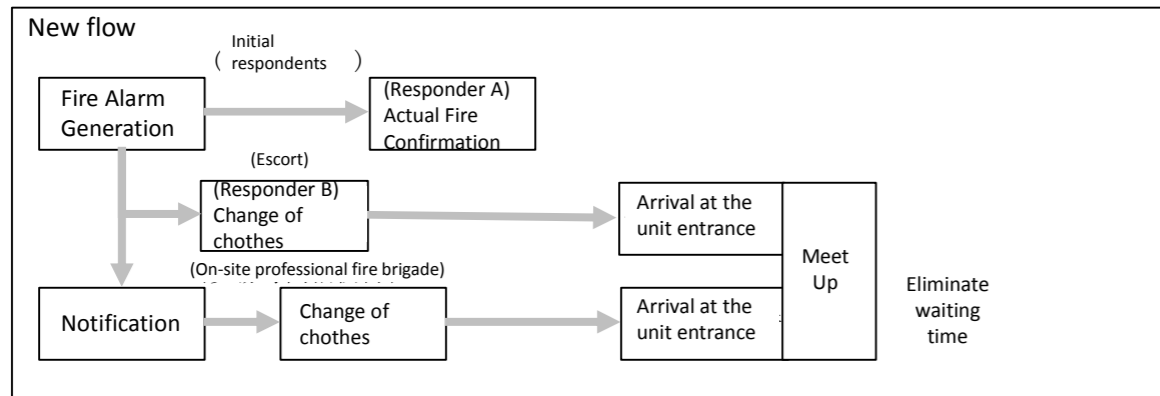
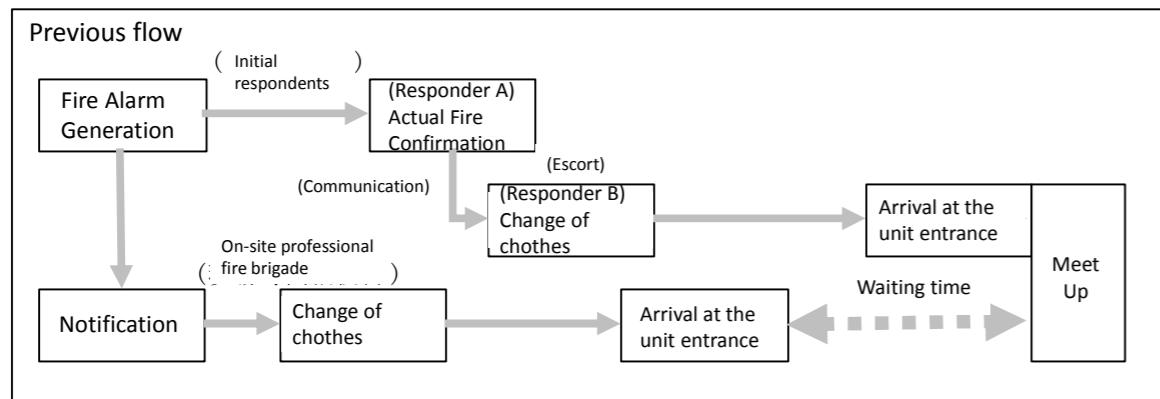
発電所は、消防隊の実火訓練の力量維持を図るため、2016年2月に火災防護計画および現場専門消防隊に係る仕様書に、現場専門消防隊の実火訓練の受講の取り決めを定めた。また、現場専門消防隊の実火訓練の受講実績管理を2016年4月から開始した。

発電所は、現場専門消防隊の実火訓練の受講実績をもとに、実火訓練から長期間経過している現場専門消防員に対して実火再訓練を要請し、2016年に現場専門消防隊3名が実火訓練を再受講し、力量維持の取り組みを開始している。

(2) 現場専門消防隊の誘導に関する取り決め

発電所は、現場専門消防隊が防護区域内における火災現場へ短時間で到着できるようにするため、現場専門消防隊が防護区域内へ入域するために同行が必要となる「誘導」と合流する手順を下図の通り見直した。

これにより、現場専門消防隊は、号機入口での誘導との待ち時間を解消することができた。



4. Performance assessment indicators (indicators of achievements)

The target time for the on-site professional fire brigade to arrive at the fire scene was used to be set to 10 minutes, but this uniform across-the-board target time was no longer used because assumptions vary by different fire scenes.

The new goal that replaces the old one, was defined for the on-site fire brigade (operators) which asks the on-shift fight brigade to start firefighting before the on-site professional fire brigade arrives at the scene of the fire.

5. Main Achievements

Initially the target time for the on-site professional fire brigade to arrive at the fire scene was set to 10 minutes, but this uniform across-the-board target time was no longer used because assumptions at different fire scenes vary, and the power station has been working on improvement to shorten the time to arrive at the scene while continuing trainings.

A new goal was set for the on-site fire brigade (operators) to initiate its firefighting before the on-site professional fire brigade arrives at the scene, and started to perform drills since 2016.

In the thirty drills taken place in the past, the on-duty fire brigade (operators) initiated firefighting before the on-site professional fire brigade arrived at the scenes, and thus the new goal was generally satisfied.

During the fire occurred at the power station on February 23, 2017

4. 業績評価指標 (成果の指標)

現場専門消防隊は、火災現場到着までの目標時間を10分としていたが、火災現場の想定が多岐にわたることから、一律10分の目標設定を取り止めた。

これに代わる新たな目標として、現場消防隊（運転員）は、現場専門消防隊の火災現場到着までに消火活動を開始することを目標に設定する。

5. 主な成果

当初、現場専門消防隊は、火災現場到着までの目標時間を10分としていたが、火災現場の想定が多岐にわたることから、一律10分の目標設定を取り止め、訓練を継続しながら火災現場到着までの時間短縮に向け改善を続けている。

新たな目標として、現場消防隊（運転員）は、現場専門消防隊の火災現場到着までに消火活動を開始することを目標に設定し、2016/9から訓練を開始している。

これまでの30回の訓練では、現場消防隊（運転員）は、現場専門消防隊の火災現場到着までに消火活動を開始しており、概ね目標を達成している。

また、発電所で起こった2017/2/23の火災では、現場消防隊（運転員）は、現場専門消防隊の火災現場到着前までに消火活動を開始している。

, the on-site fire brigade (operators) initiated its firefighting before the arrival of the on-site special fire brigade.

6. Sustainability

Based on the critiques of the drills for the on-site fire brigade (operators) and the on-site professional fire brigade, the power station ensures firefighting activities in the event of fire through continuous improvement in arrangements.

IAEA Comments:

The analysis of this issue and the resulting action plan was reviewed by the team. Activities derived from action plan for this issue have been performed in a timely manner.

An improved schedule for annual fire drills is in place. Their schedule ensures that each shift crew takes part in a common drill with the on-site professional fire brigade at least once a year. In the same period it is expected that each member of the professional on-site fire brigade should participate in common fire drill. Appropriate records of fire drills conducted are recorded by the plant.

The plant has implemented appropriate arrangements to ensure the activities of the on-shift fire brigade and the on-site professional fire brigade are coordinated in a way that ineffective waiting time for entrance of professional fire fighters in to the units in case of fire is minimized or even eliminated. These new arrangements also allow the on-shift fire brigade to start to fight the fire and take necessary arrangements before the professional fire fighters arrive at the location of fire.

The plant is considering further improvements to shorten the total time necessary for the professional on-site fire fighters to arrive to the area of the fire.

Conclusion: Satisfactory progress to date.

6. 持続性

発電所は、現場消防隊（運転員）および現場専門消防隊に係る訓練の振り返りを踏まえ、取り決めに關する改善を継続することで、火災時の消火活動を確実なものとする。

IAEA からのコメント：

チームは分析をもとに策定されたアクションプランをレビューした。この課題に対するアクションプランから策定された活動は、迅速に実行されている。

スケジュールに改良が加えられた年次火災訓練が実施されている。スケジュールでは、各当直チームが現場専門消防隊との合同訓練に少なくとも年に1度は参加することとなっている。また、現場専門消防隊の各メンバーには、合同火災訓練に参加することが期待されている。実施された火災訓練については、発電所が適切に記録している。

発電所は適切な取り決めに策定し、現場消防隊と現場専門消防隊の活動を調整して、火災が発生した場合に専門消防隊員がユニットに立ち入る際の不要な待ち時間を短縮する、あるいは待ち時間を解消できるようにしている。また、この新たな取り決めによって、現場消防隊は消火活動を開始し、現場専門消防隊が火災現場に到着する前に必要な手配を行えるようになった。

発電所はさらに改善を重ねており、現場専門消防隊が火災現場に到着するまでに要する合計時間の短縮に取り組んでいる。

結論：本日までに満足な進捗がみられる。

4.5 MAINTENANCE AND TECHNICAL SUPPORT

4.2 STATION MODIFICATION SYSTEM (SAFETY ENHANCEMENT PROJECTS)

Station modifications are identified, specified, screened, designed, evaluated, authorized, implemented and recorded in accordance with the Design Management Basic Manual revised in 2014. Each modification is evaluated for its safety significance, and is placed into one of four safety categories. The Corporate Office is responsible for all modifications categorized as Is, which is the highest class and represents mostly new designs. The plant can initiate design modifications of a lower safety class.

However, design engineering of recent safety enhancement projects, regardless of their safety classification is performed by the corporate office. The team understood that the Corporate Office has not established the complete role and function of an overall design authority.

Contractors, supervised by plant maintenance group, carry out installation of modifications. After testing and commissioning is performed, all the design documents submitted in relation to modifications are appropriately stored in the station's 'DREAMS' system, which contains all vendor detailed documents and is accessible to station as well as corporate staff. However, the team realised that there is no guarantee that the system covers all necessary and complete information collected throughout the station lifetime. The team incorporated this into the suggestion in 4.6.

4.3. MAINTENANCE PROGRAMMES

A specific ageing management review and scoping procedure is required once a unit life reaches 30 years. The review shall identify existing and potential degradation mechanisms of Structures, Systems and Components (SSCs) and their further management in the continued operation of the station. The plant has initiated a procedure for overall ageing management review of SSCs for Unit 1 only. For Unit 6 and 7 the station has currently limited specific ageing management activities and relies on results from maintenance programme for active components and In-Service Inspection results for the passive SSCs.

The team encourages the station to implement an overall ageing management review of Units 6 and 7.

4.4 CONDUCT OF MAINTENANCE WORK

Without its own maintenance forces and capacity, the station is fully dependant on external suppliers for maintenance activities. In general the station maintenance personnel have a management and supervisory role only. External contractors carry out almost all the maintenance work.

Based on lessons learned from the Fukushima event there is an on-going training programme at the plant to train maintenance group personnel to carry out limited work as emergency maintenance. This has been observed as an important improvement of initial station practice. The team encourages the station to develop this practice and establish the station's own well qualified and equipped maintenance force in order to reduce the full reliance on contractors' capabilities for emergency corrective maintenance.

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の提案に組み入れた。

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。

福島教訓に基づき、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体的な依存を軽減するよう奨励する。

4.6 CONFIGURATION CONTROL

In the past the station used the original supplier, as the overall repository of all design specifications and changes, including reliable and long term storage and access to design basis data. However, the current situation is that design and implementation of some safety related modifications are performed by contractors other than the original supplier. In such cases, a long term storage and safekeeping of detailed contractor design data has not been clearly established. Therefore TEPCO does not have guaranteed access to all necessary design basis documentation from either the original or the new supplier. This is to be solved at corporate level as further plant design changes can be expected. Also a 'design criteria document' is to be prepared for each new system. The team made a suggestion in this area.

4.7 USE OF PSA, PSR AND OEF

The station has developed a Level 1 probabilistic safety assessment (the station uses the term probabilistic risk assessment (PRA)) study for internal and external events for full power conditions as well as shut down states. A pilot case of a Level 2 PRA has been performed and development of a full Level 2 PRA is in progress. The station has developed a risk monitor, which is used to monitor risk arising from maintenance activities in refuelling outages. The PRA results are for information only rather than for risk informed decision-making.

The team observed that core damage frequency (CDF), as well as dominant contributors to the overall CDF, differs from that of a typical BWR. Although the team did not review the PRA in detail, it was observed that some initiating event frequencies are two orders of magnitude lower than internationally used values. In addition, the human reliability data used in PRA for recovery actions appears to assume substantially better human reliability than recommended in the IAEA safety standards.

The team encourages the station to follow the internationally recognized methods and practices, such as those described in the IAEA safety guide SSG-3 when developing PRA studies.

4.8 PLANT MODIFICATIONS RELATED TO POWER SUPPLY

The station has implemented comprehensive measures to enhance the AC and DC power systems to supply essential loads required under design extension conditions. These measures reflect lessons learned at Fukushima and include two diverse functions; a reliable alternate AC and DC power supply system, and a newly installed turbine-driven high pressure alternate cooling (HPAC) system. A new, dedicated battery with capacity of at least 72 hours has been installed at high elevation in the reactor building. It provides DC power to dedicated accident instrumentation and spent fuel pool water level measurement, as well as a power necessary to activate the HPAC system.

An alternate mobile unit, containing a spare battery and diesel generator charger, can be connected to the division I DC system in order to ensure continued DC power for the reactor core isolation cooling (RCIC) system. This combination of reliable AC/DC power systems and an independent and autonomous core injection is an enhancement of the original station design basis. The station is able to withstand a simultaneous loss of coolant accident (LOCA) and a station blackout (SBO). The team recognized this as a good practice.

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案を行った。

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 2PRA 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 PLANT MODIFICATIONS RELATED TO I&C

The instrumentation dedicated to severe accident mitigation strategies provides adequate measurement of critical parameters required for decision making during severe accidents. Based on a comprehensive analysis of instrument performance during the Fukushima accident, certain station instrumentation has been enhanced to provide reliable information on the status of the core and containment integrity in all situations. New instrumentation has been installed in the spent fuel pool located on the top floor of the reactor building, which provides water level information over the entire range from the top of the spent fuel pool to the bottom of the fuel assemblies.

There is an on-going, government sponsored programme in Japan to support qualification of dedicated instrumentation for severe accident conditions by testing or survivability analysis. The station has already installed this newly qualified accident instrumentation. The team recognizes this as a good performance.

4.10 EQUIPMENT QUALIFICATION

A typical station equipment qualification programme contains a set of specific activities that demonstrate and document the evidence of equipment capability to perform its safety function under anticipated operational environments during all operational states and accident conditions. Although the station does not have an equipment qualification programme, a number of components do have seismic and environmental qualification. However, the team observed that several qualification reports were dated 1981 and, since then, the station has not formally reconfirmed their validity. Some qualification reports were produced for another similar station without confirming their applicability to Kashiwazaki-Kariwa.

The initial station specific seismic data has been reviewed since the 2007 earthquake and documented in an evaluation report. Although no significant changes for the individual components were identified, the validity of the original qualification reports has not been formally documented.

In order to support an evaluation of remaining component life, the station has developed a list of electrical and I&C components for Unit 7, for which the actual ambient environmental conditions were collected during the station's operational history. However this list does not explicitly specify what qualification status the equipment should have; for instance, the environmental qualification, the seismic qualification, the electromagnetic interference qualification. A complete list of electrical and I&C components subject to qualification still needs to be confirmed.

Although some elements of equipment qualification are in place, the team recommends that an integrated process to establish, preserve and document the equipment qualification status of safety related items that are required to function, during all plant operational states and accident conditions, is implemented.

4.12 REVISION OF DESIGN BASIS EARTHQUAKE AND TSUNAMI

The team observed that feedback of experience and lessons learnt from past events are the main drivers for updating the Design Basis Earthquake (DBE) and Tsunami (DBT), especially the 2007 Niigata-Chuetsu-Oki earthquake and 2011 Tohoku earthquake. Guidelines for earthquake assessment and for tsunami assessment on nuclear power plants were issued by the Japan Nuclear Regulatory Authority in 2013.

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

As a consequence, the team observed that the station has performed additional investigations to improve knowledge of the main driving parameters and to update previous earthquake and tsunami hazard assessments. The main enhancements dealing with earthquake and tsunami hazard investigations are as follows:

- Additional and extensive geological surveys at regional scale and in the site vicinity, including maritime acoustic exploration;
- Characterization of capable faults, considering an extension in time period from after 50000 years ago (until 2006) to after 120000/130000 years ago (since 2013);
- Fault activity re-assessment, including simultaneous motion of active faults (simultaneous rupture, driven by Tohoku earthquake experience feedback);
- Investigations on tsunami deposits around the station in order to find any traces of historical and pre-historical tsunamis (target range: 100 km wide, previous 10000 year: Holocene period).

The team also noted that the Japanese utilities have combined their actions through the Federation of Electric Power Companies of Japan (FEPC) since 2009 to collect domestic and international data to expand knowledge on seismic and tsunami hazards. The main outcomes of this work are reported by each utility and sent to the NRA on a yearly basis.

Based on these investigations and re-assessments, the station Design Basis Earthquake peak acceleration (at building foundation level) is now set to 0.60g to 0.87g (depending on units) and the Design Basis Tsunami wave height is now increased to 6m (8.5m considering run-up). This was identified by the team as a good performance.

4.13 SAFETY ENHANCEMENT MEASURES RELATED TO CIVIL STRUCTURES

The fundamental approach to establish new SSCs and modify existing SSCs to enhance plant safety is given in the TEPCO Master Guideline, which defines the basic philosophy toward defence-in-depth concepts on both internal and external events. This approach is deterministic.

With respect to safety enhancement measures related to an earthquake, the team observed that a comprehensive assessment of SSCs important to safety was performed to identify any necessary enhancement. The results of these investigations are compiled in a document that provides the list of safety related SSCs, the safety class and other relevant information on equipment characteristics. The result is either the justification of adequate margins in the design of the SSCs or the need to perform reinforcement actions. Significant seismic enhancement modifications have been implemented, for example:

- Enhanced existing SSCs: main exhaust stacks, spent fuel pool (sloshing protection), reactor building crane, reactor building roof structure, switching station facility, piping supports;
- New SSCs designed based on the revised DBE: sea-wall (tidal embankment), main filter equipment, mobile gas turbine generators and the technical support centre which is built on seismically isolated foundations.

Regarding safety enhancement measures related to tsunamis, a decision was taken by TEPCO after the Fukushima accident to build a protective sea-wall (tidal embankment) around the safety related area of the station, complemented by supplementary measures such as flood barriers, water tight doors and waterproofing penetrations. This set of measures was identified as a good practice by the team.

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100km、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）0.60g～0.87gに設定され、設計基準津波の波高は6m（打上げ波を考慮して8.5m）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 USE OF SEISMIC AND TSUNAMI PRA

The team observed that PRAs for earthquake and tsunami hazards have been performed by the station. These PRAs include the definition of scenarios, initiating events and accident sequences, probabilistic hazards assessments, fragility assessments of SSCs and final integration and evaluation of the risk. They are currently used in addition to deterministic approaches, and considered as informative.

Probabilistic Seismic Hazard Assessment (PSHA) and Probabilistic Tsunami Hazard Assessment (PTHA) are performed based on the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) guidelines. These PSHA and PTHA develop a logic tree approach, which includes various sources of epistemic and random uncertainties.

Risk Assessments are performed for different plant situations (such as with or without taking credit for external emergency equipment) and with and without implementing enhancement measures, for example in the case of tsunami risk the presence or not of the sea wall.

The team observed that seismic and tsunami probabilistic safety assessments involve multiple departments of TEPCO Corporate and of the station (and potential suppliers). Considering the complexity of external hazard PRAs, and considering also the fact that external hazard PRAs should be performed so that uncertainties from each input are properly quantified and propagated, the team encourages the station to enhance the interface management and mutual understanding between contributors and departments involved in external hazard PRA and to perform peer reviews in an extensive manner.

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実性と偶発的不確実性を含んでいる。

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実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。

DETAILED MAINTENANCE AND TECHNICAL SUPPORT FINDINGS

4.6 CONFIGURATION CONTROL

4.6 (1) Issue: A complete process to ensure availability of the design data required for design configuration control throughout the plant lifetime and design authority function has not been established.

- A complete process for maintaining the availability of plant design basis information for continuing design configuration control and integrity throughout plant life has not been established;
- Access to historical data, reliable long term storage of vendors' detailed design documentation and access to detailed design basis data have not been ensured;
- The original vendor or its subsidiary was involved in the development of systems design specifications and was used as principal supplier concerning all design changes. The Corporate Office has adopted the role of design authority and is responsible for all modifications categorized as Is, which is the highest class and represents most new design changes. However the complete role and functions of an overall design authority have not been established. In addition, TEPCO does not have guaranteed access to all necessary design basis documentation from the original supplier;
- Some safety-related modifications are performed by contractors other than the original vendor and the process of reliable long term storage and safekeeping of detailed design documentation, as well as access to detailed design basis data has not been clearly established;
- Design and installation documents submitted in relation to modifications are currently stored in the station's 'DREAMS' system, which contains some vendor's detailed documents and is accessible to station as well as corporate staff. However, completeness of the information is not guaranteed, there are some important design documents that are retained by the vendor and not submitted to TEPCO;
- Only two pilot cases on 'design criteria document' have recently been established in the Corporate Office to assure completeness of accessibility to the design basis information throughout plant lifetime.

Without a well-defined design authority role and assured reliability and availability of important plant design data throughout its lifetime, the station may have difficulties ensuring correct assessment of the safety of components and related modifications, as well as ensuring that design requirements and configuration control are properly maintained.

Suggestion: The station and Corporate Office should consider formalising their design authority function and establishing a procedure for assurance of availability of complete and reliable important plant design data, including the long term storage and safekeeping of detailed design documentation throughout the plant lifetime.

IAEA Basis:

SSR-2/1

Requirement 14: Design basis for items important to safety.

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。

提案: 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. The design basis for each item important to safety shall be systematically justified and documented. The documentation shall provide the necessary information for the operating organization to operate the plant safely.

SSR-2/2

Requirement 1 Responsibilities of the operating organization.

3.2. The management system, as an integrated set of interrelated or interacting components for establishing policies and objectives and enabling the objectives to be achieved in an efficient and effective manner, shall include the following activities:

(f) Design integrity, which includes maintaining a formally designated entity that has overall responsibility for the continuing integrity of the plant design throughout its lifetime, and managing the interfaces and lines of communication with the responsible designers and equipment suppliers contributing to this continuing integrity [4]

INSAG 19

11. An operating organization must set up internally a formal process to maintain the design integrity as soon as it takes control of the plant. This may be achieved by setting up a design capability within the operating organization, or by having a formal external relationship with the original design organizations or their successors. There must be a formally designated entity within the operating company that takes responsibility for this process. This entity needs to formally approve all design changes. To do this, it must have sufficient knowledge of the design and of the overall basis for safety. In addition, it must have access through a formal process to all the underlying design knowledge to ensure that the original intent of the design is maintained.

Plant Response/Action:

1. Issue Analysis

The Japanese Nuclear Power Industry and Regulatory framework allows Plant Manufacturers (Toshiba, Hitachi and MHI) to be the design authority and maintain the design bases. TEPCO also delegated design authority function to Toshiba and Hitachi, was highly dependent on their engineering capability and did not put high priority on establishing systematic configuration management process in the past.

After the accident of Fukushima Dai-chi NPS, the KK NPS and Corporate Office recognized gaps in design/ configuration management by performing benchmarking with US NPPs and European NPPs that used INPO AP-929 and IAEA Safety Report 65. In addition, taking into account the recent status that number of safety enhancement modifications performed by vendors other than the original plant manufacturer was considerably increasing, it became necessary for TEPCO to be a design authority and establish a systematic configuration management process in order not to be highly dependent on services provided by the plant manufacturer to revise design information and documents after a modification.

Under such circumstance the KK NPS and Corporate Office initiated actions to cope with these gaps before the IAEA OSART main mission.

After receiving a suggestion on configuration management through the OSART main

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。

発電所の対応

1. Issue Analysis

日本の原子力産業及び規制上の枠組みでは、プラントメーカー（東芝、日立及び三菱重工）が設計オーソリティー機能を有し、設計基準を保持することが認められてきた。東電も過去には、設計オーソリティー機能を東芝及び日立に委ね、彼らのエンジニアリング能力に大きく依存し、体系的な設備構成（コンフィグレーション）管理の確立を優先させてこなかった。

福島第一事故の後、発電所と本社は、INPO AP-929やIAEA安全報告書No.65を使用している米国や欧州の原子力発電所をベンチマーキングすることによって設計管理や設備構成管理のギャップを認識した。

加えて、最近ではオリジナル設計を担当したプラントメーカー以外の受注者が安全強化対策工事を実施するケースが多くなってきており、設計情報や設備図書の改訂のため、プラントメーカーに過度に依存しなくても良いように、東京電力自身が設計オーソリティー機能を担い、体系的な構成管理プロセスを構築する必要が生じた。

このような状況下で 柏崎刈羽原子力発電所 と本社は IAEA OSART メインミッションの前にこれらのギャップに対処するための活動を始めた。

設備構成管理に関して OSARTメインミッションにおいて改善勧告を受け取った後、柏崎刈羽原子

mission, the KK NPS and Corporate Office recognized necessity to further enhance the abovementioned actions.

In addition to the IAEA Safety Report 65, relevant requirements and recommendations provided by the IAEA Safety Standards such as Requirements 10 and 11 of SSR 2/2 were checked and utilized.

The Corporate Office invited a former fleet design engineering manager of a US utility as an adviser to learn good practices in the USA, especially a newly established standard design/ configuration management process which would take over the INPO AP-929 process. Additional benchmarking with NPPs in Slovakia, Czech Republic and Sweden was performed.

In addition to the benchmarking practices of configuration management, TEPCO has been performing benchmarking worldwide best practices related to entire engineering and is currently developing an Engineering Center, Configuration Management/Control Processes, Management Model, Key Performance Indicators, Plant Health Committees and Project Review Committees.

TEPCO embarked on these improved business practices, not because of non-conformance with Japanese Regulations but to enable World Class Performance.

Through these activities, the following gaps were identified and enhanced action plans were prepared. Roles and responsibilities for actions were clarified. Basic policy to put higher priority on the systems and equipment newly constructed or modified for Unit 6 and 7 to enhance safety or to address new regulatory requirements remains the same.

1-1 Identified gaps

- Lack of an integrated and systematic configuration management process (also related to insufficient in-house design authority function and design basis information);
 - Insufficient design requirement (basis) management process,
 - Insufficient systematic facility configuration information management process,
 - The current Master Equipment List (MEL) in Maximo is mainly for maintenance programmes and not sufficient for configuration management,
 - Condition Report which is necessary to propose configuration change is not in use for now, only SR (Service Request) is operated on Maximo,
- No systematic margin management is in place.

2 Enhanced Action Plans, Control and Roles and Responsibilities (Corrective Action Plans)

2-1 Action Plans and Control

- Revise all affected design documents for KK-6/7 by new regulatory requirements and safety enhancement modifications to resume configuration equilibrium. (Control: Progress Tables of the Design/ Facility Document Revision Task Force)

力発電所と本社は、上記活動をさらに強化する必要性を認識した。

IAEA安全報告書No.65に加えて、IAEA安全標準SSR-2/2の要件10と要件11のような関連する要求や推奨事項をチェック、活用した。

本社は米国の良好事例、特に INPO AP-929プロセスに代わる新しい全米標準の設計管理/構成管理プロセスを学ぶために、アドバイザーとして米国原子力事業者の元フリート（本社）設計エンジニアリングマネージャーを招聘した。さらに、スロバキア、チェコ共和国、スウェーデンの発電所とのベンチマーキングを追加で実施した。

設備構成管理に関するベンチマーキングに加えて、東電はエンジニアリング全般について世界の最良事例とのベンチマーキングを実施し、現在、エンジニアリング・センター、設備構成管理・コントロールプロセス、マネジメント・モデル、重要パフォーマンス評価指標（KPI）、プラント健全性委員会及びプロジェクトレビュー委員会の確立に力を注いでいる。

東電が以上のような業務慣行の改善に手を付けたのは、日本の規制に適合していなかったからではなく、世界レベルのパフォーマンスを達成するためである。

これらの活動を通じて、以下に示すギャップが特定され、強化された改善計画を準備した。改善の役割と責任も明確化した。安全性の向上や新規制基準への適合のために6/7号機に新設・改造された系統や機器を優先度高とする基本方針については、変更していない。

1-1特定されたギャップ

- 統合的・体系的な構成管理プロセスの欠如（また、社内の設計オーソリティー機能が十分確立しておらずと保有する設計根拠情報も十分ではないことにも関係している）；
 - 設計要求（根拠）管理プロセスが十分なものとなっていない。
 - 体系的構成情報管理プロセスが十分に構築されていない。
- 機器マスターリスト（MEL）は保全プログラムのために用意されており設備構成管理の観点からは十分なものとなっていない。
- Maximo 上運用されているのはSR（サービスリクエスト）のみで、CR（状態レポート）は未運用。
- 体系的マージン管理の仕組みがない。

2 強化された活動計画、管理及び役割責任（是正のための活動計画）

2-1 活動計画と管理

- 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機の新規制基準と安全対策工事により影響を受けた全ての設計文書について、設備構成管理の3要素の均衡状態を回復させるため改訂する。（管理：設計/設備文書改訂タスク/フォースの進捗管理表）

- Establish a standard table of contents and improve descriptions of the design criteria documents (DCDs), add design/ operational margins to DCD descriptions, develop a new guidance to prepare DCDs and introduce design requirement management support tool (system) to establish links between DCDs and relevant design basis documents, (Control: Action plan table of Design Engineering CFAM and PI of Design Engineering CFAM)
- Identify necessary design basis information for utilities and discuss with the plant manufacturers to ensure access to the information that was not provided. (Control: Action plan table of Design Engineering CFAM)
- Develop an Integrated Design Management/ Configuration Change Management and Facility Configuration Management Process which includes identification of all affected design documents and procedures as well as its Supporting System (CDMS), set up important performance indicators (PIs) for the process, improve the MEL in Maximo and share the MEL between Maximo and CDMS. (Control: Action plan table of Design Engineering CFAM, PI of Design Engineering CFAM, PI of Safety Enhancement Project Management Group)
- Organize a new Design Engineering Group in order to establish in-house design authority function and implement new design procedures. (Control: Action plan table of Design Engineering CFAM and PI of Design Engineering CFAM)

2-2 Roles and responsibilities for actions

The Corporate Office (Nuclear Asset Management Department) is responsible for establishing a new design management/ configuration management process and basic design of new support systems. The department issued a policy document to introduce a new process and supporting systems in July 2016. Based on the policy, the corporate members organized explanation sessions for associated staff in the plant, the first one on basic concept of configuration management in September 2016 and the second one on a temporary configuration management process (check without a supporting system) in November 2016.

Implementation actions are done by the following organizations:

- (1) Corporate: Design Management CFAM, Design Engineering Group, Safety Enhancement Project Management Group and Asset Engineering Group
- (2) Plant: Design management SFAM, Maintenance Administrative Group, Safety Administrative Group (for document management)

In addition, the KK NPS and corporate are going to establish a new Engineering Centre at the beginning of January 2018 by integrating engineering functions at the corporate and stations. The abovementioned actions will be taken over by the groups in the centre.

3. The current status of the actions (Progress to date)

3-1 Revision of all affected design documents for KK-6/7 by new regulatory requirements and safety enhancement modifications to resume configuration equilibrium.

- Design Specification documents and other design/ facility documents, e.g. P&ID, drawings and calculations, for KK-6 and 7 are being updated to incorporate new

- 設計基準文書に関する標準構成（目次）の策定および記述の改善、設計基準文書への設計余裕と運転上の余裕の追加、設計基準文書を用意するための新しいガイダンスの制定、設計基準文書と関連する設計根拠（文書）のリンクを確立する設計要件管理支援ツール（システム）の導入。（管理：設計エンジニアリング CFAM の改善計画表とパフォーマンス指標）
- 事業者として設備管理に必要な設計根拠情報を明確にし、提供されていない情報へのアクセスを保証するために、プラントメーカーと議論する。（管理：設計エンジニアリング CFAM の改善計画表）
- 改造等により影響を受ける全ての設計図書や手順書を特定する作業を含む、統合設計・設備構成変更管理プロセスとそのサポートシステム（CDMS）を構築する。また、同プロセスに関する重要なパフォーマンス指標（PI）の設定、Maximo 内の機器マスターリスト（MEL）精度向上及び、Maximo-CDMS 間の MEL 共有にも取り組む。（管理：設計エンジニアリング CFAM の改善計画表と安全性向上プロジェクト管理グループのパフォーマンス指標）
- 社内の設計オーソリティー機能と新しい設計手順書に基づく設計活動実行のため、新しく設計エンジニアリンググループを組織する。（管理：設計エンジニアリング CFAM の改善計画表とパフォーマンス指標）

2-2 活動の役割と責任

本社（原子力設備管理部）は、新しい設計管理・設備構成管理プロセスの構築と、それを支援する新システムの設計に責任を負う。新プロセスと支援システムの導入に関して取り纏めた方針書を、2016年7月に作成（発行）している。方針に基づいて、本社のメンバーは、発電所員への説明会を開催している。1回目はコンフィグレーションマネジメントの基本的なコンセプトに関する説明で2016年9月に、2回目は暫定的な構成管理プロセス（サポートシステムなしのチェック）についての説明で、2016年の11月に開催した。

次の組織によって実際のアクションが為される：

- (1) 本社体制：設計管理CFAM、設計エンジニアリングG、安全強化プロジェクト管理G、設備技術G
- (2) 発電所体制：設計管理SFAM、保全総括G、安全総括G（図書管理）

加えて、柏崎刈羽原子力発電所と本社は、本社と発電所におけるエンジニア機能を統合し、新しいエンジニアリング・センターを2018年1月に設立する予定である。これまで述べてきた改善活動は、センターのグループによって引き継がれる予定である。

3.活動の現在の状況（今日までの進捗）

3-1構成の均衡を回復するために、新規制基準と安全強化対策工事により影響を受けた全ての設備図書の改訂。（柏崎刈羽原子力発電所6/7号機）

- KK-6,7の設計仕様書と他の設計/設備図書（例P&ID、図面、計算書）は新規制基準の要求事項、設計変更内容および物理的な構成変更内容を組み込む形で更新されています。

regulatory requirements, design changes and physical configuration changes

- 53 design specification documents for common design and 154 design specification documents for specific systems, and other design/ facility documents for KK-7: being updated (90 % of the revisions have been completed),
- 70 design specification documents for common design and 151 design specification documents for specific systems, and other design/ facility documents for KK-6: being updated.

3-2 Design Requirement (Basis) Management Process and Supporting System

- The revised design specification documents for common design, e.g. fire protection design, design to cope with internal flooding, etc., have been registered as Design Criteria Documents (DCDs) for common design. A DCD on Core and Fuel Design is being prepared.
- After the OSART mission, new standard table of contents and rules to prepare DCDs have been established after discussing with the US advisor and Hitachi-GE engineers. Based on them a new DCD Preparation Guideline, DCDs for HPAC system and RHR system have been created.
- In addition, a design requirement control support tool, Dassault Reqtify, has been introduced to enable DCDs to have links to related design/ licensing basis information. It enables plant engineers to understand relations between important design requirements, their bases and actual design specifications. (See Figure 1)
- DCDs will be prepared for safety systems of KK-6/7 giving higher priority on newly installed or modified systems and structures.
- Cooperating with the US advisor, necessary design basis information for TEPCO, including design historical data, has been identified. Hitachi-GE provided part of important design bases information while preparing the DCD for RHR system. Discussion with the plant manufacturers, mainly Hitachi GE, to share further design bases information is on-going.

3-3 Integrated Design Management/ Configuration Change Management and Facility Configuration Management Process and Supporting System

- An integrated management process based on the new US standard process has been established.
- Important PIs for design/ configuration management process have been identified.
- Dassault CDMS (Enovia) was selected after a competitive bidding as a new support system. Basic design of the system has been completed and detailed design is being implemented. The system is supposed to be in use from October 2017. (Figure 2)
- Ultimately the system will have a link with Maximo to constitute an integrated configuration management and work management system.

3-4 Enhancement of in-house design authority function

- In February 2016, a new Design Engineering Group was set-up in the Nuclear Asset Management Department by hiring experienced design engineers from plant manufacturers and other design engineering companies. Up to now nine design engineers have been hired. (Target number is 15.) This group has developed a standard design package based on the US standard package and started using it.
- To enhance capability to check influence of plant configuration change on the plant

- 共通の設計のための 53 の設計仕様文書と特定のシステムのための 154 の設計仕様文書と KK-7 の他の設計/設備文書：更新されます。(改訂の 90%が完了)
- 共通の設計のための 70 の設計仕様文書と特定のシステムのための 151 の設計仕様文書は、KK-6 の他の設計/設備文書：更新中。

3-2 設計要求 (根拠) 管理プロセスと支援システム

- 改訂された共通設計に関する設計仕様書 (例えば、火災防護設計、内部溢水に対処する設計など) は、共通設計の設計基準文書 (DCDs) として登録した。炉心と燃料設計に関する DCD を準備中。
- OSART ミッション後、米国アドバイザーや日立 GE エンジニアとの議論を経て、DCDs の新しい目次構成と作成ルールを策定し、新 DCD 準備ガイドライン、HPAC 系、RHR 系の DCD を作成した。
- さらに、DCDs の関係する設計根拠や規制要求の情報とリンクをはることを可能にする設計要件管理サポートツールである Dassault Reqtify を導入した。これによって、プラントエンジニアは重要な設計要件、設計根拠と、実際の設計仕様間の関係を理解することができる。(図 1 参照)
- KK6/7 の安全上重要なシステムを対象に、新設や改造が行われたところから優先的に、他の DCD を整備していく。
- 米国アドバイザーと協力し、設計改訂履歴データを含む東京電力に必要な設計基準情報を特定した。日立 GE は、RHR 系 DCD を作成する過程で、重要な設計根拠情報の一部を当社に提供した。更なる重要設計根拠情報共有のためプラントメーカー (主に日立 GE) との議論が進行中。

3-3 設計管理、構成変更管理、設備構成情報管理プロセス、支援システムの統合

- 統合された管理プロセスは新米国標準プロセスに基づいて準備された。
- 設計管理/構成管理プロセスにとって重要なパフォーマンス指標が特定されました。
- Dassault CDMS (Enovia) は競争入札の末に、新しい支援システムに選ばれました。システムの基本設計は完了し、詳細設計を実施している状況。システムは 2017 年 10 月から運用開始となる予定。(図 2)
- 最終的には、Maximo と連携を図り、構成管理と作業管理が統合されたシステムを構築していく。

3-4 社内設計オーソリティー機能の強化

- 2016 年 2 月に、プラントメーカーと他の設計エンジニアリング会社から、経験豊かな設計技術者を雇うことによって、新しい設計エンジニアリンググループを原子力設備管理部に設置した。現在までに 9 名の外部設計エンジニアを雇用した。(目標 15 人) 同グループは全米標準設計変更管理パッケージをベースに当社標準設計変更管理パッケージを作成し、運用を開始している。

safety design, a check system by subject matter experts were introduced in December 2015. Currently site experts and corporate experts for 51 technical areas are active in their role. Necessary conditions on knowledge and capability of these experts have been identified and education materials are being collected.

- Training programmes for design engineers are being prepared. The pilot training programme starts in July for members of the Design Engineering Group.

4. Performance Indicators (Success Indicators)

TEPCO has prepared performance indicators (PI) to measure the status of establishing systematic design/ configuration management processes (process oriented PIs) as well as effectiveness of the new design/ configuration management processes (result oriented PIs). Examples of these PIs are shown below. (A list of the all PIs will be shown during the follow-up mission)

4-1 Examples of process oriented PIs

- Completion of DCD Guide, number of approved DCDs
- Status of the new process procedures, guides and design standards
- Establishment of the design/ configuration management support system (basic design, detailed design, installation of the hardware)

4-2 Examples of result oriented PIs

- Number of non-conformities related to design management or configuration management
- Physical Configuration Change Closure – timeliness
- Configuration Control – Temporary Modification

5. Main achievements (Results)

- Facility configuration information of KK-6/7 have been revised to have consistency with physical configuration and to reflect the new design bases and licensing bases.
- New standard structure and description for design criteria documents (DCDs) and a preparation guide have been developed. Support tool for design requirement management has been introduced.
- A new design/ configuration management process and relevant procedures are being developed and implemented.
- A support system for the new design/ configuration management process is ready to use.
- A new Design Engineering Group has been established and initiated design engineering work to enhance in-house design authority function.

6. Sustainability

Under the new engineering processes and Management Model TEPCO has created Conduct Manuals for the Engineering Disciplines.

This included development and roll-out of Engineering Fundamentals which are basic and expected behaviors/traits to demonstrate engineering, safety, technical conscience, etc.

