

原子力の安全規制の最適化に関する研究会

訪米調査報告書

(訪問期間2006年7月10日(月)～14日(金))

2006年7月

日本機械学会

訪米調査団

総括

2006年7月10日（月）朝8時45分、機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」の訪米調査団一行22名を載せた大型バスは、米国Alabama州HuntsvilleのホテルをBrowns Ferry発電所に向けて出発した。米国の原子力発電所での保守活動や規制機関であるNRCの検査活動に関する1週間の訪問調査の開始である。Alabama州のBrowns FerryからTennessee州ChattanoogaにあるNRCの訓練センターへ、さらに南下してGeorgia州のHatch発電所、そしてWashington D.C.にあるNRC本部へ。バスと飛行機を乗り継ぐ旅は強行軍であり、Hatch発電所訪問は5時半起床6時15分出発という時差ボケを利用したようなスケジュールであった。しかし発電所、NRC共に非常に暖かく迎えられ、苦勞に値する大きな成果を得ることが出来た。

米国に出発する直前、7月5日、日本では総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の中の「検査の在り方に関する検討会」が開催され、原子力発電所の新しい検査制度の骨子がまとめられた。そこでは、事業者の自発性を基本とした保全プログラムの策定、そしてそれに対応した新しい規制検査のあり方の基本方針が示されている。

今回の調査は、事業者の自発的活動を積極的に認めることにより良好な運転実績をあげつつある米国における規制の実情、事業者の保守活動を具体的に把握することにより、日本での保全プログラムの具体的な検討に役立てることを目的としたものである。

情報公開の進んでいる米国では、規制の基本的な枠組みだけでなく具体的な検査要領や検査体制等についても基本的な情報は公開情報からかなりの程度把握可能である。このため、今回の調査では、規制の実情を把握する方式として、まず電力会社を訪問し、事業者による保守プログラムの具体的な制定や問題把握プロセス、そしてNRCの検査活動への対応等につき調査することとした。その上で、NRC本部を訪問することにより、規制検査活動の考え方とその具体的なあり方についてより詳細に確認することができるのではないかと考えた。

米国の電力会社の保守プログラムは公開されていない。電力事業の自由競争が進展している米国において、合理的な運営のノウハウに関連する保守プログラムの具体的な内容についてどの程度詳細に把握出来るか、一抹の不安はあった。しかしその不安は初日のBrowns Ferry訪問で払拭された。30年以上の長きに亘って停止していたBrowns Ferry 1号機を、経済的見通しを持って大幅に改造し2007年の運転再開を目指して精力的に取り組んでいるTVAは自信に満ち、元気であった。当方の聞きたいことについては、隠すことなく積極的に答えてくれた。そして関連する社内の手順書を提示してくれた。このことは、Southern Nuclear社のHatch発電所でも繰り返された。Hatchでは常駐検査官も会議の後半は同席してくれた。そして常駐検査官の活動について自ら説明し、事業者とのフランクな論議も目の当たりにすることが出来た。プロとしての事業者の保守担当責任者。プロとしてのNRC常駐検査官。彼らはプロとしての自己の経歴を積極的に披露してくれ、専門以外のことは周囲の専門家に相談するという。自主的な保守プログラムの策定とその実施に対する実績年数の深みを痛感させられた。

フランクな、そしてポイントを得た説明、これは NRC の本部や訓練センターでの説明でも繰り返された。NRC の原子炉監視プロセス (ROP) 導入の苦労と経緯についての正直な説明、そして、2000 年 4 月に導入された ROP が最近ようやく完成してきたとの言葉は強烈であった。この見直し改善の姿勢は、謙虚さと自信の背骨となるものである。

以下、各訪問機関毎に主要な成果を列挙するが、成果の理解を容易にするために、訪問の順には拘らず、NRC 本部、NRC 訓練センター、Hatch 発電所、Browns Ferry 発電所の順に記載する。なお詳細は各訪問先の議事録を参照されたい。

(1) NRC 本部

<規制の姿勢>

- NRC は “We trust licensees, but verify them” (ライセンシーを信頼するが検証する) という姿勢で規制に臨んでいる。
- NRC がライセンシーからの信頼を受け続けるには、NRC 自身が適切にリスクを把握していることが必須と考えており、これに尽力している。
- 欧州では、規制側の指導に基づき運転が行われている観があるが、これでは Licensees 側の自主性が育まれないのではと懸念される。
- 施設の責任は事業者にある。小さな問題は事業者に任せている。我々は Significance Determination Process (SDP) での判断に責任を有しており、このような場合、それが重要な問題でないことを一般に説明できる必要がある。

<ROP について>

- 従来 of 規制制度 SALP (Systemic Assessment of Licensee Performance) は電力会社に不備があると、すぐに NRC は事業者には罰金を科し、評判が悪かった。事業者とは敵対関係に陥り、事業者の改善意欲も低下した。そこで、NRC は当時の上層部も含め事態を真摯に反省し、問題点を浮き彫りにして改善の糸口を探った。Key Word は “What is the Risk Significant” である。
- “利害関係者への無用な負担の軽減”、これこそが、ROP 開発の真の狙いである。
- NRC は ROP の改善について常に自問自答しており、毎年セルフアセスメントをしている。
- ROP が有効に機能するためには事業者の是正措置計画 (CAP) が大事である。NRC はこれを検証することとし、2 年毎に問題の把握と解決 (PI&R) に関する検査を行うこととした。

<Tech. Spec. におけるリスクの考慮>

- Tech. Spec. は法として要件となっており、運転上の最小限の要求が規定されている。Risk Management Technical Specifications とは、安全性を高め、効果を改善するために、Technical Specification が他の Commission’ s Policy Statement と首尾一貫しているかを確認することである。そして不必要なトランジェントやプラント停止を減らす

とともに、総合的なプラントリスクの低減を考えることで、運転員に安全性を重視させることである。

- ・ 1995年 PRAPS (PRA の Policy Statement) において、PRA が奨励され、その結果、PRA と保守規則 50.65(a)(4)との開発が行われ、その結果、Risk Management Technical Specifications (RM Tech. Spec.) Initiative が1998年、開始された。これにより保守とリスクが関連づけられた。Initiative は4つにグルーピングできるが、その大半はNRCの承認が終わっている。

<検査官について>

- ・ 有効な検査をするためには質問の態度が重要であり、たとえ知識があっても、それがまざれば良いインスペクターにはなれない。良いエンジニアが必ず良い検査官になれるわけでない。
- ・ 常駐検査官にはマイナーなことではなく重要なことに気がついてほしい。重要なこととそうでないことを見抜けるようにすることが必要で両者を区別するためのガイドラインが必要であり、作成している。

(2) NRC 訓練センター (チャタヌーガ)

<組織>

- ・ 訓練センターは、スタッフが29名、予算400万ドル(人件費を除く)で運営されている。教室は5部屋とシミュレータ4基(WH、GE、B&W、CE)、ハードウェア訓練施設を有している。
- ・ 訓練センターには、原子炉技術訓練部門(16名)、特別技術訓練部門(7名)、技術トレーニング支援部門(6名)があり、NRCの検査官の訓練も実施している。

<訓練プログラム>

- ・ 検査官の資格認定プログラムには、Basic と Full の2段階の検査官認定プログラムがある。
- ・ Basic 検査官認定プログラムはNRCに新たに入った者が受講する検査官の認定プログラムであり、Basic Inspector の資格をとるのに通常は6ヶ月から1年を要する。この資格を持つと、スーパーバイザーが付いた状態で検査ができる。(1人では検査はできない。)
- ・ Full Inspector 資格を得るために2年くらい必要である。この資格を取ると1人で検査が可能になる。その後3年単位でリフレッシュ研修が行われる。
- ・ 訓練内容は適宜見直しを行っている。将来はオンラインで受講者からフィードバックをもらいたいと考えている。

<シミュレータ訓練>

- ・ 4種類のシミュレータはいずれも実規模のものであり、BWRのそれは完成直後に廃炉とされた悲運のShoreham発電所に設置されていた実機を安く購入したものである。WHの

シミュレータも実機のものである。

- ・ コンパクトシミュレータの場合、コンセプトの理解はできるが、中央制御盤での運転操作の観察訓練が難しい。このような場合は実機を使って訓練を補う必要がある。

Hatch 発電所 (SNC 社)

<発電所概要>

- ・ SNC 社は3つのプラントを所有している。Hatch は GE 設計の BWR で 924MWe の出力である。
- ・ Hatch は INPO より 1 等級のプラントとの高い評価を受けた。

<保全プログラム>

- ・ RCM は、2002 年から AP-913 をベースにして開始。発電所向けに改良を加えている。
- ・ RCM の第一段階であるクリティカル機器のスコープの定義は、合計 10 万 (2 ユニット分の約 80%) の機器を対象とし、10 人で 6 ヶ月を要した。
- ・ 第二段階である保全計画の設定のために、本社のコンポーネントエンジニアが機器の PM テンプレートを開発、発電所のエンジニアが機器レベルの PM Basis を開発した。
- ・ C BM としては、振動解析、油分析、赤外線サーモ、モータ診断、超音波／音響分析を実施している。
- ・ 主要な機器については 100% モニタリングしており、30% の主要機器が C BM のみに基づきオーバーホールしている。70% は T BM を実施。PM をやらないのはいつもデータをとっている機器である。
- ・ C BM での閾値は、Hatch 発電所の経験、一般産業ガイド、メーカー推奨に基づきメンテナンスエンジニア部門が決めている。なお、閾値は将来の変更に備えトレンドのデータを収集している。
- ・ O L M は運転開始以降、安全系、非安全系の両方の機器で実施。また、MR 対象となるリスク上重要な機器でも実施。年々、O L M の範囲は拡大し、O L M プロセスも進化している。

<NRC の規制への対応>

- ・ 保守規則 (MR) は N R C がパフォーマンスベースで初めて出した規制。事業者は MR を実施するためのプログラムを作成。プログラムには、①スコoping、②機能の重要度 (リスク) 評価、③パフォーマンスのモニタリング計画が必要である。
- ・ 計画停止時のサーベイランステストインターバルを延長することの妥当性を示すため、これまでの履歴データをレビューし、機器の信頼性を実証することが必要である。たとえば、計測器のキャリブレーションについては、過去 10 年間のデータをレビューした。
- ・ インターバルを延長する場合、延長分に対応した期間については実績データがないが、その場合は机上評価で OK となっている。
- ・ As found data base は系統、構造物及び機器の履歴について管理している。このとき、

GL ガイダンスがあり、業界として共有している。

- ・ NRC の常駐検査官 (RI) の意見が合理的でないと感じた時に、自分たちの意見を率直に NRC RI に申し出ている。全ての事実と結論が正しいものであることを会社と公衆に示すことは、我々従業員の責務である。NRC の検査の際には、NRC と常時会話し、お互いの立場の理解を確認するようにしている。

<常駐検査官の活動>

- ・ Hatch 発電所の場合、RI はサイトに 2 人いる。毎日のミーティングに 1 人は必ず出る。
- ・ 発電所での会議で人事と金銭に関する会議以外は、RI は全て出席可能である。RI がこれらの全ての会議に出席することは不可能であるが、CAP 会議には、週に 2-3 回出席している。また、いろいろな部門の会議に出るようにしている。
- ・ 検査官として何を見るべきかが重要であり、リスクに関係するものを見る。例えば、水化学は対象外である。
- ・ 二人の検査官のうち一人は経験 22 年であり、もう 1 人も 22 年以上である。まず 2 人でよく情報・意見を交換し、それから事業者に聞く。謙虚な態度が大切である。事業者と意見が違うときには、なぜそう考えるかを説明し、その後、相手の意見を聞く。

<ASME 関係の検査>

- ・ 通常運転中および停止期間中、1 名の ANII (Authorized Nuclear Inservice Inspector) が現地に駐在し、ASME Sec XI で要求される活動のレビューや Sec XI の範囲の溶接をレビューしている。立会いが必要な場合には立会いをする。試験検査を行う現地検査員は Sec XI に従って資格認定・承認される。ANII は、実施した検査結果をレビューする。
- ・ 検査・判定は SNC の社員が行い、ANII はその結果を第 3 者としてレビューし、verify する。
- ・ 資格を持った ANII が行っている検査には、NRC は干渉しない。

<被曝低減>

- ・ 各種保全方式に対する被ばく量の増減は、基本的に以下のとおり。
 - RCM：詳細な計画により、被ばく量が減少する方向
 - CBM：問題を早期に発見できることから被ばく量は減少する方向
 - OLM：いろいろな選択肢を検討する必要がある、場合によっては被ばく線量が増加することもある。このとき、停止中の保全実施に伴う停止期間の延長と被ばく低減の関係についても考慮する必要がある。

Browns Ferry 発電所

<1号機の再起動>

- ・ 1号機は、1975年に発生したケーブル火災の影響で、長期間運転休止中であったが、難燃性ケーブルの採用、ケーブル貫通部への防火シールの施工、延焼防止塗料の塗布など

一連の防火対策をはじめ、運転再開のため総額約 18 億ドルを投資して 2007 年の運転再開を目指して、現在準備が進められている。

<是正措置プログラム>

- ・ パフォーマンスの改善のプログラム管理（是正措置、自己評価、人的パフォーマンス、パフォーマンス監視）は、6人でやっている。是正措置プログラム（Corrective Action Program: CAP）は規制要求であり、自己評価は自主的なものである。
- ・ CAP は、「問題の報告（イニシエーション）」、「スクリーニング」、「分析」、「実行」、「監視」の 5つのプロセスから成る。
- ・ 「イニシエーション」において問題の報告（告発）は自発的な活動であるが、報告すること自体は要求事項である。また、報告は、電子メールを使って行われるので、途中のチェックを気にせず報告できる。
- ・ 「スクリーニング」では、報告されてきた案件を担当マネージャーが毎日レビューし、重要度に応じて 4つのレベルに分類する。
- ・ 「分析」は、作業の詳細さに対応した 3つのランクに分けられるが、人的資源が限られているので、バランス良く実施する必要がある。原因究明ばかりに気をとられていると傾向監視や共通問題の把握に力をいれることができなくなる。
- ・ 「実行」では、行動に移る前に重要度に応じた対応が必要となる。また、アクション毎に責任者（Ownership）を明確にすることや、期限を追跡記録して、公式に是正処置を終結させることが重要となる。
- ・ 有効性のある CAP のためには、①組織の全てのレベルの参加、②頻繁なコミュニケーション、③定期的なプログラムの有効性の確認が重要である。また、件数自体が少ないことも重要。
- ・ 年間に 6,000 位の数が増えるが、1%が根本原因分析の対象（もっとも詳細な分析）、10~20%が明確な原因分析（二番目に詳細な分析）に相当する。