- プラント安全設計に対するプラント構成変更の影響をチェックする能力を強化するため、2015年の12月から分野毎のエキスパートによるチェックシステムを導入している。現在、51の技術分野において発電所エキスパートと本社エキスパートが割り当てられ、チェックを行っている。エキスパートに必要な知識や能力を特定し、教育訓練資料の作成（収集）を実施している。
- 設計技術者のための訓練プログラムを準備中。7月には設計エンジニアリンググループのメンバーを対象にパイロット訓練プログラムを実施する。

4.業績評価指標（成果の指標）

東電は業績評価指標（PI）として、体系的な設計・構成管理プロセス確立の進捗を測定するPI（プロセス志向のPI）とともに、新たに導入される設計・構成管理プロセスの有効性を測定するPI（結果志向のPI）を準備した。以下、このようなPIの例である。（全PIのリストはフォローアップの段階で提示する。）

4-1 プロセス志向のPIの例

- DCDガイドの完成、承認されたDCD数
- 新たに設定されたプロセス手順書、ガイド及び設計基準の策定状況
- 設計・構成管理を支えるシステムの確立状況（基本設計、詳細設計、ハードウェアの設置）

4-2 結果志向のPIの例

- 設計管理または構成管理に関わる不適合数
- 実設備構成変更の完了-タイムリーな完了率
- 構成管理 –暫定的な改造

5.主な成果（結果）

- 新しい設計基準と許認可基準を反映するために、柏崎刈羽原子力発電所6/7号機の設備構成情報のほとんどを改訂した。
- 新しい設計基準文書（DCDs）の新しい標準構成・内容を策定し、作成・管理標準ガイドを作成した。設計要件管理のための支援ツールを導入した
- 新しい設計管理/構成管理プロセスと該当する手順書を策定中であり、一部については実行中。
- 新しい設計管理/構成管理プロセスのための支援システムの使用準備がほぼ完了。
- 社内の設計オーソリティ機能を強化するため、新しい設計エンジニア・グループが設置され、設計エンジニアリング業務を開始した。

6.持続性

新たなプロセス及びマネジメント・モデルの枠組みの下で、東電はエンジニアリングの分野のコンダクト・マニュアル（実施マニュアル：新設計管理基本マニュアル）を作成した。

Within the Management Model there are specific documents (Control Elements) developed to ensure behaviors, requirements and results are present and in the forefront of daily activities.

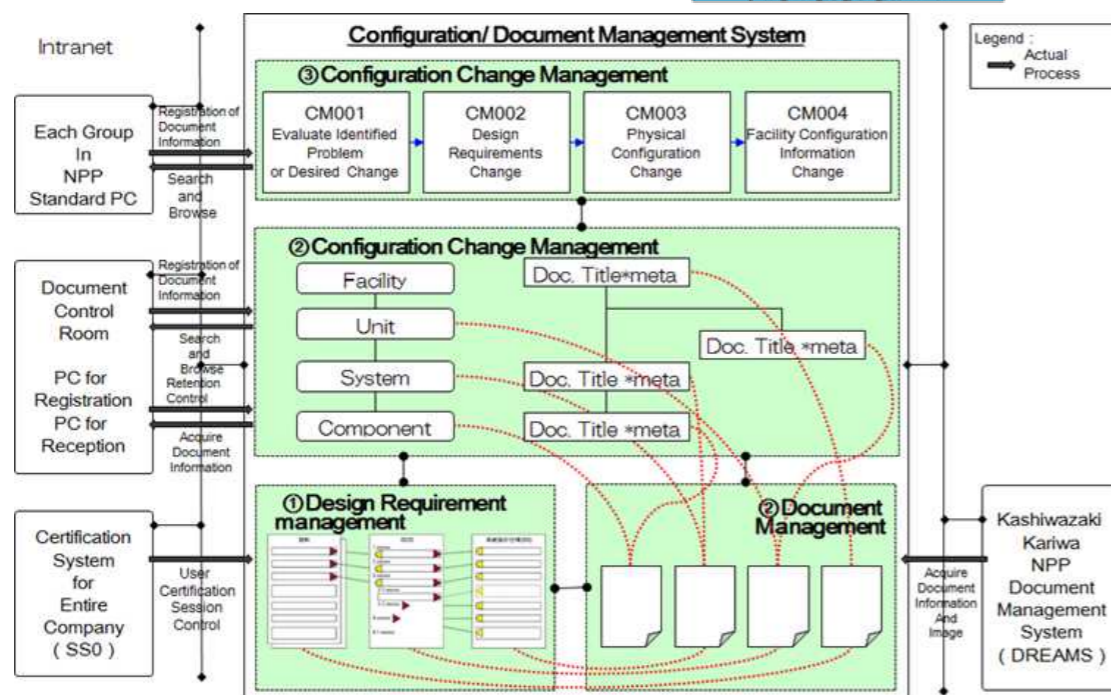
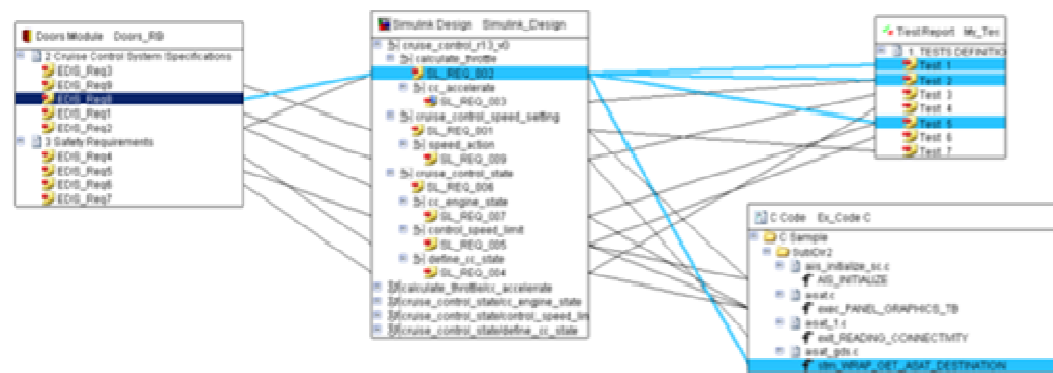
The Conduct Manuals contain roles, responsibilities and expectations/requirements for performance of the specific engineering functions associated with the discipline.

Procedures for executing responsibilities of Design Control and Configuration Management are in development.

These procedures include proceduralized standing committees and cross-department interactions such as Design Review Boards, Plant Health Committee and Plant Review Committee. The procedures are based on industry standards and benchmarks that reflect best practices, high quality and compliant practices.

Initial Training, qualifications and continuing training will be established for the processes using an SAT (Systematic Approach to Training) based process.

In addition to the control and processes listed above, Engineering is reviewed by the newly formed Nuclear Safety Advisory Board which is chartered to independently review Engineering activities/performance and report directly to the CNO



本活動にはエンジニアリング、安全性、技術的良心その他を実践するための基本的かつ期待される振る舞い・特性を示すエンジニアリング・ファンダメンタルズの設定及び展開も含まれている。

また、振る舞い、要求及び結果が徹底され、日々の業務の中心に据えられるよう、マネジメント・モデルの枠組みの中で具体的な文書（コア管理要素）が設定された。

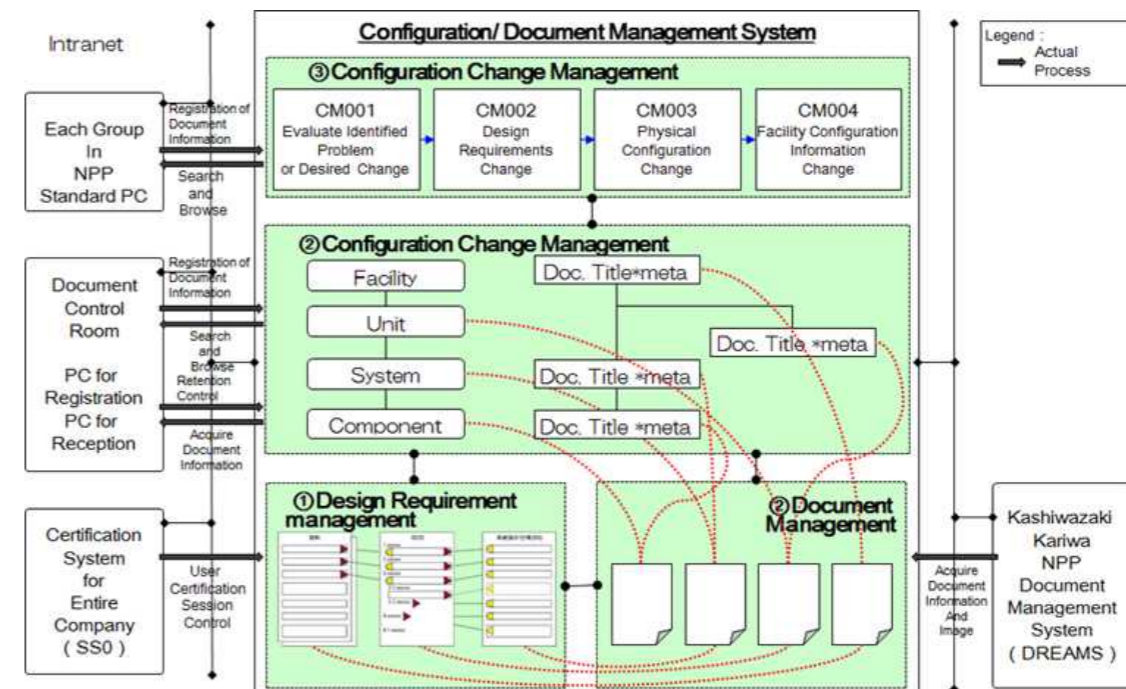
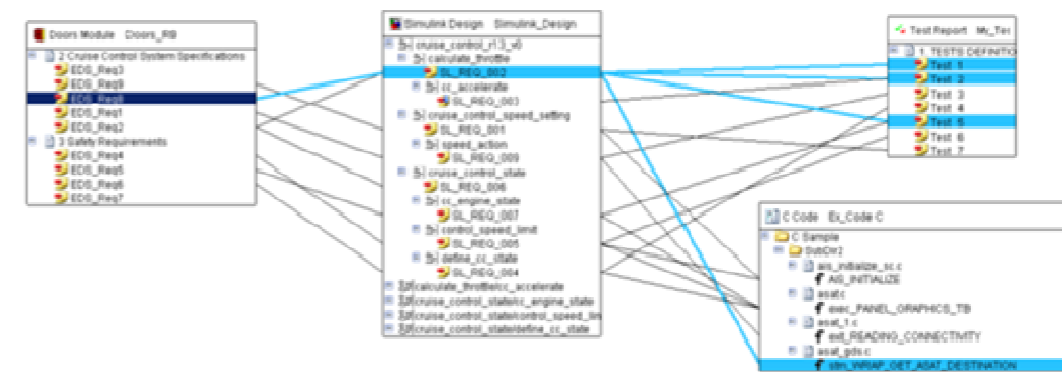
コンダクトマニュアルは、該当分野に関わる具体的なエンジニアリング機能の役割、責任及び期待事項・要求事項を含んでいる。

加えて、設計管理及び構成管理プロセスにおいて、具体的にどのように責任を果たすかを規定した手順書類を現在策定中である。

これらの手順書には、設計レビュー会議、プラント健全性会議及びプロジェクトレビュー委員会など、文書に基づき設置した常設会議体や部門横断のやり取りに関わるものが含まれる。こういった手順書は、設計管理及び構成管理で成功を収めている組織の最良事例や、高い質、及び規制に準拠した慣行を反映した業界標準やベンチマークの結果をもとに作成する。

また手順について、当初訓練、資格認定及び継続訓練を、SAT（訓練に対する体系的なアプローチ）をベースとしたプロセスを使って開発している。

上記にあげたコントロール及びプロセスに加えて、エンジニアリングは、その活動とパフォーマンスを独立した立場でレビューする権限が与えられた CNO 直属の原子力安全アドバイサリー委員会 (NSAB) によるレビューを受ける。



IAEA Comment:

When analyzing the issue, the TEPCO corporate office reviewed applicable IAEA safety standards and technical reports, performed benchmarking with several European and U.S. utilities, checked international good practices. They then reviewed the gaps that need to be addressed to establish a systematic configuration management process that is based on the three main elements; design requirements, facility configuration (as designed) and physical configuration (as built).

The TEPCO corporate organization developed an improvement programme that includes the following components: establishment of a master equipment list, design requirements control, configuration change control and management of a facility configuration information and / document management system.

The design basis and design requirements for the plant structures, systems and components (SSC) are currently contained in many documents in different physical locations, including the offices of original manufacturers of the plant. TEPCO decided to develop set of design criteria documents (DCD) for the existing safety systems, newly installed systems (post Fukushima modifications), and common design criteria for SSC. TEPCO has developed DCD preparation guidelines (dated July 2017) to ensure that each DCD will be developed consistently with a standard table of contents to ensure uniformity and completeness of information.

The team observed that, to date, TEPCO has developed DCD for two systems, and is preparing an additional 22 DCDs (8 DCDs for systems and 14 DCDs for common design topics). The team understands that although the process has started, it will require considerable time and human resources to complete.

TEPCO corporate office decided to establish a design authority function at the corporate office by creating design engineering group, which is currently comprised of nine senior engineers of different design disciplines. This group will be responsible for development of DCDs, equipment procurement specifications and TEPCO specific design standards, as well as some design activities for new plant modifications. This design engineering group will interface with the original manufacturers to ensure access to and availability of design information needed for the development of DCDs.

A description of their roles and responsibilities has been formally developed for each member of the engineering group. Formal training is currently being implemented with the help of an external consultant.

In the future, TEPCO plans to establish an engineering centre with a total about 400 engineers (including about 120 design engineers) that will implement delegated engineering activities for the specific plant/unit.

IAEA からのコメント :

この課題を分析する際、TEPCO 本社は該当する IAEA 安全基準および技術レポートのレビュー、欧州と米国のいくつかの電力会社のベンチマーキング、海外の良好事例の確認を行い、体系的な構成管理プロセスを策定する上で対処が必要なギャップを特定した。この構成管理プロセスは、設計要件、(設計上の) 設備構成、(実際の) 物理的構成に基づいたものである。

TEPCO 本社は改善プログラムを策定した。このプログラムには、機器マスターリストの作成、設計要件管理、構成変更管理、設備構成情報管理/文書管理といった要素が含まれている。

現在、発電所構造物・系統・機器 (SSC) の設計基準および設計要件は、発電所建設設計者のオフィスを含む異なる場所にある複数の文書にばらばらに記されている。TEPCO は既存の安全系統、新たに設置された系統 (福島事故後の改造)、SSC の共通設計基準文書 (DCD) を作成することを決定した。TEPCO は DCD 準備ガイドライン (2017 年 7 月付) を作成し、標準となる目次に合わせて各 DCD を作成することで、情報に一貫性を持たせるとともに、全ての情報を網羅したものとなるようにしている。

チームは、本日までに TEPCO が 2 つの系統についての DCD 作成を完了していること、およびさらに 22 の DCD (系統に関する 8 つの DCD、共通設計に関する 14 の DCD) 作成に向けて取り組んでいることを確認した。チームは、プロセスが開始されているものの、完了までには長い時間と人的リソースが必要となることを理解している。

TEPCO 本社は、設計エンジニアリンググループを組織し、本社に設計権限機能を設けることを決定した。現在、このグループはエンジニアリング分野の異なる 9 人の上級エンジニアで構成されており、DCD、機器調達仕様書、TEPCO 固有の設計標準の作成のほか、新たな発電所改造における設計活動の一部について責任を負う予定である。また、大元のメーカーと連絡を取り合い、DCD 作成に必要な設計情報へのアクセスやアベイラビリティの確保も行う予定である。

設計エンジニアリンググループメンバーの役割と責任は公式に規定されている。現在、外部コンサルタントの支援も受けながら正式な訓練を行っているところである。

将来的に、TEPCO は合計、約 400 名の技術員 (約 120 名の設計技術員を含む) からなるエンジニアリング・センターを組織し、特定のプラント/ユニットにおいてエンジニアリング活動を実施する予定である。

The IAEA team observed that TEPCO activities to address the issue significantly exceed the original intent of the suggestion. The IAEA team acknowledge that it will require considerable time and human resources to implement the entire scope of design requirement control, development of configuration management support system and establishment of design authority functions. Nevertheless, when it is done, this solution is confidently expected to be sustained into the future.

Conclusion: Satisfactory progress to date.

IAEA チームは、この課題に対する TEPCO の活動は提案の意図を大幅に超えたものであると判断した。IAEA チームは、設計要件管理の全面的運用、構成管理支援システムの構築、設計権限機能の組織にはかなりの年月と人的リソースが必要となることを理解している。しかしながら、これらが一旦確立されれば、今後も継続的に維持されるであろう。

結論：本日までに満足な進捗がみられる。

4.8 PLANT MODIFICATIONS RELATED TO POWER SUPPLY

4.8(a) Good Practice: The flexibility and capability of alternate AC/DC electrical power systems to facilitate restoration of power in design extension conditions.

The alternate AC power systems consist of three mobile gas turbine units located at the +35 m elevation; a seismically qualified emergency switchgear building with a preinstalled cable connection to the unit safety buses; two 500kW mobile generators per unit that can be connected to preinstalled outside, geographically diverse connection points at the +15 m elevation and water proof emergency switchgears, located in geographically diverse places in the reactor building. The gas turbine generator has almost the same capacity as the standby AC power source that allows powering the loads necessary for the core injection and heat removal function. The gas turbine generator can be started and manually aligned to a safety bus(es) within 70 minutes.

The alternate DC power systems consist of permanent as well as transportable apparatus, preinstalled connections and portable batteries and chargers that can be deployed to ensure continuous operation of DC powered systems during accident conditions.

Both the AC and DC alternate power systems can supply power to equipment and instrumentation required during accident conditions (design basis accident and design extension conditions). The combination of the alternate AC and DC power supply systems and a newly installed High Pressure Alternate Cooling provides the Units 6 and 7 with the capability to withstand simultaneous Loss Of Coolant Accidents (LOCAs) and Station Black-Out (SBO) events.

The alternate AC and DC power systems not only meet but exceed Requirement 68 of SSR 2/1, rev. 1, as well as recommendations in Section 8: Alternate AC power Supplies of IAEA safety guide SSG-39 Design of Electrical Power Systems for NPPs (both in preparation).

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 EQUIPMENT QUALIFICATION

4.10(1) Issue: The plant has not established a comprehensive equipment qualification programme.

There is limited evidence of equipment qualification activities that have to be implemented, controlled and periodically reviewed, in order to ensure that throughout the plant life each installed, qualified component will function while subject to the environmental conditions during all operational states and accident conditions.

(A different situation was observed for qualification of accident instrumentation dedicated to severe accident mitigation strategies. For example, newly installed instrumentation, which provides information on the status of safety barriers and fuel inside the spent fuel pool, is being tested to severe accident conditions within the framework of a government research programme)

The team observed the following:

- An assessment that equipment important to safety is qualified for all operational states and design basis accidents through the qualified lifetime has not been fully implemented;
- An equipment qualification master list, indicating the qualification requirements for equipment located in harsh and mild environments has not been developed;
- Updated industrial standards for qualifying 'important to safety' electrical and I&C equipment has not been fully reflected for qualification of the equipment in a normally mild environment, for example in the reactor building;
- Those activities necessary for preservation of equipment qualification status are not systematically implemented.

Without an established equipment qualification programme, it cannot be confirmed that safety related equipment is capable of the required performance for all operational states and for accident conditions

Recommendation: The plant should establish and implement a comprehensive equipment qualification programme.

IAEA Basis:

SSR 2/1

Requirement 30: Qualification of items important to safety

A qualification programme for items important to safety shall be implemented to verify that items important to safety at a nuclear power plant are capable of performing their intended functions when necessary, and in the prevailing environmental conditions, throughout their design life, with due account taken of plant conditions during maintenance and testing.

5.48. The environmental conditions considered in the qualification programme for items important to safety at a nuclear power plant shall include the variations in ambient environmental conditions that are anticipated in the design basis for the plant.

5.49. The qualification programme for items important to safety shall include the

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

consideration of ageing effects caused by environmental factors (such as conditions of vibration, irradiation, humidity or temperature) over the expected service life of the items important to safety. When the items important to safety are subject to natural external events and are required to perform a safety function during or following such an event, the qualification programme shall replicate as far as is practicable the conditions imposed on the items important to safety by the natural event, either by test or by analysis or by a combination of both.

5.50. Any environmental conditions that could reasonably be anticipated and that could arise in specific operational states, such as in periodic testing of the containment leak rate, shall be included in the qualification programme

SSR 2/2

Requirement 13. The operating organization shall ensure that a systematic assessment is carried out to provide reliable confirmation that safety related items are capable of the required performance for all operational states and for accident conditions.

4.48. Appropriate concepts and the scope and process of equipment qualification shall be established, and effective and practicable methods shall be used to upgrade and preserve equipment qualification. A programme to establish, to confirm and to maintain required equipment qualification shall be launched from the initial phases of design, supply and installation of the equipment. The effectiveness of equipment qualification programmes shall be periodically reviewed.

4.49. The scope and details of the equipment qualification process, in terms of the required inspection area(s), method(s) of non-destructive testing; possible defects inspected for and required effectiveness of inspection, shall be documented and submitted to the regulatory body for review and approval. Relevant national and international experience shall be taken into account in accordance with national regulations.

IAEA Safety Report Series NO. 3

2.10 Equipment qualification process

After equipment qualification is established, a number of NPP activities have to be implemented and controlled so that throughout the NPP lifetime each installed item of equipment reflects the requirements and limitations identified when equipment qualification was established. The preserving equipment qualification phase involves all these activities, including but not limited to:

- Equipment installation and maintenance;
- Replacement equipment and spare parts procurement;
- Plant and equipment modifications;
- Monitoring of equipment condition;
- Monitoring of service conditions;
- Trending and analysis of equipment degradation and failures;
- Evaluating other experience feedback and R&D information;
- Quality assurance;
- Documentation;
- Equipment qualification training.

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っ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、効果的かつ実際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

Plant Response/Action:

1. Issue analysis

The status of activities related to equipment qualification before the OSART mission was as follows:

- In the case of Kashiwazaki-kariwa Nuclear Power Station, seismic capability and environmental capability of electric components / instrumentation are verified during the construction phase. With regards to some electric components / instrumentation equipment, environmental capability was qualified based on the result of the environment capability test conducted for 2F.
- Actual environmental conditions in plants as well as the status of ageing degradation of those electric components/ instrumentation equipment is supposed to be evaluated after 30 years of operation of each unit according to the regulatory requirements. The KK6/7 has not been operating for 30 years since the start of commercial operation. Accordingly, there are no regulatory requirements for the re-evaluation of the effectiveness related to environmental capability, and the re-evaluation has not been performed since the construction. As to the seismic qualification, extensive amount of re-calculations and seismic modifications have been being conducted based on the updated Design Basis Seismic Ground Motion after the Niigata-Chuetsu-Okai Earthquake and new regulatory requirements.
- Recognizing that US utilities established formulated EQ list and controlled environmental qualification of electric components and instrumentation equipment by the list, TEPCO initiated a study to establish and maintain its own EQ list several years ago. Actual preparation work of the list has been being promoted for Units 1/5/6/7.

TEPCO was conducting equipment qualification activity for each specific equipment and devices and the OSART mission pointed out that the environmental qualification was managed under one “comprehensive” program. TEPCO fully agreed to this mission statement.

After the main mission, the TEPCO corporate have been performing benchmarking with US experts and participation in EQTM (environmental qualification technical meeting) in the USA and JANSI EQ seminars.

1-1. Identified Gap

Through the abovementioned activities, the following gaps and root-causes were identified.

- TEPCO thought that subsequent continuous evaluation was not necessary once the qualification specification of equipment was clarified and evaluated at construction phase. Consequently:
 - Actual environmental conditions have not been monitored,
 - Comprehensive program to establish, maintain and update equipment qualification and relevant procedures that clarify roles and responsibilities have not been established.
- Manufacturers owned the qualification information (test result) for individual equipment and a framework that can be managed by user side has not been established.
- Follow-up of revision for standards such as IEEE and IEC (qualification standards for environment resistance) has not been established. (there was no such a process.)
- In addition, it becomes necessary to perform new qualification of equipment that are expected to function under severe accident conditions.

2. Enhanced Action Plans, Control and Roles and Responsibilities (Corrective Action Plans)

発電所の対応

1. 分析

OSART ミッションを受ける前の当社の機器認定に関する活動状況は以下の通り。

- 柏崎刈羽原子力発電所の場合、電気・計装品の耐震性・耐環境性は、建設当時に確認している。一部の電気・計装品については2Fの耐環境性試験時の結果の合格判定をもって、耐環境性を認定しているものもある。
- プラント内の環境変化や経年劣化の状況については、PLMの中で、運転開始後30年以降、順次評価することが規制要求となっている。KK6/7は運転開始後30年を経過していないことから、耐環境性に関する有効性について再評価の規制要求はなく、建設以降再評価は行われていない。耐震性については、中越沖地震を契機に基準地震動の見直し等が行われたため、再評価を行っている。
- 米国では電気計装品の耐環境性についてEQリストを整備し管理しているという状況を把握し、当社でもEQリストの整備運用の検討を数年前より始めており、1/5/6/7号機についてリスト整備を進めているところであった。

当社は機器・装置の個々の仕様に対する機器の認定活動は実施しているものの、「包括的な」プログラムのもとで運用されていない、との指摘であり、当社も同意するものである。

OSART ミッションの後、当社は米国エキスパートを招聘しベンチマークを行うとともに、米国EQTM (Environmental Qualification Technical Meeting) やJANSIのEQセミナーに参加する活動を行っている。

1-1. 特定されたギャップ

機器認定に関して「包括的な」プログラムを策定し実施されていない現状に至った根本原因は以下にあると考える。

- 建設時に機器認定の仕様が明確にされ評価がなされていれば、その後の継続的な評価実施は不要であると考えていた。その結果、
 - 実際の危機の環境条件は監視されていない。
 - 機器認定の運用、維持、更新に関する包括的な仕組み、並びに、役割と責任を明確にする関連手順が確立されていない。
- 個々の機器毎の認定情報（試験結果）はメーカーが保有しており、ユーザ側で管理する仕組みを構築していなかった。
- 耐環境性の認定基準であるIEEEやIECの規格改定をフォローすることが出来ていなかった（仕組みが無かった）。
- 以上により、重大な事故の下で機能することが期待される機器の新たな認定を行う必要が一部生ずるものと想定する。

2. 強化された活動計画、管理及び役割責任（是正のための活動計画）

The following actions to establish the systematic and comprehensive EQ program was started have been established and are being implemented to eliminate the above mentioned gaps and root causes.

2-1 Action Plans and Control

- Identify equipment with specification requirements for environmental resistance, seismic resistance, EMI, and V&V, and prepare the Equipment List that specifies each qualification requirement. In line with the identification of the target equipment, collect evidence related to the previous qualification test and create database.
- Establish a process to comprehensively manage equipment qualification using equipment master lists at power stations. Migrate information on equipment and components stored in GI (MAXIMO) into CDMS (Configuration/Document Management System), maintain consistency between GI and CDMS and establish links between the equipment list and evidence documents stored in the CDMS.
- Concerning equipment that requires environmental resistance, commence the process which enables periodic monitoring of environmental conditions of the surrounding area of equipment during plant operation, and consequently determine if the qualification condition in safety system is being satisfied.
- Investigate information related to the development and revision of the standards and criteria related to environmental capability, such as IEEE and IEC, and evaluate their effects as necessary.
- In maintenance activities, develop and implement the guide (management guide of environmental capability requirements) to perform the above activities continuously.

2-2 Roles and Responsibilities for Action

The leading groups for each activity topic are as follows:

- Operation and management of “comprehensive” program for equipment qualification: Safety Management Group, Nuclear Power Plant Management Dept.
- Preparation of each equipment list for environmental resistance: Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Dept.
- Preparation of each equipment list for seismic resistance: Headquarters_Units 6/7, unit construction approval team
- Preparation of each equipment list of EMI, V&V: Instrumentation & Control Group, the power station
- Maintenance of each equipment list of environmental resistance, seismic resistance, EMI, V&V: Maintenance Dept, the power station
- Judging the advisability of implementation of the qualification test regarding environmental resistance, as well as its implementation and evaluation: Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Department
- Management of replacement related to environmental resistance, the change management during the introduction of alternative equipment: Maintenance Dept, the

上記の Gap や根本原因を取り除くために、体系的かつ総合的な EQ プログラムを確立するためのアクションを開始しました。

2-1 活動計画と管理

- 耐環境性、耐震、EMI、V&Vの各仕様要求がある機器を抽出し、各認定要件(qualification requirement)を明確にしたリスト(Equipment List)を作成する。対象機器の抽出に並行して、過去の認定試験(qualification test)に関わるエビデンスを集約してデータベース化する。
- 発電所の機器マスターリスト：G 1（原子力保全統合マネジメントシステム）の設備情報データをCDMS（Configuration / Document Management System：構成管理・図書管理システム）に展開してG 1との整合性を維持した上で、CDMSへ上記の機器リスト+エビデンス情報をリンクさせ、機器の認定要件(qualification requirement)を総括管理できる仕組みを構築することを目指す。
- 耐環境性能が要求される機器について、プラント運転時に機器周辺の環境条件を定期的に調査し、安全系機器の認定条件が維持されていることを継続的に確認する運用を始める。
- IEEE と IEC のような耐環境性能に関する規格、基準の制定／改訂情報等を調査し、必要に応じその影響を評価する。
- 保全活動において上記の活動を継続的に実施するために、ガイド（耐環境性能要求に関する管理ガイド）を制定し、運用する。

2-2 活動の役割と責任

各種活動テーマを主体となって指揮するグループは以下の通り。

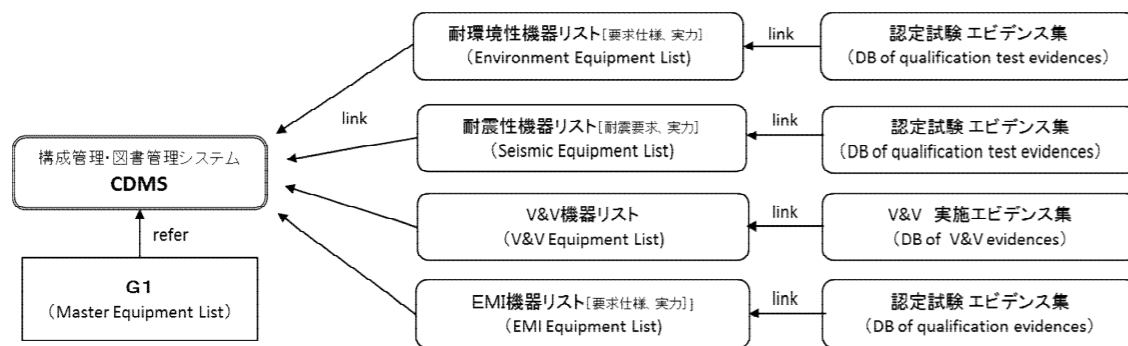
- 機器認定の「包括的な」プログラムの運用管理：原子力運営管理部 保守管理G
- 耐環境性の各機器リストの整備：原子力設備管理部 設備技術G
- 耐震性の各機器リストの整備：本社_6/7号機工認チーム
- EMI、V&Vの各機器リストの整備：発電所 計測制御G
- 耐環境性、耐震、EMI、V&Vの各機器リストの維持：発電所 保全部
- 耐環境性に関する認定試験の実施可否判断、実施、評価：原子力設備管理部 設備技術G
- 耐環境性に関する交換管理、代替機種導入時の変更管理：発電所 保全部

power station

- Development and revision of Management Guide related to environmental resistance: Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Department
- Investigation on the effects of the establishment and revisions of IEEE, IEC, etc. as well as their effects evaluation: Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Department
- Development and operation of support system for equipment qualification: Safety Enhancement Project Group, Nuclear Asset Management Department
- Preparation and maintenance of support system for equipment qualification: Maintenance Administration Group, Maintenance Department (Unit No.1 to 4), the power station

3. The Current Status of the Actions (Progress to date)

3-1. Status of preparation of the list related to equipment qualification



3-1-a. Formulation of environment resistance equipment list, the preparation of evidences

- Contracting to affiliated companies (TEPCSO, design company), a list of equipment of units 1, 5, 6, and 7 for which the environmental qualification is required has been prepared and necessary evidence documents have been collected. These outcomes have been maintained in the power station and the engineers in the corporate are reevaluating the list of units 6/7.

(Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, scheduled for completion in September 2017)

For those without qualification test evidence, additional /supplementary test plans will be established by the end of January 2018.

(Facility Engineering Group, Nuclear Asset Management Dept., Scheduled for starting the operation in January 2018)

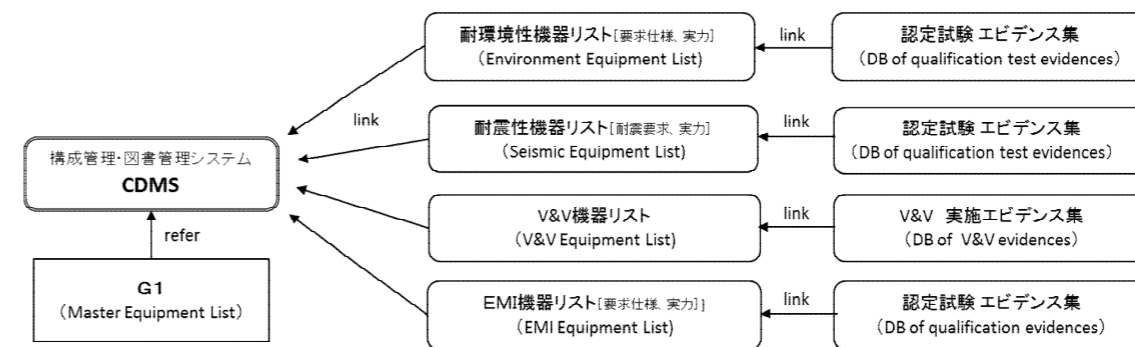
- Regarding units 6/7, since the additional Severe Accident Equipment (SA equipment) in response to the new regulatory guidelines are being installed, we are going to reflect additional equipment into the environment resistance equipment list (Environment Equipment List) based on the construction information.

(Instrumentation & Control Maintenance Group in KK, scheduled for completion in October, 2018)

- 耐環境性に関する管理ガイドの制訂、改訂：原子力設備管理部 設備技術G
- IEEE、IEC 等の制改定影響の調査及びその影響評価：原子力設備管理部 設備技術G
- 機器認定の支援システムの開発・運用：原子力設備管理部安全強化プロジェクト管理G
- 機器認定の支援システムの整備・維持：発電所 第一保全部保全総括G

3. 活動の現在状況

3-1. 機器認定に関するリストの整備状況



3-1-a. 耐環境性機器リストの作成、エビデンス整備

- 関連会社（TEPCSO、設計会社）への委託にて 1,5,6,7 号機の耐環境性を要求される機器リストの作成とエビデンス収集を実施済。同成果物は発電所で管理しているが、本社にて 6/7 号機のリストの再評価を実施中。

(原子力設備管理部_設備技術G, 2017年9月完了予定)

認定試験エビデンスが不足している分については、2018年1月末までに追加/補足のテスト計画を策定する予定。

(原子力設備管理部_設備技術G, 2018年1月から開始予定)

- 6,7 号機は新規制基準対応のシビアアクシデント設備(SA 設備)を追加設置中であることより、工事情報をもとに追加設備を耐環境性機器リスト (Environment Equipment List) に反映する予定。

(発電所_計測制御G, 2018年10月完了予定)

3-1-b. Formulation of seismic resistance list, the preparation of evidences

- Regarding units 6/7, the seismic ground motion was updated in response to the new regulatory requirements and the new seismic evaluation is carried out in the new construction plan permit (CP: Construction Permit) under preparation. We are scheduled to develop the seismic performance list as the output of seismic evaluation for the new construction plan permit.
- equipment type, and database of the evidence information documents will be created and maintained.
(Equipment Seismic Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, Scheduled for completion in February 2018)

3-1-c. Formulation of EMI / V&V List, Preparation of evidences

- Concerning EMI of units 6/7, the preparation of equipment list and the collection of evidence are in progress by contracting the work to the plant manufacturers (due date: June 2017). Of the same deliverable, for those without evidence of units 6/7, we are planning to perform the test in the future.
(Instrumentation & Control Maintenance Group in KK, scheduled for implementation in July, 2017)
 - Concerning V&V of units 6/7, the equipment list is being established and evidence documents are being collected.
(Instrumentation & Control Maintenance Group in KK, Electrical Maintenance Group, targeting for completion in July 2017)
- Link between these lists and the equipment master list in CDMS will be established in the future.
- (Establishment of interface between CDMS and EQ &: Design Management SFAM, CM Manager, KK Safety Planning Group)
(Establishment of interface between G1 and EQ: KK Maintenance Administrative Group in the first Maintenance Department, CM Manager)
- (CDMS System is to be released in September 2017, and data preparation is scheduled for completion in October 2017)

3-1-b. 耐震性リストの作成、エビデンス整備

- 6/7号機については新たな規制要件に応じて地震動が更新され、作成中の新しい工事計画認可 (CP:Construction Permit) において新しい耐震評価が実施されている。新しい工事計画認可の耐震評価のアウトプットとして耐震性リストを作成する予定。
(本社_6/7号機工認チーム, 2018年3月完了予定)
- 従前より、機器機種ごとに加振試験 (Seismic Qualification Test) を実施しており、エビデンス情報をデータベース化し、継続して整備を行う。
(原子力設備管理部_機器耐震技術G, 2018年2月完了予定)

3-1-c. EMI / V&V リストの作成、エビデンス整備

- 6/7号機の EMI については、プラントメーカーへ委託にて、機器リストの作成とエビデンス収集を実施中 (2017年6月中目標)。同成果物のうち、6/7号機のエビデンスが無いものは、今後試験を実施していく計画。
(発電所_計測制御G, 2017年7月から試験実施予定)。
- 6/7号機の V&V については、機器リストの作成とエビデンス収集を実施中。
(発電所_計測制御G、電気機器G, 2017年7月中完了目標)。

これらのリストは将来的にCDMS内の機器マスターリストにリンクを張る予定。

(CDMS/ EQ インターフェース構築 & 業務プロセス検討 : 設計管理 SFAM、CM 担当、KK 安全総括 G、)

(G1/ EQ インターフェース構築 : KK 事務局 = 一全総括 G、CM 担当)

(CDMS システムは 2017 年 9 月にリリース予定、2017 年 10 月データ整備完了予定)

3-2. Establishment of comprehensive equipment qualification program

Comprehensive Equipment Qualification programme

- (1) Development of manuals/guides for environmental capability management
 - Framework of environmental resistance management
 - Selection and evaluation flow of the environmental resistance management equipment
 - Management of the environmental resistance management equipment list (describing elements)
 - Management of evidence of the environmental resistance qualification test
 - Measurement, frequency and evaluation of the environment for the environmental resistance management equipment
- (2) Procurement and design supervision
- (3) Qualification and management of the seismic resistance, V&V, and EMI
- (4) Management of environmental evaluation criteria and standards
- (5) Preparation, maintenance, and improvement of support system for equipment qualification (CDMS, GI or each DB)

3-2-a Development of environmental resistance management guide

The corporate has prepared “Management guide for safety related electric components/ instrumentation equipment that are subject to the environmental capability requirements” (Draft).

To manage the environmental capability for the electric components/ instrumentation equipment of the Units that are applied to the new regulatory criteria, the followings are described in the guide. Coordination with maintenance activity will be taken into account to implement the guide. Additionally, environmental capability control will be incorporated into the design management manual, as a part of design management process.

- Framework of management related to environmental capability
- Screening and evaluation flow of equipment to be managed related to environmental capability
- Management of list of equipment to be managed related to environmental capability
- Management of qualification test results (evidence documents) related to environmental capability
- Environment monitoring and evaluation methods of equipment to be managed related to environmental resistance

(Asset Engineering Group of Nuclear Asset Management Department, scheduled for enforcement in September 2017)

3-2. 包括的な機器認定プログラムの構築

包括的な機器認定プログラム (comprehensive Equipment Qualification programme)

- (1) 耐環境性管理のマニュアル／ガイドの策定
 - 耐環境性管理の体制
 - 耐環境性管理機器の選定・評価フロー
 - 耐環境性管理機器リストの管理(記載要素)
 - 耐環境性の認定試験のエビデンスの管理
 - 耐環境性管理機器の環境測定、頻度、評価
- (2) 調達・設計管理
- (3) 耐震性、V&V、EMIの認定・管理
- (4) 環境評価基準規格の管理
- (5) 機器認定の支援システム(CDMS,G1や各DB)の整備・維持・改善

3-2-a 耐環境性管理ガイドの策定

本社にて「耐環境性能要求がある安全系電気・計装品の管理ガイド」(案)を作成済。新規基準の適合申請をしたプラントの電気・計装品を対象に耐環境性能に関する管理を行うこととし、以下の内容を定めている。今後、保全活動との連携を検討した上で展開する。また、耐環境性能に関する管理については設計管理において考慮する内容として設計管理基本マニュアルに反映し運用する方向で検討する。

- 耐環境性能に関する管理の体制
- 耐環境性能に関する管理対象機器の選定・評価フロー
- 耐環境性能に関する管理対象機器リストの管理
- 耐環境性能に関する認定試験結果(エビデンス)の管理
- 耐環境性能に関する管理対象機器の環境測定及び評価方法

(原子力設備管理部 設備技術G, 2017年9月施行予定)

3-2-b. Other qualification elements

Concerning the qualification and management of seismic resistance, V&V and EMI, in addition to the conventional operation based on existing Design Management Basic Manual, the digital-type safety protection system quality control manual, and the Corporate's design guidelines, the qualification and management methods to use the equipment lists that are being prepared will be studied, and if necessary, they will be added to the current management process.

(Asset Engineering Group, Nuclear Asset Management Dept., Scheduled to start the operation in September 2017)

3-2-c. Trend investigation of the standards related to environmental resistance

By attending the study session on the standards (JEAG-4623) related to environmental resistance by the Japan Electric Association and EQ control study sessions by JANSI, etc., the information on the establishment and revision related overseas standards, such as IEEE and IEC on a continuous basis will be investigated.

(Nuclear Asset Management Department, in action)

3-2-d. Development, preparation, maintenance and improvement of the support system of equipment qualification (GI and each DB); development of support system for EQ process (software)

Corporate and the plant are going to decide the efficient management methods for equipment qualification based on the configuration management process and its support system (CDMS-configuration management and document management system), and will prepare database after the second term of 2017.

(Safety Enhancement Project Group, Nuclear Asset Management Department; Safety Management Group, Nuclear Power Plant Management Department; Maintenance Department; Scheduled for the start of CDMS test operation in October 2017)

3-2-e Trend investigation at home and abroad

Through the activity, such as participating the EQ control study sessions by JANSI, the corporate will continue investigating the EQ related trend, such as the information of revision of overseas standards of IEEE and IEC. Also, after JANSI (Japan Nuclear Safety Institute) developed the guidelines on the management of safety system electric components / instrumentation with the requirements of environmental resistance at nuclear power stations, we will incorporate "Environment" qualification in the maintenance activity.

(Asset Engineering Group in Nuclear Asset Management Department, JANSI EQ control study session has been working on its activity since FY 2010).

4. Performance Indicators (Success Indicator)

- Completion rate of equipment list
- Start of operation of the guide for environmental resistance
- Start of trial operation of CDMS

5. Main Achievements (Results)

- Preparation of evidence for each qualification test
- Completion of draft environmental resistance guide
- Development of organization policy for the equipment qualification of V&V and EMI

3-2-b. その他認定要素

耐震性、V&V、EMIの認定・管理については既存の設計管理基本マニュアル、デジタル型安全保護系品質管理マニュアル並びに本社設計基準等に基づく従来の運用に加えて、現在作成中の機器リスト等を活用した認定・管理方法を検討し、必要に応じ現状の運用へ追加する。

(原子力設備管理部 設備技術G, 2017年9月運用開始予定)

3-2-c. 耐環境性能に関する規格の動向調査

日本電気協会の耐環境性能に関する規格 (JEAG-4623) の検討会や、JANSIのEQ管理検討会等に参加することで、IEEEやIEC等の海外規格に関する制改訂情報等を継続して調査していく。

(原子力設備管理部、活動中)

3-2-d. 機器認定の支援システム (G1や各DB)の開発・整備・維持・改善、EQプロセスのための支援システム (ソフトウェア)の開発

本社と発電所は、構成管理プロセスとその支援システム (CDMS (構成管理・図書管理システム)) を活用した効率的な機器認定の管理方法を決定し、2017年下期以降、データベースを整備していく。

(原子力設備管理部安全強化プロジェクト管理G、原子力運営管理部保守管理G、発電所保全部, 2017年10月CDMS試運用開始予定)

3-2-e. 国内外の動向調査

JANSIのEQ管理検討会に参加する等の取り組みを通して、IEEEやIEC等の海外規格の改訂情報等、EQに関する動向を継続して調査していく。また、JANSI (原子力安全推進協会) 原子力発電所の耐環境性能要求がある安全系電気・計装品の管理に関する指針の制定後、「環境」認定を保全活動に組み込んでいく予定。

(原子力設備管理部 設備技術G, JANSI EQ管理検討会は2010年度から活動開始中)

4.業績評価指標 (成果の指標)

- 機器リストの完成率
- 耐環境性のガイドの運用開始
- CDMSの試運用開始

5. 主な成果 (結果)

- 各種認定試験のエビデンス整理
- 耐環境性のガイド案の完成
- V&V、EMIの機器認定の整理方針策定

6. Sustainability

- Establish and implement the abovementioned comprehensive management process of equipment qualification using related procedures, guides, systems and performance indicators
- Establish and implement training programmes for equipment qualification.
- These establishment will be completed by when KK-6/7 starts up again.

IAEA Comment:

Based on the IAEA recommendations, TEPCO performed a gap analysis and confirmed that equipment qualification data are scattered in many different places, the evaluation of equipment environmental qualification status was not previously required before 30 years of operation, the ambient conditions at the equipment locations were not monitored, new requirements from equipment qualification industrial standards were not considered and the evidence whether or not the equipment is qualified was not always available at the plant.

In response, TEPCO developed a wide-ranging action plan including corporate guidelines that provide the technical and organizational basis for the development and implementation of a comprehensive equipment qualification programme. The objective is to generate and maintain the evidence demonstrating that equipment will be able to perform its intended functions under normal operation and accident conditions.

Although the implementation of this equipment qualification programme is a long-term activity, the team observed the progress to date as follows:

The plant equipment qualification programme includes seismic qualification, environmental qualification, qualification to meet electromagnetic interference (EMI), and verification and validation (V&V) of software in programmable digital systems and devices.

The plant developed an equipment qualification master list (EQML), the key element of the programme which includes each equipment type subject to qualification, its actual location in the plant environmental zone, qualification requirements and methods, established qualified life, test reports, maintenance and replacement criteria.

The qualification status has been confirmed for most of the environmentally qualified equipment; however not all the evidence (e.g. test reports) proving the qualification status was physically available. The plant had to obtain it from the equipment vendors.

The seismic qualification is being reviewed for many plant structures and components to confirm whether they meet new site seismic characteristics (e.g. ground motion value and frequency). Some SSCs are being seismically reinforced based on the review results.

The EMI qualification of the electrical and I&C equipment was performed during the plant construction and commissioning, however the associated documentation was not easily retrievable. The same applies for evidence of verification and validation of programmable digital systems. Both the EMI and verification and validation documentation will be integrated within the plant equipment qualification programme. The evidence of EMI qualification and verification and validation of programmable digital systems is now included in the EQML database and supporting document files.

The equipment qualification programme interfaces with the maintenance programme, configuration management and document system (CDMS), system design criteria documents

6. 持続性

- 関連手順、ガイド、システム、およびP Iを使用して、危機認定に関する上記の総合的な管理プロセスを確立し、実施する。
- 機器認定のためのトレーニングプログラムを確立し、実施する。
- KK 6 / 7号機が再稼働するまでに以上の活動が完了する。

IAEA からのコメント :

IAEA からの推奨に基づき、TEPCO はギャップの分析を行った。その結果、機器認定に関するデータが複数の場所に散らばっている、運転から 30 年が経過する前に機器環境認定状態を評価するよう要求されていない、機器設置場所の周囲環境を監視していない、機器認定業界標準における新規要件を考慮に入れていない、機器が認定を受けているかどうかを示すエビデンスを発電所で常に確認することができない、といった事実を確認した。

対応として、TEPCO は包括的アクションプランを策定した。これには、包括的機器認定プログラムの策定と実施における技術的・組織的根拠を記した本社ガイドラインが含まれている。この目的は、エビデンスを作り出し、維持することで、通常運転中ならびに異常状況下において機器が目的の機能を発揮できるようにすることである。

機器認定プログラムの実施は長期的活動であるが、チームは本日までに次のような進捗がみられることを確認した。

発電所の機器認定プログラムには、耐震認定、環境認定、電磁干渉認定 (EMI)、プログラム可能なデジタルシステムおよびデバイスにおけるソフトウェアの検証・確認 (V&V) が含まれている。

発電所は発電所機器認定マスターリスト (EQML) を作成した。これはプログラムにおける重要な要素で、認定対象となっている各機器のタイプ、そのような機器が実際に設置されている発電所環境ゾーン内の場所、認定要件と手法、既定の認定寿命、試験報告書、保守・交換基準が記されている。

環境認定を受けている機器の大部分について認定状況を確認していたものの、認定状況を証明するエビデンス (試験報告書など) が物理的に全て揃っておらず、発電所は機器ベンダーから入手しなかった。

多くの構造物・機器に対する耐震認定をレビューし、新しい発電所耐震特性 (地震動の値と頻度) に適合しているかを確認している。レビュー結果に基づき、一部の SSC に対し耐震面での強化を行っている。

発電所建設・試運転の際、電気機器および I&C 機器の EMI 認定を行ったが、関連文書をすぐに検索することが難しかった。プログラム可能なデジタルシステムの検証・確認に関するエビデンスについても同様である。EMI 文書および検証・確認文書の両方を発電所機器認定プログラムに統合する予定である。現在、プログラム可能なデジタルシステムの EMI 認定と検証・確認に関するエビデンスは、EQML データベースおよび支援文書ファイル内にある。

機器認定プログラムは、保守プログラム、構成管理・文書システム (CDMS)、系統設計基準文書、機器仕様書と連携している。CDMS に機器認定プログラムを統合し、保守管理および設計管理とも連携

and equipment specifications. CDMS will integrate the equipment qualification programme and provide an interface with maintenance management and design management. TEPCO plans to integrate the equipment qualification programme into CDMS in March 2018. It will then become available for use by plant personnel.

TEPCO has commenced training of plant personnel to build up their understanding of equipment qualification programme elements and interfaces with other plant programmes. Designated plant personnel will be able to access the EQML database, fill, update and retrieve data on preventive maintenance programmes for qualified equipment and plan equipment replacement on a specified time interval.

Conclusion: Satisfactory progress to date.

できるようにする予定である。TEPCO は 2018 年 3 月に機器認定プログラムを CDMS に統合するとしている。その後、発電所職員が利用可能となる。

TEPCO は発電所職員に訓練を実施し、機器認定プログラムの内容やその他の発電所プログラムとの連携について周知した。今後、特定の発電所職員が EQML データベースにアクセスし、予防保全プログラムの記入、更新、データ検索が行えるようになるほか、特定の期間での機器交換計画を策定できるようになる。

結論：本日までに満足な進捗がみられる。

4.13 SAFETY ENHANCEMENT MEASURES RELATED TO CIVIL STRUCTURES

4.13(a) Good Practice: Station protection measures against tsunami

The station has performed a comprehensive assessment of SSCs important to safety as well as those needed to cope with severe accidents to identify any necessary enhancement. The results of these investigations are compiled in a document that provides the list of safety related SSCs, the safety class and other relevant information on equipment characteristics. The result is either the demonstration of adequate margins in the design of the SSC or the need to perform reinforcement actions.

With respect to protection measures related to the tsunami risk, and based on experience and lessons learnt from the March 2011 Tohoku earthquake and Fukushima accident, the station decided to build a protection sea-wall around the safety-related area in order to keep a 'dry' site. As a result, all safety-related SSCs, including those needed to cope with severe accidents, are protected against a tsunami. In addition, to cope with uncertainties in tsunami wave height evaluation, a conservative height of 15m above sea level was established for the design of the sea-wall (compared with 8.5m coming from the Tsunami Hazard Assessment). Furthermore, based on the concept of Defence-in-Depth, additional measures were implemented such as flood barriers, water-tight doors and waterproofing penetrations around and/or inside the reactor building to protect safety-related SSCs in case of flooding.

These measures, implemented by the station in a pro-active way in order to improve the protection against tsunami, are an exemplary application of Defence-in-Depth and have a significant positive impact on the reduction of the risk arising from tsunamis.

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 OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK

6.9. EFFECTIVENESS OF OPERATING EXPERIENCE PROGRAMME

The OE programme at the station captures issues ranging from minor non-conformances identified during daily activities to more significant events that affect safety such as fires or injuries. The main reporting system is the Non-conformance system. As observed by the team, there are other reporting systems which do not process some of the key elements of an effective OE programme, for example screening, trending and analysis. Information in those reporting systems is not integrated to provide an overall view of OE programme effectiveness. Furthermore, the concept of near miss reporting is not well developed at the station.

Issues reported through the Non-conformance System are classified into four Grades (from significance levels GI (the highest), GII, GIII to X (not OE related). Investigations are required for GI and GII non-conformances (events). Two levels of investigation are implemented at the station: Root Cause Analysis (RCA), and simplified 'why-why' analysis. As observed by the team, the screening of events for significance and analysis does not include assessment for potential consequences. Several deficiencies were identified with regard to 'why-why' analysis such as absence of management procedure, insufficient extent of condition/ extent of cause analysis or delayed investigations.

All corrective actions taken with respect to events are tracked in the Non-conformance System and their implementation is assessed by the Non-conformance committee on a daily basis. The team noted that a number of actions were overdue.

The effectiveness of the OE programme is assessed in quarterly and biannual OE trending reports. As observed, OE process performance indicators are not fully developed and are not trended at station or individual departmental level. Also, the trending does not cover organizational and human factor trends in low level issues.

The external OE programme includes different sources of OE such as: IRS, WANO, INPO, JANSI, JBOG etc. These sources are screened by the relevant department at TEPCO HQ and by assigned persons at TEPCO's nuclear power stations. New OE information is discussed among TEPCO HQ and nuclear stations on a weekly basis and the results of these discussions are used to initiate OE assessment and communication. However, the team observed that lessons learned from some significant overseas events were not sufficiently assessed for applicability.

As a result, the arrangements for an effective OE programme have not been fully developed and implemented at the station. The team issued a recommendation in this regard.

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。

DETAILED OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK FINDINGS

6.9 EFFECTIVENESS OF OPERATING EXPERIENCE PROGRAMME

6.9(1) Issue: The station does not use an integrated system to manage all operating experience (OE) information and some elements in the OE programme related to reporting, screening, analysis, corrective actions, trending and effectiveness reviews are not fully developed and implemented.

The team observed the following facts:

- Reporting, screening and trending of low level issues such as near misses is not consistent and comprehensive to ensure proactivity in event prevention;
- Lessons learned from some significant overseas events such as Kori, Forsmark and Arkansas Nuclear One were not used to assess existing processes and practices for improvements;
- The process of ‘why-why’ analysis of events (the most frequently used methodology at the station) is not described in the OE procedures. Training on ‘why-why’ analysis provided to station personnel was very limited in scope. In some cases, such analyses were not performed in a thorough and timely manner;
- Delayed approval of investigations in implementation of lessons learned in the field was observed;
- Several overdue corrective actions were noted by the team (some of them overdue more than 6 months);
- Screening of events for significance does not include assessment for potential consequences. A few root cause analyses are performed by the station but these are practically limited to GI events;
- Several local systems for reporting of minor issues exist at the plant, for example in Operations and Fire Protection departments. Such local systems miss some of the key elements of effective OE programmes such as screening, trending and analysis;
- OE process performance indicators are not fully developed or trended either at station or at departments’ level, e.g. average age of investigations, average age of open non-conformances, % of corrective actions met on 1st deadline etc;
- Quarterly and biannual OE trending reports do not cover organisational and human factor trends in low level issue, e.g. GIII non-conformances.

Lack of an integrated system to manage internal and external OE and gaps in the OE programme related to reporting, screening, analysis, corrective actions, trending and effectiveness reviews may reduce its effectiveness in prevention of events.

Recommendation: The station should implement an integrated system to manage all operating experience (OE) information and ensure that elements in the OE programme related to reporting, screening, analysis, corrective actions, trending and effectiveness reviews are fully developed and implemented.

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か月以上遅れていた）。
- 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 Basis:

SSR-2/2 – Safety of NPPs: Commissioning and operation

5.27. The operating organization shall establish and implement a programme to report, collect, screen, analyse, trend, document and communicate operating experience at the plant in a systematic way. It shall obtain and evaluate information on relevant operating experience at other nuclear installations to draw lessons for its own operations. It shall also encourage the exchange of experience within national and international systems for the feedback of operating experience. Relevant lessons from other industries shall also be taken into consideration, as necessary.

5.28. Events with safety implications shall be investigated in accordance with their actual or potential significance. Events with significant implications for safety shall be investigated to identify their direct and root causes, including causes relating to equipment design, operation and maintenance, or to human and organizational factors. The results of such analyses shall be included, as appropriate, in relevant training programmes and shall be used in reviewing procedures and instructions. Plant event reports and non-radiation-related accident reports shall identify tasks for which inadequate training may be contributing to equipment damage, excessive unavailability of equipment, the need for unscheduled maintenance work, the need for repetition of work, unsafe practices or lack of adherence to approved procedures.

5.29. Information on operating experience shall be examined by competent persons for any precursors to, or trends in, adverse conditions for safety, so that any necessary corrective actions can be taken before serious conditions arise.

5.30. As a result of the investigation of events, clear recommendations shall be developed for the responsible managers, who shall take appropriate corrective actions in due time to avoid any recurrence of the events. Corrective actions shall be prioritized, scheduled and effectively implemented and shall be reviewed for their effectiveness. Operating personnel shall be briefed on events of relevance and shall take the necessary corrective actions to make their recurrence less likely.

5.31. The operating organization shall be responsible for instilling an attitude among plant personnel that encourages the reporting of all events, including low level events and near misses, potential problems relating to equipment failures, shortcomings in human performance, procedural deficiencies or inconsistencies in documentation that are relevant to safety.

5.33. The operating experience programme shall be periodically evaluated to determine its effectiveness and to identify any necessary improvements.

NS-G-2.11 – A system for the feedback of experience from events in nuclear installations

3.7. The use of external operating experience can have the benefit of discovering latent potential failures that could pose concerns for safety. Such information should first be reviewed to determine whether it is applicable to the plant; this review should include consideration of aspects such as:

- ...Whether there are similar practices at the plant that predispose it to similar events...

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. Event analysis should be conducted on a timescale consistent with the safety significance of the event. The main phases of event analysis can be summarized as follows:

- ...Determination of the deviations (how it happened)...
- ...Assessment of the safety significance (what could have happened)...

Plant Response/Action:

1. Identified Gaps and Action Plans

The power station humbly and seriously accepted the IAEA OSART recommendation that “a consolidated system to manage all the operation experiences (OE) should be introduced and elements of the OE program such as reporting, screening, analysis, corrective action, trend analysis efficiency assessment should be sufficiently formulated and implemented” and held discussion about the root cause of the observations among power station management level. As a result, the main cause was identified to be the little interest in the OE information among power station managements. Therefore, the power station management started the efforts one by one to proactively use OE information from October 2015 with the purpose to enhance interest in OE information among the power station management and continuous activities for improvements.

Upon receiving the above-stated recommendations, we promoted extraction of gaps and planning of measures with setting the non-conformance management and active use of operation experience as our scope of commitments at first. However, we arrived at the conclusion that we should process more wide range of information in consolidated manner and establish a process that enable an improvement beyond the event prevention. Therefore, we decided to promote the following actions by setting “The entire process for performance improvement” (hereafter “PI”) as our scope.

For further improvement, benchmarking of following facilities were conducted for positive use of external OE information: Duke Power Headquarters, its Brunswick NPS and Braidwood NPS owned by Exelon (USA) in April 2016; Koeberg NPS owned by Eskom in South Africa in March 2017 (based on recommendation by Mr. Miroslav Lipar, deputy team leader of IAEA OSART). Then, we carried out a self-assessment based on IAEA Safety Standard No.NS-G-2.11 “A System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations,” IAEA TECDOC-1458 “Effective corrective actions to enhance operational safety of nuclear installations”, IAEA Safety Standards DS479-Draft “Operating Experience Feedback for Nuclear Installations”, INPO 05-005 “Guidelines for Performance Improvement at Nuclear Power Stations”, WANO PO&C, and other related manuals in representative plants in US.

Based on those information, with the help experts from US, we conducted an analysis to identify the type of gap from the US case about each of our following processes.

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）

発電所の対応

1. 特定されたギャップとアクションプラン

当発電所は、IAEA OSART からの推奨事項である「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」を真摯に受け容れ、この指摘に関する根本原因について発電所幹部によるディスカッションを実施した。その結果、主な原因は、発電所幹部自らが OE 情報に高い関心を持たなかったことであると判明した。したがって、発電所では発電所幹部が OE 情報により高い関心を持ち、常に改善に向けた取り組みにつなげていくために、発電所幹部が率先して OE 情報を活用する取り組みを 2015 年 10 月より順次開始した。

当発電所では、上記推奨事項を受け、当初は不適合管理および運転経験情報活用を対象と考え、ギャップの抽出および対策の立案を進めてきたが、より広範な情報を統合的に処理し、事象発生防止に止まらないプロセスを構築すべきであるとの結論に至った。その結果、対象を「パフォーマンス向上に関わるプロセス全般」（以下「PI」と呼ぶ）として、以降の対策を進めることとした。

さらなる改善のため、外部 OE 情報を積極的に使用できるよう、次の施設に対するベンチマーキングを実施した：2016 年 4 月－米国デューク・パワー社本社、同社所有のブランズウィック原子力発電所、およびエクセロン社（米国）所有のブレイドウッド原子力発電所；2017 年 3 月－南アフリカ共和国エスコム社のクバーク原子力発電所（IAEA OSART 副チームリーダー、ミロスラフ・リパー氏の推奨に基づく）。その上で IAEA 安全標準 No. NS-G-2.11 「核施設における事象からの経験についてのフィードバックシステム」および IAEA TECHDOC-1458 「核施設における運転上の安全性を強化するための効果的な是正措置」、IAEA 安全標準 DS479 草案「核施設に対する運転経験フィードバック」、INPO 05-005 「核施設におけるパフォーマンス改善ガイドライン」、米国の代表的なプラントにおける関連するマニュアル類などを基にセルフアセスメントを行った。

これらの情報を基に米国専門家からの支援を受けながら分析を行い、以下のプロセスそれぞれについて米国の事例を活用してギャップのタイプを特定した。

【Reviewed area】

- Corrective action program
- Operational experiences information program (Internal / External)
- Human performance program
- Self-assessment program
-

enforcement Performance Indicators

- Feedback from outside
- Management Observation
- Feedback from training

As a result, 126 gaps were confirmed in total.

1-1 Identified gaps

i) Gaps in Corrective Action Program

Some of the more significant gaps in CAP are:

- a) Line Ownership and accountability for CAP has not been established and enforced.
- b) TEPCO has several different reporting systems which limits effective management of issues. A single point of entry system should be established to simplify and standardize work requests for all groups including CAP (CAQ) and NCAQ (routine).
- c) Lower level gaps, improvement opportunities, near misses are currently not required to be entered into CAP. Personnel do not typically identify undesirable conditions, behaviors, and other precursor performance gaps in CAP.
- d) CAP Screening standards are not consistent with industry best practices and initiatives from the US Nuclear Promise as described in PI 14-04.
- e) The quality and timeliness of causal analysis, corrective actions, and effectiveness reviews is not consistent with industry best practices.
- f) Trend coding and analysis is not performed to detect early indications of declining performance.
- g) Senior managers have not effectively reinforced expectations for uniform implementation of the CAP, including identification of gaps in equipment performance, behavior performance, corrective action implementation, and trending for low level problem identification.
- h) Governance and oversight of CAP by senior station management has not been established.

【レビューした分野】

- 是正措置プログラム
- 運転経験情報プログラム (内部/外部)
- ヒューマンパフォーマンスプログラム
- セルフアセスメントプログラム
- ベンチマーキング
- パフォーマンス指標
- 外部からのフィードバック
- マネジメントオブザベーション
- 訓練からのフィードバック

その結果、合計 126 のギャップが確認された。

1-1 特定されたギャップ

i) 是正措置プログラムのギャップ

CAP における重大なギャップの例

- a) CAP について当事者意識や責任を負う一連の人員が明らかになっておらず、機能していない。
- b) TEPCO には複数の報告システムがあり、これが原因で問題の効果的な管理に制限が生じている。単一の入力システムを構築し、CAP (CAQ) および NCAQ (ルーティン) を含む全グループに対する作業要件を簡略化・標準化することが望ましい。
- c) 現在、軽度のギャップ、改善機会、ニアミスは CAP に入力しなくてもよい。人員は CAP の望ましくない状況、振る舞い、その他の前兆となるパフォーマンスギャップを普段から特定していない。
- d) CAP スクリーニング標準は、PI 14-04 の規定に従い、業界のベストプラクティスや米国の「原子力の約束 (Nuclear Promise)」におけるイニシアチブに沿ったものとなっていない。
- e) 原因分析、是正措置、有効性レビューの品質および適時性が業界のベストプラクティスに沿ったものではない。
- f) パフォーマンス劣化の兆候を早期に特定できるよう、傾向のコーディングおよび分析を行っていない。
- g) 上級管理者は所内における CAP の統一した実施に関する期待事項を効果的に周知徹底していない。これには、機器パフォーマンス、振る舞い、是正措置実施、軽度な問題の傾向付けにおけるギャップの特定が含まれる。
- h) 上級管理層による CAP の管理・監督が行われていない。

ii) Gaps in Operational Experience Program (OE)

Some of the more significant gaps in OE are:

- a) SOER Evaluations and follow-up actions are not formally tracked in CAP.
- b) Clear expectations for the use of OE have not been established by each functional area. As a result, the use of OE is not fully integrated into processes for each functional area.
- c) Governance and Oversight tools such as a periodic OE Program Health report which includes OE performance indicators have not been implemented.
- d) Formal programs for internal OE (HU and Safety) should be enhanced. A threshold for reporting (near misses and events) should be established, a standard HU investigation checklist and a consistent method to share lessons learned should be implemented.
- e) Information sharing of OE with contractors is not done systematically and in a timely manner.
- f) The recommendations of SOER 10-2, Engaged and Thinking Organizations, and SOER 03-02, Davis-Besse RPV Head Leaks Due to Boron Corrosion, for conducting periodic OE case studies are not being performed in a rigorous and routine manner. Top performing plants periodically perform formal case studies with all managers and supervisors for these SOERs and tie the OE discussed to leadership and organizational behaviors and performance.

iii) Gaps in Human Performance Program

A total of 13 gaps were identified, the more significant gaps in HU are:

- a) HU tools, standards, and expectations are not described in procedures and guidelines.
- b) Governance & Oversight of Human Performance has not been developed.
- c) Although performance is below industry best practices, a formal HU Improvement Plan has not been established. Management should establish HU Improvement Plan and maintain it as a living document.
- d) No formal process exists for the prompt investigation of HU errors to quickly identify causes and contributors which can be shared with other groups and sites.
- e) Human Performance experts and advocates do not exist in key departments to promote and drive human performance improvement actions. This should be incorporated as part of PICO duties or implemented as a separate advocate in

ii) 運転経験 (OE) プログラムのギャップ

OEにおける重大なギャップの例:

- a) CAPにおいてSOER評価やフォローアップ活動を公式に追跡していない。
- b) 各部門においてOEの活用に関する明確な期待事項が策定されていない。そのため、OEの活用が各部門のプロセスに十分に組み込まれていない。
- c) OEパフォーマンス指標を含んだ定期的OEプログラム健全性レポートといった管理・監督ツールを実施していない。
- d) 内部OE(HUおよび安全性)に関する公式なプログラムを強化することが望ましい。(ニアミスや事象の)報告基準を設定し、標準的なHU調査チェックリストの作成や教訓を共有する一貫した手法の策定を実施するとよい。
- e) OE情報を協力企業作業員と体系的かつタイムリーに共有していない。
- f) SOER 10-2「関与し、考える組織」ならびにSOER 03-02「ホウ酸腐食によるデービスベッセRPV頭頂部漏洩」の推奨事項にある「定期的なOEのケーススタディ」を厳密かつ所定の通りに行っていない。優れた発電所では全ての管理者および監督者とともこれらSOERのケーススタディを公式に行い、話し合ったOEを「リーダーシップ」「組織的振る舞いおよびパフォーマンス」と結び付けている。

iii) ヒューマンパフォーマンスプログラムのギャップ

合計で13のギャップが特定された。HUにおける重大性の高いギャップを以下に記す。

- a) HUツール、標準、期待事項が手順書とガイドラインに記されていない。
- b) ヒューマンパフォーマンスを管理・監督できていない。
- c) パフォーマンスが業界のベストプラクティスを下回っているにもかかわらず、公式なHU改善計画が策定されていない。管理層はHU改善計画を策定し、リビングドキュメントとすることが望ましい。
- d) HUエラーを迅速に調査し、他のグループやサイトとも共有可能な原因と寄与要因を迅速に特定できるようにするための公式なプロセスが存在しない。
- e) ヒューマンパフォーマンス改善活動を促進・推進するためのヒューマンパフォーマンスの専門家および推奨者が重要部門に存在しない。PICOの職務の一部とするか、各部門において独立した推奨者として実施することが望ましい。

each department.

iv) Gaps in Self-Assessment Program

A total of 13 gaps were identified, the more significant gaps in Self-Assessment are:

- a) Functional area ownership of Self-Assessment is weak, most groups do not perform self-assessments to compare their performance against industry standards and best practices.
- b) The current TEPCO self-assessment process lacks rigor and detail and is not aligned with industry best-practices.
- c) A long range self-assessment plan does not exist which includes required assessments for functional area processes, performance-based assessments, and readiness assessments (WANO Plant Evaluation Readiness, Outage Readiness, Regulatory Inspection Readiness, etc.).
- d) Gaps to excellence identified during assessment activities are not tracked to resolution in the Corrective Action Program or similar management tool.
- e) Governance & Oversight of Self-Assessment Process does not exist.
- f) Training is not provided to the staff to build assessment skills.
- g) External peers are not utilized in Self-Assessments to provide outside perspectives of performance.
- h) The management team does not champion/promote the use of self-assessments as a performance improvement tool. Managers infrequently participate as members of self-assessment teams.
- i) On-going Self-Assessments of Nuclear Safety Culture are not performed on ongoing bases as required by SOER 03-02, Davis-Besse.

1-2 Enhanced Action Plans and Control

(1) Scope of action

Upon receiving the above-stated recommendations, we promoted extraction of gaps and planning of measures with setting the non-conformance management and active use of operation experience as our scope of commitments at first. However, we arrived at the conclusion that we should process more wide range of information in consolidated manner and establish a process that enable an improvement beyond the event prevention. Therefore, we decided to promote the following actions by setting “The entire process for performance improvement” (hereafter “PI”) as our scope.

(2) Development of actions

iv) セルフアセスメントプログラムのギャップ

合計で13のギャップが特定された。セルフアセスメントにおける重大性の高いギャップを以下に記す。

- a) セルフアセスメントに対する機能分野の当事者意識が低い。セルフアセスメントを行って業界標準やベストプラクティスと自身のパフォーマンスとを比較していないグループがほとんどである。
- b) 現行のTEPCOセルフアセスメントプロセスは厳格かつ詳細なものではなく、業界のベストプラクティスに沿っていない。
- c) 機能分野のプロセス、パフォーマンスに基づく評価、準備度合い評価（WANO発電所評価準備度、定検準備度、規制検査準備度など）において必要な評価を含む長期的なセルフアセスメント計画が存在しない。
- d) 評価活動において特定されたエクセレンスに対するギャップを追跡し、是正措置プログラムや類似の管理ツールにおけるギャップを解消していない。
- e) セルフアセスメントプロセスの管理・監督を行っていない。
- f) 人員に訓練を行い、評価能力が身に着くよう育成していない。
- g) セルフアセスメントにおいてパフォーマンスに対する外部からの見解を得るために外部ピアを活用していない。
- h) 管理層チームはパフォーマンス改善ツールとしてセルフアセスメントを活用することを奨励/推進していない。管理者がセルフアセスメントチームのメンバーとして参加することが少ない。
- i) 原子力安全文化に関する継続的なセルフアセスメントについて、SOER 03-02「デービスベッセ」での要求通り継続的に行われていない。

1-2強化したアクションプランと管理

(1) 対策のスコープ

当発電所では、上記推奨事項を受け、当初は不適合管理および運転経験情報活用を対象と考え、ギャップの抽出および対策の立案を進めてきたが、より広範な情報を統合的に処理し、事象発生防止に止まらないプロセスを構築すべきであるとの結論に至った。その結果、対象を「パフォーマンス向上に関わるプロセス全般」（以下「PI」と呼ぶ）として、以降の対策を進めることとした。

(2) 対策の立案

The above-stated 126 gaps were categorized into 25 large gap groups. For each of these groups, 27 actions as below were developed in total.

- ACT1 : Strengthen engagement and commitment by the top management for CAP.
- ACT2 : Conversion from non-conformance management process to CAP
- ACT3: Expand the use of CAP beyond non-conformance.
- ACT4 : Improvement of cause analysis
- ACT5 : Improving the evaluation of effectiveness
- ACT6 : Improvement of CAP oversight
- ACT7 : Revitalization of non-conformance management meeting
- ACT8: Improvement in the process for evaluating and utilizing important OE information
- ACT9 : (Not available)
- ACT10: Establishment of official process to discover, assess and manage the “degraded status while operation is possible” and “non-conformance status while operation is possible.”
- ACT11 : CAP Training
- ACT12 : Trend management and analysis
- ACT13 : Human performance
- ACT14 : Establishment of official program for “Use and observation of operating procedures.”
- ACT15 : Establishment of official program for self-assessment
- ACT16 : Periodical performance review for functional area review
- ACT17 : Change management
- ACT18 : Benchmarking
- ACT19 : Outline training for PI tool and process
- ACT20 : Establishment of PI Department
- ACT21 : Examination of standard KPI useful for management review meeting
- ACT22 : External review
- ACT23 : Restart preparation in CAP area
- ACT24 : Restart preparation in OE area
- ACT25 : Restart preparation in MO area
- ACT26 : Restart preparation in self-assess area
- ACT27 : Improvement of Management Observation program
- ACT28 : Alternative program for reporting awareness on conducts

(3) Measurement of effect

Effect achieved by these actions shall be confirmed through PI for the CAP process to be established in Action 6 “Improvement of CAP oversight.”

上記 126 項目のギャップを、対策立案のため 25 の大きなギャップに分類し、これら各グループに対して以下のとおり合計 27 項目の対策を立案した。

- ACT1 : CAP に対するトップマネジメントの関与と責任の強化
- ACT2 : 不適合管理プロセスから CAP への転換
- ACT3 : 不適合を超えた CAP の適用拡大
- ACT4 : 原因分析の改善
- ACT5 : 有効性評価の改善
- ACT6 : CAP 監視の改善
- ACT7 : 不適合管理会議の活性化
- ACT8 : 重要な OE 情報の評価と活用のためのプロセスの改善
- ACT9 : (欠番)
- ACT10 : 「運転可能であるが劣化している」または「運転可能であるが不適合」を発見、評価および管理する公式なプロセスの確立
- ACT11 : CAP トレーニング
- ACT12 : 傾向管理および分析
- ACT13 : ヒューマン・パフォーマンス
- ACT14 : 「手順書利用と遵守」に関する公式なプログラムの確立
- ACT15 : セルフアセスメントの公式プログラムの確立
- ACT16 : 定期的機能分野レビューパフォーマンスレビュー
- ACT17 : 変更管理
- ACT18 : ベンチマーキング
- ACT19 : PI ツールおよびプロセスに関する概略研修
- ACT20 : PI 部門の設置
- ACT21 : マネジメントレビュー会議に役立つ標準 KPI の検討
- ACT22 : 外部レビュー
- ACT23 : CAP 分野における再起動準備
- ACT24 : OE 分野における再起動準備
- ACT25 : MO 分野における再起動準備
- ACT26 : セルフアセス分野における再起動準備
- ACT27 : マネジメントオブザベーションプログラムの改善
- ACT28 : 振る舞いに関する気付きを報告する代替プログラム

(3) 効果の測定

本対策項目による効果は、対策 6 「CAP 監視の改善」において設定される CAP プロセスの PI を通じて確認することとする

1-3 Roles and responsibilities for actions

The headquarters (Nuclear Safety Supervision Dept.) shall be responsible for developing a new operation experience program process and the establishment and operation of the nuclear security consolidated management system that supports this process. The report compiling the action plans for new process was created (and issued) in August 2016. Based on this policy, each power station plans to develop and sequentially introduce specific introduction program.

Implementation actions are conducted by the following organizations:

- (1) Corporate: Performance Improvement CFAM, Quality & Safety Assessment Group
- (2) NPPs: Performance Improvement SFAM, Safety Application Group

In addition, the corporate are planning to establish a new Performance Improvement Organization at KK site to effectively promote performance improvement activities.

2. The Current Status of the Actions

Based on above, application of each action plan has been started. Because this activity significant exceeds the action as a response to OSART's observations, following section refers to the parts related to the observations only.

ACT1: Strengthen engagement and commitment by the top management for CAP

- a) Construction of a system through which top management daily involves the CAP: Organization of performance improvement meeting at power station shall be reassessed and a mechanism shall be established to ensure management's involvement with the CAP.
- b) Create cross-functional fundamentals: Cross-functional basic action shall be developed and activities shall be started to penetrate this initiative in the operations.

ACT2: Reform from the nonconformity control process to CAP

- a) Installation of a performance Improvement Committee and D-CARB: Non-conformance management meeting shall be reorganized into "performance improvement meeting" by expanding its scope to include the entire performance improvement. (the same as ACT1 a))
- b) Installation of PICo: Personnel in charge of performance improvement (PICo) shall be arranged in each department and the personnel shall be responsible for promoting the performance improvement in the department.
- c) Improvements in screening: Screening method shall be improved so that it should be possible to learn lessons also from minor events.
- d) Develop a Single Point of Entry system for CAP that allows identification and tracking of CAQ and NCAQ issues. INPO 14-004.: A system shall be established to enable reporting even the minor events not constituting the non-conformance to Nuclear

1-3 対策における役割と責任

本社（原子力安全・統括部）は、新しい運転経験プログラムプロセスの立案と、それを支援する原子力保全統合マネジメントシステムの構築および運営に責任を負う。新プロセスに向けたアクションプランをとりまとめた報告書を、2016年8月に作成（発行）している。この方針に基づき、各発電所にて具体的導入計画を立案し、順次導入していく計画となっている。

次の組織が実施活動を行っている。

- ① 本店：パフォーマンス改善 CFAM、品質・安全評価グループ
- ② NPP：パフォーマンス改善 SFAM、改善推進グループ

これに加え、本店は KK において新たなパフォーマンス改善組織を立ち上げ、パフォーマンス改善活動を効果的に推進していく予定である。

2. 現在の対策の状況

上記に基づき、各アクションプランの適用を開始した。この活動は、当初の OSART 指摘に対する対策を大きく超えるものであることから、以下では指摘に関するものみに絞って記載する。

ACT1: CAP に対するトップマネジメントの関与と責任の強化

- a) システムを構築し、トップマネジメントが CAP に日々関与する：発電所におけるパフォーマンス向上会議の編成を見直し、幹部が CAP に日々関与する仕組みとする。
- b) 部門横断的基本行動を作成する：部門横断的な基本行動を作成し、これを業務として定着させる取り組みを行う。

ACT2: 不適合管理プロセスから CAP への転換

- a) パフォーマンス向上会議と D-CARB を設置する：不適合管理会議をよりパフォーマンス向上全般を対象を広げた「パフォーマンス向上会議」に再編する。(ACT1 a) と同じ)
- b) PICo を設置する：パフォーマンス向上担当者 (PICo) を各部に設置し、部内のパフォーマンス向上を責任持って進める。
- c) スクリーニングを改善する：マイナー事象からも学びを得られるようにスクリーニング手法を改善する
- d) 唯一の CAP 報告システムを整備し、CAQ や NCAQ の問題を特定・追跡できるようにする。INPO 14-004.：原子力保全統合システム (G1) に不適合未満のマイナー事象も報告できるように状態報告書 (Condition Report, CR) にて報告できるようにシステムを整備する。

Security Consolidated Management System (G1) through Condition Report (CR).

- e) Revise the CAP Program Basic Manual, NI-11, and related guidelines to ensure that the CAP process is clearly understood and consistently implemented: The result of improvement shall be reflected in the manuals and standardization shall be planned.

ACT3: Expand the use of CAP beyond non-conformance

- a) Establish a lower threshold for problem identification and reporting issues: The definition of minor events not constituting a non-conformance yet requiring reporting shall be summarized.
- b) Revise CAP guidelines to identify analysis and investigation method that can be used for GIII issues to capture and share lessons learned.

ACT4: Improvement to cause analysis

- a) Implement a graded approach to performing evaluations. Revise procedures to utilize other methods such as Apparent Cause Analysis, Common Cause Analysis, and simple condition evaluations. Include criteria of when to use each type does not exist.
- b) Add Criteria for the timely completion of causal analysis. (e.g., ACEs be completed within 30 days and RCA within 45 days).
- c) Add requirement for formal review of operating experience to determine whether the original evaluation of the OE was effective and could have prevented the event being
- d) Add requirement for Formal screening against safety culture traits for RCA.
- e) Revise the RCA process to distinguish between Extent of Cause and Extent of Condition. INPO 05-005 “Guidelines for Performance Improvement at Nuclear Power Stations” requires that Extent of condition and cause are appropriately evaluated in all root cause analyses.
- f) Develop formal training on the RCA process and tools (investigation and analysis methods, effectiveness reviews, extent of cause, extent of condition, RCA report content, OE and Safety Culture reviews, etc.)

ACT6: Improvement in CAP monitoring

- a) Construct PIs for monitoring the CAP and OE processes

ACT8: Improvement in the process for evaluating and utilizing important OE information

- a) Revise OE Program and Guidelines, including creation of a standard OE review checklist, a template for SOER review reports, formal tracking of SOER evaluation in CAP and periodic effectiveness reviews of actions taken in response to SOERs.
- b) Establish process for sharing OE with contractors in a timely manner.

ACT11: CAP training

- a) Develop general employee training on the CAP process and expectations for using CAP.
- b) Develop classroom training on Root Cause Analysis and Effectiveness Review methods which would be delivered to PICos, Root Cause Investigators and Management members of PIM.