<RCM と CBM>

- ・ RCM のための EPRI のテンプレートは部分的に使用するものであり、TVA 独自の判断、経験及び経済的なリスク等から周期を延長するのが基本と考えている。
- ・ 機器の信頼性管理は、INPO の AP-913 をベースに実施している。現在、20 数万機器を分類、リスト化している。この比率は、25%がクリティカル機器、50%がノンクリティカル機器、25%が Run To Failure であるが、これは電力共通の平均値と考えている。
- ・ CBM は、振動、サーモグラフィ、油分析、他のデータのトレンド分析が基本的な手法である。
- ・ CBM の基準から外れたものは、W/O のトリガーとなり、優先度が評価され、12Week 計画の中に取り入れられる。CBM（サーベランス含む）の計画も 12Week 計画の中で管理している。
- ・ 安全システムの機器は全てオンラインモニタであるが、主発電機バスダクトファン等、振動

が高いものはオフラインで計測している。

<OLM およびサーベイランス>

- OLM は、4 半期毎（12Week）を 1 パッケージとする計画で管理している。
- OLM では、機械をタグアウト（系統から分離）する必要があるが、例えば機器に対して電気系統及び計装系統は一つにグルーピング (Functional equipment group ; FEGs) している。
- サーベイランスも同様に、12Week 計画で管理、実施している。

<FIN チーム>

- work review group は毎日、新たに発生する W/O (Work Order) をレビューし、重要度に応じて優先順位を付けている。直ぐに実施できるものは、FIN (Fix It Now) チームが実施している。
- FIN チームは細かなスケジュールを必要とせず、作業を実施している。3 ユニットで 15 名から 20 名程度の規模であり、トラブルシューターの役割も大きい。

<品質保証活動>

- 品質保証は現在は、マネージャと 7 名のスタッフ (年末には 11 名となる予定)、それと秘書で担当している。
-

今回の訪問調査により、規制機関と事業者双方の活動の詳細をある程度把握することが出来た。今後これらの個々の知見が日本における科学的かつ合理的な検査制度の実施に役立つことを願う。

提 言

今回の訪米調査では、米国の電気事業者2社と規制当局であるNRCを訪問したが、事業者は安全が第一優先、経済性は安全を確保した上ではじめて成立するとの真摯な態度で臨んでいた。TVAの Browns Ferry 発電所、SNCの Hatch 発電所とも RCM や CBM への取組、オンラインメンテナンスの取組、CAP（是正措置プロセス）への取組とも安全をベースとした科学的・合理的な取組であった。

規制当局であるNRCも、やはり安全を第一とし、それを大前提の上、事業者の自主的・自律的な活動を重んじる姿勢が見られた。このような状況の下、"We trust licensees, but verify them"の態度で事業者に臨み、事業者と規制当局の間で適度な緊張感を保った規制を実現していた。

また、NRCは過去にあまり重要でない事項まで含めて沢山指摘し罰金を取っていた時代を反省し、"What is the Risk Significant"とのことでより安全上重要な点に注目することに注力していた。具体的には、リスクとして、原子力発電所の中で一番放射能が多い炉心部が損傷する頻度（＝炉心損傷頻度(CDF)）の大きさとしてとり、炉心損傷頻度への影響が大きい場合に規制資源を注力しており、効果を上げていた。

真に重要な点を明確にし、事業者と規制当局のコミュニケーションをよくすることによりよい信頼関係が生まれているように考えられる。

このような調査結果より、以下を提言する。

- 事業者は安全が第一優先であること、これが経済性の基盤となることを再認識すべきである。
- 規制当局は、安全が確保されていることを大前提とし、事業者の自主的・自律的活動を促す規制を目指すべきである。
- 事業者も規制当局も、より安全上重要なことがらに注目し、安全性の向上を図るべきである。この際、科学的・合理的な客観的判断が重要である。
- 事業者及び規制当局は、上記の基本的態度でことに臨むことにより、お互いを信頼し且つ適度な緊張感を醸造するよう、お互いに努力すべきである。
- 保守活動について：科学的・合理的な活動に徹し、RCM／CBMに積極的に取り組むべき。このためには、事業者による信頼性データベースの収集・構築が重要。
- 不適合事象管理について：米国のCAPシステムの豊富な経験、特にスクリーニング方法と根本原因分析への取組方などを参考にして、我が国でも有効な是正措置が働くシステムを検討すべき。

－ 以 上 －

目次

総括	ii
提言	ix
調査概要	1
表-1 日程と議事項目	4
表-2 参加者リスト	5
表-3 議事次第	6
表-4 受領資料リスト	10
写真-1 Hatch 発電所にて	14
議事録	
Browns Ferry (7月10日午前)	Browns Ferry 発電所 (TVA) 午前-1
Browns Ferry (7月10日午後)	Browns Ferry 発電所 (TVA) 午後-1
NRC 訓練センター (7月11日)	NRC 訓練センター(TTC)-1
Hatch 発電所 (7月12日午前)	Hatch 発電所 午前-1
Hatch 発電所 (7月12日午後)	Hatch 発電所 午後-1
NRC 本部 (7月13日午後)	NRC 本部 7月13日-1
NRC 本部 (7月14日午前)	NRC 本部 7月14日午前-1
NRC 本部 (7月14日午後)	NRC 本部 7月14日午後-1
付録-1 送付した質問状	

調査概要

1. 趣旨

日本機械学会動力エネルギーシステム部門は、2005年3月に「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」を設置した。この会は、産官学から関係者が一堂に会し原子力の安全規制に関する最新の知見を調査・検討し、今後の安全規制の高度化に資することを目的としたものである。本調査は、欧米諸国の保守点検や規制調査の一環として、日本の原子力規制行政と深い関わりのある米国の原子力発電所の保守点検作業とそれに対する規制活動の実情を調査したものである。なお、本調査は2006年1月に実施した訪欧調査に引き続くものである。

2. 主催

日本機械学会 規制最適化作業部会

3. 日程

2006年7月10(月)～14(金)(5日間) 詳細は表-1 日程表参照

4. 訪問機関

Browns Ferry 発電所(Tennessee Valley Authority)、Hatch 発電所(Southern Nuclear Operating Co., Inc)、NRC 本部、NRC 訓練センター

5. 参加者

水町渉団長(原子力安全基盤機構特任参事)ほか総勢21名。詳細は表-2 参加者名簿参照。なお、Hatch 発電所訪問時に撮影した全員写真を写真-1に示す。

6. 訪問調査概要

訪問調査の概要を日程順に以下に示す。なお、議事内容は10. 議事録を参照。また、議事次第を表-3(但しNRC-訓練センターは除く)に、受領資料のリストを表-4に示す。

(1) Tennessee Valley Authority Browns Ferry 発電所訪問(7月10日)

7月10日、アラバマ州ハンツビルのホテルを大型バスにて8時45分に出発し Browns Ferry 発電所を訪問。事前時 TVA から地図を受領していたが、発電所へ入る道が意外と細く、バスは通り過ぎてしまった。少しいったところに多少のスペースを見つけてバスはUターン。62歳の銀髪のスマートな女性ドライバーのテクニックと度胸にアメリカの底力を垣間見た気分。約束の9時45分より早く、Browns Ferry の訓練センターに到着した。この訓練センターは発電所とほんの少し離れており、セキュリティーチェックを受けることなく入ることが出来た。訓練センターでは管理者向けの教育訓練がなされており、それを邪魔しないようにそっと奥の方の比較的大きな教室に案内された。

説明は 10 時から始まり午前中は Browns Ferry1 号機の再起動計画と是正措置プログラム(CAP) / 問題の発見と解決(PI&R)について、午後は品質保証および保守活動について説明を聞き、質疑応答を行った。

時間は短かったものの、丁寧な説明を聞くことが出来た。また、CAP の内部手順書等、関係する社内文書の最新版（とおもわれる）を直ぐに用意してくれる。これらの手順書が計算機ベースで整備更新されていることが伺える。非常にオープンマインドでありその場で積極的に回答してくれる姿勢から、彼らの発電所運転に対する自信が強く印象付けられた。お土産に持参した兜の効果だけでは説明できないものである。

発電所、そして訓練センターもテネシー川に面しており、訓練センターの庭に出ると木々の間から川を疾走しているモータボートが見える。この庭でピクニック形式の食事を楽しんだ。

(2) NRC 訓練センター (7月11日)

7月11日朝8時、アラバマ州ハンツビルのホテルを後にして、前日と同じ大型バスにてテネシー州チャタヌーガにある NRC の訓練センターを訪問。バスに2時間乗って、訓練センターに着いたのは11時。アラバマ州とテネシー州の間に時差があった！

チャタヌーガの訓練センターは、NRC の専用ビルではない。大きなビルの4フロアを占めている。ここでは NRC 職員に対する教室形式の教育訓練とシミュレータを用いた訓練がなされる。11時から12時まで訓練センターの組織と教育プログラムの概要を、午後1時から約1時間、検査官の訓練・資格認定プログラムについて説明を受けた。質疑応答の後、センター内を案内してもらい、4種類のシミュレータやハードウェア訓練施設を見学した。

その日の内にジョージア州サバンナに飛ぶ必要があり、3時半に訓練センターを後にした。訪問時間はあまり長くは取れなかったが、要点を聞くことが出来た。また、検査官の心構えやシミュレータ訓練等の訓練テキストを受領した。

(3) Hatch 発電所 (7月12日)

7月12日朝6時15分、ジョージア州サバンナのホテルを大型バスで出発し Hatch 発電所に向かった。Hatch 発電所に近づくと雲が流れている。この雲の発生源は発電所の冷却塔であった。早朝で気温が比較的低温、かつ湿度が高かったため水蒸気が白い雲となって沸き上がっていた。8時半に発電所のゲートに到着し全員バスを降ろされた。各自のパスポートがチェックされ、バスの社内、荷物入れに怪しいものがないか検査される。そして車体と地面の間に丸い円盤(鏡?)を差し込みバスの底部もチェックする。セキュリティーの厳しさを実感させられた。それから再度バスに乗り、ゲート近くの Flow Loop Building に移動した。この2階建ての建屋の中には小さな冷却ループがあり、弁やポンプの挙動等の基本を教育する施設である。この建屋の中の2階にある講義室に案内された。

Hatch でも、Browns Ferry の場合と同様、暖かく歓迎された。Hatch を訪れる海外からの調査団は珍しいとのことで、準備されたパワーポイントの資料は全て我々のために作られたものであった。9時から12時まで発電所の概要、RCM、CBM、OLM、NRC の保守規則への対応について説明を

受け、質疑応答を行った。昼は1階の広い部屋で昼食。ビーンズ等のアメリカ風の食事。食後、建物の外に出ると、朝勢い良く湧きあがっていた冷却塔からの雲は消えていた。気温が高くなり湿度も下がったためであるという。

昼食後、冷却ループやそれに付属した教育施設等を見学した後、再度2階の教室に。サーベイランス間隔の延長、NRC 駐在検査官への対応、第3者による ASME の ISI の実施、放射線防護について説明を受け、質疑応答を行った。なお、午後は駐在検査官の一人である Douglas Simpkins 氏が同席してくれたため、駐在検査官の業務や日常について聞くことができた。彼は NRC 本部から、出席するようとの要請を受けていた。NRC 本部の Jim Dyer 氏 (NRR 局長) や彼を補佐している Michael Cullingford 氏の気配りに感謝。Simpkins 氏の落ち着いた話しぶりや Hatch の職員との対話から、彼が発電所職員から尊敬されている様子が伺えた。

(4) NRC 本部 (7月13~14日)

7月13日朝、ジョージア州サバンナのホテルを出てワシントン DC へ。NRC の直ぐ前の Marriott Bethesda North ホテルの会場へ。NRC は最近 300 名位採用者したために手狭になり、大きな会議室の確保が難しいとのことで、こちらで確保した部屋である。この日はまず原子炉規制局の Jim Dyer 局長から歓迎の挨拶と NRC の規制の基本方針について説明があり、その後 NRC の戦略計画と ROP の基本方針、PI&R について説明を受け、質疑応答を行った。

翌日14日は投宿している Ramada Hotel Rockville の会議室にて引き続き NRC 本部スタッフから説明を受けた。午前は、ROP の開発経緯、基本検査、検査官の活動の詳細について、午後は OLM と CBM に対する NRC の見解、リスクマネジメント TS について説明を受け、質疑応答を行った。

7. 調査方法

調査は、訪問先に当方から説明依頼項目と関連する質問を送付し、議事次第の設定は先方に一任する方式とした。そして先方の説明を受けた後に、質疑応答により詳細を適宜確認することとした。なお、時間的な制約のため当日質問できなかった事項や回答の得られなかった事項については後日回答を得ることとした。

表-1 日程と議事項目

月 日	訪問先	現地時間	議事項目
7月10日(月)	Browns Ferry 発電所	10:00 ~ 16:00	Browns Ferry1号機の再起動計画 是正措置プログラム(CAP) 問題の発見と解決(PI&R) 品質保証および保守活動
7月11日(火)	NRC 訓練センター	11:00 ~ 15:30	訓練センターの組織 教育プログラムの概要 検査官の訓練・資格認定プログラム シミュレータ施設等の見学
7月12日(水)	Hatch 発電所	9:00~17:00	RCM、 CBM および OLM、 NRC の保守規則への対応、 サーベイランス間隔の延長、 NRC 駐在検査官への対応、 第三者による ASME の ISI の実施、 放射線防護
7月13日(木)	NRC 本部	15:00 ~ 17:30	NRC の規制の基本方針、 NRC の戦略計画 ROP の基本方針、 PI&R
7月14日(金)	NRC 本部	9:30~16:00	ROP の開発経緯、 基本検査の詳細、 検査官の検査活動の詳細、 OLM および CBM に対する NRC の 見解、 リスクマネジメント TS