- e) CAP プログラム基本マニュアル NI-11 ならびに関連ガイドラインを改定し、CAP プロセスをしっかりと理解させ、一貫して実施されるようにする：改善の結果をマニュアルに反映し、標準化を図る

ACT3: 不適合を超えた CAP の適用拡大

- a) 問題の特定・報告に対する基準をより厳しくする：どのような適合未達の事象を報告すべきかを整理する。
- b) CAP ガイドラインを改定し、G III の問題に活用できる分析・調査手法を策定し、教訓を把握・共有できるようにする。

ACT4: 原因分析の改善

- a) 評価を実施する際は段階的アプローチを採用する。手順書を改定し、明白原因分析、共通原因分析、単純状況評価といったその他の手法を活用する。どういったときにどの評価を用いるべきかの基準がないため、これを組み込む。
- b) 原因分析をタイムリーに完了するための基準を追加する（例：30 日以内に ACE を完了する、45 日以内に RCA を完了する）
- c) 運転経験の公式なレビューに関する要件を追加し、元の OE 評価は効果的で、事象発生防止に貢献するものであったかを判断する。
- d) RCA について、安全文化の特質に照らした公式なスクリーニングに関する要件を追加する。
- e) RCA プロセスを改定し、原因の範囲と状況の範囲を別のものとする。INPO 05-005 「原子力発電所におけるパフォーマンス改善のためのガイドライン」では、あらゆる根本原因分析の際は状況の範囲と原因の範囲を別々に評価することが要求されている。
- f) RCA プロセスとツールに関する公式な訓練（調査・分析手法、有効性レビュー、原因の範囲、状況の範囲、RCA 報告書内容、OE/安全文化レビューなど）を策定する。

ACT6: CAP 監視の改善

- a) CAP プロセスと OE プロセスを監視するための PI を策定する。

ACT8: 重要な OE 情報の評価と活用のためのプロセスの改善

- a) OE プログラムとガイドラインを改定する。これには、標準的 OE レビューチェックリストの作成、SOER レビュー報告書テンプレートの作成、CAP を用いた SOER 評価の公式な追跡、SOER 対応策の定期的な有効性レビューが含まれる。
- b) 協力企業と OE をタイムリーに共有するためのプロセスを構築する。

ACT11: CAP 訓練

- a) CAP プロセスおよび CAP 使用に関する期待事項についての全般的な人員訓練を策定する。
- b) 根本原因分析および有効性レビュー手法に関する座学訓練を策定する。これは、PICo、根本原因分析調査員、PIM 管理層に実施する。

- c) Develop training and qualification cards for PIM.

ACT12: Trending & Analysis

- a) Create a process and guidelines to formally assess functional area and station performance on a periodic frequency (e. g. every quarter) using trend codes and other indicators.

ACT27: Improvement in the Management Observation Program

- a) Create a database tool that allows management observations to be easily entered, trended, and analyzed
b) Revise the Observation Program to tie observations to the fundamentals for each functional area (not just industrial safety)
c) Create and provide MO Training to all managers
d) Establish requirement and process for entering deficiencies noted during management observations in CAP

3. Main Achievements

Because the scope for improvement is wide and diverse, actions have been implemented sequentially upon establishing the priority. The main results so far achieved are as below.

ACT1: Strengthen engagement and commitment by the top management for CAP

- a) A policy to define the number of performance improvement meeting as “General Manager and above” was examined the transition of framework is in progress since October 2016.

As the second best policy until the completion of the above-stated transition of framework, multiple actions as below have been deployed already. As an activity to urge power station management to be interested in OE information, an extraordinary meeting body was established in October 2015 where the members including the site superintendent and all General Managers discussed the results of cause analysis of high-grade non-conformance and the meeting was held frequently (18 times in 2015, 16 times in 2016, 4 times in 2017). In these meetings, the results of cause analysis for high-grade non-conformance related to human performance (64 cases in FY2015, 21 cases in FY2016) and the suggested actions against them were discussed. Responses were added and / or changed wherever necessary.

An activity has been started since January 2016 to examine necessity of actions upon selection of one external OE information case by General Managers.

Further, an operation was started since FY2016 4Q report to include the site superintendent in the scope of quarterly report summarizing the analysis results for non-conformance, while the scope of quarterly report had been limited to PIM members previously.

- b) Fundamentals, including ones of Cross-functional Area, are now in place (Approved by CNO in January, 2017)

ACT2: Reform from the nonconformity control process to CAP

- a) Since October 2016, activities have been started by arranging PICo in each department.

- c) PIMに関する訓練および認定カードを策定する

ACT12: 傾向管理および分析

- a) 傾向コードやその他の指標を用いて機能分野と発電所パフォーマンスの公式な評価を定期的（3か月に1度など）に行うためのプロセスとガイドラインを作成する。

ACT27: マネジメントオブザベーションプログラムの改善

- a) マネジメントオブザベーション結果を簡単に入力・傾向付け・分析できるデータベースツールを構築する。
b) オブザベーションプログラムを改定し、観察事項と各機能分野の基本事項とを結びつける（作業安全だけではない）。
c) MO 訓練を策定し、全ての管理者にこれを実施する。
d) マネジメントオブザベーションで特定された不備の CAP への入力に関する要件とプロセスを策定する。

3. 主な達成事項

改善すべき範囲が広範かつ多岐にわたるため、優先順位付けを行った上で順次対策を実施している。これまで得られた主な成果は以下のとおり。

ACT1: CAP に対するトップマネジメントの関与と責任の強化

- a) パフォーマンス向上会議のメンバーを部長以上とするための方策を検討し、2016年10月より体制移行中。

なお、上記体制移行が完了するまでの間の次善の策として、次に示す複数の対策をすでに展開している。OE 情報に発電所幹部自ら関心を持つための取り組みとして、高グレード不適合の原因分析結果を所長から全部長までが議論する臨時の会議体を 2015 年 10 月に新たに設け頻繁に開催（2015 年度：18 回、2016 年度 16 回、2017 年度 4 回）し、発生したヒューマン・パフォーマンスにかかる高グレード不適合（2015 年度分 64 件、2016 年度分 21 件）の原因分析結果およびその対策案を審議し、必要に応じ対応を追加・変更した。

部長が外部 OE 情報 1 件選び、対策要否を検討する取り組みを 2016 年 1 月より開始している。加えて、これまでは PIM メンバーに限られていた不適合に関する分析結果をまとめた四半期報告の報告対象者に所長を加える運用を、2016 年度 4Q 分の報告から開始した。

- b) 現在、部門横断的な事項も含む基本事項が実施されている（2017 年 1 月、CNO が承認）。

ACT2: 不適合管理プロセスから CAP への転換

- a) 2016 年 10 月より PICo を各部に配置し活動を開始させるとともに、本年 3 月には PICo の責任および役割等について記載したガイドを制定した。現在、不適合のスクリーニングから開始し、RCA

At the same time, a guide describing the responsibility and roles of PICo was established in March 2017. Currently, the type of service has been gradually added starting from screening of non-conformance. It is planned to expand the contents of this guide with the progress of this initiative.

- b) An operation has been started since August 2016 associated with the revision of NI-11 Guide 4 “Non-Conformance Management Meeting Operation Guide (new name “Performance Improvement Meeting Operation Guide”). After the revision, the events are categorized into two grades for screening purpose so that it should be possible to learn lessons not only from high-grade non-conformance but also from lower level events (GIII non-conformance), while the reported events were managed within a single grade regardless of their severity and the cause analysis levels.
- c) With regard to near-mistake events occurred on site, an operation to report / register the events reported by contractors was started in August 2015. These events are registered to our G1 system as Service Request (SR). As of June 20, 2017, 296 near-mistake cases are registered.
Further, a function that enabled registration of minor events in Nuclear Security Consolidated Management System (G1) as Condition Report (CR) was implemented in October 2016, and, also as a validation of the system function, a pilot operation for reporting a part of improvement information was started for management observations.

ACT4: Improvement to cause analysis

- a) As stated in ACT2 c), a new screening standard has been introduced since August 2016 that adopted a Graded Approach, where cause analysis based on three analysis methods (RCA, Why-Why analysis, WGE) has been made possible.
Further, excessively complicated current RCA procedure to satisfy the regulatory requirements has been reviewed and a new RCA method that can achieve assessment with reduced period is being developed. Further, efforts are in progress to introduce diversification of analysis method and differentiation depending on the important including the clear definition of ACA procedure.
- b) Within the process of the reassessment of analysis method stated in above 1), compliance is sought also for the Extent of Condition/Cause Analysis so that they should be compliant with INPO 05-005.
- c) The education program based on RCA method was developed in December 2016 and the items in the scope of PICo are being implemented sequentially. About RCA, one case was implemented in FY2015 and one more case in progress for FY2016. However, because further increase of frequency requires process rationalization and training of human resources, the training was conducted to personnel in charge of performance improvement arranged in each department until March 2017. The development of training plan thereafter is in progress currently. Besides, it was decided that the staff in charge of performance improvement who were trained after February 2017 would support the 5 Why Analysis.

ACT6: Improvement in CAP monitoring

- a) Radical solution was yet to be achieved about the management of time limit for actions, while a certain level improvement was observed by implementing the following two points. As a routine mechanism to manage time limit, an approach is examined currently that staff in charge of improvement in each Department should monitor the

の訓練などもしつつ徐々に業務を付加しており、本ガイドもそれにつれて内容を拡充していく予定。

- b) NI-11 ガイド 4 「不適合管理会議運営ガイド」(新名称:「パフォーマンス向上会議運営ガイド」)を改訂し、従前の高グレード不適合からのみでなく、低レベル事象(GⅢ不適合)からもより多くの学びを得るため、報告された事象の重大性と原因分析レベルを一つのグレードにて管理していた運用を改め、その二つを別のグレードにてスクリーニングする運用を2016年8月に開始した。
- c) 現場にて発生したヒヤリハット(ニアミス事象)については、2015年8月より協力企業より報告された事象を当社にてG1システムにてサービス要求(SR)として報告・登録する運用を開始した。2017年6月20日現在、296件のヒヤリハットが登録されている。
また、原子力保全統合システム(G1)にマイナー事象をCondition Reportとして登録できる機能を2016年10月に実装し、システム機能の検証を兼ねてマネジメント・オブザベーションでの改善情報について一部起票を試行的に開始した。

ACT4: 原因分析の改善

- a) CT2 c)で述べたとおり、2016年8月より Graded Approachを採用した新しいスクリーニング基準を導入し、RCA、なぜなぜ分析、WGEと3種類の分析方法による原因分析を行えるようにした。
また、規制要件を満たすために過度に複雑になっている現状のRCA手順を見直し、より短期間で評価を終えることができるRCA手法を開発中。さらに、ACA手順の明確化など、分析手法の多様化と重要度に応じた使い分けを整備中である。
- b) 上記a)の分析手法見直しの中で、Extent of Condition/Cause Analysisも併せてINPO 05-005に適合するよう実装していく。
- c) RCA手法の教育プログラムを2016年12月に策定し、PICoを対象にしたものから順次実施中。RCAは、2015年度に1件実施し、2016年度分も1件実施中。一方、これ以上の実施頻度向上には、プロセスの合理化と要員の育成が必要であるため、各部に配置したパフォーマンス向上担当を対象に2017年3月までに研修を実施した。それ以降の研修計画は現在立案中。併せて、なぜなぜ分析実施にあたっては、2017年2月以降訓練を受けたパフォーマンス向上担当が分析支援を行うこととした。

ACT6: CAP 監視の改善

- a) 処置期限の管理について以下の2点を実施したことである程度の改善効果は認められたものの、抜本的な解決には至っていない。日常的に期限管理を行う仕組みとして、各部改善担当が期限遵守状況をモニタリングする運用とするよう、方法を検討中。

compliance with time limit.

- i) A setup was made on G1 system so that GMs should be able to check the action status.
- ii) With regard to high-grade non-compliance events and the action for external OE information, an operation has been started to announce the action status biweekly from the Secretariat.

ACT8: Improvement in the process for evaluating and utilizing important OE information

- a) The observations received through the current OSART were shared among the internal parties concerned with OE screening in July 2015. Further, reassessment was carried out to all the recommendations by June 2016 for particularly important WANO SOER among the external OE information that was assessed in the past. Further, in the process of continuously promoting the reassessment of evaluation for own company, review by US expert is planned by taking the opportunity of reassessing the self-evaluation result under the initiative of CFAM arranged in each headquarters area since June 2017. Thus, deepening the contents of self-assessment and enhanced understanding of SOER among TEPCO employees are sought through these proactive challenges. In this framework, Focused Self-Assessment is being implemented as a pilot approach in the area of self-assessment in terms of SOER2015-2 “Risk Management Challenge.” Upon completing reassessment of self-assessment in SOER, reevaluation related to WANO SER is planned to be conducted by December 2017. Based on knowledge obtained through the improvement of self-assessment and the result of benchmarking, the process of external OE usage should be reestablished. Besides, to provide the managements with particularly important OE information, “Important OE training” was planned and is implemented sequentially since last fiscal year. In the last fiscal year, 6 sessions were held in total including the case with fire accident in Browns Ferry NPS and INPO SOER10-2 “Engaged, Thinking Organizations” and so forth. 7 sessions are planned for this year. Session for SOER2003-2 “Reactor Pressure Vessel Head Degradation at Davis-Besse Nuclear Power Station” was held already in May. From this fiscal year, this training is positioned as a program to be conducted under the initiative of Nuclear Human Resource Development Center.
- b) Since August 2016, the previous framework of “Counterpart Activity” for information exchange based on paring of TEPCO and contractors was reorganized. The activity was restarted to offer important OE information whenever necessary by visiting the contractors on monthly basis. Further, since January 2017, an operation was started to provide each department and contractor with “Urgent OE Information” for the OE information for which urgent application of provisional action is needed. Effectiveness of these activities is evaluated in future.

ACT11: CAP training

- a) RCA Training for PICo was conducted in January 2017. Because 5Why Analysis in itself is a general method, textbooks available in market are used as procedure for the time being. So as to make the procedure available for reference at any time, necessary numbers of copies were purchased in December 2016. The 5Why Analysis uses the same skill as the one requested for deeper exploration of factors in

- i) G1 システム上で GM が処置状況を確認できるように設定
- ii) グレードの高い不適合事象や外部 OE 情報に対する処置は、2 週間に一度事務局にて処置状況を周知する運用を開始

ACT8: 重要な OE 情報の評価と活用のためのプロセス改善

- a) 今回の OSART による指摘事項を、2015 年 7 月に社内で OE スクリーニング関係者に情報共有した。また、過去に評価した外部 OE 情報のうち、特に重要である WANO SOER については 2016 年 6 月までに全推奨項目に対する再評価を実施済み。さらに自社評価の見直しを継続的に進めるに際し、2017 年 6 月から本社各エリアに配置された CFAM の主導による自己評価結果の見直しに併せ、米国原子力専門家によるレビューを実施し、積極的にチャレンジすることにより、自己評価内容の深化とともに当社社員の SOER に関する理解の向上を図った。その中で、SOER2015-2 「リスクマネジメントチャレンジ」に関する自己評価において、パイロット的取り組みとしてフォーカスト・セルフ・アセスメントを実施している。SOER の自己評価見直し完了後、WANO SER に関する再評価を 2017 年 12 月までに行う予定。これらの自己評価改善の取り組みによる知見およびベンチマーク結果を踏まえ、外部 OE 利用に関するプロセスを再構築していく。また、昨年度より特に重要な OE 情報についての知識を管理職に付与するため、「重要 OE 研修」を企画し、順次実施中。昨年度はブラウンズフェリー原子力発電所における火災や INPO SOER10-2 “Engaged, Thinking Organizations” 等、計 6 回実施した。今年度は 7 回計画しており、すでに SOER2003-2 “Reactor Pressure Vessel Head Degradation at Davis-Besse Nuclear Power Station” について 5 月に実施した。今年度から、本研修は原子力人財育成センターが主体的に行うプログラムと位置づけられた。
- b) 2016 年 8 月より従前より当社と協力企業をペアリングし情報交換等を行う「カウンターパート活動」を再編し、月 1 回協力企業を訪れ、必要に応じ重要な OE 情報を提供する取り組みを開始した。また、2017 年 1 月からは、特に早急な暫定対策の適用が必要と考えられる OE 情報を対象に「緊急 OE 情報」として各部および協力企業に周知する運用を開始した。今後、これらの取り組みの有効性を評価する。

ACT11: CAP トレーニング

- a) PICo に対する RCA 研修を 2017 年 1 月に実施。なぜなぜ分析手法自体は一般的な手法であることから、当面は市販の教科書を手順書として活用していくこととし、これを常時参照可能な状態とすべく、必要数の購入を 2016 年 12 月に実施した。なぜなぜ分析は、RCA 研修における要因の掘り下げと求められるスキルが同一であることから、当面なぜなぜ分析の実施にあたっては、RCA 研修を受講した者 (PICo) が分析助勢を行うこととした。

RCA training. Therefore, for the time being, those who received the RCA training (PICo) provide supports in conducting the Why-Why Analysis.

ACT12: Trending & Analysis

- a) For trend analysis of lower level events (GIII non-conformance), analysis based on event code stated in non-conformance report and the analysis based on cause code listed in Human Performance Research Sheet (QHPI) were started on pilot basis from the 3rd quarter in FY2016. Further improvement of trend analysis is being examined currently including the review of event classification method.

ACT27: Improvement in the Management Observation Program

- a) MO database was established on intranet and its operation was started in April 2017. Also as a validation of the system function, a pilot operation for reporting a part of improvement information was started for management observations with regard to the cases requiring improvement.
- b) Revision of the Guide was conducted in May 2017 with setting the Fundamentals established in January 2017 as evaluation standard in MO and the revision was reflected in the above-mentioned MO database.
- c) “Coach-the-Coach” program by US experts for the management level of operational departments was started since December 2017, and the mechanism was established to continuously improve the skill by developing / implementing the method that enables identification of personal capabilities.
The number of White Card at WANO Review was decreased from 146 cases in the previous year to 87 cases this year because of the increased frequency of visiting the field supported by enhanced skill through these measures and the perceived efficacy of MO. Thus, our activities demonstrate a certain level of effect.
- d) MO Guideline was revised and a mechanism of reporting the Condition Report based on the improvement opportunities obtained through MO was clearly defined. Operation management based on this policy is being enforced on pilot basis.

As a result of the station focus, the average number of MO performed each month has increased by 200%(Oct.2016→Jun.2017), the quality of observations has increased by 40%(MA area) , and there has been a reduction in the frequency and severity of events.

For example,

- KK station has not had a significant event (G1) since November.2016.
- KK station events(G1+G2) has decreased by 60%(Oct.2016→Jun.2017).
- KK station Human error events has decreased.(2016Q2:8.3→2017Q1:2.3).

4. Sustainability

The activity status including the progress of above actions is to be reported monthly to CNO as CFAM activity report and to the site superintendent as well, and documented in manuals as stated above. With regard to the communications with other departments, effectiveness and feasibility of each AP are being discussed centered on various meeting bodies such as PIM and PICo Peer Meetings, Management Planning

ACT12: 傾向管理および分析

- a) 低レベル事象（GⅢ不適合）の傾向分析は、不適合報告書に記載の事象コードによる分析およびヒューマン・パフォーマンス調査シート（QHPI）の原因コード別の分析を2016年度第3四半期より試行的に開始した。その他さらなる傾向分析の改善については、事象の分類方法も含めて検討中。

ACT27: マネジメントオブザベージョンプログラムの改善

- a) MOデータベースをイントラネット上に構築し、本年4月より運用を開始した。この中から、改善が必要なものについてはシステム機能の検証を兼ねてマネジメント・オブザベージョンでの改善情報について一部起票を試行的に開始した。
- b) 本年1月に制定されたファンダメンタルズをMOにおける評価基準に据えるガイドの改訂を本年5月に実施し、上述のMOデータベースにも反映した。
- c) 現業部門の管理職から米国人専門家による「コーチ・ザ・コーチ」プログラムを昨年12月より開始するとともに、各人の力量を把握する手法を開発・実装することにより、継続的に力量向上できる仕組みを構築した。
これらの施策により力量が上がり、MOの効果が実感できることにより現場出向回数も増加していることから、WANOピアレビュー時のホワイトカード件数が昨年の146件から今年の87件まで低下するなど、一定の効果を上げている。
- d) MOガイドラインを改定し、MOにより得られた改善すべき点からCondition Reportを起票する仕組みを明確にした。これに従った業務運営を試行中。

これらの結果、1か月に実施されたMOの平均数は200%増加し（2016年10月→2017年6月）、オブザベージョンの質も40%向上した（MA分野）。事象の頻度や深刻度も低下している。

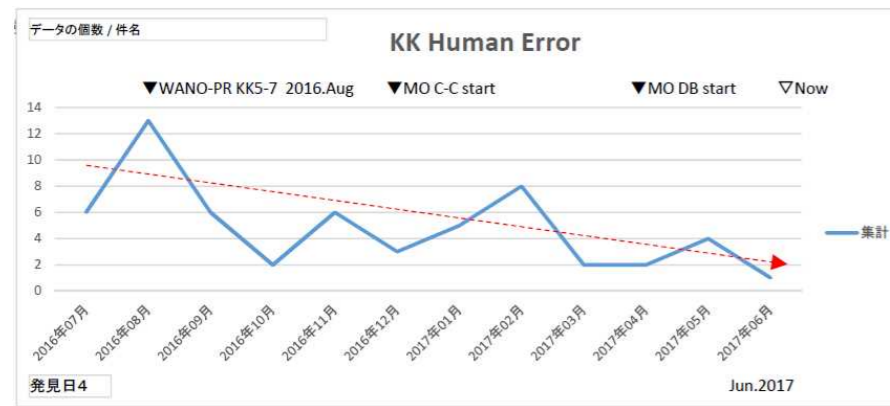
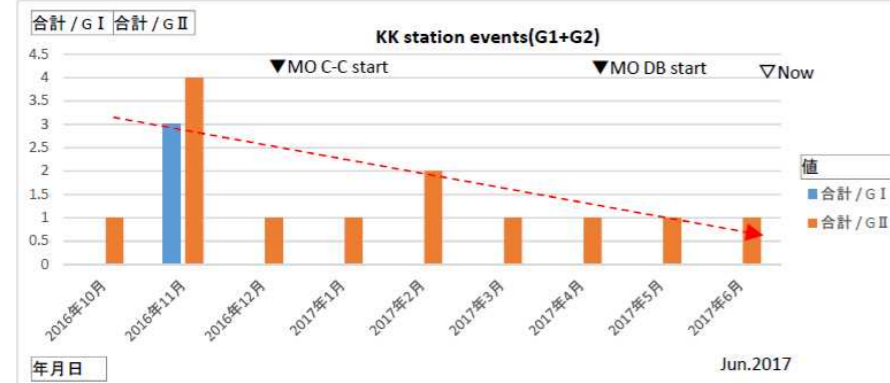
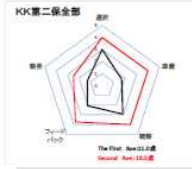
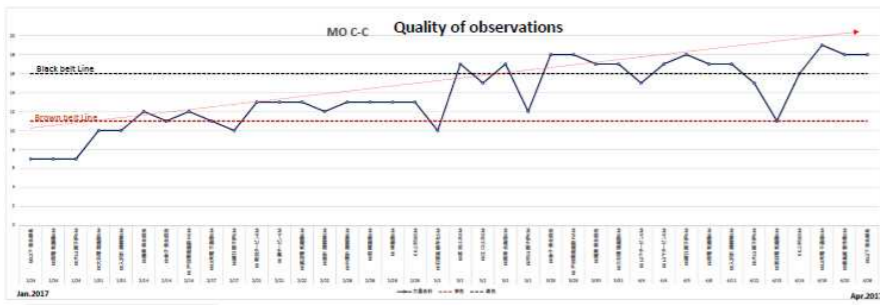
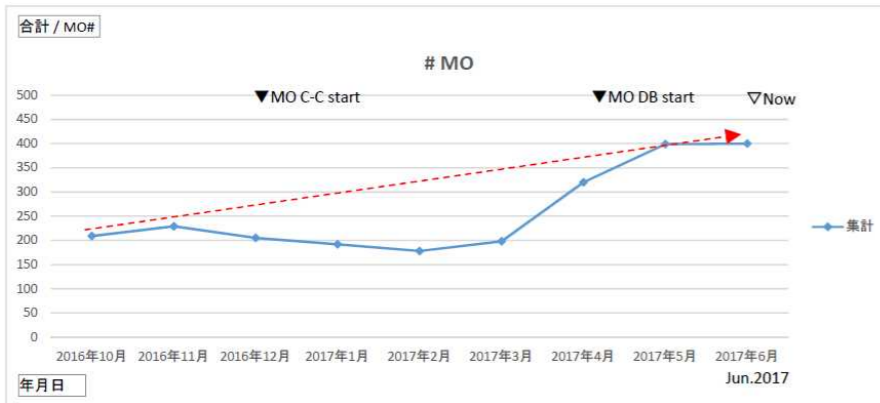
例：

- KKでは2016年11月以降、重大事象（G1）が発生していない。
- KKでの事象（G1+G2）が60%減少した（2016年10月→2017年6月）。
- KKでのヒューマンエラー事象が減少した（2016年Q2：8.3→2017年Q1：2.3）

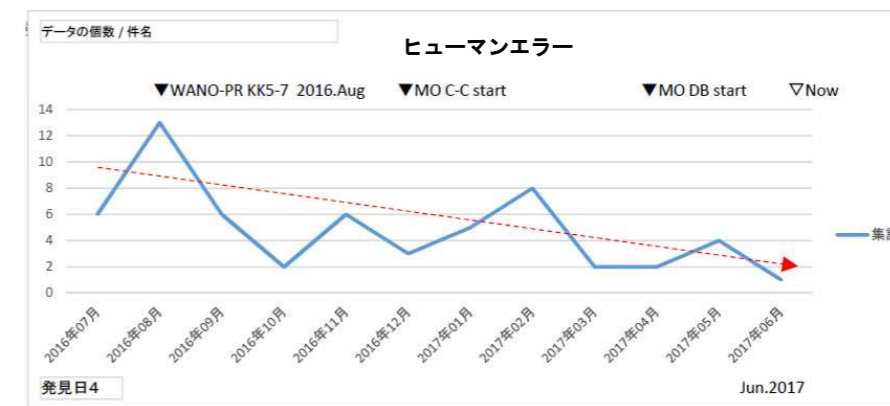
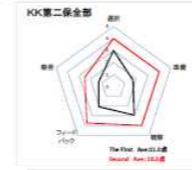
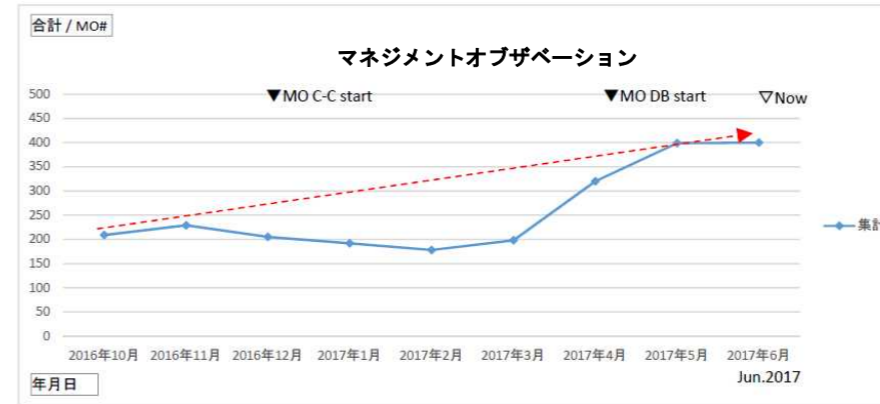
4. 持続性

上記の進捗などの活動状況については、CFAM活動報告として本部長に月1回報告されるとともに、発電所長にも報告がインプットされる。他部門とのコミュニケーションは、PIMおよびPICoピア会議や

Meeting and so forth.



経営企画会議などの会議体を中心に、各 AP に関する実効性や実行可能性などについて議論されている。



IAEA comments:

The plant has identified deficiencies in the Operating Experience (OE) programme through a critical review of Performance improvement (PI) processes in accordance with IAEA safety standards, WANO/INPO documents and by benchmarking at several plants in the USA and South Africa. The Corporate organization and plant spent one year to identify gaps and develop a corrective action plan. Altogether 126 gaps were identified and categorized in 25 discrete groups. A significant number of these are related to the OE programme. Lack of ownership of OE by plant management was identified as one of the main root causes for the situation.

The comprehensive document 'Performance Improvement Report' provides descriptions of the discrete groups with their prioritization and the actions needed to close the gaps. Those in the area of OE are defined as high priority. The document also provides suggestions for organization of the PI function at the plant and corporate levels. The plant has developed and updates a Performance Improvement Key Milestones document for monitoring the implementation of actions.

Monitoring the implementation of the actions related to OE is performed on monthly basis. The Safety Application Group prepares information on the status of activities and reports to the Site General Managers and Nuclear Safety Center Superintendents.

Progress to date:

- Nomination of Department Performance Improvements Coordinators (PICOs, 7 altogether in core functional areas). Their responsibilities and expectations are now defined in a guidance document. Initial training on PI processes (including OE) has already been completed. Additional training should be performed for new PICOs nominated in July 2017. PICOs now perform initial screening of the reported events daily.
- Establishment of a daily Performance Improvement Meeting (PIM) (after PICOs peer meeting) to approve the results of initial screening; discuss event reports and corrective actions. At the moment some of the members have dual role in both in the PICOs peer group and the PIM. The plant intends to nominate new members for the PIM.
- Some updates of the screening procedure have been carried out; however the improvement of the process is not yet completed. In the procedure there is still a target to perform screening of 80% of all reported events within 3 days, though the management expectation and plant plan is to do that in 24 hours. In 2016 the plant achieves between 24% and 44% per quarter. As explained by the counterparts, initial screening is done every morning and PICOs are involved in this meeting. At the PICOs peer group meeting screening is repeated so some of events reviewed were reported 3 to 5 days before. This repeat screening of events and approval (by PIM) is unnecessary, so as explained by the counterpart the plant plans to simplify the process to align with best industry practice and IAEA TECDOC-1581. The team judged that safety significance of the events is appropriately assigned.
- Dissemination of information on important internal events (Rapid OE). Information on significant internal events is disseminated rapidly to all plants in the fleet.
- Training on Coaching and Management Observation (MO) to improve the quantity and quality of MO (reviewed by an independent person). Although the plant has already

IAEA からのコメント :

発電所は IAEA 安全基準や WANO/INPO 文書のレビュー、米国・南アフリカの発電所のベンチマーキングを通じてパフォーマンス向上 (PI) プロセスの批判的レビューを行い、運転経験 (OE) プログラムにおける弱点を特定した。本社と発電所は、1年間をかけてギャップの特定と特定したギャップを解消するためのアクションプランを策定した。全部で 126 件のギャップが特定され、それらを 25 のグループに分類した。OE プログラムに関連するものが非常に多くあった。このような状況に至った根本原因の 1 つとして、発電所幹部に OE に対する当事者意識が欠けていたことが特定された。

包括的文書である「パフォーマンス向上報告書」には、各グループについての説明のほか、各グループの優先度やギャップ解消に必要な活動が記されている。OE で特定されたギャップは「優先度高」のギャップとなっている。この文書では、発電所と本社の PI 担当組織に対する提案も含まれている。発電所は活動の実施状況を監視するためのパフォーマンス向上重要マイルストーン文書を策定し、改定している。チームは、ギャップ解消に向けて特定した活動が完全に実施されれば、この課題を全て解決できると結論付けた。

月に 1 度のペースで OE 関連活動実施状況の監視を行っている。改善推進グループは活動状況に関する情報を収集し、部長や原子力安全センター所長に報告している。

本日までの進捗 :

- 部門パフォーマンス向上コーディネータ (PICO) を任命した (主要機能分野で合計 7 人)。彼らの役割と期待事項はガイダンス文書に記されている。PI プロセス (OE を含む) に関する初期訓練は既に実施されている。2017 年に任命された新しい PICO 向けに、追加で訓練を行うことが望ましい。現在、PICO は報告された事象の最初のスクリーニングを毎日行っている。
- (PICO ピア会議後、) パフォーマンス向上会議 (PIM) を毎日実施し、一次スクリーニング結果の承認を行う。事象報告書及び是正措置について討議する。現時点では、一部のメンバーが PICO ピアグループと PIM の両方に参加している。発電所は、PIM に新たなメンバーを任命している。
- スクリーニング手順書を一部改定した。しかしながら、プロセスにはまだ改善される余地がある。幹部の期待事項や発電所の計画では、報告された全事象のうち 80% を 24 時間以内にスクリーニングすることとなっているにもかかわらず、手順書では依然として 3 日以内にスクリーニングすることが目標とされている。2016 年度における目標達成割合は、四半期当たり 24%~44% であった。カウンターパートによると、一次スクリーニングを毎朝行っており、PICO もこれに参加しているとのことであった。PICO 会議ピアレビューでも再度スクリーニングが行われており、レビューされた事象のいくつかは 3~5 日前に報告されたものであった。事象のスクリーニングや (PIM からの) 承認といったプロセスを繰り返す必要はない。従って、プロセスを簡略化して業界のベストプラクティスや IAEA TECDOC-1581 に合わせる予定であるとのことであった。チームは、発電所は事象の安全上の重大性を適切に判断できていると結論付けた。
- 重要な内部事象に関する情報の周知 (ラピッド OE)。重大な内部事象に関する情報をフリート内の全発電所に速やかに周知している。
- マネジメントオブザベーション (MO) の回数と品質を向上するためのコーチングとマネジメント

performed pilot trending of the results from MO on fundamentals, the results are not yet used effectively to identify area for improvements.

- Preparatory activities to start with Corrective Action Programme (CAP) implementation and integration of different reporting modes
- Pilot trending of Low Level Events (LLEs) was performed for one quarter in 2016, however event coding is not updated not used effectively. The plant procedure specifies that PICOs are expected to select the appropriate event code, at the moment they are not doing that.
- The first time the plant performed a focused self-assessment of a Significant Operating Experience Report (SOER) was for SOER 15-2. This identified 7 areas for improvement and resulted in 7 Condition Reports (CR) with corrective actions. Operations has already implemented all CAs. Older SOERs will be reviewed on the same way.

Major planned activities:

- Enhance SOER review and dissemination of external events. Older SOERs will be reviewed in the same way as SOER 15-2 and included in the training – to be completed by September 2017
- Improvements in event analysis and effectiveness review. Training in RCA analysis is a continuous process and at the moment 89 persons have been trained in RCA and ‘5Why’ analysis: trained staff will organize additional training for other staff members – to be completed by December 2017
- Update and development of codes and improvements in trend analysis. To date, in depth trend analysis have not been performed, event codes require updating to allow their effective use – to be completed by December 2017
- Assessment and measuring the effectiveness of the OE programme – to be completed December 2017
- Development of CAP and associated procedures to include different reports (service reports, non-conformances, near miss, observation results, external events reports, expert mission report) – to be completed by December 2018
- Continuous reviews of the effectiveness of the SOERs for core functional areas – continuous process

Overall the team concluded that OE is still rather fragmented, however the actions identified to close the gaps in OE will completely resolve this issue when fully implemented.

Some performance deficiencies are not being addressed with a credible CAP. This makes it difficult to follow the implementation of corrective actions to understand overall progress and the extent of the remaining actions to be performed-

Conclusion: Satisfactory progress to date

オブザベーションに関する訓練 (独立した人物がレビュー)。発電所では MO のファンダメンタルズに関する結果についての試験的な傾向管理が既に行われている。しかしながら、未だ結果を効果的に活用し要改善事項を特定するに至っていない。

- 是正措置プログラム (CAP) 導入開始ならびに複数の報告モードを統合するための準備活動。
- 2016 年のある四半期において、ローレベル事象 (LLE) の試験的な傾向管理が行われたが、コーディングはアップデートされておらず、効果的に活用されていない。また、誰がコーディングを実施するのかが明確に規定されていない。発電所手順書には、「PICO が適切な事象コードを選定することが期待されている」と記されている。しかしながら、現時点において PICO はこれを実施していない。
- 発電所が初めて行った SOER の Focused Self-Assessment は、SOER 15-2 であった。その結果、7 件の要改善分野を特定し、7 件の状態レポート (CR) とは正措置を作成した。運転部は既に全ての CA を実施した。過去の SOER についても同様の手法でレビューを行う予定である。

主な予定活動:

- SOER レビューの強化と外部事象の周知。SOER 15-2 と同様の手法で過去の SOER もレビューし、訓練に含める □2017 年 9 月までに完了予定
- 事象分析の改善と有効性レビュー。RCA 分析に関する訓練を継続的に実施しており、現在、89 人の職員に対し RCA 分析と「なぜなぜ」分析が完了している。訓練を受けた職員が他職員に対する追加訓練を策定する予定である – 2017 年 12 月までに完了予定
- コードの改定と策定、傾向分析の改善。コードを改定し効果的に利用できるようにしなければならぬにもかかわらず、現在までに詳細な傾向分析は行われていない。2017 年 12 月までに完了予定
- OE プログラムの有効性評価、有効性測定 – 2017 年 12 月までに完了予定
- CAP および関連手順書を策定し、複数の報告書を統合 (サービス報告書、不適合、ニアミス、観察結果、外部事象報告書、外部ミッション報告書) □2018 年 12 月までに完了予定
- 主要機能分野に対する SOER の有効性の継続的なレビュー – 継続的に行われているプロセス

チームは、「OE プログラムはやや断片的ではあるが、全面的な運用が始まれば、ギャップ解消のために OE で特定されたアクションを実施することにより課題が解決されるだろう」と結論づけた。

いくつかのパフォーマンス不備は、信頼性のある CAP によって対処ができていない。そのため、是正措置の実施状況を把握し、全体的な進捗や実施予定の活動の範囲を理解することが難しい。

結論: 本日までに満足な進捗がみられる。

7. RADIATION PROTECTION

7.2 RADIATION PROTECTION POLICY

There are several mock-ups available for training of maintenance work in the training centre. This training centre can also be used to provide training on the Radiation Protection (RP) aspects of this work, such as handling the main circulation pumps, handling the control rod drives and the sipping of nuclear fuel. The team considered this a good performance.

7.3 RADIATION WORK CONTROL

The implemented radiation work permit (RWP) programme works effectively. If the anticipated collective dose from a work package exceeds 5 man-mSv, the work is evaluated jointly by TEPCO's maintenance groups and Radiation Control Group to find ways to decrease workers exposure and the amount of radioactive waste.

Small-item monitors and one line of personnel contamination monitors are placed at the boundary of the Radiation Controlled Area (RCA). The team observed that no contamination checks are done outside the RCA. There are no contamination monitors at the exit of the potentially contaminated working areas inside the RCA or before entering the toilets inside the RCA. Helmets and safety shoes that are used by multiple persons are not monitored after each use. The team suggests the station consider ensuring that proper arrangements and practices for contamination control are implemented.

7.4 CONTROL OF OCCUPATIONAL EXPOURE

The station has not introduced clear individual dose constraints. The team made a suggestion to consider enhancing RP-arrangements and practices to be consistent with the ALARA principle.

Measures for minimizing and controlling radioactive leaks have been introduced. Contamination levels in the RCA are checked periodically and the air contamination is monitored by fixed aerosol monitors. System decontamination and extra confinements are also used. As an example of the effectiveness of the programme, in 1995 a leak from the off-gas system from a component left open in error was detected by the fixed aerosol monitors. This is considered by the team to be a good performance.

7.5 RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT AND DISCHARGE

The station has developed an Annual Waste Generation Plan based on the Radioactive Waste Control Basic Manual. The plan sets a goal to reduce the amount of radioactive waste generation by 20% this year. The actual accumulation of waste is monitored with a Performance Indicator (PI). The team considers this as a good performance.

7.7 RADIATION PROTECTION SUPPORT DURING EMERGENCY

Radiation protection responsibilities are defined in the station procedures and emergency experiences from the Fukushima Daiichi accident are used for improvements. The station has implemented systematic training for RP staff for emergency situations. The team observed that much effort is spent to increase the skills and knowledge of the staff, as well as on acquiring sufficient material for onsite emergency purposes. This is considered by the team to be a good practice

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案する。

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案した。

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 CHEMISTRY FACILITIES, LABORATORIES, EQUIPMENT AND INSTRUMENTS

The station has four chemistry laboratories, providing good redundancy with respect to both facilities and equipment. More equipment is also located in the Technical Support Centre (TSC) and in the training centre. Manuals and handbooks in the laboratories of units U3/U4 and U6/U7 are checked three times a week to confirm that they are appropriate and up-to-date. In other laboratories, the check is done every week. The team considered this as a good performance.

7.9 POST ACCIDENT SAMPLING SYSTEM

Normal sampling is done by the contractors. For emergency situations, the station has eight staff on-call. The team observed that there has been no estimation of the dose that could be received by the workers performing sampling tasks in the Post Accident Sampling System (PASS) room during an emergency. There are no remote handling manipulators or equivalent available in the PASS room. The team suggests the station consider enhancing the arrangements and practices to be consistent with the ALARA-principle.

7.10 QUALITY CONTROL OF OPERATION CHEMICAL AND OTHER SUBSTANCE

In the RCA, the amount of chemicals is limited to only one day's anticipated consumption. The rest is stored in locked cabinets, close to the check-point and there is systematic book-keeping of the contents of these cabinets. The team, considered this as a good performance.

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、マニ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案した。

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。

DETAILED RADIATION PROTECTION FINDINGS

7.3 RADIATION WORK CONTROL

7.3(1) Issue: the station's arrangements and practices for radioactive contamination control do not minimize the risk of undetected radioactive contamination outside the radiation controlled area or the risk of personnel contamination.

During the review the team noted the following:

- No contamination checks are done outside the RCA in order to check the potential spread of contamination;
- There are no contamination monitors at the exit of the potentially contaminated working areas inside the RCA or before entering the toilets inside the RCA;
- Helmets and safety shoes which are used by multiple persons in the RCA are not monitored after each use. Although contamination checks are done monthly on these items and the results show only very low number of contamination cases, monitoring only once per month may increase the risk of personnel contamination.

Without proper arrangements and practices for contamination control, the risk of contamination spread and personnel contamination is higher than necessary.

Suggestion: The station should consider ensuring that proper arrangements and practices for contamination control are implemented.

IAEA Bases:

GSR Part 3 Requirement 24:

Arrangements under the radiation protection programme: Employers, registrants and licensees shall establish and maintain organizational, procedural and technical arrangements for the designation of controlled areas and supervised areas, for local rules and for monitoring of the workplace, in a radiation protection programme for occupational exposure.

3.90. Registrants and licensees:

d) Shall establish measures for protection and safety, including, as appropriate, physical measures to control the spread of contamination and local rules and procedures for controlled areas.

h) Shall periodically review conditions to assess whether there is any need to modify the measures for protection and safety or the boundaries of controlled areas;

NS-G-2.7

Workplace monitoring and surveys

3.29. The equipment to be provided for measuring radiation and activity and for sampling and analysis may include:

(d) personnel monitoring instruments, including:

- (i) personnel monitoring dosimeters (some with dose rate or dose alarm devices);
- (ii) contamination monitors, such as portal monitors and hand and shoe monitors;
- (iii) portable monitors;

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。

提案: 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

<p>Protective clothing and protective equipment</p> <p>3.53. After use, protective clothing and respiratory equipment should be considered contaminated and should be handled accordingly.</p> <p>Plant Response/Action:</p> <p>1. Analysis</p> <p>In response to the suggestions made from the OSART review team in July 2015, the Kashiwazaki-Kariwa Power Plant conducted self-assessments together with Headquarters and the Fukushima Daini Nuclear Power Plant by using the GSR Part 3 of IAEA International Basic Safety Standards, INPO 05-008, and WANO PO&C, and also benchmarked at home and abroad (Olukiluoto Nuclear Power Plant, Finland). And then, we identified the following gaps on the management of contamination risk.</p> <p>1-1 Identified Gaps</p> <p>(1) Contamination inspection outside controlled areas</p> <p>In the GSR part 3 of the IAEA Safety Standards and the INPO 05-008, the survey outside the Radiation Controlled Area (RCA) is required. In WANO PO&C, it is required that “Areas outside of radiologically controlled areas are surveyed periodically to verify that no detectable contamination is present.” Additionally, in the INPO 05-008, an example of survey frequency, the frequency at the exit of the RCA is set as every day at least.</p> <p>(2) Contamination checks at the exit of the contaminated area (C-area) and at the toilets in the RCA</p> <p>In the GSR Part 3 of the IAEA Safety Standards, the requirements are stated as “Shall establish measures for protection and safety, including, as appropriate, physical measures to control the spread of contamination and local rules and procedures for controlled areas.” Additionally, in the IAEA Safety Standards, NS-G-2.7, it is required that “Before items are removed from any contamination zone, and in any case before they are removed from controlled areas, they are required to be monitored as appropriate.” Further, in the INPO 05-008, it is required to “receive survey early as realistically as possible after leaving the contaminated area.”</p> <p>(3) Contamination checks of protective equipment</p> <p>In the IAEA Safety Standards, NS-G-2.7, it is required that “After use, protective clothing and respiratory equipment should be considered contaminated and should be handled accordingly.” Based on the findings from the OSART review and IAEA Safety Standards, we need to enhance the contamination check of protective equipment.</p> <p>2. Enhanced action plan, management and roles and responsibility (corrective action plan)</p> <p>Based on the identified gaps, we developed an engineering report to minimize contamination risk in order to enhance contamination checks inside and outside the RCA, and drew up an engineering schedule for implementation. The progress was checked once a month on a periodic basis.</p>	<p>保護衣・保護具</p> <p>3.53. 使用後、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。</p> <p>発電所の対応</p> <p>1. 分析</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所は、平成27年7月のOSARTレビューにおける提言を受け、IAEA国際基本安全基準GSRパート3、INPO 05-008、WANO PO&Cなどを使用して本社および福島第二原子力発電所と協同してセルフアセスメントを実施し更に国内および海外のベンチマーク（フィンランド・オルキルオト原子力発電所）を実施することによって汚染リスクの管理のギャップを認識し、以下の改善を実施した。</p> <p>1-1 特定されたギャップ</p> <p>(1) 管理区域外での汚染検査について</p> <p>IAEAの安全基準GSRパート3、INPO 05-008において、放射線管理区域の外側のサーベイを求めているとともに、WANO PO&Cでは、「放射線管理区域の外側の区域は定期的にサーベイが行われ、検出可能な汚染がないことを確認している。」ことを求めている。また、INPO 05-008において、サーベイ頻度の例として、放射線管理区域の出口点では最低毎日としている。</p> <p>(2) 汚染区域（C区域）出口および管理区域内トイレでの汚染検査について</p> <p>IAEA安全基準GSRパート3では、「適切な方法で、汚染拡大制御のための物理的手段、および管理区域のための現地規則と手順を含む防護・安全手段を確立する」ことを求めている。また、IAEA安全基準NS-G-2.7では、「いずれかの汚染ゾーンから物品を移動する場合、および物品を管理区域から移動する場合、必ずその前に、物品を適切にモニタすることが要求される」ことを求めている。更にINPO 05-008では、「汚染区域から退出した後の現実的に可能な限り早い時点でサーベイを受ける」ことを求めている。</p> <p>(3) 保護具の汚染検査について</p> <p>IAEA安全基準NS-G-2.7では、「防護衣および呼吸装置は使用後、汚染していると考えべきであり、そのことを前提に取り扱うべき」ということを求めている。OSARTでの指摘およびIAEA安全基準を踏まえ、保護具の汚染検査の強化の対応が必要である。</p> <p>2. 強化された活動計画、管理及び役割責任（是正のための活動計画）</p> <p>特定されたギャップから、当発電所における管理区域内および管理区域外での汚染検査を強化するにあたり、汚染リスクを最小化するため技術検討書を作成し、実施にあたってはエンジニアリングスケジュールを作成した。なお、進捗管理は月に1回、定期的実施した。</p>
---	---

We gave briefings to the site personnel and contractors respectively to ensure the activity is carried out before implementation. We reviewed, verified and improved the activity after the launch.

Regarding roles and responsibility, the General Manager of Radiation Safety Dept. of the power station was responsible for supervision. The Radiation Control Group Manager of and Radiation Safety Group Manager of the Radiation Safety Dept. of the power station was in charge of carrying out the activity.

3. Current Activity Status (as of June 2017)

(1) Contamination checks outside controlled areas

- In March 2017, we began conducting contamination inspection once a day on the floor surface at the exit of the exit monitors installed at the exit of the controlled area (non-controlled area) for all units. Before implementation, we completed replacing the floor carpet with the vinyl chloride sheets in the locker area in the non-controlled area in October 2016 so that the floor can be cleaned easily.
- In November 2015,, we enhanced contamination inspection at the person-exiting area at the exit of the controlled area, as well as at areas where items are carried out from the controlled area with the intention of minimizing contamination risk to the outside the controlled area.
 - At the people exiting area, the conventional contamination inspection conducted once a week at one point in front of the exit monitors was reassessed, and it is now conducted once per day at three points. Further, we added the contamination inspection of once a day in the area for the removal of radiation protection clothing (B-clothing).
 - At areas where items are carried out, we decided to conduct contamination inspection when items are carried in/out from the controlled area at the big item carrying out/in entrance and truck area.
- To prevent the cross-contamination of the sole of the foot of a person exiting the controlled-area, we reassessed the procedure of B-socks removal in conjunction with the removal of radiation protection clothes (B-clothing), and changed it to the procedure of removing the socks in front of exit monitor in June 2015.
- In December 2016, we closed hand-washing stations in the controlled area so that we can identify the location of contamination without overlooking the contamination that sticks to the hands, and can address the weakness in radiation protection to improve.

(2) Contamination inspection at the contaminated area (C-Area) exits and at the toilets in the controlled area

- Prevention of contamination spread from the controlled-areas (C-Area)
 - Contamination survey meters were deployed at the contaminated area (C-Area) exits starting from November 2015. Further, we began the operation, in which people can leave the area after the radiation supervisors perform a body contamination inspection on them in the same way as that

実施にあたって、取組みが確実に実施されるように所員および協力企業に対し、それぞれ説明会を開催した。実施後は運用の振り返り、検証を行い改善を行った。

役割責任は、当発電所放射線安全部長が実行責任を有し、当発電所放射線安全部 放射線管理グループマネージャー、放射線安全グループマネージャーが実行者として実施した。

3. 活動の現在状況（平成29年6月時点）

(1) 管理区域外での汚染検査について

- 平成29年3月から全号機の管理区域出口に設置している退出モニタ出口（非管理区域）床面の汚染検査を1日1回の頻度で開始した。開始にあたって、平成28年10月に非管理区域のロッカーエリアの床面を容易に清掃できるようカーペットから塩化ビニール製シートへの貼り替えを完了した。
- 平成27年11月から管理区域外側への汚染リスクを最小化する目的で管理区域出口で人の退域場所および管理区域から物品を出す場所での汚染検査を強化した。
 - 人の退域場所にあっては、従来、退出モニタ前1ポイント週1回で実施していた汚染検査を3ポイント1日1回へ見直した。更に、放射線防護服（B服）脱衣エリアでの1日1回の汚染検査を追加した。
 - 物品の搬出場所にあっては、管理区域から搬出する大物搬出入口、トラックエリアの汚染検査を搬出又は搬入があった日に1日1回測定する運用とした。
- 平成27年6月より管理区域から退域する人の足裏のクロスコンタミ防止として、B靴下の脱衣を放射線防護服（B服）の脱衣と合わせて脱ぐ手順から退出モニタ前で脱ぐ運用へ見直した。
- 平成28年12月より手に付着した汚染を見逃すことなく汚染の付着箇所の特定、放射線防護上の弱みなどの改善が図れるよう、管理区域内の手洗い運用を廃止した。

(2) 汚染区域（C区域）出口および管理区域内トイレでの汚染検査について

- 汚染区域（C区域）からの汚染拡散防止
 - 平成27年11月より汚染区域（C区域）出口に汚染サーベイメータを配備した。更に、持ち出す物品と同様に放射線管理員による身体の汚染検査を行ってから退域する運用を開始した。なお、従来は放射線防護服（C服）の脱衣でもって汚染の封じ込めを基本としていた。

for the items to be carried out from the area. Conventionally, the basic practice was to contain contamination by removing radiation protection clothing (C-clothing).

- On refueling level of reactor building where many people enter and exit, contamination inspectors are assigned there, and people can exit the area after checking the items to be carried out as well as the body contamination inspection.
- Prevention of body contamination in the use of the toilets in the controlled area.
- Measuring instruments were deployed in the toilets in the controlled area starting from November 2016. Also, the operation was started, in which, people remove radiation protection clothing (B-clothing), exchange shoes, and receive contamination inspection before they use the toilets. We demarcated the area around the toilets and began the operation to implement contamination inspection in the toilet areas once per day in addition to the conventional contamination inspection on the door knob of the toilet entrance once per week..

(3) Contamination inspection of protective equipment

In November 2015, we reassessed the frequency of contamination inspection for the radiation protective equipment (B-helmets and B-shoes) commonly used in the controlled area, and changed the frequency from once per month to once per week with the aim of preventing the occurrence of body contamination. When we reassessed, we made an improvement to clarify the classification between those measured and those unmeasured to ensure a proper contamination inspection is implemented.

4. Performance Indicators for Assessment (Outcome Indicators)

Outcome indicators are as follows:

- Number of cases of contamination at the exit of the controlled area (in front of the exit monitors, big item carrying in/out entrance, truck area, and B-clothing changing area) and outside the controlled-area (non-controlled area).
- Number of cases of contamination at the exit of the contaminated areas (C-Area).
- Number of cases of contamination at the exit monitors.
- Number of cases of occurrence of contamination in the B-helmet, B-shoes contamination inspection

5. Main Outcomes (results)

(1) Contamination inspection outside the controlled area

After enhancing contamination inspection at the exit of the controlled-area in November 2015, no contamination is found at the exists of the units 6/7 controlled area (in front of the exit monitors, big item carrying in/out entrance, truck area, and B-clothing changing area) as well as outside the controlled area (non-controlled areas) because of the effect of contamination containment based on the reinforced contamination inspection at the contaminated area (C-Area) exits which will be described later: (as of June 2017)

- 入域者の多い原子炉建屋オペフロにおいては汚染検査員を配置し、持ち出す物品および身体の汚染検査を行ってから退域する運用とした。

- 管理区域内トイレ使用にあたっての身体汚染防止

- ・平成27年11月より管理区域内トイレに測定器を配備した。併せて、トイレ使用前に放射線防護服（B服）の脱衣、靴交換並びに汚染検査を実施してからトイレを使用する運用を開始した。また、トイレ周りを区画し、従来は週1回行っていたトイレ入口ノブの汚染検査から、トイレ区画内の汚染検査を追加し1日1回の頻度で実施する運用を開始した。

(3) 保護具の汚染検査について

平成27年11月より身体汚染の発生防止の目的で、管理区域内で共用する放射線防護具（Bヘルメット、B靴）の汚染検査の頻度を月1回から週1回へ見直した。見直しにあたり全数を確実に汚染検査できるよう、測定済みと未測定の区分けを明確にする改善を図った。

4. 業績評価指標（成果の指標）

成果の指標は下記の通り

- 管理区域出口（退出モニタ前、大物搬出入口、トラックエリア、B服脱衣エリア）および管理区域外側（非管理区域）での汚染発生件数
- 汚染区域（C区域）出口での汚染発生件数
- 退出モニタでの汚染発生件数
- Bヘルメット、B靴の汚染検査の汚染発生件数

5. 主な成果（結果）

(1) 管理区域外での汚染検査について

平成27年11月より管理区域出口での汚染検査を強化した以降、後述する汚染区域（C区域）出口での汚染検査強化による汚染の封じ込め効果によって、6/7号機の管理区域出口（退出モニタ前、大物搬出入口、トラックエリア、B服脱衣エリア）及び管理区域外側（非管理区域）において汚染は確認されていない。（平成29年6月現在）

(2) Contamination inspection at contaminated area (C-Area) exits and at the toilets in the controlled area

Since the enhancement of measurement at the exit of the contaminated area (C-area) in November 2015, 17 cases of contamination (people: 4 cases - contamination of underwear for the controlled area), items: 13 cases) were confirmed, and two cases body contamination were detected at the exit monitors. This shows we have been preventing the spread of contamination to the outside the controlled area by a thorough contamination detection. We have not found contamination by the contamination inspection of once a day within the bathroom zone.

(3) Contamination inspection of protective equipment

Since the enhancement of the contamination inspection of protective equipment in November 2015, the results of contamination inspection for B-helmets and B-shoes are as follows: Results of contamination inspection at Units 6/7 in FY 2016: Helmet contamination: 0 cases (out of about 45,000 measurements), B-shoes contamination: one case (one exterior case out of about 52,000 measurements)

(Reference: Results in FY 2014: Helmet contamination: 14 cases (out of about 25,000 measurements, there are 12 exterior cases, 2 chin-strap cases, however, no body contamination by chin-strap), six cases of B-shoes contamination (out of about 28,000 measurements, five exterior cases and one interior case)

6. Sustainability

The power station revised the radiation control specifications and radiation work control guide to implement the radiation control at the world's standards. These operating procedures include the items to be implemented related to the appropriate radiation work control and contamination control.

IAEA comments:

The plant identified gaps in the management of contamination risk through a self-assessment made in accordance with IAEA safety standards, WANO/INPO documents and benchmarking of several Japanese plants and Olkiluoto NPP in Finland. The plant identified lack of international benchmarking and sharing of practices with other plants as the main causes of the gaps.

Based on the gaps and practice identified during benchmarking, the plant developed an action plan to improve management of contamination risk with a detailed schedule for implementation. The progress was checked on a monthly basis.

The plant organized meetings and discussions with staff and contractors to ensure clear understanding and acceptance of the proposed improvements before implementation of the corrective actions.

Progress to date:

- Replacement of the floor carpet with vinyl chloride material in the locker area in the non-controlled area so the floor can be cleaned easily.

(2) 汚染区域（C区域）出口および管理区域内トイレでの汚染検査について

平成27年11月に汚染区域（C区域）出口での測定を強化して以降、17件（人：4件（管理区域用下着の汚染）、物品：13件）の汚染を確認、退出モニタにおいては2件の身体汚染を検知しており、確実に検知することにより管理区域の外側への拡散を防止している。なお、トイレ区画内で1日1回の汚染検査において汚染は確認されていない。

(3) 保護具の汚染検査について

平成27年11月に保護具の汚染検査を強化して以降、Bヘルメット、B靴の汚染検査の実績は以下の通り。平成28年度の6/7号機での汚染検査の実績：ヘルメット汚染0件（約45,000回の測定中）、B靴汚染1件（約52,000回の測定中、外面1件）。

（参考：平成26年度実績：ヘルメット汚染14件（約25,000回の測定中、外面12件、アゴひも2件、ただし、アゴひもによる身体汚染なし）、B靴汚染6件（約28,000回の測定中、外面5件、内面1件）。

6. 持続性

発電所は世界標準の放射線管理を実施するために、放射線管理仕様書および放射線作業管理ガイドの改訂を実施した。これらの手順書には、適切な放射線作業管理や汚染管理に関わる実施項目が含まれる。

IAEAからのコメント：

発電所はIAEA安全基準やWANO/INPO文書に沿ったセルフアセスメント、いくつかの国内発電所およびオルキルオトNPP（フィンランド）のベンチマーキングを通じて汚染リスク管理におけるギャップを特定した。発電所は、ギャップの主な原因として、海外のベンチマーキングが不足していること、他発電所との慣行の共有が不足していることを挙げた。

ベンチマーキングで特定したギャップと慣行に基づき、発電所は汚染リスク管理を改善するためのアクションプランと詳細な実施スケジュールを策定した。月に1度のペースで進捗を確認している。

発電所は所内の職員および協力企業の職員と会議や討議を重ね、是正措置を実施する前に彼らが提案された改善策についてしっかりと理解し、これに合意していることを確認していた。

本日までの進捗：

- 非管理区域のロッカーエリアの床面を容易に清掃できるよう、カーペットから塩化ビニール製シートに貼り換えた。

- Performing contamination inspection once a day outside controlled areas for all units.
- Enhanced contamination inspection at the exit of the controlled area by conducting more frequent contamination inspection (once per day at three points instead of once per week).
- Performance of contamination inspection once a day in the area for the removal of protective clothing.
- Performance of contamination inspection at areas where items are carried out of the controlled area.
- Revision of the procedure for removal of protective clothing.
- Training on the changes in the RP procedure for staff and contractors.
- Eliminating hand-washing stations in the controlled area (to prevent masking of weaknesses in contamination control procedures and practices at the point of work).
- Contamination survey meters were deployed at the contaminated area (C-Area).
- Performance of body contamination inspection by RP staff after removing protective clothing (C-clothing).
- Measuring instruments were deployed in the toilets in the controlled area
- Increase the frequency of contamination inspection of the radiation protective equipment (helmets and shoes) from once per month to once per week.

Implementation of all hardware corrective actions was checked in the field. The plant has also introduced some improvements not directly related to management of the contamination risk but found useful during benchmarking (Such as identification of low radiation dose rate areas for use by workers during work in high radiation zones). Some of the improvements in the field (Such as the illustrations of the requirements for work and protective equipment in particular radiological conditions) are the result of Management Observation by corporate or plant level personnel. Management observations are also performed during the classroom training, and have resulted in improvements in the training materials and training implementation.

Conclusion: Issue resolved

- 前号機の管理区域外では、1日1回汚染検査を実施している。
- 汚染検査の実施頻度を増やすことで、管理区域出口での汚染検査を強化している（週に1度から、3ポイント1日1回）。
- 放射線防護服脱衣エリアで1日1回汚染検査を実施している。
- 管理区域からの物品搬出場所で汚染検査を実施している。
- 防護服脱衣手順を改定した。
- 発電所職員および協力企業職員に対し RP 手順の変更に伴う訓練を実施した。
- 管理区域内手洗い場所を閉鎖した（作業場所における汚染管理手順ならびに慣行における弱点が隠されてしまうことを防ぐため）。
- 汚染区域（C 区域）に汚染サーベイメータを配備した。
- 放射線防護服（C 服）の脱衣後に放射線管理員による身体の汚染検査を行っている。
- 管理区域内トイレに測定器を配備した。
- 放射線防護具（ヘルメット、靴）の汚染検査頻度を月に1度から週に1度に増やした。

ハードウェアに対する是正措置が全て実施されていることを現場で確認した。また、発電所は汚染リスク管理と直接関係はないものの、ベンチマーキングで有益とみなした改善策もいくつか実施している（高放射線区域内での作業中に作業員が休憩できるようにするための低放射線線量区域の特定設置）。現場で実施された改善策の一部（作業要件や特定の放射線状況における防護具の図示）は、本社または発電所の要員によるマネジメントオブザベーションの結果、導入されたものである。訓練（講習）のマネジメントオブザベーションも実施されており、その結果、訓練資料や訓練の実施に改善がみられている。

結論：課題は解決

7.4 CONTROL OF OCCUPATIONAL EXPOSURE

7.4(1) Issue: Some of the station's arrangements and practices are not consistent with the ALARA principle.

During the review the team noted the following:

- No clear individual dose constraints are implemented by the station;
- There has been no estimation of the dose that could be received by RP workers performing sampling tasks in the Post Accident Sampling System room during an emergency;
- There are no remote handling manipulators or equivalent available in the PASS room for the post-accident sample handling

Without ensuring that arrangements and practices are consistent with the ALARA principle, the risk for unnecessary exposure may increase.

Suggestion: The station should consider enhancing arrangements and practices to be consistent with the ALARA principle.

IAEA Bases:

GSR Part 3 Requirement 21:

Responsibilities of employers, registrants and licensees for the protection of workers: Employers, registrants and licensees shall be responsible for the protection of workers against occupational exposure. Employers, registrants and licensees shall ensure that protection and safety is optimized and that the dose limits for occupational exposure are not exceeded.

3.77. Employers, registrants and licensees:

(b) Shall establish and use, as appropriate, constraints as part of optimization of protection and safety.

RS-G-1.1

ROLE OF DOSE CONSTRAINTS

4.17. The BSS definition [Ref. [2], Glossary] of 'dose constraint' states: 'For occupational exposures, dose constraint is a source related value of individual dose used to limit the range of options considered in the process of optimization.' A dose constraint should not be regarded as a limit, but as a minimum level of individual protection that should be achieved in a particular situation, with due regard for all the circumstances. Discussion of the nature of dose constraints is provided in a joint document by the OECD/NEA and the European Commission [16].

4.18. The objective of a dose constraint is to place a ceiling on values of individual dose — from a source, a set of sources in an installation, a practice, a task or a group of operations in a specific type of industry — that could be considered acceptable in the process of optimization of protection for those sources, practices or tasks. Depending on the situation, the constraint can be expressed as a single dose or as a dose over a given time period. It is necessary to ensure that the limits are observed if workers incur exposures from different sources or tasks.

4.19. To apply the optimization principle, individual doses should be assessed at the design and planning stages, and it is these predicted individual doses for the various options that should be compared with the appropriate dose constraint. Options predicted to give doses below the dose constraint should be considered further; those predicted to give doses above the dose constraint would normally be rejected. Dose constraints should not be used retrospectively to check compliance with protection requirements.

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。

提案: 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. Dose constraints should be used prospectively in optimizing radiation protection in various situations encountered in planning and executing tasks, and in designing facilities or equipment. They should therefore be set on a case-by-case basis according to the specific characteristics of the exposure situation. Since dose constraints are source related, the source to which they relate should be specified. Dose constraints may be set by management, in consultation with those involved in the exposure situation. Regulatory authorities may use them in a generic way — for categories of similar sources, practices or tasks — or specifically, in licensing individual sources, practices or tasks. The establishment of constraints may be the result of interaction between the regulatory authority, the affected operators and, where appropriate, workers' representatives. As a general rule, it would be more appropriate for the regulator to encourage the development of constraints for occupational exposure within particular industries and organizational groupings, subject to regulatory oversight, than to stipulate specific values of constraints.

4.21. The process of deriving a dose constraint for any specific situation should include a review of operating experience and feedback from similar situations if possible, and considerations of economic, social and technical factors. For occupational exposure, the experience with well managed operations is of particular importance in setting constraints, as it should be for implementing the optimization principle in general. National surveys or international databases, delivering a large amount of experience with exposures related to specific operations, can be used in setting constraints.

SSG-13

POST-ACCIDENT SAMPLING SYSTEM

6.43. A post-accident sampling system or other adequate sampling facility should be ready to operate when required by emergency procedures and should also be considered for use in taking regular samples from plant systems. If a post-accident sampling system does not exist, other approaches should be adopted for core damage evaluation and for estimation of the inventory of fission products released into the containment.

6.44. For proper operation of a post-accident sampling system, the following should be provided:

(b) Radiation protection measures for personnel who carry out sampling and analysis; such measures should be evaluated in advance and applied when the post-accident sampling system is used.

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。

Plant Response/Action:

1. Analysis

In response to the suggestions made from the OSART review team in July 2015, the Kashiwazaki-Kariwa Power Plant conducted self-assessments together with Headquarters and the Fukushima Daini Nuclear Power Plant by using the GSR Part 3 of IAEA International Basic Safety Standards, INPO 05-008, and WANO PO&C, and also benchmarked at home and abroad (Olukiluoto Nuclear Power Plant, Finland). And then, we implemented the following improvements to be consistent with the ALARA principle.

1-1 Identified Gaps

(1) Dose Constraints

In the ICRP Recommendation and the IAEA Safety Standards NS-G-2.7, it is required that “the likelihood of incurring exposures, the number of people exposed, and the magnitude of their individual doses should be kept as low as reasonably achievable, taking into account economic and societal factors (what is called ALARA), **within the restriction that the doses to individuals delivered by the source be subject to dose constraints**” Following the suggestions from the OSART the proposals of OSART, it is necessary to implement an activity based on the concept of dose constraints described in the ICRP Recommendations and IAEA International Basic Safety Standards.

(2) Post Accident Sampling System (PASS)

In the IAEA Safety Standards SSG-13, it is required that “Radiation protection measures for personnel who carry out sampling and analysis; such measures should be evaluated in advance and applied when the post-accident sampling system is used.” Concerning the PASS, at the stage of plant construction, the gap existed that the evaluation of exposure dose for personnel who carry out sampling in the case of an accident was inadequately implemented...

2. Enhanced action plan, management and roles and responsibility (Corrective action plan)

Based on the identified gaps, we developed an engineering report to enhance ALARA and minimize contamination risk at the site, and drew up an engineering schedule for implementation. The progress was checked once a month on a periodic basis.

We gave briefings to the site personnel and contractors respectively to ensure the activity is carried out before implementation. We reviewed, verified the activity after the launch.

Regarding the roles and responsibility, for dose constraints, Group Manager of Nuclear Health Safety Center, Nuclear Safety Management Dep at Headquarters and the General Manager of Radiation Safety Dept. of the power station have the responsibilities for supervision. The Radiation Control Group Manager and Radiation Safety Group Manager of Radiation Safety Dept. of the power station carried out the

発電所の対応

1. 分析

発電所は平成27年7月のOSARTレビューにおける提言を受け、IAEA国際基本安全基準GSRパート3、INPO 05-008、WANO PO&Cなどを使用して本社および福島第二発電所と協同してセルフアセスメントを実施し、更に国内および海外ベンチマーク（フィンランド・オルキルオト原子力発電所）を実施した上で、ALARAの原則に沿うため以下の改善を実施した。

1-1 特定されたギャップ

(1) 線量拘束値について

ICRP勧告及びIAEA安全基準NS-G-2.7では、「被ばくする可能性、被ばくする人の数、及びその人たちの個人線量の大きさは、経済的及び社会的な要因を考慮して、合理的に達成できる限り低く保つべきである（いわゆるALARA）。その結果生じそうな不公平を制限するよう個人に対する線量を限定（線量拘束値）によって拘束されるべきである。」ということを求めている。今回、OSARTの提言を受け、ICRP勧告・IAEA国際基本安全基準にある線量拘束値の考え方を踏まえた取組みが必要である。

(2) 事故後サンプリングシステム（PASS）について

IAEA安全基準SSG-13では、「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。」ということを求めている。事故後サンプリング（PASS）については、プラント設置の段階において、事故を想定した場合の試料採取者の被ばく線量評価が十分になされていないというギャップが存在していた。

2. 強化された活動計画、管理及び役割責任（是正のための活動計画）

特定されたギャップから、当発電所のALARAを強化し、不要な被ばくのリスクを最小限とするための技術検討書を作成し、実施にあたってはエンジニアリングスケジュールを作成した。なお、進捗管理は月に1回、定期的実施した。

実施にあたって、取組みが確実に実施されるように所員および協力企業に対し、それぞれ説明会を開催した。実施後は運用の振り返り、検証を行った。

役割責任は、線量拘束値については本社原子力安全・統括部原子力保健安全センター所長および当発電所放射線安全部長が実行責任を有し、当発電所放射線安全部放射線管理グループマネージャー、放射線安全グループマネージャーが実行者として実施した。また、事故後サンプリングシステムについては、当発電所放射線安全部長が実行責任を有し、放射線安全部化学管理グループマネージャーが実行者として実施した。

activity. For PASS, the General Manager of Radiation Safety Dept. of the power station is responsible for supervision, and the Chemical Control Group Manager of Radiation Safety Dept. carried out the activity.

3. Current Activity Status (as of June 2017)

(1) Dose Constraints

- In June 2017, we introduced the fiscal year-based dose target for each radiation worker engaged at the Kashiwazaki Kariwa NPS in order to reduce exposure dose as low as reasonably achievable.
 - In May 2017, at Headquarters, Headquarters Activity Guide regarding individual dose target and cumulative dose control values” was developed.
 - In June 2017, Kashiwazaki-kariwa developed Guide related to the activity pertaining to the individual dose target and cumulative dose control values.”
 - At the Kashiwazaki-Kariwa NPS, the site superintendent has the authority to set the common individual dose target for the fiscal year below 5mSv for TEPCO employees and contractors. The dose target for the FY 2017 is set as 2.5.mSv.
- As a daily management to prevent the unnecessary exposure of the site employees, we subdivided the alarm setpoints of individual dosimeter (APD) in November 2015. The uniform value was set as 0.8 mSv per day, but was changed into three thresholds: 0.1mSv, 0.2mSv and 0.3mSv per day.

(2) Post Accident Sampling System (PASS)

- The doses of the personnel engaged in sampling and analysis at Post Accident Sampling System (PASS) were evaluated in October 2015.
 - Regarding the dose equivalent rate for front surface of the Post Accident Sampling rack, etc., it was assessed that it would be highest after 12 hours of a hypothetical accident (LOCA).
 - Doses of the personnel engaged from sampling through analysis at this time were evaluated as about 5 mSv. (for 40 minutes from sampling to measurement)

4. Performance Indicators for Assessment (Outcomes Indicators)

Outcomes indicators are as follows:

- Individual dose, collective dose
- Number of occurrences of APD alarms
- Working hours of Post Accident Sampling operation

5. Main Outcomes (results)

(1) Dose Constraints

3. 活動の現在状況（平成29年6月時点）

(1) 線量拘束値について

- 平成29年6月より被ばく線量を達成可能な限り低くするため、放射線業務従事者一人ひとりに対し柏崎刈羽原子力発電所で従事する年度単位の線量目標値を導入した。
 - 平成29年5月に本社にて「個人線量目標および累積線量管理値に関する本社における活動ガイド」を制定した。
 - 平成29年6月に柏崎刈羽原子力発電所にて「個人線量目標および累積線量管理値に係る活動に関するガイド」を制定した。
 - 社員・協力企業共通の年度の個人線量目標値は、柏崎刈羽原子力発電所では5 mSv以下の範囲で、所長権限で設定するものとし、平成29年度については、2.5 mSvに設定した。
- 平成27年11月から当所社員の不要な被ばく防止のための日々の管理として、個人線量計（APD）の警報設定値について、従来1日あたり一律0.8mSvとしていたものを1日あたり0.1mSv、0.2mSv、0.3mSvの3区分へ細分化した。

(2) 事故後サンプリングシステム（PASS）について

- 平成27年10月に事故後サンプリングシステム（PASS）におけるサンプリングおよび分析に従事する者の線量を評価した。
 - 事故後サンプリングラック前面等の線量当量率は、仮想事故（LOCA）12時間経過後に最も高くなるものと評価した。
 - この時のサンプリングから分析に従事する者の線量は、約5 mSvと評価した。（サンプリングから測定までの時間40分）

4. 業績評価指標（成果の指標）

成果の指標は下記の通り

- 個人線量、集団線量
- APDの警報発生回数
- 事故後サンプリング操作の作業時間

5. 主な成果（結果）

(1) 線量拘束値について

Following the subdivision of the APD alarm setpoints for the site employees starting from November 2015, we recommend the site employees to put on APD with a lower alarm set-point

The ratios of APD alarm set-points worn by the site employees are as follows: (Results of the first half of FY 2016: alarm set-point: 0.1mSv→50%; alarm set-point: 0.2mSv→15%; alarm set-point:0.3 mSv→35%)

Note that in preparation for emergency responses, we recommend the shift crew to set the alarm value as 0.3 mSv. Since shift crew account for about 30 percent of the people who enter and exit the controlled area, it is possible to say that the employees other than shift crew are aware of wearing an APD with a lower alarm set-point.

Regarding the dose results during the first half of FY 2015 (April through September), the collective dose result for the shift crew at units 6/7 was 8.62 person/mSv. In the meantime, after the implementation of the measure, the result of the shift crew's collective dose at units 6/7 during the first half of FY 2016 (April through September) was 6.92 person/mSv. The collective dose in the past three years before the implementation of measures remained flat, whereas, the doses were reduced after the implementation of the measures. With this, it can be considered that we were able to raise the awareness of exposure reduction by wearing an APD with a lower alarm set-point. .

(2) Post Accident Sampling System (PASS)

The following was conducted for the dose-reduction PDCA cycle for Post Accident Sampling: To reduce exposure, the procedure of evacuating to the low-dose area was incorporated into the Post Accident Sampling procedure, except for sampling operation in November 2015. In addition to sampling training during conventional surveillance tests, we will perform individual training to reduce working hours. Regarding the introduction of manipulators, the dose reduction through separation from radiation sources by using tongs during sampling was incorporated into the operating procedure.

6. Sustainability

The power station revised the radiation control specifications and the activity guide regarding individual does target and cumulative does control value to implement radiation control in line with the world's standards. In these operating procedures, the items to be implemented to minimize unnecessary exposure risk by enhancing the ALARA are included. Further, by conducting consecutive individual training based on the "Post Accident Sampling equipment handling operating procedures," we will develop the personnel and maintain their competence, and reflect the know-how obtained through the training into the operating procedures.

IAEA comments: The plant has identified gaps in the implementation of the ALARA principles through a self-assessment made in accordance with IAEA safety standards, WANO/INPO documents and benchmarking of several Japanese plants and Olkiluoto NPP in Finland. The plant identified lack of management ownership of Radiation Protection

平成27年11月から実施した所員のAPDの警報設定値の細分化により、所員に対してより低い警報設定値のAPDを装着することを推奨している。

所員が実際に装着したAPDの警報設定値の割合は以下の通りである。(平成28年度上半期実績：警報設定値0.1mSv→50%、警報設定値0.2mSv→15%、警報設定値0.3mSv→35%)

なお、当直員に関しては緊急対応に備えて警報設定値を0.3mSvとするように推奨しており、当直員が管理区域入域者に占める割合が約3割程度であることから、当直員以外の社員について低い警報設定値のAPDを装着する意識付けができていているといえる。

線量の実績として、平成27年度上半期(4～9月)の当直員の6/7号機における集団線量の実績は8.62人・mSvであったことに対して、対策実施後の平成28年度上半期(4～9月)の当直員の6/7号機における集団線量の実績は6.92人・mSvであった。対策実施前の3年間の集団線量が横ばいであったことに対して、対策実施後に減少が見られたことについては、低い警報設定値のAPDを装着することで被ばく低減の意識付けができた結果であると考えられる。

(2) 事故後サンプリングシステム (PASS) について

事故後サンプリングに対する線量低減のPDCAのため、以下を実施した。平成27年11月に被ばくを低減するため、サンプリング操作以外は低線量エリアに退避する手順を事故後サンプリング手順に反映した。従来の定例試験時におけるサンプリング訓練に加え個別訓練を行い、作業時間の短縮を図る。マニピュレータの導入については、サンプリングの際にトングを用いることにより線源との離隔により被ばく線量を低減することを手順に反映した。

6. 持続性

発電所は世界標準の放射線管理を実施するために、放射線管理仕様書および放射線管理基本マニュアルの改訂を実施した。これらの手順書には、ALARAを強化し不要な被ばくのリスクを最小限とするための実施項目が含まれる。また、「事故後サンプリング設備取扱い手順書」に基づいた継続的な個別訓練の実施により要員の育成、並びに力量の維持を図るとともに、訓練を通して得られたノウハウ等を手順に反映していく。

IAEAからのコメント:

発電所はIAEA安全基準、WANO/INPO文書に沿ったセルフアセスメント、いくつかの国内発電所およびオルキルトNPP(フィンランド)のベンチマーキングを通じて、ALARAの原則の実施におけるギャップを特定した。発電所は、ギャップの主な要因として、放射線防護に対する幹部の当事者意識が不足していること、ALARAの原則に対す

and inappropriate awareness of ALARA principle as the main reasons for identified gaps. The plant organized meetings and discussion with staff and contractors to ensure clear understanding and acceptance of the proposed changes before the implementation of the corrective actions.

The plant developed an engineering manual to enhance use of ALARA principle. The task was performed by a multifunctional group: Radiological Health and Safety Center, Radiation Safety Department, Chemical Control Group and Radiation Control Group and Radiation Safety Group.

The plant has also developed a guide on how to determine individual dose targets and cumulative dose control values for different work activities.

As one corrective measure, the plant subdivided the alarm setpoints on individual dosimeters from 0.8 mSv per day, into three thresholds: 0.1mSv, 0.2mSv and 0.3mSv per day. That measure resulted in a clear decrease of the collective dose (from 8.62 to 6.92 man mSv for the period November 2015 to date).

The plant identified that sampling and analysis at the Post Accident Sampling System (PASS) following a LOCA as one of the most critical sampling activities regarding for radiation dose. For both units the calculated values were similar (around 4 mSv). Conservatively the plant determined 5 mSv as a dose to be taken into consideration for PASS. The plant also revised the procedure for PASS to include in it elements such as: evacuation to a low-dose area and use of manipulators. Up to now only two technicians have been trained. The plant has recognised the benefit of increasing the number of people trained to operate the PASS.

Conclusion: Issue resolved

る認識が不足していることを挙げた。

発電所は、所内の職員および協力企業の職員と会議やディスカッションを行い、是正措置を実施する前に彼らが提案された変更についてしっかりと理解し、これに合意していることを確認していた。

発電所はエンジニアリングマニュアルを策定し、ALARA の原則の運用を強化していた。これについては、原子力保健安全センター、放射線安全部、化学管理グループ、放射線管理グループ、放射線安全グループといった複数のグループが実施した。

また、発電所はさまざまな作業活動における個人線量目標および累積線量管理の規定方法に関するガイドも制定した。

是正措置の1つとして、発電所は個人線量系の警報設定値について、従来では1日あたり一律0.8 mSvとしていたものを、1日あたり0.1 mSv、0.2 mSv、0.3 mSvの3区分へと細分化した。措置の成果は明白で、集団線量が大幅に低下した(8.62人/mSvから6.92人/mSv(2015年11月～本日までの期間))。

発電所はLOCA事故の際に事故後サンプリングシステム(PASS)で行うサンプリングと分析が、被ばく線量に関して最も重要なサンプリング活動のひとつであると特定した。両ユニットで算出された値はほとんど同じであった(約4 mSv)。保守的な観点から、発電所はPASSにおいて考慮に入れるべき線量を5 mSvとした。また、発電所はPASS手順書の改定も行い、低線量エリアへの退避、マニピュレータの導入といった要素も組み込んだ。現在までに訓練が完了した技術員は2名のみである。発電所は、PASS訓練を受けた職員を増やすことによるメリットを認識している。

結論：課題は解決

8. CHEMISTRY

(Not reviewed)

8. 化学

(レビューせず)

9. EMERGENCY PLANNING AND PREPAREDNESS

9.1 ORGANIZATION AND RESPONSIBILITIES

The roles and responsibilities of the operating organization are clearly defined in the emergency plans. Coordination with the offsite authorities is effective both in preparedness and in response. During an emergency, two web-based tools are used to ensure a shared and common situational awareness: Common Operational Picture (COP) and an action log system, CHAT. The ability to share information amongst several response organizations in real time is considered a good practice.

This information is also recorded, serving as a record for post-accident analysis.

9.2 EMERGENCY RESPONSE

The station has introduced the Incident Command System (ICS). This is a positive improvement from the previous emergency management structure. Once units 6 and 7 are returned to service, there will be a total of 37 members of the Emergency Response Organization present on the site at all times. This provides the core capability for the Technical Support Centre (TSC) to be promptly operational. This is considered a good performance.

Emergency Action Levels (EAL) have been established for all operating conditions and the spent fuel pool. They are further subdivided into levels corresponding to various plant conditions; this facilitates communication of the plant status to the appropriate technical organization without the need for a complex technical explanation. The emergency classification system is consistent with the IAEA safety standards. However, the old system of Articles 10 and 15 is still used by some TEPCO personnel. The station is encouraged to ensure that the new emergency classification system is consistently used. The Shift Supervisor is responsible for classifying the emergency and the Site Superintendent for declaration and notification. There is no time target for classification and declaration, although the team was informed that this was expected to happen as soon as possible. The Site Superintendent has full authority to take the necessary actions to mitigate a nuclear emergency. This is clearly supported by TEPCO Headquarters.