表-2 参加者リスト

母体	氏名	所属
機構	水町 渉 [団長]	特任参事
東大	岡本 孝司 [副団長]	東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析G長
中部電力	石川 久敏	発電本部 原子力部 運営グループ 課長
関西電力	出野 利文	プラント・保全技術グループ リーダー
日本原電	大畑 仁史	発電管理室設備 化学管理グループ 課長
エナジス	大山 健	代表取締役社長
四国電力	金尾 利彦	原子力本部 原子力保安研修所技術開発研究 Gr グループリーダー
東京電力	小林 達郎	原子力運営管理部 定期事業者検査プロジェクト Gr 副長
日立	佐川 渉	電力グループ 日立事業所主管技師
東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部 主幹
東北大	高木 敏行	流体科学研究所教授
北大	奈良林 直	北海道大学助教授
原技協	野田 宏	専務理事
九州電力	原田 昭治	原子力管理部 設備管理グループ
原技協	堀水 靖	部長
機構	松岡 昭彦	検査業務部 上席検査員
三菱	宮口 仁一	神戸造船所原子力保全技術部
JANUS	森本 俊雄	エネルギー関連事業部 技術顧問
JANUS	富田 洋一郎	エネルギー技術ユニット コンサルタント
グロリア	小倉 篤	第2営業部 部長

表-3 議事次第 その1 : TVA Browns Ferry 発電所

AGENDA
Japanese Society of Mechanical Engineers
Informational Visit To Browns Ferry Nuclear Plant
July 10, 2006

- 9:45 a.m. Arrive at Browns Ferry Training Center
Room 243
- 10 a.m. Restart of Browns Ferry Unit 1
Masoud Bajestani, Unit 1 Restart Vice President
Business decision for restart
Project status
Question and Answer
- 11 a.m. Corrective Action Program / Problem Identification and Resolution
Steve Armstrong, Corrective Action Program specialist
Procedures and organization
Root cause analysis
Corrective action program
Question and Answer
- Noon Lunch (provided by TVA)
- 1 p.m. Quality Assurance
Todd Brumfield, Nuclear Assurance Manager
Raul Baron, Unit 1 Nuclear Assurance Manager
Dave White, Quality Assurance Program Manager
Role of the Quality Assurance group
Safety Review Teams / Committees
Question and Answer
- 2 p.m. Break
- 2:30 p.m. Maintenance
John DeDomenico, Assistant Plant Manager
On-line maintenance activities
Condition-based maintenance – planning, evaluation of safety
and risk, execution, review of effectiveness
Question and Answer
- 4 p.m. Departure

表-3 議事次第 その2 : Southern Nuclear 社 Hatch 発電所

**JSME Visit to Plant Hatch
Wednesday, 7/12/06
Flow Loop Building Classroom 201**

AGENDA

<u>TIME</u>	<u>TOPIC</u>	<u>PRESENTER</u>
9:00 a.m.	Welcome	Dennis Madison, General Manager
9:05 a.m.	Overview of Hatch	Steve Grantham, Nuc Ops Training Supervisor & Facilitator for Visit
9:15 a.m.	Implementation of RCM & Condition Based Maintenance	John Twibell, Sr. Engineer Jeff Graves, Sr. Engineer
10:00 a.m.	On-Line Maintenance	Rick Godby, Daily Scheduling Supervisor
11:00 a.m.	NRC Maintenance Rule	Matt Hulett, Engineer Larry Ellgass, Nuclear Specialist David Edenfield, Sr. Engineer
12:00 p.m.	Lunch & Tour of Flow Loop	Steve Grantham, Nuc Ops Training Supervisor & Facilitator for Visit
1:00 p.m.	Surveillance Interval Extensions*	Rick Godby, Daily Scheduling Supervisor
2:00 p.m.	Response to NRC Inspectors*	Keith Fry, Sr. Engineer
3:00 p.m.	Other Inspectors	George Fechter, Sr. Engineer
3:30 p.m.	Radiation Protection	Jim Dixon, Health Physics Manager
4:00 p.m.	Adjourn	

*Doug Simpkins, Hatch NRC Resident Inspector, will be available during these presentations to assist with answering questions.

表-3 議事次第 その3 : NRC 本部 (第一日目)

<u>Visit of the Japan Society of Mechanical Engineers To NRC</u>	
Technical Section on Optimization of Nuclear Safety Regulation	
Thursday July 13, 2006 Bethesda North Marriott	
2:30pm	Introductions
3:00	Welcome
3:15 pm – 4:15 pm	NRC Strategy on NPP Inspections
1)	NRC Strategic Plan and NPP Inspections
2)	Measures for Effective NPP Inspections
3)	Competency of Inspectors; Need, Training and Recruiting
4)	Self-Assessment and External-Assessment of NRC Inspection Activities
5)	Communication with Public and Local Government about Findings and Regulatory Actions
<Questions>	
1)	In the US, usually nuclear power plant operating licensees can operate, restart their plants and replace components without NRC approvals. On the other hand, in France, they need ASN approvals to restart their plants after refueling, for instance. Why NRC does not make such conditions (hold points)? What are your opinions about the merits and demerits of such hold point regulations for effective nuclear regulations?
2)	As to the NRC Performance Goal "Reduce unnecessary regulatory burden on stakeholders", what kind of efforts does NRC make in the field of nuclear power plant regulations?
4:15- 5:15	PI&R
1)	Licensees' CAP and PI&R Activities expected by NRC
2)	NRC's Inspections/ Review of Licensees' CAP and PI&R Activities
3)	Licensees' Root Cause Analysis (RCA) expected by NRC
4)	Differences of RCAs depending on Degraded Situations (or Columns in the Action Matrix)*
5)	NRC's Inspections/ Review of Licensees' RCA
*: In IMC 305, there seems to be three kinds of RCAs, i.e., "root cause analysis" for "Regulatory Response Column", "cumulative root cause analysis" for "Degraded Cornerstone Column" and "root cause analysis which may consist of a third party assessment" for "Multiple/ Repetitive Degraded Cornerstone Column".	

表-3 議事次第 その3 : NRC 本部 (第二日目)

Friday, July 14, 2006 Ramada Hotel Rockville

9:00am -9:45am Development of ROP

J. Isom

- 1) Reasons why NRC developed ROP, and Purpose of ROP
- 2) History of and Organizations for ROP Development
- 3) Commitments and Directions by NRC Commission during ROP Development
- 4) Participation by Nuclear Industry and General Public in ROP Development
- 5) Process and Organizations to revise Inspection Manuals and Procedures

<Questions>

- 1) What basic kinds of on-site inspections of NRC are there?
- 2) What are the purposes of each kind of on-site inspection?
- 3) Are there any differences of purposes among these inspections?

9:45am-

11:00am Baseline Inspections

R. Gibbs/J. Isom

- 1) Methods and Procedures to develop Annual Baseline Inspection Plan for each NPP
- 2) Announcement of Annual Inspection Plan to Licensee and Treatment of Unannounced Inspection Items
- 3) Inspections of Cross-Cutting Areas and their Importance (PI&R will be presented in Item 4)

<Questions>

- 1) Who will develop and participate to develop the Annual Baseline Inspection Plan?
- 2) What are the roles of RI, inspectors in NRC region office, and staff of NRC head office in developing the plan?
- 3) How to utilize previous years inspection results, plant performance, etc. to develop the next year plan?

11:00am

-12:15am Details of Inspectors Activities

R.

Gibbs

- 1) Daily Activities of Resident Inspectors (RIs) at NPP sites
- 2) Methods and Skills to obtain appropriate Information/ Knowledge about plant status
- 3) Attitude or Mind-set of Inspectors at NPP Sites not to disturb Licensees' activities
- 4) Reflection of RIs' knowledge about Plant Status to Baseline Inspection Plans and Procedures

<Questions>

- 1) What kind of meetings inside licensee do RIs attend at usually? Or what kind of meetings do you think important to be attended by NRC inspectors?
- 2) How many times do RIs attend meeting inside licensee usually in a week?

1:45p,m - 3:00pm NRC's Position on OLM and CBM

S.

Alexander/R.

Tjader

- 1) NRC's Procedures and Regulatory Positions to assess the Appropriateness of Licensees' current and revised On-Line Maintenance Plan especially the period of Time Determined Maintenance
- 2) NRC's Procedures and Regulatory Positions to assess the Appropriateness of Licensees' current and revised Condition-Based Maintenance Plan

<Questions>

- 1) Why did not NRC require licensees to submit their maintenance programs for NRC approvals?

3:00pm Next Steps

W. Mizumachi/M. Cullingford

表-4 受領資料リスト

表-4 その1 : TVA から受領した資料

No.	Title	ページ数
TVA-1	Summary of Major Financial Review	5
TVA-1a	Bob Moll, "Restart Testing"	1
TVA-1b	Triennial Audit Schedule - Calendar Years (Cys) 2006-2008	1
TVA-1c	BFN Unit 1 Restart Nuclear Assurance Plan	16
TVA-2	Performance Improvement	11
TVA-2a	Corrective Action Program	53
TVA-2b	Breakers tripped when trying to start fans	13
TVA-2c	Cancellation of work order without documenting the reason for cancellation	5
TVA-2d	Corrective Action Program: Self-Assessment	20
TVA-2e	TVAN Self-Assessment Program	34
TVA-2f	Multi-Site Programmatic Self-Assessment Schedules FY06-FY10	10
TVA-2g	SELF-ASSESSMENT REPORT, Chemistry/Environmental Department Readiness for Unit I Restart and Three Unit Operation (BP-339)	30
TVA-3	Nuclear Assurance – Browns Ferry Nuclear Plant (BFN) – Audit Report No. BFA0601 – Operations Functional Area Audit	18
TVA-4	John DeDomenico, "Maintenance Work Management"	10
TVA-4a	BFN 3 UNIT 12 WEEK ROLLING SCHEDULE	1
TVA-4b	ON LINE WORK MANAGEMENT	58
TVA-4c	BFN Dual Unit Maintenance	10
TVA-4d	PREDICTIVE MONITORING PROGRAM	141
TVA-4e	RISK DETERMINATION AND RISK MANAGEMENT	31
TVA-5	2006 Browns Ferry", (Calendar with Emergency Information)	44
TVA-6	Nuclear Plants (Pamphlet)	2

表-4 その2 : Southern Nuclear 社から受領した資料

No	Title	ページ数
SN-0	JSME Visit to Plant Hatch Wednesday, 7/12/06 Flow Loop Building Classroom 201 AGENDA	1
Overview of Hatch		
SN-1	Overview of Hatch	18
Implementation of RCM & Condition Based Maintenance		
SN-2	Implementation of Equipment Reliability	25
SN-2-a	Vibration Status - May 2006"	4
SN-2-b	NMP-AD-004Version 1.0 "Standardization Process and Peer Team Responsibilities"	7
SN-2-c	NMP-ES-001Version 4.0 "Equipment Reliability Process Description"	20
SN-2-d	NMP-ES-002Version 3.0 "System Monitoring and Health Reporting"	46
SN-2-f	NMP-ES-003Version 4.0"Life Cycle Management"	21
SN-2-g	NMP-ES-005Version 3.0 "Scoping and Importance Determination for Equipment Reliability"	29
SN-2-h	NMP-ES-006Version 3.0 "Preventive Maintenance Implementation and Continuing Equipment Reliability Improvement"	13
SN-2-I	NMP-ES-006-GL01Version 1.0 "Maintenance Optimization"	31
SN-2-j	NMP-ES-006-GL02 Version 1.0 "Preventive Maintenance Change Requests"	20
SN-2-k	NMP-ES-006-GL03 Version 1.0 "Preventive Maintenance Feedback"	8
SN-2-l	NMP-ES-008Version 3.0 "Component Health Monitoring Program"	21
SN-2-m	NMP-GM-002Version 4.0 "Corrective Action Program"	30
On-Line Maintenance		
SN-3	On-Line Maintenance (OLM) Plant E. I. Hatch	14
NRC Maintenance Rule		
SN-4	Maintenance Rule	31
SN-4-a	40AC-ENG-020-0 "MAINTENANCE RULE (10 CFR 50.65) IMPLEMENTATION AND COMPLIANCE"	29
SN-4-b	PLANT HATCH 10CFR50.65 MAINTENANCE RULE SCOPING MANUAL ATTACHMENT A: SCOPING DECISIONS	3
SN-4-c	PLANT HATCH 10CFR50.65 MAINTENANCE RULE SCOPING MANUAL	17
SN-4-d	Systems Evaluated for the Maintenance Rule	10
SN-4-e	Performance Criteria	
Surveillance Interval Extensions		
SN-5	Relief request to the NRC to extend outage surveillance intervals	8
SN-5-a	EDWIN I. HATCH NUCLEAR PLANT, UNITS 1 AND 2 RE: ISSUANCE OF AMENDMENTS(TAC NOS.MB2965 AND MB2967)	2239
SN-5-b	Licensing Document Change Request	30
Response to NRC Inspectors		
SN-6	Response to NRC Inspectors Topics	12
Other Inspectors		
SN-7	THIRD PARTY INSPECTORS	5
Radiation Protection		
SN-8	Radiation Protection During Plant Maintenance	12