The response to fires consists of a cascading system of fire fighting teams, with the support of external fire brigades. The procedure for receiving and dispatching the external fire brigade during an emergency is not clearly documented. This is addressed in the recommendation on plans and procedures in section 9.3.

The procedures to manage personnel accounting and the actions expected of personnel not directly assigned to the TSC and the operating crew during an emergency are not clearly documented. This is addressed in the recommendation on plans and procedures. The station is aware of this need and is conducting drills to test alternate procedures.

The equipment available for emergency workers is extensive and in very good condition. Arrangements for the medical treatment of casualties at the site and their transport to designated hospitals are clear and effective. The public relations strategy is clearly defined in the plans and is regularly tested.

There are no special provisions for managing radioactive waste during an emergency. This is being reviewed by the station.

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。

Training of operators and some members of the TSC includes stress management; this is considered a good performance. Although TEPCO Headquarters has arrangements for the psychological follow-up of emergency workers these are not documented in the emergency plans. Termination of an emergency is addressed in the emergency plans but the framework for transition to 'normal' radiation exposure conditions is not documented. These aspects are addressed in the recommendation on plans and procedures in section 9.3.

9.3 EMERGENCY PREPAREDNESS

All full-time station employees are considered Emergency Response Organization (ERO) personnel and are assigned to one of the TSC teams. This provides a substantial pool of trained personnel for the critical emergency response functions. This is considered a good performance.

The Nuclear Operator's Disaster Management Plan addresses all key response functions and arrangements. It is supported by an extensive set of activity guides and procedures. However, several emergency functions and current practices are not fully documented. The team recommends that the station improve the current emergency plans and complete the existing emergency procedures and guides.

The TSC serves all seven units as a centre for the integrated coordination of operations and technical support to the operators. Its size is suitable to accommodate an entire ERO duty team and it has sufficient food and other supplies to sustain operations for seven days. However, the room layout and noise level could impair the effectiveness of some teams. The team suggests that the station should consider reconfiguring and improving the layout of the TSC. The team also encourages the station to continue its work to make the Safety Parameter Display System data from the simulator available in the TSC to ensure that exercises use all available tools.

The logistics support centres are fully equipped and are continuously available; they provide excellent staging areas for organizing and coordinating support to the station. Two of the centres are in the Urgent Protective Action Zone (UPZ). Provisions for the possible relocation of these centres should be included in the plans; this is addressed in the recommendation on plans and procedures. Overall, the station is well equipped to deal with all aspects of onsite emergency response. The equipment includes, for example, 42 fire engines, seven seawater heat-exchange vehicles, three concrete pumps, heavy machinery for debris removal, approximately 1000 extra APDs, several hand-held two-way radios, satellite communications and portable toilets. The station has also certified a large number of staff on the operation of heavy machinery for debris removal during an emergency.

The station has an extensive monthly drill and exercise programme for the entire ERO in a broad range of realistic scenario types. The team considered this as a good practice.

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案する。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。

DETAILED EMERGENCY PLANNING AND PREPAREDNESS FINDINGS

9.2 EMERGENCY RESPONSE

9.2(a) Good Practice: Common situational awareness enhancement tools

The operating organization of Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station has introduced an innovative system that could greatly alleviate the risk associated with different response organisations having different and incomplete awareness of plant status and response during an emergency.

The coordination of technical and operational information is harmonized and synchronized through an information management system consisting of the Common Operational Picture (COP) web-based platform and the common CHAT communications web-based platform, which capture up-to-date information about plant status, emergency actions and major decisions. The COP and CHAT information is shared between all operational organizations, including the station, the municipal and prefecture authorities, TEPCO headquarters and the Nuclear Regulatory Agency.

This greatly enhances the overall situational awareness of all organizations involved in the emergency response. It allows them to perform a consistent assessment, to communicate consistent information and to take consistent actions.

This system has proven very effective in exercises.

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 EMERGENCY PREPAREDNESS

9.3(1) Issue: The emergency plans and procedures do not fully and clearly document what is done in practice.

The team observed the following:

- Many response concepts or requirements are covered in different documents or working tools. The Nuclear Operator's Disaster Management Plan provides a good and comprehensive basis that addresses all key response functions but the concepts of operations are not completely described. ;
- The emergency response procedure for chemical and some external events (such as forest fire) is not clearly documented;
- The time target for emergency classification of an event and declaration of an emergency is not specifically stated, although it is acknowledged that the procedures call for prompt response by the shift supervisor and the site superintendent;
- The procedure for accounting for all personnel during an emergency is not clearly documented and may not ensure that missing and potentially injured personnel can be identified and located within a short time;
- The basic actions of all personnel (including contractors) at the site (other than TSC and operating shifts) during an Alert, Site Emergency or General Emergency, as well as the site personnel evacuation arrangements (for all staff and contractors) are not documented;
- There is no procedure detailing what equipment personnel evacuated to the logistics support centres must bring with them;
- The arrangements for receiving the external fire brigade at the site during an emergency are not clearly documented. This includes the selection of an appropriate dose alarm level for the dosimeters to be provided by the station, and the location at which the brigade should meet the Emergency Response Organization staff;
- The arrangements for transition to an existing exposure situation (recovery and transition to 'normal') are not clearly documented;
- The arrangements on the use of logistics support centres in the Urgent Protective Action Zone and the possible need to relocate them when they could be affected by a significant release are not documented in the plan or procedures;
- The management of post-emergency care of emergency workers is not documented.

A lack of clarity in the emergency plans and procedures can lead to inconsistencies in the response and can reduce the effectiveness of the emergency response arrangements.

Recommendation: The station should improve the current emergency plan (Nuclear Operator's Disaster Management Plan) to ensure that it contains all the basic arrangements and concepts of operation for all key emergency response functions, and should also complete the existing emergency procedures and guides to ensure that they are comprehensive, clear, consistent, unequivocal and standardized.

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 Basis:

GSR-2

5.14. Each response organization ‘shall prepare a general plan or plans for co-ordinating and [performing their assigned functions as specified in Section 4].

‘Emergency plans shall be prepared which specify how the responsibilities for the management of interventions will be discharged on the site...’

5.18. Emergency plans shall include, as appropriate:

- a. Allocation of responsibilities for [performing the functions specified in Section 4];
- b. Identification of the various operating and other conditions [...] which could lead to the need for intervention;
- c. Intervention levels, [...];
- d. Procedures, including communication arrangements, for contacting any relevant [response organizations] and for obtaining assistance from fire fighting, medical, police and other relevant organizations;
- e. A description of the methodology and instrumentation for assessing the [nuclear or radiological emergency] and its consequences on and off the site;
- f. A description of the public information arrangements in the event of [a nuclear or radiological emergency]; and
- g. The criteria for terminating each protective action.

5.19. The operating organization ... shall prepare an emergency plan that covers all activities under its responsibility, to be adhered to in the event of an emergency ...

5.20. The emergency plan of the operating organization ... shall include the following [as appropriate]:

- (1) A description of the on-site organization used to perform the functions specified in Section 4, including the] designation of persons for directing on-site activities and for ensuring liaison with off-site organizations;
- (2) The conditions under which an emergency shall be declared, [including the criteria for classification] a list of job titles and/or functions of persons empowered to declare it, and a description of suitable [arrangements] for alerting response personnel and public authorities;
- (3) The arrangements for initial and subsequent assessment of the [conditions at the facility and] radiological conditions on and off the site;
- (4) [Arrangements] for minimizing the exposure of persons ...;
- (5) Assessment of the state of the facility and the actions to be taken on the site to limit the extent of [any] radioactive release;
- (6) The chain of command and communication ...
- (7) An inventory of the emergency equipment to be kept in readiness at specified locations;
- (8) The actions to be taken by persons and organizations involved in the implementation of the plan ...
- (9) Arrangements for declaring the termination of an emergency.

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. The Requirements ... require each response organization to prepare an emergency plan for coordinating and performing their assigned response functions. As defined in the IAEA Safety Glossary, an emergency plan should contain a concept of operations.

6.2. The concept of operations should be a brief description of the ideal response to an emergency.

Plant Response/Action:

1. Cause of gap

Based on the retrospect of Fukushima accident, TEPCO has modified its emergency response organization drastically and adopted an incident command system, which is an emergency response system with proven performance in the United States and so forth. To ensure retention after the modification of emergency response organization, our sites were operating the operation procedures in the draft status, as they were reviewed as needed through the training.

As we established the Nuclear Operator Disaster Prevention Business Plan as our official document for emergency occasion, we were considering that there was no problem to use the detailed procedure in a draft status until a new organization framework took root.

The cause of the observation reported by OSART Review Team (“There is no specific and clear description of what to do actually in emergency response plan and operation procedures”) was attributable to the fact that the operation procedure was operated in a draft status.

2. Corrective action program

Upon receiving a series of recommendations including the improvement of documents such as response guide related to emergency response, at Kashiwazaki Kariwa NPS, we have established an action plan and decided to reflect the knowledge through training so far obtained and the requirements of the new regulatory standard in the action plan.

3. The current status

In August 2016, new Management Procedure for Emergency Response Head Office and outline of response for accident sequence precursor were established. Upon request for modification of facility, the status of the above Procedure is Revision 1 currently. (As of June end in 2017)

(1) Development of procedure for emergency response

In August 2016, the framework of emergency response organizations was established and missions for each position were documented. Then, operation of Management Procedure for Emergency Response Head Office was enforced and started as a tertiary manual. Further, as specific procedure to fulfill the missions of each position, a series of documents are newly established or revised including CNO Guideline, Supervisor’s Guideline and the Functional Team Guidelines. Currently, these procedures are actually used and validated in the comprehensive disaster prevention training.

Further, the concerned manuals reflect the contents based on the emergency response

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。

発電所の対応

1. ギャップが生じた原因について

当社では福島事故の反省を踏まえ、緊急時対応組織を大幅に変更し、米国等で実績のある緊急時の対応システムであるインシデントコマンドシステムを採用した。緊急時組織の変更後の定着を図るため当所では訓練を通じて手順書を随時見直ししていたためドラフトの状態でも運用していた。

当所としては原子力事業者防災業務計画を緊急時の正式な文書として制定していたため、詳細な手順は新しい組織体制の収斂が図れるまでドラフトのまま運用しても問題ないと考えていた。

OSART レビューチームからの指摘事項となっている、「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」は手順書がドラフトのまま運用していたことによるものである。

2. 是正措置計画

柏崎刈羽原子力発電所においては、緊急時計画に係る対応ガイドの文書類の整備等の推奨を受け、アクションプランを定めこれまでの訓練等を通じた知見や新規規制基準の要求事項等を反映し制定することとした。

3. 現在の状況

H28年8月に緊急時対策本部運営要領および前兆事象対応要領を新規制定した。なお、上記要領は、設置変更許可申請を受け改定1となっている。(2017年6月末現在))

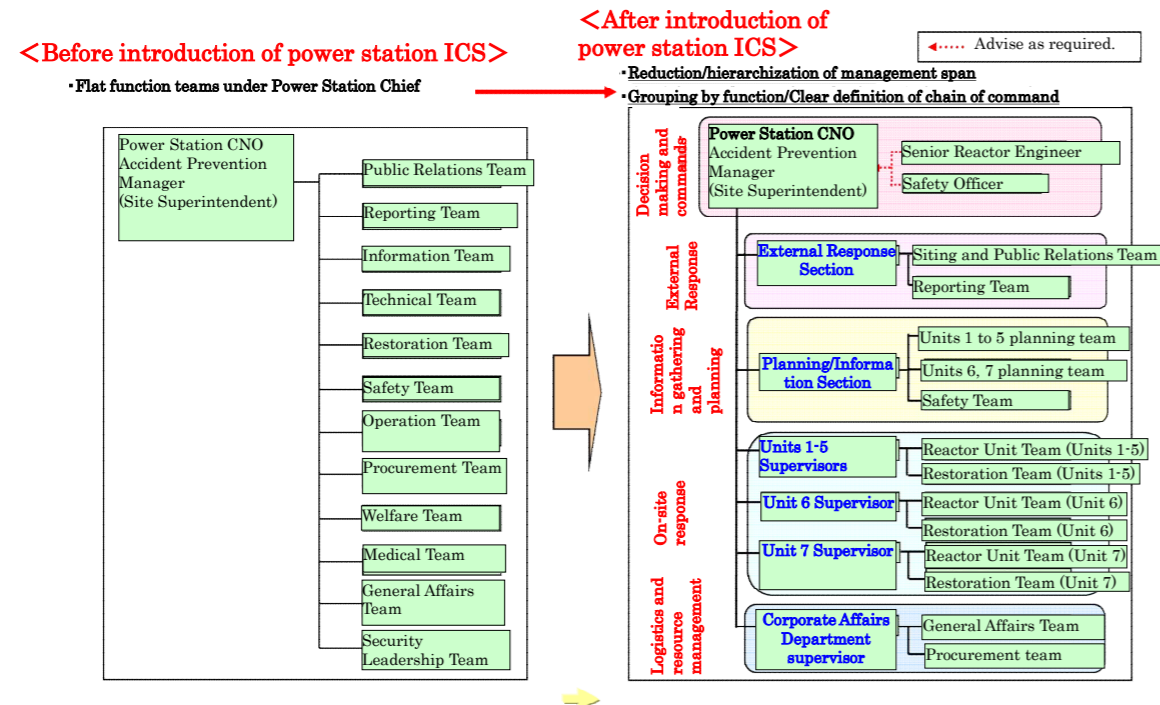
(1) 緊急時の対応手順の制定

H28年8月に緊急時対応組織の体制を固め各職位のミッションを文書化し、緊急時対策本部運営要領を3次マニュアルとして施行し運用を開始した。また、各職位のミッションを遂行するための具体的手順として、本部長ガイドや、統括ガイド、各機能班ガイドを新規制定もしくは改定を行った。現在これらの手順については総合防災訓練で実際に活用し検証している。

なお、当該マニュアルには福島事故の教訓として導入した緊急時対応組織：ICS（インシデントコ

organization: ICS (Incident Command System) that was introduced as a result of lessons learned from the Fukushima accident.

Comparison of before and after introduction of ICS (Lessons learned from the Fukushima accident / Response)



(2) Establishment of response procedures for external events

We consider that the cause of insufficiency in response procedure against external events should be partially attributable to the stagnated examination for response to various external hazards. Thereafter, with regard to the events to which response was possible by capturing a precursor (e.g. forest fire, etc.), a series of response were established from detection of an event and arrangement of emergency response headquarters to the judgment of plant shutdown and response of each functional team, and we established the outline of response for accident sequence precursor. To be specific, in the case of external fire, if a large scale fire occurs within 10km distance from the power station site, an emergency response headquarter should be established, in-house fire brigade should be convened and preventive water sprinkling should be carried out to prevent spreading of fire to the site. If the fire prevention zone collapsed despite the actions to prevent the spread of fire, decision of plan shutdown should be made.

(3) Classification EAL and set-up of targeted time

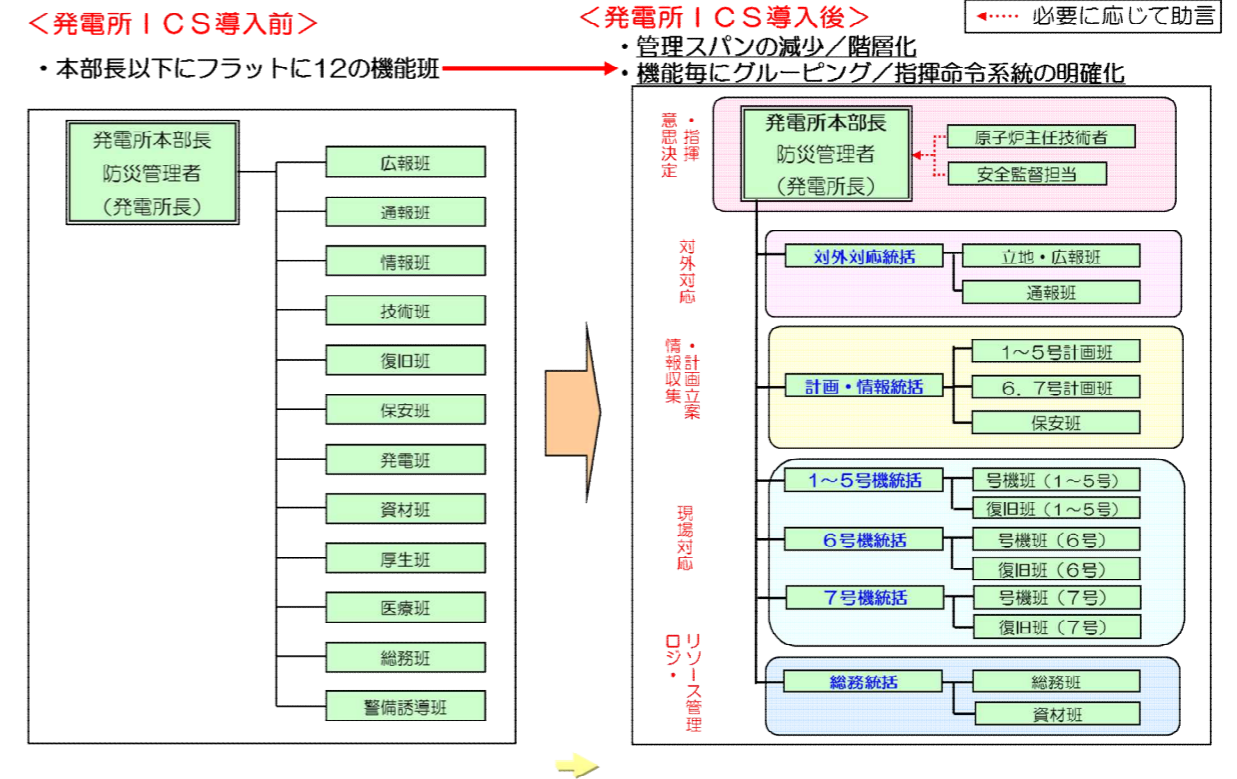
As we received an observation that there is no clear provision on the classification of EAL and the timing of emergency declaration, we established a target time and it is described in the Management Procedure for Emergency Response Head Office. (EAL classification: "Promptly," notification including declaration: Described as "within 15 minutes.")

(4) Development of personal safety tabulation procedure for emergency

We received an observation that procedure for confirming / tabulating personal safety in emergency was not documented and, therefore, it could take prolonged time to identify

マンドシステム) を踏まえた内容となっている。

ICS の導入前と導入後の比較 (福島事故の教訓と対応)



(2) 外部事象への対応手順の整備

外部事象への対応手順の不備は、レビュー時にはさまざまな外部ハザードへの対応検討が進んでなかったことが一因にあると考えております。その後、検討した森林火災など前兆をとらえた対応可能な事象に対して、事象の検知から緊急時対策本部の設置、プラントの停止判断や各機能班の対応を策定し、前兆事象対応要領として制定しました。具体例として、外部火災の場合は大規模火災が発生し、発電所敷地 10km 圏内で発生した場合には対策本部を設置し、自衛消防隊を参集し構内への延焼防止のため予防散水等を実施する。延焼防止措置が功を奏さず防火帯を突破された場合は、プラントの停止判断を行う。

(3) EAL の分類及び目標時間の設定

EAL の分類、緊急事態の宣言時間について、明確な規定がされていないとのご指摘を受け、目標時間を設定し、緊急時対策本部運営要領に定めた。(EAL の分類:「速やかに」、宣言を含む通報:「15分以内」と記載した)

(4) 緊急時要員の安否集計手順の作成

緊急時要員の安否確認・集計について、実施手順が明確に文書化されておらず行方不明者などの特定に時間がかかる可能性があるとの指摘を受け、総務班ガイドに安否確認の詳細な手順を記載し

missing crews and so forth. To address this observation, a detailed procedure for checking personal safety was described in the General Affairs Team Guideline. To be specific, we adopted the following method: Name list is distributed in advance to each functional team and the checked list is recovered and tabulated after the occurrence of an accident. As a result of verification so far, the effect of new method in reducing the time was observed, where tabulation of about 200 people could be completed in 20 minutes (reduction by 15 minutes) at TSC and tabulation of about 500 people in evacuation area could be completed in 1 hour (reduction by 1 hour).

(5) Establishment of evacuation judgment for site employees

We received an observation that people in the scope of evacuation at each stage of EAL were not clearly documented and the document describing the basic judgment standard about off-site evacuation of contractors and female employees was not available. To address this observation, we stipulated and described the decision on emergency evacuation for unrelated site employees and female employees in the Management Procedure for Emergency Response Head Office. (Crews not involved shall be evacuated at EAL2.)

(6) Clarification of material and equipment to be brought to logistical support base←(9)は HQ RP Team

To clearly define the material and equipment to be brought to logistical support base, the material and equipment necessary to be brought to logistical support base were organized and defined. The material and equipment brought in by safety team were described in the Safety Team Guideline.

(7) Security of space for coordination with the fire department

As we received an observation that no place for meeting with the fire department in emergency was determined, we established a booth in a seismic isolated building where we could have a meeting with the fire department.

As we received an observation that the method of handing in the personal dosimeter and set point were not clearly stipulated in a document, we stipulated them as below: Place to hand in APD was at main gate; Alarm set point was classified into the level for ordinary situation and that for emergency situation. In ordinary situation, it should be 10mSv or below (Standard setting: 0.9mSv). The details of the contents were documented in the Agreement with the fire department.

(8) Organization of reset conditions from emergency to ordinary exposure status

As there was no clear description on how emergency status was reset to the ordinary exposure status in the site manuals, we entered a description in our Management Procedure for Emergency Response Head Office that the emergency status should be canceled upon cancellation of state of nuclear emergency should base on the judgment of central government.

(9) Clarification of judgment to transfer to the logistical support base

To decrease exposure of crews engaged in activities at logistical support base (to avoid impact of severe radiation discharge), the judgment standard to transfer was stipulated and described in the HQ RP team Guideline (Crews shall be transferred when atmospheric dose exceeds 125μSv/h).

た。具体的には、各機能班に事前に名簿を配布しておき事故発生後回収して集計する方法を採用した。これまでの検証結果として、TSCでは約200人の集計を15分短縮し20分ほどで、避難場所では約500人の集計を1時間短縮し1時間ほどで集計できており、新しい手法での時間の短縮化の効果が認められた。

(5) 構内従業員の退避判断の設定（緊急時対策要員を除く）

EALの各段階における退避対象者が明確に文書化されておらず、協力企業や女性などの構外への退避に関する基本的な判断基準を記載した文書がないとの指摘を受け、緊急時対策本部運営要領に緊急時対応に関係のない所員や女性の退避判断を定めて記載しています。（関係の無い要員はEAL2で退避）

(6) 後方支援拠点への持ち込む資機材の明確化

後方支援拠点に移動する人員が持ち込む資機材を明確にするため、後方支援拠点への持ち込みが必要な資機材を整理・明確にし、サイトの保安班が持ち込む資機材は保安班ガイドに記載した。

(7) 公設消防との調整スペースなどの確保

緊急時に公設消防と落ち合う場所が無いことについてご指摘を受け、免震重要棟内に公設消防との打ち合わせブースを設置しました。

個人線量計などの受け渡しの方法、設定値などが明確な文書の形で定まっていなかったことについてご指摘を受け、APDの受け渡しは正門とし警報設定値は通常時・緊急時で区分けし通常時においては10mSv以下（基本設定は0.9mSv）とすることとした。同内容については、公設消防との協定書において文書化した。

(8) 緊急事態から通常被ばく状態への復帰条件の整理

緊急事態からどのように通常被ばく状態への復帰するかについて、当所のマニュアルに明確に記載されていなかったことから、緊急時対策本部運営要領に国の判断を受け緊急事態を解除した場合に、緊急事態を解除する旨を記載した。

(9) 後方支援拠点の移転判断の明確化

後方支援拠点における活動要員の被ばくを低減（重大な放出の影響を回避）するため、後方支援拠点ガイドに移転の判断基準を定め、後方支援拠点ガイドに記載した（空間線量：125μSv/hを超えた場合移転とする）。

(10) Description of care for emergency workers

Provision of cancer screening and stress were stipulated for healthcare of emergency workers and entered in the details in the Management Procedure for Emergency Response Head Office.

4. Results

Accompanying the documentation of operation procedures in emergency, the operation procedures for functional teams ranked under them were revised at the same time. As a result, response based on clear missions was made possible in the training. As an example, instruction of evacuation for female employees was securely delivered in training and the efficiency of tabulation of personal safety has become improved. Further, good practice was observed such as briefing by using operation procedures at the change of crews accompanying the personnel rearrangement, etc.

5. Sustainability

We will reflect the knowledge obtained through training in the operation procedures for emergency and will plan to improve them also in future.

IAEA Comments:

This issue was analyzed using the '5 Whys' technique. However this was done for each of the individual supporting facts rather than an analysis of the issue itself. The analysis of why 'the main emergency response concepts of operations are not completely described' was reviewed and the contributory causes were identified as: insufficient human resources, the priorities assigned to emergency preparedness within TEPCO (given the plant status at K-K) and an awareness that the regulatory framework may change that could then affect the emergency preparedness requirements.

It was mentioned that the corporate organization has the lead in developing future EP personnel so the Emergency Preparedness function at the K-K site is reluctant to develop their own. The causes have not necessarily been addressed but alternative solutions to eliminate the effect have been implemented

The corrective actions to address the various deficiencies were assigned to different sections on the plant. These are all held separately, sometimes as detailed project plans. It is therefore difficult to visualize the overall integrated corrective action plan for this issue. It was noted that oversight is held by the Nuclear Safety Director but responsibility for delivery of each plan item is with the appropriate sections such as Emergency Preparedness.

The main 'concepts of operation' of the emergency plans have been reinforced in several areas and are now essentially contained in two 'head' documents; one deals with events where emergency action levels associated with the main nuclear plant are declared, and the other deals with other issues that may affect the plant, such as forest fires, chemical events, extreme meteorological events, earthquakes or volcanic activity. These are, in turn, supported by more detailed guidance documents.

Conclusions related to a selection of the other facts observed during the main OSART mission are:

(10) 緊急作業員のケアの記載

緊急作業員のケアについて、がん検診やストレスチェックを実施することとし、緊急時対策本部運営要領に定めた。

4. 成果

緊急時の手順書を文書化したことに伴い、下位の機能班手順書等も一斉に改定を行ったため訓練では明確なミッションに基づく対応が行われるようになった。例示としては訓練で女性の退避などの指示が徹底されているとともに安否の集計が効率的に行われるようになった。また、異動等に伴う要員変更時には、手順書を活用して引き継ぎを行うなど良好事例も発生している。

5. 継続性

今後も訓練を通して得られた知見を緊急時の手順書に反映するとともに運用の充実を図ることとしている。

IAEA からのコメント:

この課題は、5WHY の手法により分析が実施された。しかしながら、課題そのものの分析そのものよりも、証拠となる事実への対策を実施していた。緊急時対応部門の活動概念が網羅されていない理由をレビューした結果、以下の寄与因子が特定された。

- TEPCO において緊急時対応職員が十分に確保できていない
- 発電所が長期停止中の状態である
- 規制の枠組みが変更され、緊急時対応の要求事項に影響が及ぶ可能性がある

また、将来の EP 職員育成は本店主導のため、発電所側で緊急時職員を育成しようとする意欲が低いことも挙げられた。これらの原因は必ずしも解消されたわけではないが、影響をなくすための代替解決策が実施されている。

さまざまな不備に対する是正措置は、発電所の複数の部門が行っている。これらは個別に実施され、時には詳細なプロジェクト計画として扱われている。そのため本課題に対する是正措置計画全体を可視化することは困難である。この課題は原子力安全センター所長が監督しているが、計画内の各項目の実施責任（例えば緊急時対応など）については、担当部署にあるとの説明を受けた。

緊急時対応部門の主要な「活動概念」の計画は、いくつかの分野において強化され、本質的に 2 つの主文書に含まれている。1 つは原子力発電所での緊急時活動レベルが宣言された場合の事象を扱うもので、もう 1 つは発電所に影響が及ぶ可能性のある事象、例えば森林火災、化学事象、厳しい気象状態、地震、火山噴火に対する活動を規定している。これらの文書は、他のより詳細なガイダンス文書に裏付けられている。

メインの OSART ミッションで観察された事実に基づく結論は以下の通りである。

- Declaration of an event is now required promptly with event classification within 15 minutes. There is always somebody on site authorized to make the classification.
- A procedure for accounting for personnel on site is now available. However it relies on a mixture of paper based and site access pass techniques, as well as communicating within the site organizations, such as the many different contractors, by Fax. The security system records when individuals enter each of the two main groups of units (1-4 and 5-7) which helps to narrow down the location of people. A future option is to use triangulation of the site-issued telecommunication handsets to locate missing persons.
- Relocation of the Logistics Support Base is now documented and required at a dose rate of 125 mSv/h.

Conclusion: Issue resolved

- 事象の区分は15分以内に、そして宣言は直ちに行われるように改められた。発電所には区分けを実施する権限を持つ職員が必ず常駐している。
- 発電所における安否確認の手順が規定された。しかしながら、この手順は紙ベースの出勤表と入構証を組み合わせたもので、構内の多くの協力企業などとFAXでコミュニケーションを取るものである。1-4号機、および5-7号機の2つのグループに所員が入域する際の入域記録が所員の所在特定に役立っている。将来的には、発電所が提供するPHSベースの位置特定により、所在不明者を確認する予定である。
- 後方支援センターの移転についても文書化され、線量率は125マイクロシーベルトまでと定められている。

結論：課題は解決

9.3(2) Issue: The Technical Support Centre (TSC) room layout does not provide an optimal environment for the work of the Emergency Response Organization.

The team observed during an exercise conducted on 29 June that:

- The noise level in the TSC was disruptive to command and control of the TSC;
- The Planning Team which, amongst other tasks, supports the operating crew by giving advice on Severe Accident Management Guidelines (SAMG) to deal with complex situations needs space and quiet to discuss SAMG strategies. However, it was disrupted by personnel traffic in their space and by the noise level. Furthermore, the Planning Team has no wall or boards on which to either project or post system diagrams for discussion and brainstorming;
- The command team had difficulty discussing issues due to the noise level and high traffic of personnel in their area;
- The projection screens and other visual aid tools were not effectively used (for example to display current operational priorities);
- The large space in the centre of the room was not used effectively.

Without an effective TSC layout the Emergency Response Organization may not be able to effectively manage and coordinate the emergency response.

Suggestion: The station should consider reconfiguring and improving the layout of the TSC on the basis of operating experience and drills and design of other similar facilities.

IAEA Basis:

GS-R-2

5.25. Adequate ... facilities and documentation (such as procedures, checklists, telephone numbers and manuals) shall be provided for performing the functions specified in Section 4. These items and facilities shall be selected or designed to be operational under the postulated conditions (such as the radiological, working and environmental conditions) that may be encountered in the emergency response, and to be compatible with other procedures and equipment for the response (such as the communication frequencies of other response organizations), as appropriate.

GS-G-2.1

VIII.1. ... the functions of and operational conditions and requirements for the facilities or locations should be carefully considered, and necessary advance preparations should be made. Facilities or locations established in advance (e.g. the technical support centre for a nuclear power plant) are designed, built and equipped to support their functional and operational requirements. [...]

VIII.2. Each emergency facility or location should be:

- Designed to support the functions that take place within it;
- Usable under emergency conditions;
- Integrated into the incident command system.

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日に実施された訓練で、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。

提案: 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。

Plant Response/Action:

1. Cause of gap

At the accident prevention drill mentioned in IAEA OSART review of June 2015, a round table was placed in the room center, where CNO and supervisors were located. Besides, the Planning Team booth was located tentatively in vicinity of CNO as a part of trial to perform various validations (Officially, the booth shall be located at right upper position). Due to this reason, the traffic lines were disturbed, which caused the confusion of traffics and noise. Further, when the training was carried out with the round table, the communications between CNO and supervisors were ensured by using microphones because their positions were remote. This was one of the causes for escalating the noise in TSC.

2. Corrective action program

We received an observation that the TSC layout was not suitable to offer an optimal environment for emergency organization at Kashiwazaki Kariwa NPS. To address this observation, we established an action plan and determined to complete the plan by December 2015.

3. The current status

The change of layout, etc. was completed on November 19, 2015. Specific actions are indicated below.

- Securing tranquility

A new Headquarters Room was established and CNO and supervisors were placed in the Room. Through this response, a situation to ensure development of strategies in a tranquil environment without using microphones could be realized.

With regard to the Restoration Team requiring constant communication with field to issue directions / for communication, crews to be engaged in response were arranged in a different room. This realized the decrease of noise in the entire TSC.

- Securing traffic line

The round table in the center that disturbed the traffic line was removed and booth for functional teams was newly established. This could expand the area for activities. Further, a booth for the Planning was arranged close to the Headquarters Room. Tools such as white board were arranged and a space for posting system diagrams, etc. was ensured in vicinity.

- Active use of visual tool

Visual tools (projector, monitor) were arranged on the wall of the Headquarters Room to enable people to visually observe the changes of plant status on real time basis.

- Active use of center space

Traffic lines were ensured by removing the round table and new functional team

発電所の対応

1. ギャップが生じた原因

平成 27 年 6 月の IAEA OSART レビューでご確認いただいた防災訓練時には中央に円卓が配置され円卓には本部長や統括を配置していました。また、計画班ブースの設置場所は様々な検証のためにトライアルとして本部長近くに仮設で配置していました(本来は右上が正規のブース)。このため、動線が阻害され往来や騒音の原因となっていました。また、円卓で訓練対応を実施した結果、本部長と統括が離れて配置していたため発話はマイクを通して行われることにより T S C の騒音を拡大させる原因になった。

2. 是正措置計画

柏崎刈羽原子力発電所においては、TSC レイアウトが緊急対応組織の作業に最適な環境を提供していないとのご指摘を受け、アクションプランを定め、平成 27 年 12 月までに完了することとした。

3. 現在の状況

平成 27 年 11 月 19 日にレイアウト等の変更が完了しております。具体的な対策を以下に示す。

ー 静粛性の確保

本部室を新規に構築し、本部長や統括を室内に配置しました。これによりマイクを使うことなく静かな環境で戦略を練ることができる状況を実現しました。

また、現場との指令・連絡で常時通話が必要な復旧班は別部屋に対策要員を配置し T S C 全体の騒音の低減も実現している。

ー 動線の確保

動線を阻害していた中央の円卓を撤去し機能班ブースを新規設置し、活動エリアを拡大しました。また、計画班は本部室近くにブースを配置し、周辺にはホワイトボードなど整備し系統図などの掲示が可能なスペースも確保している。

ー 映像ツールの活用

本部室の壁には映像ツール (プロジェクタ・モニタ) を設け、リアルタイムなプラントの状況変化等を視認することが可能なようにした。

ー 中央スペースの活用

円卓を撤去することによって動線を確保し、その空きスペースに新規に機能班ブースを設け、活

booths were arranged in the space to expand the activity area. Through expansion of the booths, an environment was secured to be optimized for emergency response such as opening and reading the materials (e.g. Operation Procedure at Accident).

4. Results

- Influence of layout change, etc.

In the first training after the TSC layout change, we confirmed a situation where smooth accident response was ensured without significant confusion.

With regard to the Headquarters Room, the site superintendent made a comment that “we could discuss strategies and policies in a tranquil space without being disturbed by noise around us.” Further, the General Manager of Nuclear Safety Oversight Office in the Head Office made a comment: “Significant improvement was observed in terms of information communication by using ICS and the clarification of chain of command. We can confirm that the response ability has been improved steadily by repeated drills based on diverse scenarios.” Thus, we consider that the establishment of the new Headquarters Room was successful.

Matters of Concern and improvement measures about the establishment of the Headquarters Room are as below.

- Due to expansion of the functional team booth area, it has become difficult to visually confirm the speaker. Patlit lamp was arranged on each functional booth for unit team as an improvement measure. Visibility has been improved to indicate which supervisor is speaking by flashing the Patlit lamp when speaking.
- Further, a problem occurs that the communication between each team leader and supervisor has become difficult because supervisors are now located in the Headquarters Room. As an improvement measure, communication between supervisor and team leader is ensured by using intercom while the supervisor is in the Headquarters Room. This makes the sharing of information and delivery of instruction / command possible between them.

動範囲を広げました。ブースの拡大で事故時操作手順書などの資料を開いて確認を行うなど緊急時の対応がしやすい環境を整えた。

4. 成果

- レイアウト等の変更による影響について

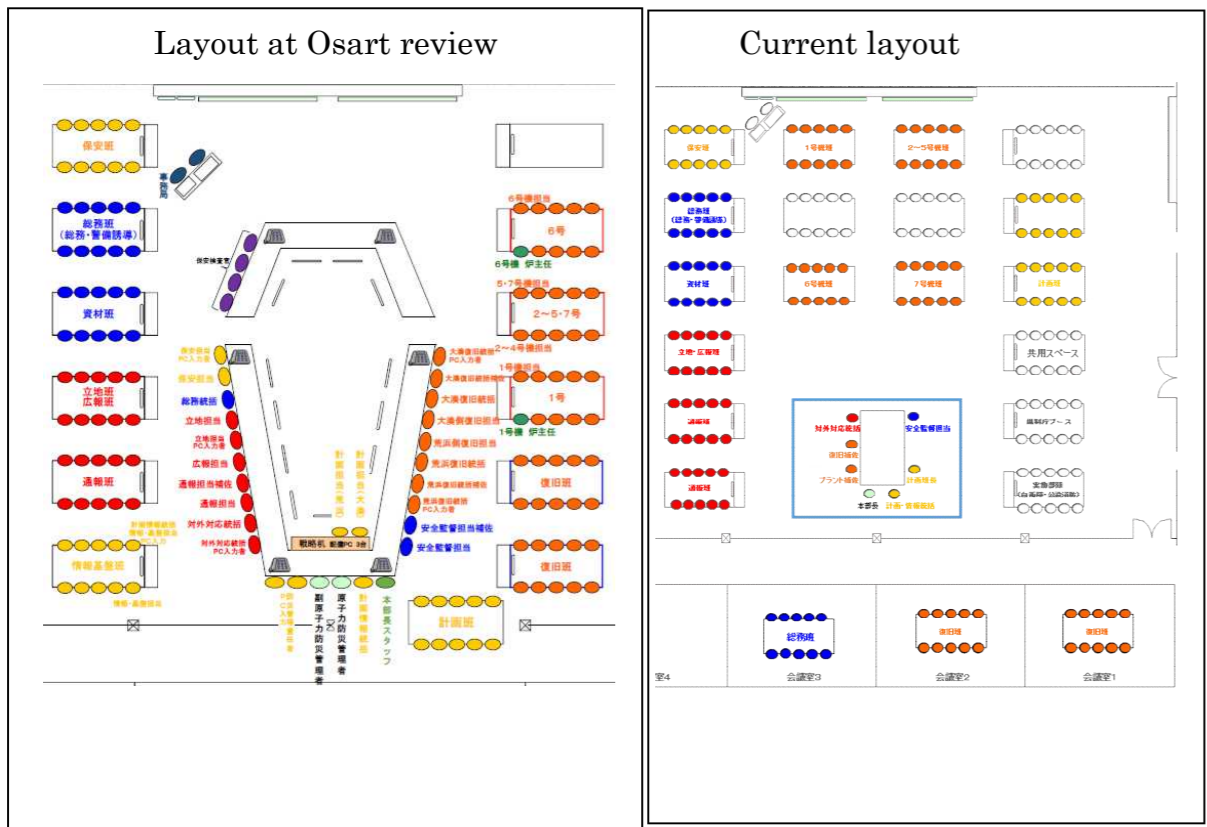
TSCレイアウト変更後初めての訓練では大きな混乱もなく、スムーズに事故対応が実施できている状況が確認された。

本部室においても、「周りの声が外乱とならずに落ち着いた空間で戦略や方針が検討出来た」と所長から講評がありました。また、本社の原子力安全監視室からご視察いただいた室長からも、「ICSを活用した情報伝達や指揮命令系統の明確化が図られ大きく改善されている。多様なシナリオで繰り返し実施している訓練によって対応力が着実に向上していることを確認した」、との講評を頂き、本部室の新設は好評と考えている。

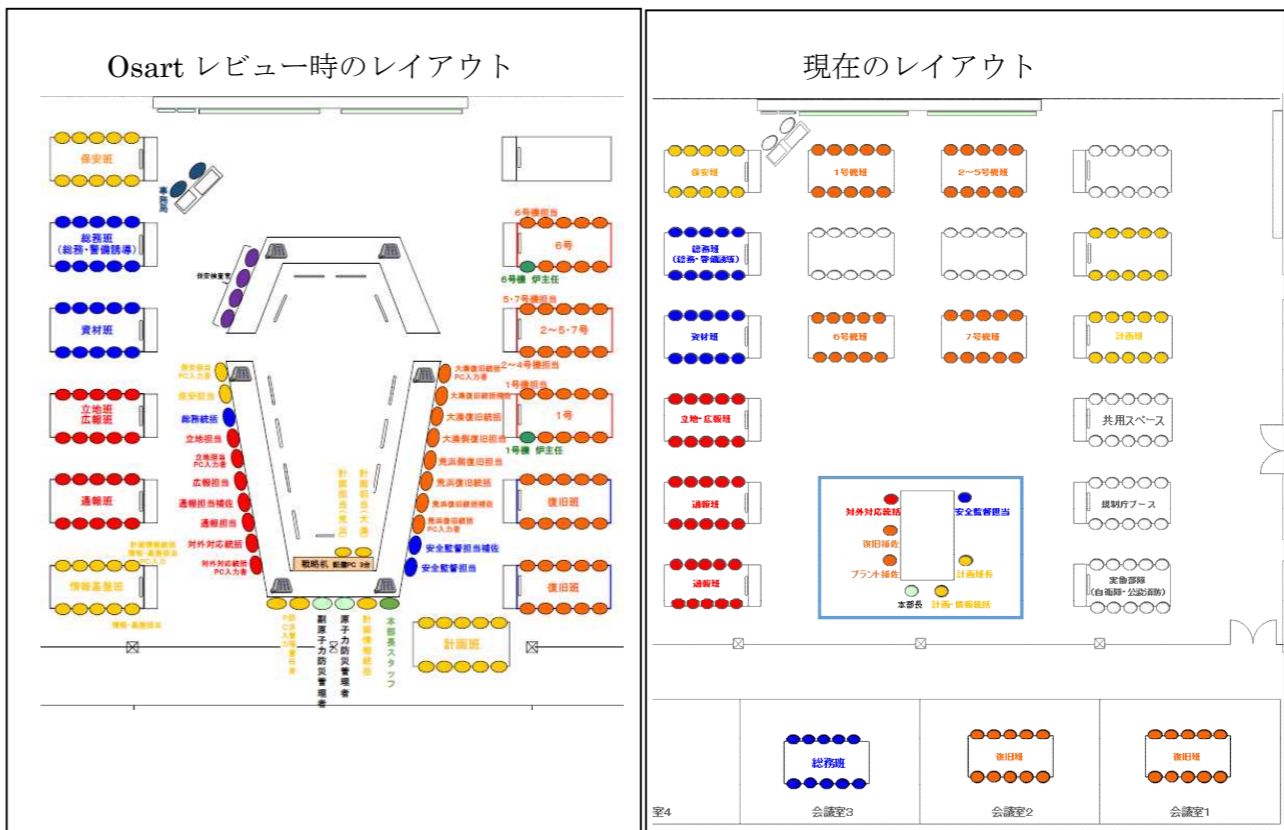
本部室を設置したことによる気づき事項と改善策は以下の通り

- 機能班ブースエリアが拡大したことによって発話者を視認しづらくなった。改善策として号機班の機能班ブースごとにパトランプを設置した。発話時にはパトランプを点滅させることによってどの統括が発話しているか視認性を向上させた。
- また、統括が本部室に入ったことにより各班長とのコミュニケーションが難しくなったという問題が生じた。改善策として、インカムをつなぐことで本部室にいながらにして、統括・班長間の情報の共有、指示命令を可能な状況とした。

Reference chart Before and after the change of layout



<参考図>レイアウトの変更前と変更後について



5. Sustainability

The regulatory authorities indicated the vulnerability of the seismic isolated buildings against earthquakes. While the seismic isolated buildings cannot be used as emergency response base, this concept for layout shall be reflected in establishing an emergency response base (anti-seismic base) in future.

IAEA Comment:

The cause of the issue was determined to be primarily one of physical layout and the manner of communicating within the facility.

The plant has installed a segregated 'command and control' area within the Technical Support Centre (TSC). This inherently reduces noise and other distractions for the main supervisory personnel managing the event. This area also has communications equipment and additional screens displaying data. The team in this segregated area comprises the emergency controller and representatives from General Affairs, Operations, Technical/Engineering, External Communications, Radiation Protection, Nuclear Safety and Field Restoration.

The main teams in the TSC can communicate with the command and control team using electronic tablets for hand written notes or via microphones. The team performing the communications is identified with an illuminating signal on the team table.

The emergency controller now conducts status briefs every 30 minutes during an event that ensure the whole TSC is kept appraised of the evolution of the event.

These improvements have proven successful in improving the command and control of events during drills, with positive feedback from participants. Overall they are judged by the team to have resolved the issue.

5. 継続性

規制庁からは免震重要棟の地震に対する脆弱性を指摘されており免震重要棟は緊急時対策所としての役割を果たすことはできないが、これらのレイアウトなどの考え方は今後設置する緊急時対策所（耐震拠点）においても反映していくこととしている。

IAEA からのコメント：

この課題の原因は、主として物理的なレイアウトと施設内のコミュニケーションの方法にあると結論付けられた。

発電所では、技術支援センター（TSC）内にパーティションを設置し、「指揮命令」エリアを設けた。これにより、雑音や気が散る原因を低減し、指揮命令者が事象の管理に集中できるよう改善が図られている。このエリアには通信機器やスクリーンも備えられ、データを表示することができる。このエリア内のチームは本部長以下、総務班、各号機班、通報班、広報班、技術班、放射線防護、原子力安全、復旧班の代表者から構成されている。

TSC のメインチームは、パーティション内の本部長チームとタブレットを通じて手書きのメモを通信でき、マイクにより音声を伝えることもできる。通信中のチームの手イーブルにある点滅等により、場所がすぐに分かるようになっている。

緊急時対応中、本部長は 30 分ごとに状況を発表し、TSC 全体で事象の進行状況を確実に共有することができる。

これらの緊急時の指揮統制の改善は、その効果が訓練で確認されており、参加者からのフィードバックも良好であった。チームはこの課題は解決されたと判断した。

Note: *The TSC will be moved to a new location above the Unit 5 Main Control Room in the next year or so, because of a seismic vulnerability identified for its current location. The revised layout described above will be broadly maintained but adjusted to fit the new location which is significantly smaller than the current one. The new layout has been tested in the new location and will fit, and advance training will be conducted in a room of similar size to the new location to give further confidence that the new arrangements will be successful. Relocation or extension of facilities such as communications and data networks, environmental radiological condition monitoring and the plant safety parameter display system will have to be considered. However, this is outside the scope of this review of the original issue resolution*

Conclusion: Issue resolved

注記：TSCは、現在の場所の耐震性評価の基準変更に伴い、1年以内に5号機の中央制御室の上の階に移転する予定である。前述の改定レイアウトは概ねそのまま移転されるものの、5号機の新しいTSCは現行の部屋と比較すると非常に狭くなる。新レイアウトはこの狭い部屋でも問題ないことが既に確認されており、新TSCをスムーズに稼働できると確信している。通信機器、データネットワーク、環境放射線量モニタリング、発電所の安全パラメータ表示(PSDS)などの設備の移転または拡張については、検討が必要である。しかしながら、これらの点は今回の評価の対象外である。

結論：課題は解決

9.3(a) Good Practice: Intensive Emergency Response Organization exercise programme

The station has implemented a detailed programme of monthly exercises for the full Emergency Response Organization.

The exercise scenarios systematically cover a wide range of severe conditions and complex challenges. Exercises are conducted to simulate, to the extent practicable, realistic conditions.

This includes exercises conducted in low light level conditions (to simulate loss of normal lighting during SBO conditions and events during the hours of darkness) and using protective equipment that would be used during extreme weather conditions such as very high rainfall (to practice performing activities that could be hindered by the additional protective equipment)

The results of the detailed programme of exercises and the high degree of realism gives greater confidence that the station ERO will be able to discharge its responsibilities in all credible accident conditions,

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. SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT

10.1 ORGANISATION AND FUNCTIONS

Responsibilities, authorities, and functions for the Accident Management Programme are clearly defined at the station. The Plant Operations Group has overall responsibility for the development of Severe Accident Management Guidance (SAMG) used by control room operators. This includes both Emergency Operating Procedures (EOPs) and Severe Accident Operating Procedures (SOPs) used by operators in the main control room. The operations department assigns one experienced plant operator at each unit to maintain the EOPs/SOPs. These operators maintain proficiency on EOPs/SOPs by participating in both classroom and simulator training. Accident Management Guidance (AMG) used by the Planning Team in the TSC is developed and maintained by the Safety Engineering Administrative Group.

A good practice was identified in the TQ area by the team with regard to the significant commitment made by the station to using training to improve performance and ensure a high state of readiness in response to design extension conditions and large scale events.

10.2 OVERVIEW OF SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT PROGRAMME

SAMG is broadly based on US BWR Owner's Group (BWROG) Emergency Procedure Guidelines/Severe Accident Guidelines (EPG/SAG). TEPCO corporate has partnered with the other Japanese BWR Electric Power Companies and Japanese BWR manufacturers (Hitachi-GE, Toshiba) to modify the BWROG EPGs/SAGs into a generic SAMG for Japanese BWRs which is then converted into a plant specific SAMG by each nuclear power station. Partnering with Toshiba and Hitachi-GE ensures strong engagement by the plant designers and key suppliers.

Members of the TEPCO HQ staff actively participate in the Boiling Water Reactor Owner's Group (BWROG). They have plans to work with the consortium of Japanese utilities and vendors to incorporate the latest versions of the BWROG EPG/SAG into the Japanese generic accident management templates by the end of 2016.

TEPCO has made a significant investment in plant modifications to support the response to design extension conditions and enhance Defence-In-Depth (DID). This includes permanent design improvements such as a filtered primary containment vent, extensive external and internal flood barriers, passive H2 recombiners and strengthening the electrical power capacity of DC power systems. Extensive portable equipment has been procured to support alternate supply of makeup water to the reactor, containment, and spent fuel pool. The above actions to strengthen DID is considered as a good practice by the team.

10.3 ANALYTICAL SUPPORT FOR SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT

The station EOPs/SOPs/AMGs was developed from generic guidance developed by the BWROG and the consortium of BWR Japanese Electric Power Companies and BWR designers (Toshiba and Hitachi-GE). The generic guidance was developed from information from the EPRI Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report, from other published analyses and reports and from generic Individual Plant Examinations (IPEs) for each BWR product line.

Level 1 PSA has been performed for Units 6 and 7 and was used to validate work performed in the development of generic SAMGs. Level 1 PSA analysis was performed using MAAP

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

3b. Efforts to update AMG are currently underway including analysis using MAAP 5 which allows for more comprehensive assessments of core damage and radiological transport. This work will be used to update the SAMGs in November 2015.

Level 2 PSA has been performed to evaluate measures and actions to mitigate severe accident conditions. PSA insights have been incorporated into accident management guidance and proactively used as inputs during the conceptual stage of design modifications. PSA results show that TEPCO has been able to substantially reduce CDF by the modifications that have been implemented for design extension conditions, specifically earthquakes and tsunami.

Containment bypass failure mode is considered in the station PSA analysis. The analysis provides insights on mitigating actions, namely limiting containment over pressure, spraying the containment atmosphere or flooding the containment to cover the breach.

A Level 1 Fire PSA is currently in progress. The team encourages the station to complete this effort and ensure that key insights are reflected in plant accident management guidance.

Insights from PSA analysis have also been compiled in the AMG and are used by the Planning Team in the TSC during emergencies. Computational aids included in the AMG allow for the quick assessment of plant conditions by the Planning Team which is then used to provide feedback on the effectiveness of operator actions. These aids were identified as a good practice by the team.

10.4 DEVELOPMENT OF PROCEDURES AND GUIDELINES

Severe accident management guidance (EOPs/SOPs) provides direction to control fission product barriers including the reactor pressure vessel (RPV) and primary containment vessel (PCV). The symptom-based response strategies prescribed in SAMG maintain the reactor plant in a safe condition without requiring diagnosis of the initiating event. No risk or probability threshold is defined and every effort has been made to address any mechanistically possible condition with appropriate operational guidance to minimize the impact on public health and safety. SAMG entry conditions and parameters controlled are directly measurable with available control room instrumentation.

The EOPs and SOPs function together as an integrated set of instructions. The EOPs define strategies for responding to emergencies and events that may degrade into emergencies up until it is determined that the core cannot be adequately cooled. Each EOP protects one of the principal barriers to radioactivity release through control of key plant parameters. EOP contingencies form extensions to the top-level guidelines, providing more detailed instructions for controlling individual parameters under more degraded conditions. The SOPs extend the EOPs still further, addressing severe accident conditions, defining the strategies applicable after it is determined that the core cannot be adequately cooled.

Priorities are described in the bases documents for each of the EOP/SOP development procedures and cover both the preventive and mitigation domains.

The purpose and priorities of the RPV control guideline and associated contingencies are to: maintain adequate core cooling, shutdown the reactor, stabilize RPV pressure and, if necessary, cool down the RPV to cold shutdown conditions. The primary objective is to restore and maintain RPV water level above the top of the active fuel. This goal is achieved through use of all available injection sources and, if necessary, emergency RPV

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

depressurization. If adequate core cooling cannot be ensured, SOP entry is required.

The purpose and priorities of the PCV control guideline are to maintain primary containment integrity and protect equipment in the primary containment.

The purpose and priorities of the SOPs are to remove heat from the RPV, retain core debris in the RPV, maintain primary containment integrity, scrub fission products from the containment atmosphere, prevent or minimize core-concrete interaction, and submerge the core and core debris.

The station has made extensive efforts to ensure instrument survivability during accident conditions. At least one channel of instrumentation has been hardened to ensure that it is qualified and available for use in severe accident conditions for all key RPV and PCV parameters.

The team noted that the current EOPs/SOPs provide guidance only for the operating regime and that guidance is not provided for a few abnormal conditions. The team suggests that the station updates these documents with the objective of extending their scope to shutdown operational regimes and the occurrence of an accident in the spent fuel pool under design extension conditions. Although the plant has developed some response guidance which is currently found in AOPs and the Tsunami AMG, this guidance needs to be formally integrated into the EOPs/SOPs. The team also suggests that the station enhance the EOPs/SOPs with the addition of guidance to control secondary containment parameters and consider the use of methods for alternate boron injection during situations in which Standby Liquid Control System may fail to operate.

10.5 PLANT EMERGENCY ARRANGEMENTS WITH RESPECT TO SAM

The station maintains a Technical Support Centre which is organized using the Incident Command System (ICS). Three teams of qualified TSC HQ personnel are in place and 45 individuals are assigned to the Planning Team with 9 (a part of ICS functions) required to achieve minimum staffing levels. The team approach is designed to minimize the impact of stress from extended duration staffing periods.

The TSC is located in a seismically isolated building which has a dedicated HVAC system powered by an independent Gas Turbine Generator (GTG). The HVAC System maintains the TSC at a positive pressure relative to the outside environment. Lead shielding is provided in aprons hung from windows in the TSC to provide additional radiological shielding. Although not missile protected, windows in the TSC are covered with a protective coating to prevent shattering.

Facilities, instruments, tools, equipment and communication systems are maintained through preventive and, when necessary, corrective maintenance programmes.

The station maintains a significant amount of portable equipment stored in designated elevated locations. Response to multi-unit events is provided by having sufficient equipment to support response at all seven units concurrently. An abundant supply of hoses used for portable makeup to the reactor, containment, and spent fuel pool exists for all units at the station. The team encourages the station to ensure that adequate testing programmes are in place for hoses that are maintained in inventory.

Robust communication options have been provided which include phones, satellite phones, cell phones, microwave communications, fibre optic lines and radios. This provides diversity and ensures that key emergency groups can maintain communications during

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案する。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案する。

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、長期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

events. Communication systems have been hardened and provisions are in place to provide backup power to systems as needed. The sharing of information during an event is supported by use of the Common Operational Picture (COP) web-based platform and the common CHAT communications web-based platform, which capture up-to-date information about plant status and about emergency actions and major decisions. These communication systems were considered as a good practice by the team.

10.6 VERIFICATION AND VALIDATION OF PROCEDURES AND GUIDELINES

Expectations for verification and validation are specified in Operation Manual NM-51-5. Verification practices assess both the technical adequacy and usability of procedures and guidelines.

Each operating crew is given the opportunity to validate EOP/SOP changes. The crews are given copies of the changes and review them during crew 'Family' training. Simulators are typically used for validation. The simulators are able to model severe accident conditions. This is considered a good performance by the OSART team. Drills are used to practice execution of the guidance including time response, use during hazardous conditions, and under stress.

The team suggests that the station consider developing a more formal validation programme that includes validation of time critical operator actions, involves multi-discipline teams observing the operators using the procedures being validated, and assesses the impact of changes on the organizational aspects of SAM, especially the roles of the evaluators and decision makers in the TSC.

10.7 CONTROL OF PLANT CONFIGURATION

Consistency between design requirements, physical configuration, and plant documentation is accomplished by the involvement of key station groups in EOP/SOP/AMG revisions. The impact of plant modifications and changes in available mobile equipment is assessed. The operations department independently tracks each modification to ensure that drawings are updated and procedures are revised.

Processes are in place to update the SAMGs when new information on severe accident management becomes available. TEPCO corporate is the primary interface with external groups and research organizations. TEPCO actively participates in the BWROG Emergency Procedures Committee and Fukushima Response Committee and works with many other scientific and technical groups on research and analysis of the Fukushima Daiichi accident.

10.8. USE OF PSA, PSR AND OEF

Level 1 and Level 2 PSA have been performed and used for the identification of sequences that may lead to severe accidents and offsite releases. PSA insights have been incorporated into accident management guidance and proactively used as inputs during the conceptual stage of design modifications. These have demonstrated a significant reduction in Core Damage Frequency for design extension conditions, specifically earthquakes and tsunami.

PSA and other analyses have been used proactively to determine the potential benefits of design modifications in the conceptual stage of design. This is considered as a good practice by the team. As an example, preliminary analysis performed indicated a substantial reduction in dose would be achieved for operators in the MCR and response workers in the field if a combination of filtered vent, iodine filter, and pH control in the primary

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案する。

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。

containment was established. Based on these insights, an iodine filter is being installed and a system is being designed to inject sodium hydroxide into the suppression pool using the MUWC system.

DETAILED SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT FINDINGS

10.3 ANALYTICAL SUPPORT FOR SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT

10.3(a) Good Practice: Use of computational aids to support event response

Computational aids have been developed for use by the Planning Team in the TSC to allow for the quick assessment of plant conditions and to provide feedback to operations on the effectiveness of operator actions.

As examples:

- The Accident Management Guidelines contain results of sensitivity studies which includes an assessment of the benefits and consequences of key operator actions;
- A software tool was created to calculate the time to ‘Top of Active Fuel’ based on input of scram time, current RPV injection rate, RPV level, RPV pressure and PCV pressure. The output was validated against data provided in the simulator model which is based on MAAP and provided comparable results;
- A software tool was developed to evaluate the effects of increases in Spent Fuel Pool (SFP) water temperature based on input of current temperature and level. If SFP cooling is lost, the model calculates the time to reach Tech Spec Limits and the time to boil. The software also provides graphs of forecasted SFP level;
- A software tool has been developed to estimate the time that the PCV will need to be vented and the release amount. The software also models H2 generation prior to and after RPV breach. This is being tested and will be implemented in the AMGs.

These computational aids allow the TSC to make timely and consistent assessments of important accident parameters resulting in direction of effort towards actions that will more likely minimise the consequences of the accident. The time projections provided by these aids allows rapid feedback to operations and the TSC command structure on whether actions taken are likely to achieve their intended objectives

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 DEVELOPMENT OF PROCEDURES AND GUIDELINES

10.4(1) Issue: Accident management guidance and associated procedures do not include the shutdown mode and some abnormal conditions.

- Conditions for entry into the severe accident mitigation domain only consider plant states with the reactor at power operation; they do not address shutdown conditions;
- Some guidance for the control of secondary containment challenges is provided in station abnormal operating procedures. However, guidance for the control of secondary containment parameters is currently not in the EOPs/SOPs. Industry standards are to have this integrated into the EOPs/SOPs since it is protecting a fission product barrier;
- Guidance for the control of SFP level is provided in station alarm response procedures and abnormal operating procedures. In addition, Tsunami accident management guidance has been developed which utilizes portable equipment to respond to SFP events. However, the EOPs/SOPs have not been revised to reflect these accident management strategies;
- The criteria for transitioning between the EOPs and SOPs are currently based on the evaluation of core damage using Containment Atmosphere Monitoring System (CAMS). They do not include the indication of RPV water level when it is available. Using RPV water level has the additional benefit of providing another option to operators in the event that the CAMS is inoperable;
- The EOPs do not have a provision for Alternate Boron Injection as a means to shutdown the reactor when Standby Liquid Control System (SBLC) is not operable as an additional option for reactivity control.

Following a possible severe accident, the absence of comprehensive EOPs/SAGs can leave the station staff in a complex plant situation under high stress conditions without appropriate guidance, possibly leading to inadequate responses.

Suggestion: The station should update the EOPs/SOPs/AMG with the objective of extending their scope to shutdown operational regimes and the occurrence of an accident in the spent fuel pool under design extension conditions. Although the station has developed some response guidance which is currently found in AOPs and the Tsunami AMG, this guidance needs to be formally integrated into the EOPs/SOPs.

IAEA Basis:

NS-G-2.15

2.11. For any change in the plant configuration or if new results from research on physical phenomena become available, the implications for accident management guidance should be checked and, if necessary, a revision of the accident management guidance should be made.

2.12. In view of the uncertainties involved in severe accidents, severe accident management guidance should be developed for all physically identifiable challenge mechanisms for which the development of severe accident management guidance is feasible; severe accident management guidance should be developed irrespective of predicted frequencies of occurrence of the challenge.

2.16. Severe accidents may also occur when the plant is in the shutdown state. In the severe accident management guidance, consideration should be given to any specific

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。

提案: 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

challenges posed by shutdown plant configurations and large scale maintenance, such as an open containment equipment hatch. The potential damage of spent fuel both in the reactor vessel and in the spent fuel pool or in storage should also be considered in the accident management guidance.

2.17. Severe accident management should cover all modes of plant operation and also appropriately selected external events, such as fires, floods, seismic events and extreme weather conditions (e.g. high winds, extremely high or low temperatures, droughts) that could damage large parts of the plant. In the severe accident management guidance, consideration should be given to specific challenges posed by external events, such as loss of the power supply, loss of the control room or switchgear room and reduced access to systems and components.

2.18. External events can also influence the availability of resources for severe accident management... Such possible influences should be taken into account in the development of the accident management guidance.

3.111. For any change in plant configuration, the effect on EOPs and SAMGs as well as on organizational aspects of accident management should be checked. A revision of the documents should be made if it is found that there is an effect on these procedures and guidelines.

Plant Response/Action:

1. Issue analysis

Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station, promptly after the accident at Fukushima Daiichi NPS, developed the tsunami AMG, an operating procedure for response to an accident similar to that experienced by Fukushima Daiichi NPS. The tsunami AMG newly defines such new steps as to be used in response the loss of all power and the loss of final heat sink with use of mobile equipment and as pertaining to SFP level control. The station will use the tsunami AMG as a transitional procedure until these additional procedures have been formally incorporated into the EOPs/SOPs.

The station and TEPCO HQ recognized, as a factor in their failure to prevent the Fukushima Daiichi accident, their insufficient collection and analysis of overseas insights. By benchmarking US accident response procedures, they identified specific gaps.

The station and TEPCO HQ launched an EDMG/SAMG working group within the Federation of Electric Power Companies, as an effort to close the gaps and to develop a Japanese EDMG template document, and set forth a policy guideline to incorporate EPG/SAG rev.3 insights into Japanese EOPs/SOPs. Those EPG/SAG rev.3 insights that require detailed analysis were transferred to joint research by domestic electric power companies.

Given this background, the station and TEPCO HQ were aware of the need to develop control guidance for secondary containment parameters, SFP water level and temperature and alternate Standby Liquid Control System (SBLC), even ahead of the main IAEA OSART mission, and had been reviewing possible revisions, under the station's Nuclear Safety Center Superintendent's leadership.

Upon receipt of the OSART suggestions on the EOP/SOP structure, the station and TEPCO HQ recognized the need for benchmarking overseas standards other than the US BWROG's

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。

発電所の対応

1. 課題の分析

福島第一原子力事故の後、柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一と同様な事故に対応する手順書として、津波 AMG をただちに作成した。津波 AMG は、全電源喪失や最終ヒートシンク喪失事故などに可搬設備を用いて対応する手順、SFP 水位制御に関する手順などを新たに定めている。柏崎刈羽原子力発電所では、これらの追加になった手順を正式に EOP/SOP に組み込むまでのつなぎの手順書として津波 AMG を使用している。

また、発電所と本社は、福島第一の事故を防げなかった要因の一つとして、海外の知見等を収集・分析する取り組みが不足していたことを反省し、米国の事故対応手順についてベンチマーキングすることによって、具体的なギャップを明確にした。

発電所と本社は、ギャップに対処するための活動として、電気事業連合会内において EDMG/SAMG 検討 WG を立ち上げ、日本版 EDMG のひな形となる文書を作成するとともに、EPG/SAG rev3 の知見を国内 EOP/SOP へ反映するための方針書を取りまとめた。EPG/SAG rev3 の知見のうち、詳細な解析が必要な項目については、国内電力共同研究に引き継がれ、分析された。

このような状況下で、発電所と本社は IAEA OSART メインミッションの前に、EOP/SOP に対して二次格納施設の制御指針や、SFP 水位及び温度の制御指針、代替ほう酸水注入に関する指針等を組み込むことの必要性を認識しており、発電所では原子力安全センター所長を主査として EOP/SOP の改訂内容に関するレビュー活動を始めていた。

EOP/SOP の構成に関して OSART メインミッションにおいて提案を受け取った後、発電所と本社は、米国 BWROG 以外の海外基準や、EOP/SOP の改訂管理プロセスについてもベンチマークを行う必要があることを認識した。本社と発電所の発電グループ及び技術計画グループは、EOP/SOP 改訂プロジェクトを立ち上げ、EOP/SOP の改訂管理に関する知見を得るため、米国アドバイザーをプ

and EOP/SOP revision control processes. TEPCO HQ and the station's Plant Operation and Safety Engineering Administrative Groups launched an EOP/SOP revision project, with a US adviser providing insights on EOP/SOP revision control. The project, through discussion with the US adviser, developed a revision control process template and commenced developing and revising necessary control documents. The station's Plant Operation Group developed a document defining EOP/SOP revision control, which was approved in May 2016.

Overseas benchmarking outside the United States was planned for and performed on Koeberg Nuclear Power Station (South Africa) in March 2017 by a team including Safety Engineering Administrative Group members. Koeberg NPS was suggested by the US adviser, as a source of insights for accident management in the shutdown mode.

2. Corrective Action Plan

2.1 Planning and management of key activities

- Kashiwazaki-Kariwa's units 6 and 7 to develop shutdown EOPs. The shutdown EOPs will cover entry into the severe accident mitigation domain during plant shutdown.
- KK units 6 and 7 to update the EOPs/SOPs incorporating control strategies for secondary containment parameters and SFP.
- KK units 6 and 7 to update the EOPs and incorporate SOP entry criteria using RPV water level.
- KK units 6 and 7 to develop alternate SBLC procedures. Also, KK units 6 and 7 to update the reactivity control strategies in the EOPs/SOPs and incorporate options for alternate SBLC entry.
- Management: the Safety Administrative Group to manage overall progress vis-à-vis external reviews and Safety Engineering Administrative Group to manage progress on SAM 10.4.

2.2 Roles and responsibilities

- The station's Plant Operation Group is charged to develop and revise EOPs/SOPs/shutdown EOPs. Under Plant Operation Group Manager's lead, team leaders and group members will undertake revisions. General Manager Operations Management, who oversees the Plant Operation Group, will approve the revisions.
- The station's Safety Engineering Administrative Group is charged to revise the AMG to be used by the Technical Support Center's planning crew and manage the planning of SAM 10.4 activities. Under Safety Engineering Administrative Group Manager's lead, team leaders and group members will undertake revisions. General Manager Safety Administrative will approve the revisions.
- TEPCO HQ is tasked with the operation and management of the Revision Project. HQ staffing will consist of the Operations Planning Group (NPP Management Department) and the Nuclear Reactor Safety Engineering Group (Nuclear Asset Management Department); the station staffing will consist of the Plant Operation and Safety Engineering Administrative Groups.

3. Progress to date

プロジェクトに参加させた。米国アドバイザーとの議論を通じて、プロジェクトは改訂管理プロセスのひな形を作成し、必要な管理文書等の作成・改訂を開始した。柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、EOP/SOPの改訂管理プロセスを定めた文書を作成し、2016年5月に承認された。

また、米国以外の海外知見のベンチマーク先として米国アドバイザーからの推奨を受けたことをふまえて、発電所では、南アフリカの Koeberg (クバーグ) 原子力発電所を訪問することを計画し、2017年3月に技術計画グループメンバーを含む視察チームによる訪問を実施した。

2. 是正のための活動計画

2.1 主要な活動計画と管理

- KK6/7 のプラント停止時の事故対応手順書 (停止時 EOP) を作成する。停止時 EOP は、プラント停止時のシビアアクシデント緩和分野への移行も含まれる構成とする。
- KK6/7 EOP/SOP を更新し、二次格納施設制御戦略、および SFP 制御戦略を反映する。
- KK6/7 EOP を更新し、原子炉水位を活用した SOP 移行条件を反映する。
- 代替ほう酸水注入手順書を作成する。また、KK6/7 EOP/SOP の反応度制御戦略を更新し、代替ほう酸水注入に移行するオプションを反映する。
- 管理：外部レビューに対する全般的な進捗管理 (安全総括グループ)、SAM10.4 の進捗管理 (技術計画グループ業務 PI)

2.2 活動の役割と責任

- 発電所の発電グループは、EOP/SOP/停止時 EOP の作成・改訂に責任を負う。発電グループマネージャーを責任者とし、チームリーダー及びメンバーが改訂を担当する。承認は発電グループを総括する運転管理部長が行う。
- 発電所の技術計画グループは、支援組織 (TSC) の計画班が使用する技術支援ガイド (AMG) の改訂、及び 10.4 の活動計画管理に責任を負う。技術計画グループマネージャーを責任者とし、チームリーダー及びメンバーが改訂を担当する。承認は安全総括部長が行う。
- 本社は改訂プロジェクトの運営・管理に関し、責任を負う。本社側の体制は、運転計画グループ (原子力運営管理部)、原子炉安全技術グループ (原子力設備管理部)、発電所側の体制は、発電グループ、技術計画グループである。

3. 現在までの進捗状況

3-1. Activities in response to the OSART mission's suggestions

- The station's Plant Operation Group developed the EOPs to be used in the shutdown mode (shutdown EOPs), which the General Manager Operations Management approved in March 2017. The shutdown EOPs, in a contingency likely to develop into a severe accident during shutdown conditions, provide for entry, based on criteria within the operational-mode EOPs, into the SOPs. The shutdown EOPs contain concepts and technical basis for accident response steps in the shutdown state.
- The station's Plant Operation Group updated the EOPs/SOPs incorporating control strategies for secondary containment parameters and SFP level and temperature. The updated EOPs/SOPs were approved by the General Manager Operations Management in June 2017 for tentative implementation to provide operators trainings. After the completion of training to operators of KK units 6 and 7, regulatory approval pertaining to the station's Technical Specifications is obtained. Then the updated EOPs/SOPs will be approved formally.
- The station's Plant Operation Group updated the EOPs, incorporating RPV water level indications as criteria for entry into the SOPs. (See above for details on the latest EOP update.)
- The station's Plant Operation Group developed new procedures utilizing CUW as an alternate means of boron injection in the inoperability of SBLC and incorporated them into AM asset procedures for use by operators. The AM asset procedures were approved by the General Manager Operations Management in March 2017. In the latest EOP/SOP flow, in the event of SBLC unavailability, operators are directed to refer to the AM asset procedures and commence alternate boron injection procedures.

3-2. Associated activities

Elsewhere, the station is undertaking the following activities in SAM areas:

- For continuous control of EOP/SOP revisions, the station's Plant Operation Group developed documents for the EOP/SOP revision control process, which has been approved. (For details, see response to 10.6.)
- The station's Safety Engineering Administrative Group studied reactivity characteristics of seawater injection as an option in the event of boron injection unavailability. The analysis confirmed that, while it is insufficient for cold shutdown, it does provide a degree of negative reactivity benefits. This insight will be incorporated into the AMG within 2017 for use by the TSC planning crew.
- In order to enhance safety in the event of SBLC inoperability, the station's Safety Engineering Administrative Group is studying an alternate system of boron injection from outside the reactor building using mobile equipment and developing a proposal for a decision within 2017. Once this has been accomplished, there will be a new method to inject boric water into the reactor with less manpower and in less time than with CUW.
- Overseas benchmarking outside the United States was performed on Koeberg Nuclear Power Station (South Africa) in March 2017 by a team including Safety Engineering Administrative Group members. Koeberg NPS was suggested by the US adviser, as a source of insights for accident management in the shutdown mode.

3-1. OSART メインミッションでの提案に対する取り組み

- 柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、電力共同研究の知見などを参考にして停止状態で使用する EOP (停止時 EOP) を開発し、2017 年 3 月に運転管理部長により承認された。停止時にシビアアクシデントに至る可能性がある場合、運転時 EOP で定められた基準を参照して SOP に移行することができるようになっている。また、停止時 EOP には、停止時の事故対応操作に関する考え方、技術的根拠も含まれている。
- 柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、二次格納施設制御、及び SFP 制御に関する指針を組み込んで EOP/SOP を更新した。更新された EOP/SOP は、運転員の訓練に活用するため、2017 年 6 月に運転管理部長から暫定的に使用することが承認された。なお、暫定承認された EOP/SOP は、発電所の尾班規程に関する規制庁認可を取得した後、正式に発電所の EOP/SOP として承認される。
- 柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、EOP から SOP へ移行する条件として、RPV 水位を活用した基準を作成し、EOP を更新した。(EOP の最新の状況は、上の項目に記載した通り)
- 柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、ほう酸水注入システム (SLC) が使用できない場合の代替手段として、CUW 系を用いたほう酸水注入手順を開発し、運転員が使用する AM 設備別手順書に組み込んだ。AM 設備別手順書は 2017 年 3 月に運転管理部長により承認された。最新の EOP/SOP フローでは、SLC が使用できない場合、AM 設備別手順書を参照して、代替ほう酸水注入手順を開始するように記載されている。

3-2. 関連する取り組み

発電所では、SAM エリアの対応に関連して、以下の取り組みを行っている。

- EOP/SOP の改訂管理を継続的に行うため、柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは、EOP/SOP の改訂管理プロセスを定めた文書を作成し、承認された。詳細な内容については、10.6 に対する回答を参照。
- ほう酸水注入が出来ない場合のオプションとして、柏崎刈羽原子力発電所の技術計画グループは、海水を注入した場合の反応度特性について分析した。分析の結果、冷温停止には不十分であるものの、一定量の負の反応度投入効果があることを確認した。この知見については、2017 年中に支援組織が使用する技術支援ガイド (AMG) に反映することを予定している。
- ほう酸水注入系 (SLC) が使用できない場合の安全性を更に高めるため、柏崎刈羽原子力発電所の技術計画グループは、可搬設備を用いて屋外からほう酸水を注入するシステムについて検討を進め、2017 年中の意思決定を目標にした提案書を作成中である。これが実現した場合、CUW 系を用いた場合と比較して、より少ない人数、短い時間で必要なほう酸水を原子炉に注入できることになる。
- 米国以外の海外ベンチマークとして、Koeberg 発電所を訪問した。Koeberg 発電所は、停止状態のアクシデントマネジメントの知見入手先として、米国アドバイザーから推奨された場所である。

4. Success indicators

- The rate of closure of identified improvement actions is used as a performance indicator to measure and control progress.
- There are five areas for improvement identified by the last OSART mission, and the station's Safety Engineering Administrative Group is monitoring and managing them.
- Completion of updated EOPs/SOPs trainings to KK unit 6/7 operators.
- To obtain regulatory approval pertaining to the station's Technical Specifications.

As of late June 2017, the indicator stood at 95%. The only outstanding item is the validation of the updated SOP.

5. Results

- Accident procedures were newly developed for plant shutdown and new accident response steps not in the previous EOP/SOP were incorporated into the new EOP/SOP. Because of this addition, the scope of accident response as defined in procedures was significantly enhanced from the previous one.
- Previously, EOP/SOP/AMG revisions were performed in reaction to HQ directives but there now exists a new station mindset to proactively review its own procedures for any weaknesses and revise them.
- Now the EOP/SOP revision management processes formally include verification and validation as new processes, improving the quality of procedure revision control.
- Now that the EOP/SOP revision management processes have been formally developed and are being implemented, it is possible to continue procedure revisions consistently based on the well-defined concepts and methods and maintain the quality of EOP/SOP revision control.
- The "Technical Base Document" that contain descriptions of EOP technical base has implemented. This document is utilized for operator trainings.
- TEPCO employees have participated to Emergency Procedures Committee of BWR owners group, actively engaged with discussions on EPG/SAG. Once, a TEPCO employee acted as a chairman at ABWR sub-committee, leading ABWR EPG/SAG guideline development which was to be the first in the industry.

6. Sustainability

- The station and TEPCO HQ have developed revision control documents to ensure process continuity and consistency in future EOP/SOP updates.
- The station and TEPCO HQ continue to participate in US BWROG workshops and are striving to obtain new technical insights. Also, The station uses as a management performance indicator its benchmarking of domestic and overseas power plants, providing for a new structure in which management is engaged in acquisition of techniques and behaviors applicable to TEPCO.
- Technical specification provides that, when the station updates EOPs/SOPs/AMG upon

4. 成果の指標

- 改善が進んでいることを管理する指標として、確認された要改善事項に対する対応完了項目の割合をパフォーマンスインジケータ（PI）としている。
- 前回の OSART ミッションにより確認された要改善事項は大きく分けて5項目あり、発電所の技術計画グループにおいて、グループ業務 PI として進捗管理されている。
- KK6/7 運転員に対する更新版 EOP / SOP の訓練完了。
- 保安規定に関する規制庁認可の取得。

2017 年 6 月末における指標値は 95%となっている。対応が完了していない項目の内訳は、更新された SOP の実証（Validation）のみである。

5. 主な成果

- プラント停止時の事故対応手順書が新たに定められ、従来の EOP/SOP にて規定されていなかった複数の事故対応手順が新たに EOP/SOP に組み込まれた。これにより、手順書によってあらかじめカバーされている事故対応の領域が、従前と比較して大幅に拡張された。
- これまで、EOP/SOP/AMG の改訂は、本社からの指示に基づく場合がほとんどであったが、発電所自らが手順書の弱みを検討し、自主的に改訂する意識が芽生えた。
- EOP/SOP の改訂管理プロセスに検証（Verification）、妥当性確認（Validation）というプロセスが正式に組み込まれ、手順書改訂管理プロセスの品質が向上した。
- EOP/SOP の改訂管理プロセスが正式に定められ、運用が開始された。これにより、決まった考え方、方法による手順書改訂が今後も継続的に実施され、EOP /SOP 改訂管理の品質を維持できるようになった。
- EOP の技術根拠書として「EOP テクニカルベースドキュメントガイド」が整備された。これは、運転員の訓練に活用される。
- TEPCO 社員が BWR オーナーズグループ(BWROG)の緊急時手順書会議にも出席し、EPG/SAG の議論に加わるなど、BWROG との結びつきを強めている。また、TEPCO 社員が ABWR 小委員会の主査を努め、業界初の ABWR EPG/SAG の開発をリードした。

6. 持続性

- 発電所と本社は、EOP/SOP の更新について、今後も継続的、且つ一貫性を持ったプロセスで実施されるための改訂管理文書を作成した。
- 発電所と本社は、米国 BWROG のワークショップに継続的に参加し、新しい技術知見の情報入手に努めている。また、国内外発電所のベンチマークを発電所の管理 PI として設定しており、当社に応用できる技術やふるまいなどの情報入手について、幹部層が関わる仕組みになっている。

the acquisition of any new technical insights, proposed updates are discussed by the station Technical Specifications Operation Committee. Accordingly, the Site Superintendent and other station leaders, as members of the Tech Specs Operation Committee, can learn how new techniques, behaviors, and requirements are utilized in the EOPs/SOPs/AMG.

- EOP/SOP/AMG content to be updated and implemented at the station is shared with HQ through the revision project. Also, at the station, procedure-related conferences are held whenever necessary, with its Quality Assurance Group acting as the secretariat, providing for a forum to share proposed updates with personnel in other departments.
- The station's main deliberative bodies to discuss EOPs are the Procedure Review Forum, the Reliability Improvement Consideration Conference, and the Tech Spec Operation Committee.
- The Tech Specs Operation Committee is a conference required by Technical Specifications to deliberate on any updates in EOPs/SOPs/AMG. The Reliability Improvement Consideration Conference and the Procedure Review Forum discuss mainly technical aspects of updates ahead of the Tech Specs Operation Committee.