表-4 その3 : NRC-TTC からの受領資料

No	タイトル	ページ数
1. Organization/General		
TTC-1-a	USNRC Training and Development Programs	10
TTC-1-b	General Overview of the Inspector Training and Qualification Program (IMC-1245 Attachmet 1)	3
TTC-1-c	Reactor Technology Training Course Evaluation	2
TTC-1-d	TTC Answers to JSME Questions	2
2. Training Course		
2.1 Conducting Inspections		
TTC-2.1-a	Chap.01 Inspection and the Reactor Oversight Process	17
TTC-2.1-b	Chap.02 Inspection Process	37
TTC-2.1-c	Chap.03 Regulatory and Policy Matters	36
TTC-2.1-d	Chap.04 Course Review	38
TTC-2.1-e	Workshop Exercise #1 Activity and Element Selection	8
TTC-2.1-f	Workshop Exercise #2 Construct an Inspection Plan	7
TTC-2.1-g	Workshop #3 Case Study BROWN'S FERRY FIRE	16
TTC-2.1-h	Workshop #4 Exercise, COMPILE ISSUES DAVIS BESSE FEEDWATER INCIDENT	19
TTC-2.1-I	Workshop #5 Exercise, SCREEN ISSUES DAVIS BESSE FEEDWATER INCIDENT	94
2.2 Field Techniques Student Manual		
2.2.1 Student Manual		
TTC-2.2.1-a	Course Information	2
TTC-2.2.1-b	Field Techniques and Regulatory Processes G-103	1
TTC-2.2.1-c	Student Information Sheet	1
TTC-2.2.1-d	TTC 100 LEVEL COURSE EVALUATION	2
TTC-2.2.1-e	Reference Plant Description	4
TTC-2.2.1-f	Tool Sheets	17
TTC-2.2.1-g	Case Study Module #1 Site Day 1	4
TTC-2.2.1-h	Case Study Module #2 Site Day 2	6
TTC-2.2.1-I	Case Study Module #3 Site Day 3	18
TTC-2.2.1-j	Case Study Module #4 Site Day 4	11
TTC-2.2.1-k	Case Study Module #5 Site Day 5	48
TTC-2.2.1-l	Case Study Module #6 Site Day 6	11
TTC-2.2.1-m	Case Study Module #7 Site Day 6	19
TTC-2.2.1-n	Case Study Module #4	44
TTC-2.2.1-o	Day 1 – Security – Explosives Detector	4
TTC-2.2.1-p	Day 2 – Security Camera	6
TTC-2.2.1-q	Day 3 – EDG Fuel Racks Painted	2
2.2.2 Instructor PDF		
TTC-2.2.2-a	STUDENT MANUAL Site Day #1	13
TTC-2.2.2-b	STUDENT MANUAL Site Day #2	14
2.3 Simulator Course		
2.3G GE Simulator Course		
TTC-2.3G-a	R624B Course Objectives	1
TTC-2.3G-b	GE BWR/4 Series Simulator Course R_624B	1
2.3GL Lesson Plans		
TTC-2.3GL-a	GE Technology R624B Simulator Course Lesson Plan	41

表-4 その3 : NRC-TTC からの受領資料 (続き)

No	タイトル	ページ数
2.3W Westinghouse Simulator Course		
TTC-2.3W-a	Westinghouse Simulator Course (R624P) Course Objectives	1
TTC-2.3W-b	PWR Simulator Course - Westinghouse Design R-624P Outline	1
2.3WL Lesson Plans		
TTC-2.3WL-a	Lesson #624P-1.1 Course Introduction	4
TTC-2.3WL-b	Lesson # 624P-1.2 System Review - Rod Control & Excore Instrumentation	3
TTC-2.3WL-c	Lesson # 624P-1.3 System Review - Bistable Status Panel	3
TTC-2.3WL-d	Lesson # 624P-1.4 Reactor Startups	3
TTC-2.3WL-e	Lesson # 624P-1.5 System Review - Condensate, Feedwater, Auxiliary Feedwater, & Steam Generator Water Level Control	3
TTC-2.3WL-f	Lesson # 624P-1.6 Conduct Of Control Room Operations	8
TTC-2.3WL-g	Lesson # 624P-2.1 System Review - CVCS, PZR Level , & EHC	4
TTC-2.3WL-h	Lesson # 624P-2.2 Operations - Reactor Startup	2
TTC-2.3WL-I	Lesson # 624P-2.3 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-j	Lesson # 624P-2.4 System Review - Main Steam & Steam Dump Control	2
TTC-2.3WL-k	Lesson # 624P-3.1 System Review - Reactor Coolant System & Pressurizer Pressure Control System	2
TTC-2.3WL-l	Lesson # 624P-3.2 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-m	Lesson # 624P-3.3 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-n	Lesson # 624P-3.4 System Review - SW, CCW, and Containment	2
TTC-2.3WL-o	Lesson # 624P-3.5 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-p	Lesson # 624P-3.6(OPTIONAL) Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-q	Lesson # 624P-4.1 System Review - ECCS and ESF Status Panels	2
TTC-2.3WL-r	Lesson # 624P-4.2 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-s	Lesson # 624P-4.3 Operations - RCS Leak	2
TTC-2.3WL-t	Lesson # 624P-4.4 System Review - Electrical Distribution	2
TTC-2.3WL-u	Lesson # 624P-4.5 Operations - Power Maneuvering	3
TTC-2.3WL-v	Lesson # 624P-5.1 Operations - Steam Generator Tube Leak	2
TTC-2.3WL-w	Lesson # 624P-5.2 Operations - Power Maneuvering and Main Control Board Review	2
TTC-2.3WL-x	Lesson # 624P-5.3 Static Examination	2
TTC-2.3WL-y	Lesson # 624P-9.1 Mid Loop Demonstration, Bubble Formation, & RCS Heat up	3
TTC-2.3WL-z	ANS 5.1_1994 Decay Heat Power in Light Water Reactors (Revision of ANSI/ANS 5.1_1979(R1985))	1
TTC-2.3WL-aa	AT-POWER BORON CONCENTRATION CHANGE CALCULATIONS	5
TTC-2.3WL-ab	Lesson # 624P-EAL Emergency Plan Responsibilities	17
TTC-2.3WL-ac	Lesson # 624P-GEM GEM	4
TTC-2.3WL-ad	Westinghouse Simulator Periodic Operating Test 22-1	20
TTC-2.3WL-ae	Westinghouse Simulator Periodic Operating Test 22-1	8

表-4 その4 : NRC 本部からの受領資料

No	Title	ページ数
NRC-1	Visit of the Japan Society of Mechanical Engineers to NRC	2
NRC-2	REACTOR OVERSIGHT PROCESS (ROP)	3
NRC-3	NRC Strategy on NPP Inspections	8
NRC-4	Problem Identification and Resolution Inspections	8
NRC-5	Development of Reactor Oversight Process	24
NRC-6	Reactor Oversight Process	23
NRC-7	Baseline Inspections	13
NRC-8	Details of Inspectors Activities	11
NRC-9	Memorandum by S. Alexander	2
NRC-10	Risk Management Technical Specifications	22
NRC-11	RECOMMENDATIONS FOR REACTOR OVERSIGHT PROCESS IMPROVEMENTS (SECY-99-007)	396



写真-1 Hatch 発電所にて (2006年7月12日)

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 10 日(月) 10:00 ~ 12:00

2.場所:

Browns Ferry 発電所(TVA)

3.出席者:

【Tennessee Valley Authority(TVA)】

Masoud Bajestani (Browns Ferry 1号機再起動担当副社長)

Bob Moll (1号機スタートアップマネージャー)

Steve Armstrong (是正措置プログラム スペシャリスト)

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),

Ms. Mariko GREEN(通訳:7/10-12), 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

資料-1: 議題

資料-2: Browns Ferry Unit 1 Restart Financial Review

資料-3: Restart Testing

資料-4: Performance Improvement

5.議事概要:

(1) ブラウンズフェリー1号機の再起動について

<背景>

- ブラウンズフェリー発電所は、米国アラバマ州の北部、テネシー川／ウィーラー湖沿いに位置する TVA の最初の原子力発電所である。(1974年に1号機、1975年に2号機、1977年に3号機が運開している。) 名前は、昔この場所に、川を渡るためのフェリーボートの発着所があったことに由来している。
- ブラウンズフェリー発電所は1984~85年にかけて、管理や運転上の問題から3基すべての運転を停止した。その後、2号機は1991年、3号機は1995年にそれぞれ運転を再開したが、1号機は、1975年に発生したケーブル火災の影響で、長期間運転休止中であった。TVAは2002年5月、将来の電力需要増をにらみ1号機の運転再開を表明し、難燃性ケーブルの採用、ケーブル貫通部への防火シールの施工、延焼防止塗料の塗布など一連の防火対策をは

じめ、運転再開のため総額約 18 億ドルを投資して 2007 年の運転再開を目指して、現在準備が進められている。

<主要な財務条件等の概要>

- 1号機の運転再開の投資総額は、17億7200万ドル、2007年の5月に再起動の予定である。2013年から20年間のライセンス更新により、2033年まで運転予定。また、約20%(211MW)の出力アップを計画しており、正味の発電量は1254MW、稼働率は、92.75%を見込んでいる。
- 負荷(電力需要)の増加は、2003～2010年は2.1%、2010～2015年は、0.6%を見込んでいる。
- これらの前提条件に、キャッシュフローを計算すると2007年の1号機の運転開始を契機に改善に向かい、2015年にはプラスに転ずる見込み。
⇒ 社債を発行して、負債に当てた。300億ドル以下であれば、連邦政府の許可は不要。
- このような経済的な背景が、1号機の再起動を判断した理由である。
- 再起動に向けて、まだ、機器の交換等の作業が残っている。一番の問題は、機材の入手が困難であることと技量のある技術者／運転員の確保の問題である。
⇒ ドライウェル DP コンプレッサーはインドから、ポンプはスペインから、タービンは英国から入手。

◆質疑応答

- Q (稼働率92.75%に関連して、)定検期間はどの程度を見込んでいるか？
⇒ 最短で14日、平均で21～22日、定検間隔は24ヶ月である。
- Q PWR(稼働率97% 25日定検、18ヶ月)に比べて稼働率が低い理由は？
⇒ 不適合事象(人的要因も含む)等による計画外の運転停止を見込んでいる。例えばポンプの不具合は、7日、落雷等による送電の問題による停止は1～2日程度である。
- Q 20%の出力アップはどのような改造によるものか？
⇒ ①燃料(GE13(9×9)、GE14(10×10)のコンビネーション)、②圧力アップ(50ポンド)、③蒸気フローの20%向上(蒸気ドライヤー、セパレーター、フィードポンプを大型化、復水ポンプ、ブースターも交換)の寄与が大きい。その他、ヒーターも交換、SRVはセットポイントを変更。
⇒ ほとんど変えたが、新しくプラントを作ったら50～70億ドル掛かるので、それよりは安い。
- Q 長期停止の原因となったケーブルは全て取り替えたのか？
⇒ 100万フィート以上ものケーブルを取り替えた。安全に関係するところは、50%以上、EQ(Environmental Qualification)は全て交換、Paper Work(品質管理文書)が無いものは全て交換し、ケーブルの分離(トレイン毎)も行っている。

<再起動試験について>

- 「システムのプラント適合性評価」、「システムの保守」、「システムの改造」という3つの段階を「システムの事前運転性確認リスト: System Pre-operability Checklist (SPOC) フェーズ1」で確認し、その結果を踏まえて「システムの事前運転性確認リスト(SPOC)フェーズ2」に移行する。
⇒ 再起動試験やサーベイランス試験は、SPOC フェーズ2に相当する。
⇒ フェーズ1は、61のSPOCに対し、現在まで10～13終了、3個/週のペースで実施しており、12月に終了予定。
- 2007年の2月頃再起動を開始し、5月に100%出力の見込み。

◆質疑応答

- Q 特別に工夫したことは？
⇒ 電動弁は、安全系、非安全系共に新しいものに取り替えた。
- Q どのような状態で長期間、機器を保管していたのか？

⇒ 配管や熱交換機等は、乾燥状態で必要な交換などメンテナンスを行ってきた。

Q 再起動の試験メニューは、建設時のものと同じものか？

⇒ 80%は、建設時と同じである。

Q チェックリストを貰えるか？

⇒ コピーを提供する。

(2) 是正措置プログラム／問題の発見と解決について

■ パフォーマンスの改善のプログラム管理(是正措置、自己評価、人的パフォーマンス、パフォーマンス監視)は、6人でやっている。

⇒ 是正措置プログラム(Corrective Action Program: CAP)は規制要求であり、自己評価は自主的なもの。

■ CAPは、「問題の報告(イニシエーション)」、「スクリーニング」、「分析」、「実行」、「監視」の5つのプロセスから成る。

- 「イニシエーション」において問題の報告(告発)は自発的な活動であるが、報告すること自体は要求事項である。また、報告は、電子メールを使って行われるので、途中のチェックを気にせず報告できる。

- 「スクリーニング」では、報告されてきた案件を担当マネージャーが毎日レビューし、4つのレベルに分類する。

- ◇ 死亡事故は、トップレベル(レベル4: SCAQ=Significant Condition Adverse to Quality)に相当し、根本原因究明が法令で要求されている。

- ◇ 2番目のレベル(レベル3: Repeat CAQ=Condition Adverse to Quality)は、繰り返し起こってはいけない事象であり、原因究明が行われる。年間40~50件/2基程度である。

- ◇ レベル2とレベル1は、原因が明確なもの(Apparent Cause)であり、全体の90%を占める。このレベルの情報に対しては傾向監視が行われ、共通要因の分析等が行われる。

- 「分析」では、3つにランク分けを行うが、人的資源が限られているので、バランス良く実施する必要がある。(原因究明ばかりに気をとられていると傾向監視や共通問題の把握に力をいれることができなくなる。)

- ◇ ①システマティックな弱点があると評価されたもの(レベル4と原因究明を要するレベル3)は、資源を投入して再発防止策を講ずる必要がある。

- ◇ ②パフォーマンスに問題があると評価されたもの(レベル3と広範で明確な原因に該当するレベル2)は、学習をして改善策を講ずる必要がある。

- ◇ ③結果が十分でないで評価されたもの(レベル1と限定的で明確な原因に該当するレベル2)は、見つけたらすぐに対応(Find-it, Fix-it)すべきものであり、傾向監視に依存すべきものである。

- ◇ 分析/評価用のツールとしては、Whyの階段、やバリア分析、ケプナー・トリゴア分析、共通要因分析などを状況に応じて使い分けている。

⇒ ケプナー・トリゴア分析手法などの教育は、外部講習会などを利用している。

⇒ 共通要因分析は、低いレベルの問題を早期につぶすことが狙いである。

⇒ 年間に6000位の数が増え、1%が根本原因、10~20%が明確な原因に相当する。

⇒ No cause とは、原因究明するまでもなく、見つけてすぐ直すようなものであるが、No cause でも何回も起こるものは、明確な原因 (Apparent Cause) や根本原因 (Root Cause) に格上げされる。

- 「実行」では、行動に移る前に重要度に応じた対応が必要。また、アクション毎に責任者 (Ownership) を明確にすることや、期限を追跡記録して、公式に是正処置を終結させることが重要。
- CAP の有効性を確認するために、例えば「NRCなどの外部からの指摘された問題分析レポート (PER: Problem Evaluation Report) の数」などを品質指標 (Quality Index) として定めて、傾向監視を行っている。
- 有効性のある CAP のためには、①組織の全てのレベルの参加、②頻繁なコミュニケーション、③定期的なプログラムの有効性の確認が重要である。また、件数自体が少ないことも重要。

◆ 質疑応答

- Q 報告については、再発防止等のために記録が残っているのか？
⇒ 記録全ての報告は、傾向監視ができるように記録されている。
- Q スタッフの専門は？ヒューマンファクター等の専門家はいるのか？
⇒ 私は化学が専門であり、スタッフの専門性は、コンピュータやメンテナンスなど様々。ヒューマンファクターについては、経験から学ぶところが大きい。また、INPO から専門家が来て、指導して貰っている。
- Q 外部との情報の取り扱いは？
⇒ レベル 4、レベル 3 とレベル 2 の一部が INPO に報告される。外部 (INPO 等) からの情報についても、レベル 4 とレベル 3 は、モニターしている。
- Q 「スクリーニング」には、どれくらい掛けるのか？
⇒ 毎日、15～20 分位レビューしている。根本原因の場合は、1～2 時間位掛ける。
- Q 根本原因の 1%は、結果としてそうなのか？ 人的資源等を考慮してそのように配分しているのか？
⇒ 実績ベースで 1%である。
- Q 報告の判断基準はあるのか、完全に自発的なものなのか？
⇒ 色々な提示 (suggestion) はある。給料のこととか、駐車場のこととかなど。
- Q NRCからはどこまで要求されているのか？
⇒ 是正措置のプログラム (CAP) を持っていることが要求事項である。また、SCAQ と CAQ に相当するもの (全体の 20%程度) は、NRCへの報告要件になっているが、その境界は、明確では無い。
- Q NRCの駐在検査官は、「スクリーニング」会議に同席するのか？ また、報告の判断に迷った際には、相談するのか？
⇒ 駐在検査官は、ほとんどの打合せに出ている。また、明確な原因 (Apparent Cause) については、相談することが多い。
- Q 根本原因や明確な原因については、その報告において、内容を明瞭に記述することが重要だが、どのように対応しているか？
⇒ 具体的、客観的、定量的な問題の記述の仕方については、3 ヶ月コースのトレーニングを設けている。しかし、実際には上がってくる報告の 15～20%位は、返却して改善が必要なものである。

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 10 日(月) 13:30 ~ 16:00

2.場所:

Browns Ferry 発電所(TVA)

3.出席者:

【訪問先名】

Mr. Masoud Bajestani (Unit 1 Restart Vice President)

Mr. Todd Brumfield (Nuclear Assurance Manager)

Mr. Raul Baron (Unit 1 Nuclear Assurance Manager)

Mr. John DeDomenico(Assistant Plant Manager)

Mr. Richard A. DeLong(Site Engineering Manager)

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 佐川(日立製作所), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 原田(九州電力), 野田(日本原子力技術協会), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱), 清水(東芝),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),

Ms. Mariko GREEN(通訳:7/10-12), Ms. Yumi KAJINO(通訳:7/13-14),

小倉(グローリアツーリスト)

4.資料:

資料 1 : Triennial Audit Schedule – Calendar Years (CYs) 2006–2008

資料 2 : L17 060307 800 (Example of Nuclear Assurance)

資料 3 : Browns Ferry Nuclear Assurance Evaluation Form for Identified Issues

資料 4 : Browns Ferry Unit 1 Restart Nuclear Assurance (W85 051005 001)

資料 5 : Maintenance Work Management

資料 6 : BFN 3 Unit 12 Week Rolling Schedule

資料 7 : BFN Dual Unit Maintenance

5.議事概要:

[1]品質監査(Quality Assurance) (13:30~14:30); Mr. Todd Brumfield

■Mr. Todd は、外部から招聘された監査担当マネージャー。TVA 社に来て約1年、Browns Ferry はまだ1ヶ月であり、その前は、エンタジー社に業務していた。

■我々の活動は、Oversight と呼んでおり、独立した立場で見ているGrである。NRCとは異なり、QCと言う立場で見えており、本社／社長直属の機関に属している。

■資料-1により、2006-2008 の監査スケジュールの紹介があった。通常、各監査項目は、2年に1度実施運用としているが、Fitness-For-Duty(麻薬所持・犯罪履歴のチェック)は毎年実施している。

■資料-2(P12)により、今年実施した 15 項目について概略説明があった。

■資料-2(P3)に、上級幹部に報告したサマリーがあり、ここでは重要な問題、例えば、1)オペレーターの資格がないのに業務していた、2)シニアオペレーターが設備安全のためのレビューを怠っていた等の説明があった。

Q) NRCの検査官がこれを見て追加検査をすることがあるのか？

A) 全ての書類はNRCに行く。1ヶ月に一度NRCと対面して説明している。場合によっては監査結果を確認し、追加検査の可能性もあり得る。

Q) NRCのシニアオペレーターのチェックはどのように実施したのか？

A) 30のPERs(Problem Evaluation Reports)で確認している。

■現場で直接、確認する手法も開始した。(資料-3参照)

■各従業員が効率良く業務を遂行しているかについて、個人単位で監査している。毎日実施しており、CAPの一環として実施している。

■事例として、W/O(Work Order)がキャンセルされた情報が正しいプロセスで伝達されておらず、保守関連の資料にのみ記載されており、オペレーターが認識できていない、等の確認が実施されている。

Q) 何人のスタッフで実施しているのか？

A) 現在は、7名のスタッフ(年末には11名となる予定)、と Mr. Todd 及び秘書で担当している。

<以下、Mr. Raul Baron の説明>

■BFN1号機の再起動に関する品質活動について説明があった。(資料-4参照)

■BFN1号機は、レギュレーションに関連して、1985 年に強制的にプラント停止している。他のプラントでは例のない特異な事例であるとの事。

■BFN1号機の再起動に関する品質保証計画を遂行する組織の総勢は150名であり、通常検査、部品等の納入品の検査、現場での検査を実施している。

■BFN1号機の Oversight に関する検査は、運転プラントの検査よりも複雑となっており、一般的には、NRCの主席常駐検査官は通常1名いるが、再起動専門の常駐検査官がもう1名おり、NRCにとっても特別な対応となっている。

- 再起動プログラム(資料-4P9参照)には、①エンジニアリング プログラムの内部監査、②CAP実施、③系統試験(これが終了すると運転モードに移行する)、④運転準備試験、⑤特別なプログラム(溶接、非破壊検査)がある。
- BFN1号機の再起動に関わる改良/QAでは、2/3号機の状態と比較し、違いがある場合は、NRCに報告することも要求されている。
- ③系統試験では、系統機能検査毎にNRCのシニアクラスの検査官が来ているとのことであり、この理由は、NRCとしても検査官のトレーニングも兼ねているとのこと。近隣地域の10名ほどのシニアクラス検査官が入れ替わり対応しているとのこと。
- QAの管理は、ヴァーティカルスライドという手法で実施している。これは、建設時に良く使う方法で、設計から運転までのプロセスを一貫して確認するものである。
 - Q) NSRB (Nuclear Support Review Board; 資料-2P12) は再起動のために実施しているのか？
 - A) NO; 再起動のために作られたものではない。
 - Q) 社員が実施するのか？ 外部委託か？
 - A) 両方で対応している。
 - Q) 150名で対応しているとのことだが、その人数で対応できるのか？
 - A) 2号機の再起動時は80名で実施した。そのほとんどはコントラクター。1号機も、Mr. Raul Baron (Manager) の他は全てコントラクターである。1号機は経験の少ない人が多く、人数も多いため、体制維持/管理のために、マネージャーが6名いる。2号機の際は、2名であった。
 - A) QAの人数が多いと、検査での人のミスが多くなるため、問題も多くなる傾向にあり、人材の育成が必要不可欠となる。
 - Q) 長期停止していたことについて、QA上問題なことは何か？
 - A) 検査員(人材)の確保である。経験レベルが不足している点が大きな問題である。
 - Q) 再起動プログラム(資料-4P9参照)の⑤特別なプログラムがある理由は何か？
 - A) 建設時に溶接基準に基づいた試験が実施されていない箇所があったために、この特別なプログラムが要求されているとのこと。NRCよりブリテンが出されていたにもかかわらず対応しなかったため、1985年の強制停止に追い込まれた原因の一つとなったとのこと。
 - Q) 人材不足の対策は何か？
 - A) 経験のある古い人達が若い人達を教育訓練すること。但し、QAはそう簡単にはいかない。現在、NRCからの常駐検査官は74才、72才という人が頑張っているが、若い人を入れていかないとダメである。

[2] 保全 (Maintenance) (14:30~16:00); Mr. John DeDomenico, Mr. Richard A. DeLong

- BFNの保全に関して、①OLM計画管理、②リスク管理、③機器信頼性管理、④CBMについて説明があった。(資料-5参照)

(1)OLM計画管理について

- OLMは、INPOのAP-928に即して実施している。
- OLMは、資料-6に示す様に、4半期毎(12Week)を1パッケージとする計画で管理している。
- OLMでは、機械をタグアウト(系統から分離)する必要があるが、例えば機器に対して、電気系統及び計装系統は一つにグルーピングしている。FEGs(Functional Equipment Group)と呼んでいる。
- サーベランスも同様に、12Week 計画で管理、実施している。
 - Q)プラント全体のどの位がタグアウトの範囲か？
 - A)タグアウトの範囲は、仕事量及び内容に応じて変化させている。なお、当該週においても仕事内容に応じて範囲は変化させている。
- Work Review Group は毎日、新たに発生するW/Oをレビューし、重要度に応じて優先順位を付けている。直ぐに実施できるものは、FIN(Fix It Now)チームが実施する。
 - Q)FINチームで扱う事象は、CAPのレベル 1 相当か？
 - A)CAPシステムとW/Oのシステムは別である。CAPの4段階(レベル 1,2,3,4)はそれぞれ、A (Significant Impact)、B(Root Cause)、C(Requires Simple Analysis)、D(Close to trend close W/O)に相当する。
 - A)FINチームは細かなスケジュールを必要とせず、作業を実施している。3ユニットで15名から20名程度の規模であり、トラブルシューターの役割も大きい。
 - Q)RHR-Aを運転中に、B系統に Corrective Action が必要となった場合はどのように対応するのか？
 - A)計画停止して補修を行う。この際、他の系統との安全上の関連に気をつけて対応する。
- OLMの12Week 計画は、以下の手順で実施するとの説明があった。
- 実施8週間前に「スコープフローズン」と呼ぶ、タグアウト範囲及び作業員数等の確定を行う。
- 実施5週間前に機材等を確保し、W/O 計画を策定する。
- 実施4週間前に保守作業員が、現場、パーツ等を実際に見て、準備、確認を行う。
- 実施3週間前にプリマベラというソフトを使って、リスク評価を実施する。
- 実施2週間前にリスクプランをスーパーバイザーが確認、承認し、計画を確定させる。
- Tec. Spec.で規制されている作業については、リスク評価によって Tec. Spec.を変更することもある。例えば、RHRクーラにリークがあった時、OLMで作業するために Tec. Spec.の変更をNRCに認めてもらい、作業時間(7日→14日)に変更、確保した事例がある。但し、NRCは 1 回だけとの条件を付けたので、現在は7日に戻っている。DGについても同様に、CBM対応ということで1回だけOKとなったことがある。
- 実施1週間前にリスクの最終確認を行う。例えば、タグアウト範囲のバウンダリをアイスプラグで構成することもあり、その場合はアイスブロックが系統に流入した場合のリスク評価も実施する。
- 実施1週間後に実施結果のレビューを実施し、全ての工程を完了する。
 - Q)NRCの常駐検査官は、これら OLM 計画、実施状況を確認しているのか？
 - A)2名しかいないので、ときどき見る程度である。

(2)リスク管理について

■リスク管理は、安全系の Unavailability、NRCの保守規則、NEIの安全指標、INPOのPIにより計測、管理している。

■リスク評価は、1)Deterministic、2)Probabilistic、3)Grid Reliability、4)Reduced Margin/LCO duration/Complexity、5)Challenge Meetings の5種類を実施している。

■BFN2、3号機は、DG、RHR系等を共用設備としているため、OLMを実施する場合、BFN Dual Unit Maintenance というマトリックス表(資料7)により、同時に2系統を保守した場合のリスクを評価している。Tec. Spec.で規制されている系統、設備についても、リスク評価により、実施可の組合せと不可のものを規定している。

Q)PSAをモニタするツールは何を使っているのか？

A)ORAM、Sentinell を使用している。

Q)FINチームは、PSAを実施するのか？

A)FINチームの作業にはリスクマネジメントは実施していない。

Q)PSAに関する外部コンサルタントは？

A)主にモデルの変更時に依頼する。

Q)PSAの専門家は何名いるか？

A)発電所に2名、本社に1名いる。

(3)機器信頼性管理について

■機器の信頼性管理は、INPOのAP-913をベースに実施している。

■現在、20数万機器を分類、リスト化している。この比率は、25%がクリティカル機器、50%がノンクリティカル機器、25%が Run To Failure であるが、これは電力共通の平均値と考えている。