IAEA Comment:

The original plant EOP/SOP did not consider shut down modes and some abnormal conditions in the scope only considered 'at power' modes of operation. To address this issue, the plant studied how shutdown modes are considered in similar nuclear power plants with boiling water reactors (BWR). The plant also considered the recommendations of the BWR owners group. As a result, the following configuration of reactor and SFP were considered in shut down modes as follows:

- Reactor shut down with reactor pressure vessel (RPV) head opened and closed
- Spent fuel pool (SFP) with isolation gate between the reactor cavity opened / closed
- Primary containment vessel (PCV) open/closed
- Alternate reactivity control in shut down mode
- Reactor building hydrogen control

The following design extension conditions (DEC) were analysed for each shut down mode as follows:

- ATWS and stand by liquid control (SBLC) system unavailable
- Station blackout (SBO)
- Loss of water inventory in RPV and SFP
- Loss of heat removal in RPV and SFP

In addition, a new EOP/SOP was developed to address an alternate means of boron injection to ensure reactivity control function for ATWS event in case the SBLC system is

- 新しい技術知見の獲得等により、EOP/SOP/AMG を更新する場合、発電所の保安運営委員会にて内容を審議することが保安規定により定められている。このため、所長を含む発電所幹部層は、保安運営委員会において、EOP/SOP/AMG に対して新しい技術、ふるまい、その他要求事項がどのように活用されているかを確認することができる。
- 発電所で実施される EOP/SOP/AMG の更新内容については、改訂プロジェクトの場において本社側に共有される。また、発電所内では、品質保証グループを事務局とした手順書関連会議が必要に応じて開催されており、変更内容について他部門の担当者に周知する場が設けられている。
- 発電所内で、緊急時手順書の内容について議論する主な会議体は、「手順書レビュー会」、「信頼性向上検討会議」、「保安運営委員会」である。
- 「保安運営委員会」は、EOP/SOP/AMG の更新内容を審議することが保安規定で定められた会議である。「信頼性向上検討会議」や「手順書レビュー会」は、保安運営委員会に先立ち、主に技術的な内容を議論する会議である。

IAEA からのコメント

元の発電所 EOP/SOP には停止モードと一部の異常状態を考慮に入れたものではなく、「出力運転中」モードのみが含まれていた。これに対処するため、発電所は沸騰水型原子炉 (BWR) を有する類似の原子力発電所が停止モードをどのように考慮に入れているのかを調査した。また、発電所は BWR オーナーズグループの推奨事項も検討した。その結果、停止モードにおいては以下のような原子炉と SFP の構成が考慮対象となった。

- 原子炉圧力容器ヘッド (RPV) が開いた状態/閉じた状態での原子炉停止
- 使用済み燃料プール (SFP) と原子炉キャビティ間のゲートが解放状態/閉止状態
- 一次格納容器 (PCV) 解放状態/閉止状態
- 停止モードでの代替反応度管理
- 原子炉建屋の水素管理

停止モードにおける以下の設計基準外状況 (DEC) についても分析した。

- ATWSとホウ酸水注入 (SBLC) 系統が使用不能
- 全交流電源喪失 (SBO)
- RPVとSFPの水インベントリ喪失
- RPVとSFPの熱除去機能喪失

これに加え新たな EOP/SOP も策定し、代替ホウ酸注水手法も記した。これにより、ATWS 事象が発生し、SBLC 系統が長時間にわたり使用不能となった場合 (SBO) であっても、反応度を管理することができる。

unavailable in the longer term (e.g. in an SBO event).

The plant set up a plan for the development of corresponding EOP/SOP guidelines addressing the new set of shut down mode and related accident scenarios.

The plant developed a set of specific EOPs that provide instructions to implement preventive measures and a transition procedure, if preventive measures prove unsuccessful, and finally SOP guidelines to provide for mitigative measures to cope with specific accident scenarios in the plant shut down modes.

When developing the EOP/SOPs, it was necessary to identify and implement new instrumentation (e.g. RPV water level measurement, SFP water level and temperature measuring), and hardware provisions (e.g. portable pumps, connection points) to provide credible information and the means to cope with the given scenario. These hardware provisions and related instrumentation have been installed.

The team observed that the plant revised / developed:

- 9 new EOP/SOPs for shut down modes
- 1 EOP to include shut down mode
- 118 new procedures to operate severe accident management (SAM) equipment required in EOP/SOPs for both power operation and shutdown modes.

A comprehensive technical basis document has been developed for all EOP/SOPs, which provides the basis and reasoning for individual steps in the EOP/SOPs.

The team reviewed a sample of EOP/SOPs procedures for accident scenarios during shut down mode and found them well developed, supported by a comprehensive technical basis documents and reasonable implementation schedule.

Owing to the large amount of new procedures, the plant commenced training of operating personnel to understand the reasoning behind the new EOP/SOPs, their technical basis and manual operator actions (in the control room as well as in the field). The team observed that the plant has trained (to date) an average of 80% of the operating personnel in using the new set of EOP/SOP for shut down mode. As the plant is still awaiting an operation permit, the amount of trained personnel gives reasonable assurance that all the operating personnel will be trained in shutdown EOP/SOP prior to restart of the plant.

It should be noted that an external company performs the training of operating personnel in EOP/SOP. The plant EOP/SOP development group instructed the trainers of the external training company to properly understand the basis for EOP/SOP so that they can then train operating personnel in correct usage of the EOP/SOP for shut down modes.

The review cycle of EOP/SOP is currently set for one year to account for operating personnel feedback acquired during the training, and verification and validation of EOP/SOP. The review cycle will later be adjusted to ensure that EOP and SOPs remain valid for a longer period of time, i.e. to avoid frequent changes of EOP/SOP.

Although EOP/SOP do not require formal regulatory endorsement before their

発電所は新たな停止モードと関連事故シナリオに対応する EOP/SOP ガイドラインを作成する計画を策定した。

発電所はまず、予防保全の実施に関する指示を記した具体的な EOP を作成し、その後、何らかの理由によって予防保全が完了できなかった場合の移行手順書を、最後に、発電所停止モードにおける具体的な事故シナリオに対処するための緩和措置を記した SOP ガイドラインを作成した。

EOP/SOP を策定する際、新しい計器 (RPV 水位測定装置、SFP 水位・温度測定装置など) やハードウェア (可搬式ポンプ、接続ポイント) を特定し、特定のシナリオに対処するための信頼できる情報と手段が得られるようにする必要があった。これらのハードウェアと関連計器を設置している。

チームは、発電所が以下を改定/策定したことを把握した。

- 停止モードにおける 9 つの新規 EOP/SOP
- EOP 1 つを改定し、停止モードを追記
- 運転モード・停止モードの両方における EOP/SOP で必要なシビアアクシデント管理 (SAM) 機器を操作するための 118 の新規手順書

全ての EOP/SOP に対する包括的な技術的根拠文書が作成された。EOP/SOP の各ステップの根拠や理由が示されている。

チームは、停止モードでの事故シナリオ時の EOP/SOP 手順書のサンプルをレビューした。これらはよくできていた。包括的技術根拠文書に裏付けられたもので、実施の時間・スケジュールも合理的であった。

新規手順書が大量にあることから、発電所は運転員に対する訓練を実施し、新たな EOP/SOP の背景、技術的根拠、運転部が実施する関連活動 (制御室/現場) を理解させている。チームは、発電所が (本日までに) 運転員の 80% ほどに停止モードの新規 EOP/SOP を使用した訓練を完了していることを確認した。発電所は運転許可が下りるのを依然待っているところであるが、訓練完了した人員の数から、発電所再稼働までに全ての運転員に対し停止時 EOP/SOP に関する訓練を完了できることは確実と言える。

外部機関が運転員に EOP/SOP 訓練を行っている。発電所の EOP/SOP 策定グループは外部訓練機関の指導員に対し、EOP/SOP の根拠を適切に理解するよう求めている。これにより、指導員は運転員に停止モードにおける EOP/SOP の適切な使用方法を始動することができる。

訓練中に運転員から得られたフィードバックを組み込むとともに、EOP/SOP を検証・確認できるよう、現在の EOP/SOP のレビューサイクルは 1 年ごととなっている。今後、レビューサイクルを見直し、EOP と SOP がより長く有効となるようにする (EOP/SOP に頻繁に変更が生じることを避けるため)。

EOP/SOP については、運用前に規制当局から正式に承認を得る必要はないものの、規制当局 (NRA) は EOP/SOP 策定に関する全般的プロセスについてライセンスと合意し、特別な検査を行って、EOP/SOP の範囲と内容が合意し

implementation, the regulatory body (NRA) has agreed with the licensee on the general process for the development of EOP/SOP and performs special inspections to verify their scope and content is consistent with the agreed process.

The verification and validation of EOP/SOP is addressed in the resolution of the issues 10.6(1).

Conclusion: Issue resolved.

たプロセスに沿ったものであるかを確認する。

EOP/SOP の検証・確認については、課題 10.6 (1) の解決に記している。

結論：課題は解決

10.6 VERIFICATION AND VALIDATION OF PROCEDURES AND GUIDELINES

10.6(1) Issue: The validation of EOP/SOP changes to ensure that they can be executed is performed in an informal manner by the operating crews only.

- The station does not have a formal time-critical operator action programme to ensure that time-critical operator actions identified in analysis are appropriately identified in procedures and validated;
- The validation programme does not include detailed validation checklists and specific requirements for how validation is performed;
- Validation typically includes a multi-discipline team observing operators in the simulator; however at Kashiwazaki-Kariwa Units 6 and 7 this is performed informally by the operating crews only;
- Validation does not formally test the organizational aspects of SAM, especially the roles of the evaluators and decision makers in the TSC.

Lack of rigor in the validation process could result in operators and ERO personnel facing challenges with the implementation of accident management guidance during actual plant events. The validation process serves as the final check that accident management guidance is usable by the end users.

Suggestion: The station should consider developing a more formal validation programme that includes validation of time critical operator actions.

IAEA Basis:

SSR-2/2 6.9:

6.9. Operating procedures and test procedures shall be verified to ensure their technical accuracy and shall be validated to ensure their usability with the installed equipment and control systems. Verification and validation of procedures shall be performed to confirm their applicability and quality, and to the extent possible shall be performed prior to fuel handling operations on the site. This process shall continue during the commissioning phase. Verification and validation shall also be carried out for procedures for overall operation.

NS-G-2.15

3.99. All procedures and guidelines should be verified. Verification should be carried out to confirm the correctness of a written procedure or guideline and to ensure that technical and human factors have been properly incorporated. The review of plant specific procedures and guidelines in the development phase, in accordance with the quality assurance regulations, forms part of this verification process. In addition, independent reviews should be considered, where appropriate, in order to enhance the verification process.

3.100. All procedures and guidelines should be validated. Validation should be carried out to confirm that the actions specified in the procedures and guidelines can be followed by trained staff to manage emergency events.

3.101. Possible methods for validation of the SAMGs are the use of a full scope simulator (if available), an engineering simulator or other plant analyser tool, or a tabletop method. The most appropriate method should be selected. nsite tests should be performed to validate the

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。

提案: 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。

use of equipment. Scenarios should be developed that describe a number of fairly realistic (complex) situations that would require the application of major portions of the EOPs and the SAMGs. The scenarios encompass the uncertainties in the magnitude and timing of phenomena (both phenomena that result from the accident progression and phenomena that result from recovery actions).

3.102. Members of staff involved in the validation of the procedures and guidelines should not be those who developed the procedures and guidelines.

Plant Response/Action:

1. Issue Analysis

In the past, it was a routine task for the station's Plant Operation Group to revise EOPs/SOPs, and it did not involve verification and validation as in the US industry. In order to revise EOPs/SOPs, the station's Plant Operation and Safety Engineering Administrative Groups launched an EOP/SOP revision project and studied ways to incorporate overseas insights not only about EOP/SOP content but also about verification and validation processes. The station's Plant Operation Group has received advice from the US adviser. Through discussion with the US adviser, the group acutely recognized the need not only for technical validation but also for verification about their ease of use for operators.

2. Enhanced action planning, control, and roles and responsibilities

2.1 Action Planning and control

A verification/validation development schedule has been drafted, as part of EOP/SOP revision activities, and progress is tracked on a monthly basis.

2.2 Action roles and responsibilities

The Plant Operation Group Manager is tasked to oversee the development of verification/validation processes, with one of his team leaders to lead the effort. The General Manager Operations Management, who oversees the Plant Operation Group, will provide approval.

3. Current status

Guidelines required for the EOP/SOP revision process (EOP/SOP review programs and verification/validation programs with specific checklists) were newly developed in May 2016. Verifications and validations were performed on EOPs/SOPs developed in accordance with these guidelines, by teams selected in accordance with relevant guidelines.

Programs were reviewed using insights gained from these processes. In February 2017, TEPCO HQ revised guidelines for the EOP/SOP revision process. Also, TEPCO developed verification/validation guidelines for procedure changes and facility modifications.

4. Performance evaluation indicators

Developments and revisions in the EOP/SOP revision process are counted as indications and they will be evaluated in their usage.

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実さを含む。

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。

発電所の対応

1. 課題の分析

柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは EOP/SOP 改訂を行うだけで、米国同様の検証 (Verification) 妥当性確認 (Validation) プロセスは無かった。EOP/SOP 改訂にあたり、本社と発電所の発電グループ及び技術計画グループは、EOP/SOP 改訂プロジェクトを立ち上げ、EOP/SOP の内容だけでなく、検証 (Verification) 妥当性確認 (Validation) プロセスについても海外知見を反映する取り組みを検討した。柏崎刈羽原子力発電所の発電グループは米国アドバイザーに活動に関する助言を受けている。米国アドバイザーとの議論により、技術的妥当性に加え、運転員の使いやすさを保証する検証 (Verification) 妥当性確認 (Validation) プロセスを正式に定めることの必要性を強く認識した。

2. 強化された活動計画、管理及び役割責任

2-1 活動計画と管理

EOP/SOP 改訂業務に合わせ、検証 (Verification) 妥当性確認 (Validation) プロセス構築のスケジュールを立案し、月単位で進捗状況を確認した。

2-2 活動の役割と責任

発電グループのグループマネージャーを検証 (Verification) 妥当性確認 (Validation) プロセス構築の責任者とし、チームリーダーをその主担当者とした。承認は発電Gを総括する運転管理部長とした。

3. 活動の現在の状況

EOP/SOP 改訂プロセスに必要なガイド (EOP/SOP を見直すために必要なプログラム及び具体的なチェック項目が示された検証/妥当性確認プログラム) を 2016 年 5 月に新規制定し、それらに基づいて作成した EOP/SOP に対して各ガイドに基づいて選出された評価チーム (他社及び複数の部門で結成) による検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation) を行った。

その知見に基づいてプログラムの見直しを実施し、当社として EOP/SOP 改訂プロセスに関するガイドを 2017 年 2 月に改訂した。また、手順の変更及び設備改造時に検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation) を実施するガイドを定めた。

4. 業績評価指標

EOP/SOP 改訂プロセスに必要なガイド作成及び制定の件数を成果の指標とし、作成されたガイドを実際に使用することで評価する。

5. Key results

Newly developed guidelines and their content:

- EOP technical basis document (implemented): Shows technical basis for each step in the EOPs. Used also as training materials for operators.
- EOPs/SOPs revision consideration sheet development/processing guideline (implemented): Used to identify gaps between the existing procedures and the high-level strategies in US BWROG EPG/SAG, etc., and judge the need or otherwise for revision. Needed for executing programs to revise and verify procedures.
- EOP flow chart writer's guideline (implemented; revised once): Shows defined formats. Writers of EOP flow charts are required to adhere to this writer's guideline.
- SOP flow chart writer's guideline (implemented): Shows defined formats. Writers of SOP flow charts are required to adhere to this writer's guideline.
- EOP verification program guideline (implemented; revised once): Describes rules and styles for steps (such as preparation, exercise, meeting, and comment response) necessary for the EOP verification program.
- EOP validation program guideline (implemented; revised once): Describes rules and styles for steps (such as preparation, exercise, meeting, and comment response) necessary for the EOP validation program.
- SOP verification/validation program guideline (implemented): Describes rules and styles for steps (such as preparation, exercise, meeting, and comment response) necessary for the SOP verification/validation program.
- Operator response time program guideline (implemented): Used to verify if operator response meets the time requirement specified by effectiveness reviews of licenses whenever changes in procedure of plant configuration have taken place. Also used to measure gaps between the required time and actual response and to determine training frequency.
- Operator severe accident/large-scale failure response training/education guideline: Used to verify if operator response meets the time requirement specified by effectiveness reviews of licenses. Planned and performed by fiscal year basis.

Implementations:

- EOPs: 3 verifications, 22 validations
- SOPs: 1 verification, 0 validation

6. Sustainability

Revision process guidance is defined and rules specified, to enable sustainable implementation. Processes are specified providing clarity on the program start (revision input) and goal (implementation). Also, to ensure consistency in quality beyond personnel rotation, all evidence is documented including meeting proceedings.

5. 主な成果

新規制定されたガイドラインとその内容

- EOP 技術的根拠書 制定…完了
〔内容〕 EOP の各操作項目毎にその技術的な根拠を示した文書。運転員の教育資料としても使用している。
- EOP/SOP 改訂内容検討書作成・処理ガイド 制定…完了
〔内容〕 現在の手順と上位戦略（米国 BWROG EPG/SAG 等）との差異を抽出し、改訂の要否を整理するために使用している。各手順の改訂及び Verification プログラムを遂行するために必要となる。
- EOP フローチャート ライターズガイド 制定/改訂1回…完了
〔内容〕 定められたフォーマットが記載されており、EOP の作成者は、EOP フローチャートのライターズガイドに従って EOP フローを改訂する。
- SOP フローチャート ライターズガイド 制定…完了
〔内容〕 定められたフォーマットが記載されており、SOP の作成者は、SOP フローチャートのライターズガイドに従って SOP フローを改訂する。
- EOP Verification プログラムガイド 制定/改訂1回…完了
〔内容〕 EOP の Verification プログラムを実施するために必要な「事前準備」「エクササイズ」「ミーティング」「コメント対応」のルール・様式を記載した文書。
- EOP Validation プログラムガイド 制定/改訂1回…完了
〔内容〕 EOP の Validation プログラムを実施するために必要な「事前準備」「エクササイズ」「ミーティング」「コメント対応」のルール・様式を記載した文書。
- SOP Verification/Validation プログラムガイド 制定…完了
〔内容〕 SOP の Verification/Validation プログラムを実施するために必要な「事前準備」「エクササイズ」「ミーティング」「コメント対応」のルール・様式を記載した文書。
- 運転員レスポンスタイムプログラムガイド 制定…完了
〔内容〕 手順書の改訂、設備改造が実施された場合、許認可の有効性評価に記載されている時間が守られていることを確認するために使用。また、要求時間と実行時間を比較し、訓練の頻度を決定するためにも使用されている。
- 運転員に対する重大事故等および大規模損壊対応に対する教育・訓練ガイド
〔内容〕 許認可の有効性評価に記載されている時間が守られているかを確認するために使用。年度単位で計画的に実施されている。

【実施回数】

- EOP : Verifications 実施回数 3回 Validation 実施回数 22回
- SOP : Verifications 実施回数 1回 Validation 実施回数 0回

6. 持続性

改訂プロセスに必要なガイドを定め、ルールを明確にすることで継続的に実施することを可能とし、そのプログラムのスタート（改訂インプット）とゴール（施行）を明確にするためのプロセスを明記した。また、担当者が変わっても品質が維持できるように議事録を含めたエビデンスを全て残している。

EPG/SAG rev.3 includes regulatory requirements and OSART suggestions *2

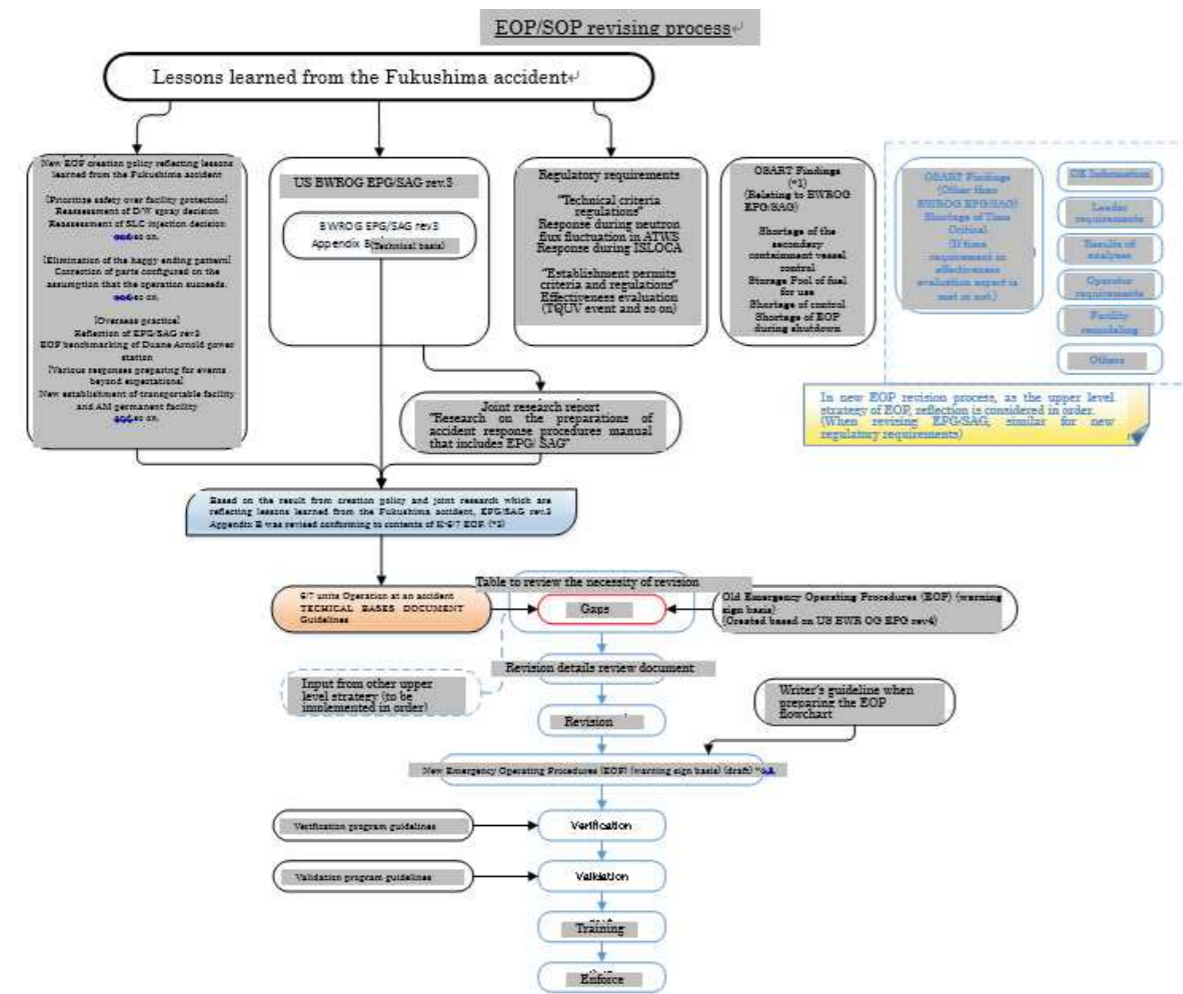
*1 Of OSART suggestions, EOP/SOP verification and validation weaknesses to be addressed by V&V program introduction

*2 Excludes shutdown EOPs

*3 Excludes steam cooling control

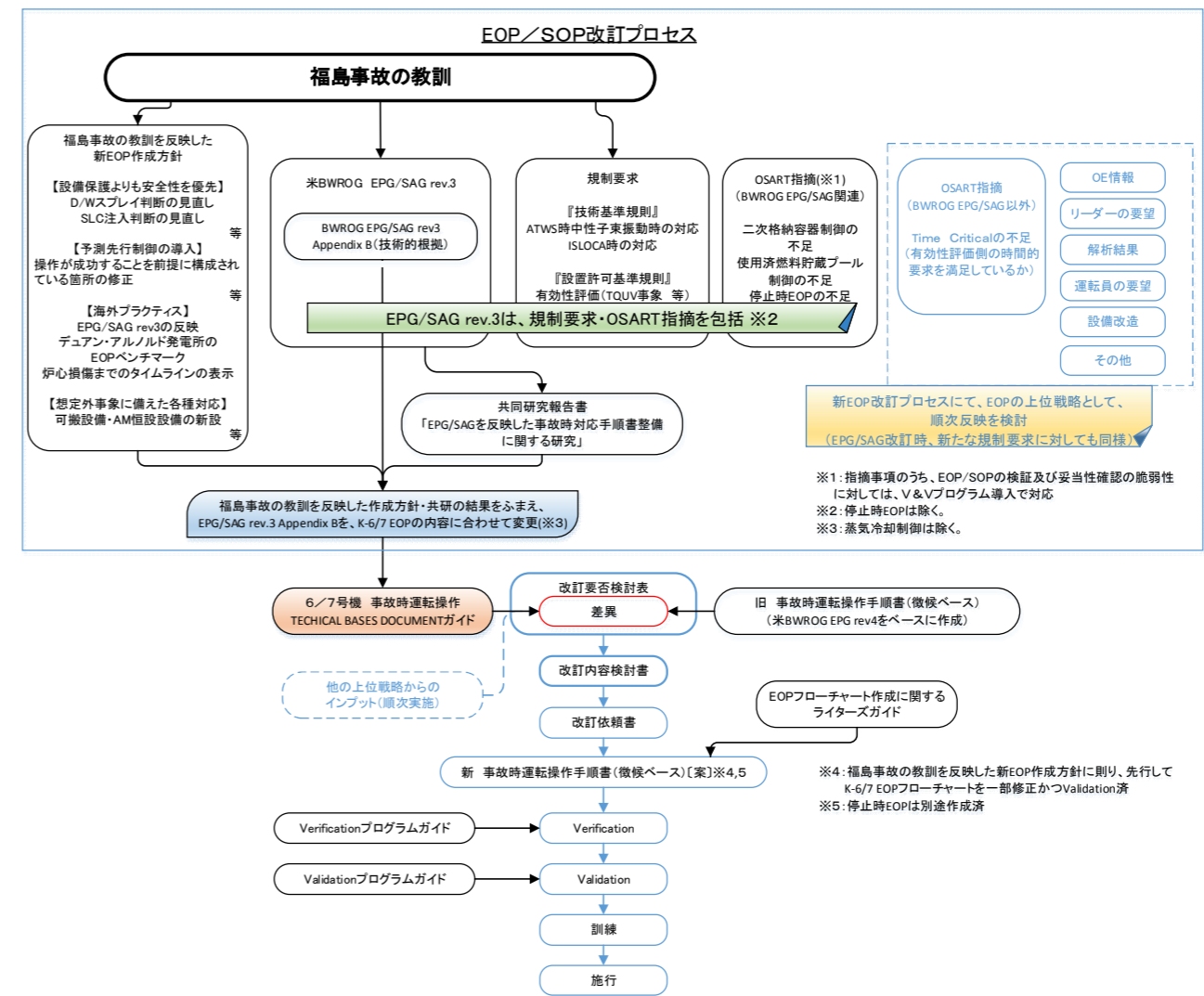
*4 KK 6+7 EOP flow charts partly revised early to incorporate Fukushima accident lessons and validated based on the new EOP development policy

*5 Shutdown EOPs developed separately



IAEA Comment:

The plant has developed a set of procedures to ensure that formal verification and validation are performed for the new EOP/SOP and a revision of existing EOP/SOP. To identify whether the revision of existing or development of new EOP/SOP is necessary, the plant has developed a review flowchart for comparison of the latest US BWROG EPG/SAGs, new regulatory requirements, internal and international operating experience.



IAEA からのコメント:

発電所は一連の手順書を策定し、新規 EOP/SOP 策定および既存 EOP/SOP の改定において、公式な検証・確認のプロセスが実施されるようにしている。既存 EOP/SOP の改定または新規 EOP/SOP の策定が必要かどうかを判断できるよう、発電所は最新の US BWROG EPG/SAG、規制要件、内外の運転経験のレビューを比較するためのレビューフローチャートを作成した。

The verification and validation procedures consist of:

- Writer's guide for EOP and SOP
- EOP verification programme guide
- EOP validation programme guide
- SOP verification and validation programme guide
- Verification and validation guide for the use of SAM equipment
- Operator response time programme guide.

An independent team performs the verification and validation and consist of a safety analysis engineer, experienced operators (not involved in shift operation) and a licensed nuclear safety engineer.

The first set of procedures was developed in October 2015, shortly after OSART mission. Based on experience with their implementation, the plant developed revisions1, issued in March 2017.

The IAEA team observed that verification of EOP/SOP was performed in accordance with programme guidelines and documented in verification reports. The reviewer's findings have been analysed and resolution provided. The specific EOP/SOP have been is modified accordingly.

Validation of time critical operator actions is performed at the full scope simulator; validation of time critical field operator actions is performed by considering anticipated ambient conditions, the use of personal protective equipment, tools needed, and mock-ups to simulate required actions to accomplish the task.

The team observed that, at the time of mission, the verification has been performed for all EOP/SOP. However, The formal validation programme is completely developed and the validation of time critical operator actions has been performed for main control room actions. However, The validation of time critical field operator actions has not started yet due to the fact that not all the facilities and equipment are currently available. The plant has established a schedule so that the validation of time critical field operator actions will start in October 2017 and finish by March 2018. The team considered the programme to be credible and likely to be followed.

Conclusion: Issue resolved.

検証・確認プロセスは以下で構成されている。

- EOP/SOP 作成者ガイド
- EOP 検証プログラムガイド
- EOP 確認プログラムガイド
- SOP 検証・確認プログラムガイド
- SAM 機器の使用に関する検証・確認ガイド
- 運転員対応時間プログラムガイド

独立チームが検証・確認を行う。このチームは、安全分析エンジニア、経験豊富な運転員（当直中でない）、原子炉主任技術者で構成されている。

最初に手順書が策定されたのは2015年10月で、OSART ミッションが実施された直後であった。この手順書の実施経験を基に、発電所は2017年3月、改訂版1を策定した。

IAEA チームは、プログラムガイドラインに従って EOP/SOP の検証を行い、検証報告書に文書化されたことを確認した。レビューワーの気付きを分析し、解決策が提示されていた。これに従って、特定の EOP/SOP が修正されている。

緊急を要する運転員対応については、フルスコープシミュレータで確認を行っている。緊急を要する補機運転員対応については、予想される周囲状況、個人保護具の使用、必要なツール、モックアップを使用し、要求される活動のシミュレーションを行って確認している。

チームは、本日までに全ての EOP/SOP について検証が行われていることを確認した。正式な検証プログラムが完成し、中央制御室における緊急を要する運転員対応が実施されている。しかしながら、緊急を要する補機運転員対応については、現在、全ての施設・機器が使用可能な状態ではないことから、まだ開始されていない。発電所はスケジュールを策定しており、2017年10月より緊急を要する補機運転員活動の確認を開始し、2018年3月までに完了するとしている。チームは、プログラムは信頼できるものであり、きちんと実施されるだろうと考えている。

結論：課題は解決

10.8 USE OF PSA, PSR, AND OEF

10.8(a) Good Practice: Using analysis proactively to enhance plant design for design extension conditions

PSA and other analyses have been performed to determine the potential benefits of design modifications in the conceptual stage of design.

As an example, preliminary analysis performed indicated a substantial reduction in dose would be achieved for operators in the MCR and response workers in the field if a combination of filtered vent, iodine filter, and pH control in the primary containment was established.

Based on these insights, an iodine filter will be installed and a system is being designed to inject sodium hydroxide into the primary containment using the MUWC system for pH control.

This proactive analysis is expected to significantly improve on and off site does in the event of a severe accident, alleviating emergency response and reducing dose.

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。

この積極的分析により、シビアアクシデントが発生した場合の所内/所外の線量を大幅に改善できると考えられるため、緊急時対応を実施しやすく、線量も低減させられる。

Issue Resolution Chart

Issue	Resolved	Satisfactory Progress	Insufficient Progress
1.2(1)		X	
2.2(1)		X	
2.2(2)	X		
2.2(3)		X	
3.1(1)	X		
3.6(1)		X	
4.6(1)		X	
4.10(1)		X	
6.9(1)		X	
7.3(1)	X		
7.4(1)	X		
9.3(1)	X		
9.3(2)	X		
10.4(1)	X		
10.6(1)	X		
Total	8	7	0
Percentage	53	47	0

課題解決状況チャート

課題	解決	満足な進捗	不十分な進捗
1.2(1)		X	
2.2(1)		X	
2.2(2)	X		
2.2(3)		X	
3.1(1)	X		
3.6(1)		X	
4.6(1)		X	
4.10(1)		X	
6.9(1)		X	
7.3(1)	X		
7.4(1)	X		
9.3(1)	X		
9.3(2)	X		
10.4(1)	X		
10.6(1)	X		
合計	8	7	0
割合 (%)	53	47	0

DEFINITIONS

Recommendation

A recommendation is advice on what improvements in operational safety should be made in that activity or programme that has been evaluated. It is based on IAEA Safety Standards or proven, good international practices and addresses the root causes rather than the symptoms of the identified concern. It very often illustrates a proven method of striving for excellence, which reaches beyond minimum requirements. Recommendations are specific, realistic and designed to result in tangible improvements. Absence of recommendations can be interpreted as performance corresponding with proven international practices.

Suggestion

A suggestion is either an additional proposal in conjunction with a recommendation or may stand on its own following a discussion of the pertinent background. It may indirectly contribute to improvements in operational safety but is primarily intended to make a good performance more effective, to indicate useful expansions to existing programmes and to point out possible superior alternatives to on-going work. In general, it is designed to stimulate the plant management and supporting staff to continue to consider ways and means for enhancing performance.

Note: if an item does not quite meet the criteria of a 'suggestion' but the expert or the team feels that mentioning it is still desirable, the given topic may be described in the text of the report using the phrase 'encouragement' (e.g. The team encouraged the plant to...).

Good practice

A good practice is an outstanding and proven performance, programme, activity or equipment in use that contributes directly or indirectly to operational safety and sustained good performance. A good practice is markedly superior to that observed elsewhere, not just the fulfilment of current requirements or expectations. It should be superior enough and have broad application to be brought to the attention of other nuclear power plants and be worthy of their consideration in the general drive for excellence. A good practice has the following characteristics:

- Novel;
- Has a proven benefit;
- Replicable (it can be used at other plants);
- Does not contradict an issue.

The attributes of a given 'good practice' (e.g. whether it is well implemented, or cost effective, or creative, or it has good results) should be explicitly stated in the description of the 'good practice'.

Note: An item may not meet all the criteria of a 'good practice', but still be worthy to take note of. In this case it may be referred as a 'good performance', and may be documented in the text of the report. A good performance is a superior objective that has been achieved or a good technique or programme that contributes directly or indirectly to operational safety and sustained good performance, that works well at the plant. However, it might not be necessary to recommend its adoption by other nuclear power plants, because of financial considerations, differences in design or other reasons.

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。

提案

提案とは、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。提案は、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、提案は、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「提案」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。

LIST OF IAEA REFERENCES (BASIS)

Safety Standards

- **SF-1;** Fundamental Safety Principles (Safety Fundamentals)
- **GSR Part 1** Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety (General Safety Requirements)
- **GSR Part 3;** Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Interim Edition
- **GSR Part 4;** Safety Assessment for Facilities and Activities (General Safety Requirements 2009)
- **GSR Part 5;** Predisposal Management of Radioactive Waste (General Safety Requirements)
- **SSR-2/1;** Safety of Nuclear Power Plants: Design (Specific Safety Requirements)
- **SSR-2/2;** Safety of Nuclear Power Plants: Operation and Commissioning (Specific Safety Requirements)
- **NS-G-1.1;** Software for Computer Based Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.1;** Fire Safety in the Operation of Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.2;** Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.3;** Modifications to Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.4;** The Operating Organization for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.5;** Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.6;** Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.7;** Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.8;** Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.9;** Commissioning for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.11;** A System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations (Safety Guide)
- **NS-G-2.12;** Ageing Management for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.13;** Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations (Safety Guide)

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;** Conduct of Operations at Nuclear Power Plants (Safety Guide)
- **NS-G-2.15;** Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants Safety Guide (Safety Guide)
- **SSG-13;** Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide)
- **SSG-25;** Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide)
- **GS-R-2;** Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency (Safety Requirements)
- **GS-R-3;** The Management System for Facilities and Activities (Safety Requirements)
- **GS-G-4.1;** Format and Content of the Safety Analysis report for Nuclear Power Plants (Safety Guide 2004)
- **SSG-2;** Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide 2009)
- **SSG-3;** Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide 2010)
- **SSG-4;** Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (Specific Safety Guide 2010)
- **GS-G-2.1;** Arrangement for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency (Safety Guide)
- **GSG-2;** Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear and Radiological Emergency
- **GS-G-3.1;** Application of the Management System for Facilities and Activities (Safety Guide)
- **GS-G-3.5;** The Management System for Nuclear Installations (Safety Guide)
- **RS-G-1.1;** Occupational Radiation Protection (Safety Guide)
- **RS-G-1.2;** Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides (Safety Guide)
- **RS-G-1.3;** Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation (Safety Guide)
- **RS-G-1.8;** Environmental and Source Monitoring for Purpose of Radiation Protection (Safety Guide)
- **SSR-5;** Disposal of Radioactive Waste (Specific Safety Requirements)
- **GSG-1** Classification of Radioactive Waste (Safety Guide 2009)
- **WS-G-6.1;** Storage of Radioactive Waste (Safety Guide)
- **WS-G-2.5;** Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste (Safety Guide)

- **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, Safety Report Series

INSAG-4; Safety Culture

INSAG-10; Defence in Depth in Nuclear Safety

INSAG-12; Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev.1

INSAG-13; Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants

INSAG-14; Safe Management of the Operating Lifetimes of Nuclear Power Plants

INSAG-15; Key Practical Issues In Strengthening Safety Culture

INSAG-16; Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety

INSAG-17; Independence in Regulatory Decision Making

INSAG-18; Managing Change in the Nuclear Industry: The Effects on Safety

INSAG-19; Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations Throughout Their Operating Life

INSAG-20; Stakeholder Involvement in Nuclear Issues

INSAG-23; Improving the International System for Operating Experience Feedback

INSAG-25; A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process

Safety Report Series No.11; Developing Safety Culture in Nuclear Activities Practical Suggestions to Assist Progress

Safety Report Series No.21; Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure

Safety Report Series No.48; Development and Review of Plant Specific Emergency Operating Procedures

Safety Report Series No. 57; Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

Other IAEA Publications

- **IAEA Safety Glossary** Terminology used in nuclear safety and radiation protection 2007 Edition
- **Services series No.12;** OSART Guidelines
- **EPR-EXERCISE-2005;** Preparation, Conduct and Evaluation of Exercises to Test Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, (Updating IAEA-TECDOC-953)
- **EPR-METHOD-2003;** Method for developing arrangements for response to a nuclear or radiological emergency, (Updating IAEA-TECDOC-953)
- **EPR-ENATOM-2002;** Emergency Notification and Assistance Technical Operations Manual

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案

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
-

International Labour Office publications on industrial safety

- **ILO-OSH 2001;** Guidelines on occupational safety and health management systems (ILO guideline)
- Safety and health in construction (ILO code of practice)
- Safety in the use of chemicals at work (ILO code of practice)

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)

TEAM COMPOSITION OF THE OSART MISSION**TARREN, Peter – IAEA**

Team Leader

Years of nuclear experience: 37

LIPAR, Miroslav – Slovak Republic

Deputy Team Leader

Years of nuclear experience: 38

EVANS, Peter Gareth – United Kingdom

Review area: Leadership and Management

Years of nuclear experience: 27

TOTH, Alexander – Slovak Republic

Review area: Training and Qualification

Years of nuclear experience: 29

HENDERSON, Neil – United Kingdom

Review area: Operations

Years of nuclear experience: 40

DUCHAC, Alex – IAEA

Review area: Maintenance, Technical Support – Instrumentation and & Control, Electrical

Years of nuclear experience: 34

LISZKA, Ervin – Sweden

Review area: Maintenance, Technical Support – Mechanical Components

Years of nuclear experience: 37

VIALLET, Emmanuel-Léonard – France

Review area: Maintenance, Technical Support – Civil Structures

Years of nuclear experience: 25

ZAHRADKA, Dian - IAEA

Review area: Operating Experience

Years of nuclear experience: 21

SOVIJARVI, Jukka Pekka Tapani - Finland

Review area: Radiation Protection

Years of nuclear experience: 20

LAFORTUNE, Jeff – IAEA

Review area: Emergency Planning and Preparedness

Years of nuclear experience: 32

HARTER, Roy – United States of America

Review area: Severe Accident Management

Years of nuclear experience: 39

OSART ミッションのチーム構成**TARREN, Peter – IAEA**

チームリーダー

原子力分野での経験年数：37年

LIPAR, Miroslav – 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

EVANS, Peter Gareth – 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

TOTH, Alexander – 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

HENDERSON, Neil – 英国

原子力分野での経験年数：40年

レビュー分野：運転

DUCHAC, Alex – IAEA

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

LISZKA, Ervin – 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

VIALLET, Emmanuel-Léonard – 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

ZAHRADKA, Dian - IAEA

原子力分野での経験年数：21年

レビュー分野：運転経験

SOVIJARVI, Jukka Pekka Tapani - 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

LAFORTUNE, Jeff – IAEA

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

HARTER, Roy – 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

TEAM COMPOSITION OF THE OSART FOLLOW-UP MISSION

TARREN, Peter – IAEA

Team Leader

Review areas: Leadership and Management for Safety, Emergency Planning and Preparedness

Years of nuclear experience: 39

BILIC ZABRIC, Tea – IAEA

Deputy Team Leader

Review areas: Operating Experience Feedback, Radiation Protection

Years of nuclear experience: 28

TOTH, Alexander – Slovak Republic

Review areas: Training and Qualification, Operations

Years of nuclear experience: 31

DUCHAC, Alexander – IAEA

Review area: Maintenance and Technical Support, Severe Accident Management

Years of nuclear experience: 36

OSART ミッションのチーム構成

TARREN, Peter – IAEA

チームリーダー

レビュー分野：安全に関するリーダーシップとマネジメント、緊急時計画と対策

原子力分野での経験年数：39年

BILIC ZABRIC, Tea – IAEA

副チームリーダー

レビュー分野：運転経験、放射線防護

原子力分野での経験年数：28年

TOTH, Alexander – スロバキア共和国

レビュー分野：訓練と認定、運転

原子力分野での経験年数：31年

DUCHAC, Alex – IAEA

レビュー分野：保守および技術支援、シビアアクシデント管理

原子力分野での経験年数：36年