Q)具体的なクリティカル機器のリストを提示してもらえるか？

A)後で送付する。現在は、全体の82%を完了しており、8月末には100%完了予定である。

■機器の重要度は、13の質問に基づき分類している。質問への回答はその理由、根拠も示している。

■この質問に同じ回答となる共通の機器については、グループ化して分類している。このグループは、数100程度に分けて評価している。

Q)TVA社で共通の方法か？

A)セコイア発電所でも同様の手法、同様のDBで管理している。

Q)議論を必要とする様な問題はあるか？

A)ジャンクションBOX等の能動的な機器をどのように分類するか等の例がある。

Q)8月末には100%評価完了とのことだが、25%がクリティカル機器、50%がノンクリティカル機器、25%が Run To Failure の比率は変わらないか？

A)たぶん±3%の範囲の誤差だと思う。

■新たなPM対象が発見されるメリットがあるが、保修の人には脅威かも知れない。クリティカル機器の比率は出来れば下げたい。

- クリティカルとなる予備品の対応も重要である。
- クリティカル機器は故障ゼロが目標、ノンクリティカル機器については故障が起こるかもしれない。
 - Q) 20数万機器を分類、リスト化しているとのことだが、どの位の人工が掛かっているか？
 - A) システムエンジニアリング(40名)がパートタイム的対応で実施したとして1年半位掛かっている。

(4)CBMについて

- CBMは、振動、サーモグラフィ、油分析、他のデータのトレンド分析が基本的な手法である。
- 振動分析は、ベースラインを業界全体で設定している。
- CBMの基準から外れたものは、W/Oのトリガーとなり、優先度が評価され、12Week 計画の中に取り入れられる。CBMもサーベランスと同様に12Week 計画の中で管理している。
 - Q) CBMは全てオンラインモニタなのか？オフラインで実施しているものは？
 - A) 安全システムの機器は全てオンラインモニタであるが、主発電機バスタクトファン等、振動が高いものはオフラインで計測している。

6.質疑応答:

- Q) EPRIの保守テンプレートはどのように活用しているのか？
- A) 参照しているが、多くの PM を含んでおり、社内に取り込むためにはレビューする必要があると考えている。EPRIのテンプレートは、クリティカル機器に対するもので、ノンクリティカル機器には適用できないが、ガイダンスとしては利用できる。
- Q) 適用している手法は、Stream Lined RCM とは違うものなの？
- A) EPRIのテンプレートは部分的に使用するものであり、TVA独自の判断、経験及び経済的なリスク等から周期を延長するのが基本と考えている。
- Q) OLMと定期検査に掛かっている人工は？
- A) 従業員は980名いる。これで2/3号機の保守を実施している。燃料停止期間中(約3Week)の作業者は、ピーク時で更に600名から800名程度増加する。
- Q) 機器信頼性プログラムは、どの程度の頻度で改訂しているのか？
- A) 毎週実施している。OLM実施16週間前に予防保全作業(PM)についてもチェックすることになっているので、結果として、毎週、見直していることになる。
- A) ここ1年間での予防保全作業(PM)は 5,500 時間を削減している。これは点検周期を延長したことによるもので、中には周期を短くしたPMもある。
- Q) 点検周期の延長は、規制の対象にはならないのか？
- A) 保全計画(点検周期)を見直しても、それは規制の対象にはならない。但し、検査は規定通り実施している。
- A) NRCは、保守のパフォーマンス(PIs)をチェックしている。PIsが悪くなると、NRCより指摘される。例えば、システムの Unavailability 等でチェックされる。

- A)あるいは、主要機器が適正に作動せず、何度も不具合が発生する場合(原因が異なっても)、注意、指摘される。例えば、3号機の機器ハッチでシールに問題が3回と発生し、指摘されたことがある。
- Q)NRC保守規則に基づくパフォーマンス・クライテリア(PC)の決め方や、リスク情報の適用、活用の仕方を知りたい。出来れば、マニュアルとか事例を頂きたい。
- A)後で送付する。
- Q)根本原因分析(RCA)と点検周期の関連はあるか？
- A)機器の高経年化に関する問題が、PMを実施しているにも関わらず発生している。また、設計に起因したものもある。それに伴い新しい検査も増えている。
- Q)日本では、運転サイクル延長が検討されている。BFNでは、SRVの検査を18ヶ月から24ヶ月に延長した際、悪い結果が出たとのことだが、日本では設計改良により信頼性が向上しており、保守による初期故障が問題となっている。TVAでは、運転サイクル延長に際して、どのような対応をしたか？回答は、e-mailでも良いので教えて欲しい。日本のSRVは、シングルステージのパイロットなしタイプである。
- A)BFNのSRVは、2ステージのパイロット付タイプであり、テールリークへの対応に苦慮した。パイロットを交換するために中間停止をしていたが、プラグのクリアランス規定を厳しくして対応した。
- A)日本でも同様の考えで、色々な対策をしたとのことであり、TVAとしても今後、情報共有をお願いしたい。

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 11 日(火) 11:00～12:00、13:00～15:30

2.場所:

NRC訓練センター(チャタヌーガ)

3.出席者:

【NRC訓練センター】

Steve Show(Director)、Leonard J. Reidinger(Team Leader, Training and Support)

Russell L. Anderson(Chief, Specialized Technical Training)

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構)、岡本副団長(東京大学)、小林幹事(原子力安全基盤機構)、
石川(中部電力)、出野(関西電力)、大畑(日本原子力発電)、大山(エナジス)、金尾(四国電力)、
小林(東京電力)、佐川(日立製作所)、清水(東芝)、高木(東北大学)、奈良林(北海道大学)、
野田(日本原子力技術協会)、原田(九州電力)、堀水(日本原子力技術協会)、
松岡(原子力安全基盤機構)、宮口(三菱)、

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)、富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社)、

Ms. Mariko GREEN(通訳:7/10-12)、小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

資料1-1 USNRC TRAINING AND DEVELOPMENT PROGRAM

資料1-2 General Overview of Inspector Training and Qualification Program

資料1-3 REACTOR TECHNOLOGY TRAINING COURSE EVALUATION

資料1-4 事前質問への回答(Submitted Questions)

資料1-5 Chattanooga Lookout 2006 Schedule

5.議事概要:

議題:

1. NRCにおける訓練、人材育成プログラム

(1)NRC訓練、人材育成組織

チャタヌーガの訓練センターでは、NRCの検査官のトレーニングをしている。NRC本部の人事部門の管轄であり、責任者のKathy Halvey Gibsonは本部勤務である。その下に、原子炉技術訓練部門(16名)、特別技術訓練部門(7名)、技術トレーニング支援部門(6名)、専門的育成情報管理部門の4つの部門がある。本部にある専門家育成知識管理部門以外の3部門はチャタヌーガにある。

原子炉技術訓練部門は、WH、GE、B&W、CEについてシミュレータを用いて運転関係の技術を教えている。

特別技術訓練部門は、保健物理、専門技術について、契約した講師が教えている。

技術トレーニング支援部門は、シミュレータのソフトウェアエンジニアと総務担当から構成されている。

体制図には記載がないが、その他にシミュレータのハードウェアの担当2名とローカルエリアネットワークの担当2名が契約社員として業務を行っている。

NRC本部の専門的育成情報管理部門では、技術以外のリーダーシップや検査官の面接テクニックの教育と技術分野を含めての教育プログラム(新卒者の教育)を行っている。

(2)NRCTレーニンクセンターの概要

スタッフ 29名

予算 400万ドル(人件費を含まない)・・・オペレーションと施設の予算

施設 教室 5部屋

シミュレータ 4基(WH、GE、B&W、CE)

ハードウェア訓練施設 (発電所の機器を実際に見る)

・・・新卒者は設備を見たことがないため、構造、作動原理等を理解する目的で利用する。本トレーニングセンターでは分解訓練はしない。分解訓練は、WH等の施設を活用して実施する。

ビデオ、マルチメディア、NRCウェブサイト(技術文書、法令等へのアクセス)

(3)各トレーニングカリキュラム

a)原子炉技術研修

原子炉技術研修は、シミュレータ訓練と座学で構成されている。研修内容は、系統設計、運転、規制について教える。その過程でどのようにして発電所の状態を観察すればいいかについて学ぶ。シミュレータ訓練においては、運転員となることを目指して教育が行われるのではなく、制御盤に表示される警報、指示計の情報を確認することにより、設備の不具合や不適切な行

為を認識できる能力を身につけることが訓練目的である。

受講者は、常駐検査官(ジェネラリスト)と地方局検査官(スペシャリスト)、本部のトラブル指揮者、オペレータライセンスを付与する人等である。

フルコース(WH、GE)、クロストレーニングコース(B&W、CE)、リフレッシュコース等がある。フルコースはWH、GEのどちらか一方についてまず7週間程度かけて行う。クロストレーニングコースはフルコースを受講した者を対象に行う。その後、3年毎にリフレッシュコースを行う。これらのコースの他にOJT、セミナーの受講、自己学習がある。

b) 特別技術訓練研修

リスクアセスメントトレーニングでは、10~12種類のコースがある。新しく採用された人も基本から学ぶ。

エンジニアリングサポートトレーニングでは、電動弁、DG、溶接等のトレーニングを行う。特別な施設が必要な場合は、例えば、電動弁の分解、組み立て、リミット調整等は別の施設を実施している。

保健物理トレーニングでは、特別な機器が必要なために契約講師により実施している。また、RIの取り扱いについては外部講習を活用している。

核物質防護トレーニングでは、発電所の防護や核物質のモニタリングを研修している。

規制スキルトレーニングでは、原因の究明、検査活動、フィールドテクニックについて1週間のコースがある。シナリオに沿って実際に活動を実施してみる。資格を得るためにはOJTに加えて行う必要がある。

c) 技術サポートチームによる研修支援

シミュレータの管理では、メンテナンスは発電所のシミュレータと同様ではない。業界における変化を加えることは実施する。シミュレータは非常に古く。指示計、記録計等は壊れた場合、新しいものに置き換える。(もとの状態には戻さない。)

設備、建物、コンピュータ等の管理や出張、環境の保持、生徒の登録、コミュニケーション等の業務を行っている。

(3) まとめ

新設プラントへの対応するための訓練プログラムが重要である。将来への計画が大切である。スタッフの人数を増加させ、その者たちが業務が可能な人材を育成するには時間がかかる。採用計画に合わせて教育計画を立案する。訓練の改善、進化を常に図っている。スタッフの知識、スキルを把握し、マッチングを図っている。新しい教育プログラムを開発するには、ニーズを適切に把握する必要がある。教育の内容によって、外注、社内で実施する。受講者から教育終了時に意見を聞いている。また、上司からも意見を聞いている。

将来の原子力を支える人員を確保するため、大学、短大の学生へ奨励金を拠出している。また、NRCスタッフの能力向上のため、大学での研修制度もある。

2. 検査官の訓練、資格認定プログラムについて

検査官の訓練、資格認定プログラムについては IMC-1245 という文書に記載されている。その内容

は3年前に大幅に見直されている。

資格認定プログラムには、Basic と Full の2つの検査官認定プログラムがある。

(1) Basic 検査官認定プログラム

Basic 検査官認定プログラムはNRCに新たに入った者が受講する検査官の認定プログラムである。このプログラムでは自己学習とOJTが主体である。また、サイトアクセスの学習をする。エスコートなしで検査が行えるよう放射線管理技術を学ぶ。検査官の要求事項を学ぶためのセミナーもある。このセミナーは地方局のマネージャーが研修の講師を行う。

この研修は6ヶ月から1年程度の期間を用いて、仕事をしながら研修を行う。

この研修を終わると、検査官としての必要な知識を把握したものとして、Basic Inspector 資格が得られる。これにより、スーパーバイザーが付いて検査ができることになる。(1人では検査はできない。)

(2) Full 検査官認定プログラム

Basic Inspector 資格者はその後、Full Inspector 資格を得るために、次の3つのコースを全て受講することが必要である。

a) 個人と対外折衝訓練

効果的なコミュニケーションの習得、情報収集の方法、メディア対応方法等について訓練する。

b) 一般的知識の高度化

検査運営方法、検査のフィールドテクニック、根本原因分析について、自己学習とOJTで学習する。

c) 技術の高度化

運転管理、エンジニアリング、保健物理、核物質防護、原子炉の調査分析等の10項目の専門研修項目がある。そのうち運転管理については全員が受講する。運転管理の訓練は自己学習、OJTを含んで1200時間(30週)研修を実施する。

Full Inspector 資格を得るために2年くらい必要である。それ以上の人も中にはいる。2時間の口頭質疑への回答がある。その結果地方局から資格が認定され、1人で検査が可能になる。

3年単位でその後、リフレッシュ研修を行っている。

6. 質疑応答:

1. NRCにおける訓練、人材育成プログラム

1) 原子炉技術研修のフルコース用のテキストはどのようなものか？

→ テキストがある。スペックについてはWHの教材を使用している。

2) トレーニングセンターの施設の稼働率は？

→ WHシリーズでは、ふつう24人位がきている。24人を1グループ6人の4グループ編成し、交替で約2週間の訓練を実施する。昨年はこのコースが 11 回あったので、 $2W \times 11 \text{ 回} = 22W$ (稼働率約 42%) であった。

3) フルスケールシミュレータではなくコンパクトシミュレータの場合の効果は？

→ コンセプトの理解はできるが、中央盤の観察訓練が難しい。PCシミュレータの場合は実機を使って訓練を補う必要がある。

4) 学生への奨学資金について教えて欲しい。

→ 新しいプログラムなので、本部で把握している。大学と連携し、助成金を出すこともある。

5) 日本でも検査官用の研修所を作る予定である。それについてどう考えるか。

→ 10年前にロシア、ウクライナの人々も研修施設を整備したと聞いている。NRCでも以前はベンダーと契約してトレーニングしていたが、規制としての研修が不十分と考え、直接研修を行うことにした。なお、WH、GEは設備の弱点について教えてくれない。

6) 建設費はどの程度か。

→ WH 75万ドル、GE 25万ドル、CE、B&Wは不明。発電所の建設が中止となったことから発電所の訓練用として製作されたシミュレータが不要となったものを安く購入した。

7) 教育のスタートはいつか。

→ 1974年に原子炉技術のコースをスタートした。

8) ソフト関係の訓練は本部所掌であるが、決まったコースはあるのか。

→ 常駐検査官は出張が多い。本部、訓練センター、外部研修等。全ての研修を訓練センターで行っているわけではない。地方や本部の事務所で講習のニーズがあれば、訓練センターから出向いて講義を行うこともある。

2. 検査官の訓練、資格認定プログラムについて

1) 建設プラントの検査についてもこの資格があれば対応できるのか。

→ コンクリートの検査、NDI、溶接、電気設備等の特別の訓練が必要である。運転段階になれば、運転管理の検査官を派遣する。

2) Basic Inspector 資格 以上の資格者は何人いるのか。

→ はっきりわからないが、400～500人程度いる。スーパーバイザーや管理者になっている人もいる。現在、取得のために訓練を実施している人が150人～200人程度いる。サイトには200人の検査官がいる。

3) 今、350人追加採用しているがその人たちの訓練はどうしているか。

→ ほとんどの人は新設プラントの調査のために雇用している。ほとんどの人は本部で訓練を行っている。こちらで訓練するより、出向いて訓練した方が合理的であることから、本部で訓練を行うこ

ととなると思われる。

4) 自己学習は勤務時間内に行うのか。

→ 1200時間の運転管理の研修は就業中の時間を使って行うことになる。学習方法(終了時間、目的、質問等)は定められておりそれに従って実施する。場合によっては現場で学習するのが効果的なものもある。

5) インストラクターはどのようにして育てるのか。

→ バックグラウンドが必要である。オペレーションのライセンスや講師の経験がある人を採用している。講師の経験がない人は、同僚の講師が支援している。

6) 検査官には何か特別な地位があるのか。

→ 資格がある。仕事をするために必要である。サイトの人には年6000ドルの手当てがでる。現在は7年で移動することになっている。(以前は3年程度)

7) リフレッシュトレーニングで事業者からのクレーム等は反映するのか。

→ 今は実施していないが実施したほうが良いと思う。訓練内容は適宜見直しを行っている。将来はオンラインで受講者からフィードバックをもらいたいと考えている。

8) 根本原因分析の研修はどのようにして実施しているか。

→ 契約をお願いしている。

9) 根本原因分析の研修ではケーススタディを行うのか。

→ 15人くらいのコースで基本的なテクニックを紹介する。数人(3~4人)のグループでケーススタディを行う。

10) ユーザーの活動を妨げない態度をどの様にして教育しているか。

→ 検査技術として教えている。コースの情報はCDでお渡しする。

11) 安全文化についてはどうしているか。

→ 新しいコースをつくることはしない。検査官が頭に入れておくことが大事であり、検査官の活動の中に取り込んでいる。

以上

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成18年7月12日(水) 9:00 ~ 12:00

2.場所:

Hatch発電所(Southern Nuclear Company SNC)

3.出席者:

【訪問先名】

Mr. Dennis Madison氏(発電所長)

Mr. Steve Grantham(運転教育のスーパーバイザ)

Mr. John Twibell(RCM関係のシニアエンジニア)

Mr. Jeff Graves(メンテナンス関係のシニアエンジニア)

Mr. Rick Godby(デイリースケジュールのスーパーバイザ)

Mr. Matt Hulett(エンジニアサポート関係), Mr. Larry Ellgass(エンジニアサポート関係)

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 小林(東京電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),

Ms. Mariko GREEN(通訳), 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

資料1 EDWIN I. HATCH JSME Visit

(Overview of Hatch)

資料2 Implementation of Equipment Reliability

(Implementation of RCM & Condition Based Maintenance)

資料3 JSME Visit to Plant E. I. HATCH July 12, 2006

(On-Line Maintenance)

資料4 Maintenance Rule

(NRC Maintenance Rule)

5.議事概要:

(0)オープニング

- ・ Mr. Dennis Madison氏(発電所長)の挨拶、水町団長の挨拶及び調査趣旨の説明。

(1) Hatch発電所の概要 –Mr. Steve Grantham(運転教育のスーパーバイザ)–

- ・ SNC社は3つのプラントを所有している。HatchはGE設計のBWRで924MWeの出力。
- ・ 1号は1975年に運転開始, 2号は1979年に運転開始した。
- ・ 両プラントとも20年間の運転延長を取得済み。
- ・ フルタイムで働く社員は800名強。(定検以外はContractor(外部委託)はなし)
- ・ 設備信頼性を管理する部門が新たに設置された。
- ・ INPOより1等級のプラントと高い評価を受けた。
- ・ Major Issues Listにはメンテナンス関係が多く, OLMが多い。

(2) –1 RCMの実施 –Mr. John Twibell(RCM関係のシニアエンジニア)–

- ・ RCM(HatchではEquipment Reliability ERと呼称)は, 2002年からAP-913をベースにして開始。発電所向けに改良を加えている。
- ・ ERプロセスが機能する為には次の2つが重要。
 - クリティカル機器の範囲を定義。(STEP1)
 - PMテンプレートを作成する。(STEP2)
- ・ STEP1<スコーピングとクリティカル機器の認定>
 - 2003年に全ての主要な機器を機能によるグループ化(Functional Equipment Group FEG)した。
 - システムと関連して機器グループ(FEG)がサポートする機能をFEG Basisとして表し, この機能はFEGに含まれるそれぞれの機器の重要度を決定するために使われた。この決定をFID(Functional Importance Determination)という。
 - FIDは”Criticality”, ”Service Condition”, ”Duty Cycle”の3つのカテゴリーに分類。
 - STEP1の初期整備に, 合計10万(2ユニット分の約80%)の機器について10人で6ヶ月を要した。オペレーション関係者(80%)とシニアレベルのエンジニア(20%)。
- ・ STEP2<PM Basisの開発>
 - 2段階のアプローチがあり, 本社のコンポーネントエンジニアが機器のPMテンプレートを開発, 発電所のエンジニアが機器レベルのPM Basisを開発する。
 - MO(Maintenance Optimization)プロセスのトップレベルはEPRIのテンプレートと似ており, これをBID(Background Information Document)と称している。
 - BIDは本社で開発され, それを各発電所で分析し改良を加える。このBIDを許可するために「予備的ミーティング」と「チャレンジミーティング」を行う。
 - 予備的ミーティングではMO分析やPM Basis等の各部門の代表が集まって実施。最適なPM戦略が許可された後, MO分析をする人がサイトに行って評価。例えば保守履歴,

コミットメント, 運転経験, 業界情報, ベンダー情報等を入手しPMの適用可否を協議。

- チャレンジミーティングでは, さらに洗練させて使えるものに仕上げていく。ここからPMの変更, デザインの変更をやっていく。

(2) -2 CBMの実施 -Mr. Jeff Graves(メンテナンス関係のシニアエンジニア)-

- ・ 使用しているCBMは, 振動解析, 油分析, 赤外線サーモ, モータ診断, 超音波/音響分析。
- ・ メンテナンスエンジニア部門がPdM(Predictive Maintenance)を担当。コーディネータがおり月毎に機器の状態を報告。
 - メンバーは6人のエンジニアと, 2人のテクニシャン。テクニシャンがデータ収集する。
 - 公的資格は不要だが, トレーニングは必要。クロストレーニングを実施している。
- ・ CBMプログラムはオペレーション部門とエンジニア部門のサポートを受ける。
 - オペレーション部門で振動, 流量, 圧力を含むインサービス・テストのデータ採取。
 - システムエンジニアは機器のパフォーマンスをモニタしデータ採取。
 - 少なくとも年に1回, 機器の健全性を確認するために, システムエンジニアが主要機器のPdMとパフォーマンスデータをレビュー。(ポンプは10年に1回PMをしてオーバーホール)
- ・ 主要な機器については100%モニタリングしており, 30%の主要機器がCBMのみに基づきオーバーホールしている。70%はTBMを実施。PMをやらないのはいつもデータをとっている機器。
- ・ モニタリングされている機器の80%がCBMに基づき手入れされている。(残り20%はPM)
- ・ CBM関連(振動や油分析結果)の閾値は, ハッチ発電所の経験, 一般産業ガイド, メーカー推奨に基づきメンテナンスエンジニア部門が決める。閾値は将来の変更に対応できるように採用。

(3) OLMの概要 -Mr. Rick Godby(デイリースケジュールのスーパーバイザー)-

- ・ OLMは運転開始以降で, 安全系, 非安全系の両方の機器で実施。また, MR対象となるリスク上重要な機器でも実施。年々, OLMの範囲は拡大し, OLMプロセスも進化している。
- ・ OLMを実施前に注意すべき点は, 「原子力安全リスク」, 「人員の安全性」, 「リソースの有効性(適任者, パーツ・材料・道具・機器)」である。
- ・ 原子力安全リスクについては, 規制要求事項である「AOT」, 「LCOで取るべき措置」, 「AOTを満足できないときの措置」について評価すること。また, リスクモデルに基づいて全体的なプラントリスクを評価すること。
- ・ 人員の安全性については, 労働者が作業中にエネルギー源から離れているか, また作業エリアの環境を考慮すること。加えて労働者の保護として遮へい, 落下防止, 防護服等を考慮。
- ・ リソースの有効性については, OLMの適任者が確保できているか。いなければ外部委託もしくはベンダーが確保できるか。パーツ, 材料, 道具と機器等, 必要なものを確保すること。
- ・ 計画外メンテナンスのプログラムへの組み込みについては, フローチャートで判断。
 - 機器のトラブルを発見した場合, 運転上重要な場合は当直長がアクション。それ以外は, 毎朝のEquipment Review Committeeで優先順位等を判断。21日以内にアクションが必要な場合はFINチームで対応。(対応できないものは別にOLMスケジュールを立案)

(4)－1 Maintenance Rule －Mr. Matt Hulett(エンジニアサポート関係)－

- ・ MRはNRCがパフォーマンスベースで初めて出した規制。パフォーマンスベースはこういう結果を望んでいるということであり、そのためにどうしろとまでは言っていない。MRは7センテンスしかないが、ガイドラインは100ページを超す。
- ・ 事業者はMRを実施するためのプログラムを作成。プログラムには①スコーピング、②機能の重要度(リスク)評価、③パフォーマンスのモニタリング計画が必要である。
- ・ 組織としては、技術サポート(PSAグループ)、エンジニアリングサポート、オペレーション、ワークコントロール、保守部門の人たちがチームとして実施。PSAグループ以外は発電所組織。
- ・ GL88-20によって要求されるPSA評価に対応するため、IPE(Individual Plant Examination)を実施。プラント個々のアセスメントとなる。
- ・ リスク重要度については、RAW(Risk Achievement Worth)、RRW(Risk Reduction Worth)の2つの方法で判断する。普通はRAWで評価する。
- ・ MRの要求事項として①範囲決定、②リスク重要性決定、③パフォーマンスクライテリア策定、④モニタリングしクライテリアに照合、⑤クライテリアに合致しない場合の処置、⑥メンテナンス前にリスク評価(OLMか停止中保守か判断)、⑦24ヶ月ごとにプログラムを見直し、その結果をNRCに提出。
- ・ スコーピングはファンクションによって決められており、142ファンクションがインスコープ(合計256ファンクション)で、そのうちリスク重要度のあるものが57ある。
- ・ スコーピングは、各部門から集めた7名の会議体(専門家パネル)で実施する。スコープに入ったものについては、PSAの結果を使う。

(4)－2 実施中のプロセスについて －Mr. Larry Ellgass(エンジニアサポート関係)－

- ・ インスコープのファンクションはパフォーマンスをモニタするためのクライテリア(Availability, Reliability, MPFF, 出力低下, 原子炉スクラム, など)を設定する必要がある。
- ・ 専門家パネルによる評価結果(スコーピングのレビュー、モニタリングプラン)はマニュアルに反映。
- ・ 通常システムエンジニアがモニタリングを行いパフォーマンスに対して判断を行う。各発電所はこれらの活動に責任を持つMRコーディネータを設置。要求されるパフォーマンスに合致しなければ追加措置が必要。
- ・ 3発電所においてシステム健全性報告/四半期, MR報告/月, CA報告/週が必要。
- ・ メンテナンス手順の改訂では、各エンジニアが業界の経験(例えば, RHR, 水素滞留問題等)も活かしてレビューする。(業界の経験を見極めるのは最も難しい)
- ・ プラントや手順の変更は、規制の適合性についてスクリーニングする必要あり。10CFR50.59のプロセスでスクリーニングを通過したものだけがNRCの承認が必要。スクリーニングを通過するのは極少数。

6. 質疑応答:

(1) 発電所の概要

- 1) 毎月末のOLMタスク残件数を目標設定(OLM(Elective)は750件以下、OLM(CM)は90件以下に目標設定)しPIとして測定。NRCの規制に関係ないPIだが常駐検査官にも見せているのか？
→ 見せている。

(2) -1 RCMの実施

- 1) FEGに関して、着目する機能に関係する機器は全て同じグループに入れているのか？
→ 機器喪失に至らせるものは全て含む。例えばしゃ断器、計装品や冷却塔等までも含んでいる。
- 2) FEGの中で、電源のようにすぐに系統ダウンにつながる機器と、クーラーのように系統ダウンまでタイムラグがあるものがあるが、どう分けているのか。
→ グループ化してスコーピングのプロセスでやる。
- 3) MOに関して、チャレンジミーティングに出席する人はどのような人か？
→ 予備的ミーティングと同じく、サイトの各部門の代表者となる。
- 4) STEP2に掛かる人工数はどれくらいか？ 機器分類とは別の人か？ かけた時間は？
→ MOアナリスト12名が36の機器タイプに対して実施。スコーピングとMOで1年を要した。
- 5) 2002年のRCM導入前はどんなアプローチをやっていたか？
→ ベンダーの推奨や経験、ノウハウに基づきPMを実施していたが、文書化されていなかった。
- 6) 機器は10万機器だが、FEGはいくつあるか？
→ 1つのシステムごとにGrがある。数はたくさんあり分からない。
- 7) RCMをどのように改善していくのか。
→ ソフトを開発してこの環境で実行できるようにする。1年に2つの機器Grをやる。初期整備した36個分は既に終了している。フィードバックプロセスもあり微調整も可能。
- 8) どんなソフトを使用しているのか？
→ インサートキーソリューションズ社を考えている。原子力関係で50%のシェアがある。
- 9) 2002年にRCMを導入した時に大きな混乱、業務量増加はなかったか？
→ 仕事量は増加したが、上級管理職の方で人材を増やし、足りない部分は外部委託とした。委託社員は方法を立案し、自分たちの手でやるのがコスト低下になり内容把握にもなる。
- 10) STEP1の整備では、オペレーション部門の人を中心にして、エンジニアリング部門にもオペレーション経験者を入れているが、そのメリットは？
→ スコーピングの場合はオペレーション部門の方がシステムを熟知しているため。一方、PMテンプレートを開発する時にはエンジニアリング部門が入ってくる。

(2) -2 CBMの実施

- 1) 採取したデータは会社で持っているのか。外部とのやりとりはあるのか？
→ 発電所で持っている。問題があれば本社に見せる。
- 2) EPRIのデータと比較したり、送付したりするのか？

- 問題があれば見せるが、多くはベンダーと協議する。
- 3) CBMで発見できずトラブルとなったものはどれくらいあるか？
- 記憶にない。データのトレンドを追っており、それで検知できるので。
- 4) 油分析は所内で実施しているか？
- 所内で実施している。
- 5) 振動分析で軸受以外のトラブルを見つけたケースはあるか？
- 流体の流れに関連する問題点。
- 6) 弁はCBMでやっているか？
- MOVについて実施している。
- 7) シートリークは見つけにくいと思うが？
- ラインが断熱されており、振動分析では難しい。

(3) OLMの概要

- 1) 21日以内というのはどうやって決まるのか？
- 優先順位がある。レベル1:すぐ, レベル2:7日以内, レベル3:21日以内としている。これ以外の場合, 正規の12週間のスケジュールに組み込み, サーバランスをやって必要なアクションをとる。
- 2) FINチームは何名? ユニットごと?
- 2ユニット共通で電気2人, I&C2人, 機械2人。シフト勤務で年中無休。Tech.Spec.にミニマムメンテナンスの要員が書かれている。
- 3) FINチームの6名はどれくらいの時間で交代するか？
- 12時間で交代。5チームで日直, 夜勤, 休日, 訓練。
- 4) Tech.Spec.に決められているAOTの半分でメンテナンスするのが普通だが, ハッチもそうか？
- そのとおり。半分かそれ以下としており, 例えば72hrと36hr以下。
- 5) Equipment Review Committeeの構成員は？
- オペレーション, メンテナンスエンジニアリング, システムエンジニアリング, 化学, FIN, メンテナンスの代表の6人。月～金まで毎日開催するが, 月曜日は審議案件が多い。
- 6) OLMを実施する人の要件, 資格は？
- INPOで認定された所内訓練プログラムのコースを受講した人。それぞれの分野でトレーナがいるので1年間で3～4週間のトレーニングを受講し資格取得する。
- 7) 通常のOLMの人数は？
- FINチームとは別に機械40人, 電気30人, 計装30～35人。
- 8) OLMの計画, 見直しの間隔は？
- 12週間のプロセスで実施。
- 9) リスク管理方法として1週間ごとにトレイン分けし評価しているが, それ以外のリスク管理の方法は考えられないか？
- 機器のあるものは多重化されていて, 例えば1トレインを7日間でサービスに戻す必要があるのが普通は3日ぐらいでやる。しかし, 例えばブースタポンプは一つのユニットでは3基あり2基作

動すればよいのでOLMができるが、もう一つのユニットでは2基しかないのでOLMができない。

10) OLMで労働条件があったが、メンテナンス対象機器の周囲に高エネルギーの配管がある場合、当該配管が健全であることを確認(メンテナンス記録を確認)する条件があるか。

→ OLMは適切に隔離ができる場合に実施。高エネルギーの配管がありリスクが高いと判断すれば線量や環境が不可となるのでオフラインで保全実施。また計画の際にリスクを考慮するが作業員自らがよく注意する必要がある。大きな補修はレビュー委員会で審議するが、労働安全も審議事項。

11) レビューした結果、作業を止めたものがあるか？

→ Yes. 高線量エリア、高温エリアでの作業を取りやめることあり。

12) Equipment Review Committeeの決定プロセスは、多数決、または委員長決定か？

→ どうしても全員で合意できない場合はオペレーション関係のトップの決断による。

(4) Maintenance Rule

1) 水素滞留問題の時はどう変更したのか？

→ 規制対応はなかった。システムのモニタを変更した。RHRの運転手順を変更して対応した。

2) スクリーニングの中身は？ツールはSNC独自のものか、またはINPOの標準的なものか？

→ INPOの内容は多くない。NEI 96-07 Industry Guidanceがスクリーニングに対する質問を細かく網羅。これを自分達の現場で使えるようにアレンジ。手順の中にチェックリストがあり、安全に関わる変更があれば書き込む。

3) モニタリングは具体的に誰がどのような内容を実施しているのか？

→ 毎月システムエンジニアがモニタリングシクリテリアに合致しているか否かを報告する。要は機能を遂行できているかどうかであり、リスクを下げるためにクライテリアが設定されていなければならない。

4) クライテリアは何件ぐらいあるか？

→ 142のファンクションをモニタしなければならないが、このためにクライテリアがある。ほとんどのファンクションがAvailabilityとReliability以下の2つのクライテリアを持っている。

5) クライテリアの典型的な種別として信頼性や有効性が挙げられているがこれが全てか？

→ 全てではない。各ファンクションについてのパフォーマンスクライテリアを与えている。

6) MPFF (Maintenance Preventable Function Failure)とは何か？

→ 事前に保修をすれば発生しなかった不具合、または適正な保修をしなかったため、設計不良のため、新部品の試験不十分なために発生した不具合。

7) 他の発電所を参考にしてMRスコーピングを見直すことはしないのか？

→ 1996年以降NRCがベースラインを作るため全ての発電所に出向きタイプ分けを行い、情報収集、比較を行った。スコーピングが違う場合には、NRCから事業者にリコメンドした。

8) 定義したファンクションが142あるがFEGと対応しているのか？

→ 典型的には、FEGがこのファンクションから更に細分化している。

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 12 日(水) 13:00 ~ 16:00

2.場所:

SNC(Southern Nuclear Operating Company)
Hatch 発電所 flow Loop Building Classroom 201

3.出席者:

【Hatch NPS】

- 1)Rick Godby, Daily Scheduling Supervisor
- 2)Keith Fry, Sr. Engineer
- 3)Sonny Koski, Sr. Engineer
- 4)Jim Dixon, Health Physics Manager
- 5)Douglas Simpkins, NRC Senior Resident Inspector

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 小林(東京電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),
Ms. Mariko GREEN(通訳:7/10-12), 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

- 1) Surveillance Interval Extensions
- 2) Response to NRC Inspectors
- 3) Third party Inspectors
- 4) Radiation Protection During Plant Maintenance

5.議事概要:

5.1 Surveillance Interval Extensions (Rick Godby, Daily Scheduling Supervisor)

計画停止時のサーベイランステストインターバルを18ヶ月から、現行の24ヶ月燃料取替サイクルに延長する際に NRC に提出した緩和依頼(Relief Request)について説明があった。

- 1) インターバルの延長について NRC への緩和依頼(Relief Request)はプロシジャーに従って行う。具体的には GL91-04 に基づいて、NRC に資料を提出。Hatch1,2 については、2001 年に提出した。
- 2) 緩和依頼は次の 4 項目についての評価が必要である。
 - Surveillances
 - Logic System Functional Test
 - Instrument calibrations
 - Equipment Testing
- 3) インターバルの延長についての妥当性を示すため、これまでの履歴データをレビューし、機器の信頼性を実証することが必要である。たとえば、計測器のキャリブレーションについては、過去 10 年間のデータをレビューし、
 - ・ ごく稀な場合を除き、計器ドリフトが許容範囲を超えていない
 - ・ 各計器の型式と適用先ごとに計器ドリフトの値が示されている
 - ・ 30ヶ月の期間の計器ドリフトの大きさが示されている
 - ・ 計器ドリフトの予測誤差とセットポイント解析で用いられている値との比較がなされている
 - ・ 計器ドリフトによる予測計測誤差がプラントを安全に停止するためのプラントパラメータの管理上許容出来る
 - ・ セットポイントと安全解析のための全ての条件と仮定がチェックされ、プラント手順書の許容基準に反映されていることを確認する必要がある。
- 4) NRC に緩和依頼を提出した時の妥当性評価に加え、Hatch では自主的に下記を推進中である。
 - ・ メンテナンスルールプログラムの1つとして、機器の安全機能に影響するような故障のトレンド分析
 - ・ 24ヶ月を超えるサーベイランス試験の as-found および as-left キャリブレーションデータの記録
 - ・ as-found データが許容値を超えた場合、周期を延ばすための仮定がなお有効であるか評価を行

う

- 5) インターバルを延長する場合、延長分に対応した期間については実績データがないが、その場合は机上評価でOKとなっている。
- 6) As found data base は系統、構造物及び機器の履歴について管理している。このとき、GLガイダンスがあり、業界として共有している。
- 7) わが国でインターバルの延長に際して課題と考えられる計器のドリフト、主蒸気逃がし安全弁 (SRV)、原子炉格納容器について、情報の提供を依頼した。

5.2 Response to NRC Inspectors (Keith Fry, Sr. Engineer)

NRC の ROP の概要と 2005, 2006 年の検査結果の概要、および予め依頼した質問状の回答について説明があった。また、13:30 から 16:00 の間、NRC 常駐検査官 (R.I) の Douglas Simpkins 氏が会議に同席し、質問に答えてくれた。

1) ROP の概要と 2005, 2006 年の検査結果の概要

- ・ 2006 年第 1 四半期の PI は、緊急対応の警報・連絡システム(グレイ)以外は全て「緑」であった。
- ・ 2006 年の NRC 検査予定は、4月から10月にかけて3年毎の防火検査、機器設計検査、緊急計画検査、ISFSI,放射線防護基本検査、運転員の再認定検査が予定されている。
- ・ 2006 年 4 月 12 日に、2005 年度評価結果について公衆説明会が実施された。全てのコーナーストーンは満足され、緊急計画に1つ「白」の検査結果があったが、それ以外の検査結果およびPIは全て「緑」であった。SNC(Southern Nuclear Operating Company)は公衆の健康と安全を確保するよう Hatch を運転していることが示された。

2) 機械学会の事前質問への回答

- ・ NRC 検査官に対応するための特別なスタッフはいるか？
－Yes。NRC の検査官に対応するため、所内のスタッフでチームリーダーとサポートメンバーからなるチームを作っている。チームは検査内容に通じたスタッフで構成する。なお、検査の大半は基本検査である。
- ・ 常駐検査官が SNC 内部の会議に出席することでプレッシャを感じることは無いか？
－無い。NRC の RI は、SNC プラントのいかなる打ち合わせにも出席でき、しばしば出席しているが、それにより圧力を感じたことは無い。Event Investigation の時には、SNC チームから厳しい質問があり、回答には周到な議論が必要で、NRC RI はこのような会議にも出席するが、これまで問題が生じたことは無い。
- ・ NRC RI の意見が合理的でないと思った時に、自分たちの意見を率直に NRC RI に申し出て

いるか？

—Yes。全ての事実と結論が正しいものであることを会社と公衆に示すことは、我々従業員の責務である。NRC の検査の際には、NRC と常時会話し、お互いの立場の理解を確認するようにしている。

- ・ 全ての文書は NRC に見せているのか？NRC 検査官のために要約版を準備したりするのか？

—No。全てのプラント文書を見せたり、提供することは無い。しかし、NRC は全ての文書をレビューコピーをとることは可能である。通常、検査の際にはNRCはプラントデータや文書を求め、我々はそれらを提示している。

5.3 Third party Inspectors (Sonny Koski, Sr. Engineer)

NRC 検査官以外の第 3 者検査官(ANII, ANI)の状況について説明を受けた。

- 1) ANII (Authorized Nuclear Inservice Inspector)は、ASME Sec XI の ISI 規定で要求されている。
ANI (Authorized Nuclear Inspector)は、種々の建設規格で要求されている。は、Hatch では建設規格として、ASME Sec III, B31.7, B31.1 がミックスして使われている。
IST を規定した ASME O&M では ANII は要求されていない。
SNC は、第 3 者検査官 (ANII/ANI)として HSB 社と契約している。
- 2) 通常運転中および停止期間中、1 名の ANII が現地に駐在し、Sec XI で要求される活動のレビューや Sec XI の範囲の溶接をレビューしている。立会いが必要な場合には立会いをする。
- 3) 試験検査を行う現地検査員は Sec XI に従って資格認定・承認される。ANII は、実施した検査結果をレビューする。

5.4 Radiation Protection During Plant Maintenance (Jim Dixon, Health Physics Manager)

プラント保全中の放射線防護に関して、各種のソースターム低減方策及び被ばく低減方策への取組みについて説明を受けた。

- 1) ハッチ発電所における被ばく低減方策
 - ・ ソースタームの低減
 - ・ 貴金属コーティング、亜鉛注入、超音波燃料クリーニングなど、システムの線量を低下させる方策の検討
 - ・ ソースタームを増加させないような機器の購入手順の確立
 - ・ 微粒子を除去するレジンベッド技術
- 2) 工学的な管理
 - ・ 恒久的な遮へい—長いリードタイムと大規模な工学的関与が必要。

- ・ 仮設の遮へいー工学的な関与や短期間での適用が可能。比較的速やかな変更が可。
2万ポンドの鉛遮へいを設置。

- ・ 系統の洗浄ー計画のプロセスを踏まえて実施。

3) 従業員の訓練

- ・ いくつかの規定に基づく模擬訓練の実施
- ・ ALARA提案プログラム(ALARA Suggestion Program)
- ・ 放射線情報システム(Radiological Information System)の利用
- ・ IPIXフォトグラフィーの利用
ーパソコン上で作業現場を360度にわたって視覚的に確認できるツール。

4) 管理者のオーナーシップの重要性

- ・ 全てのチームが線量率を低減する方法を継続して探すことが必要。
- ・ 計画のプロセス
- ・ プラントのALARA検討委員会(Plant ALARA Review Committees)
- ・ Senior Plant Management direction

5) 各種保全方式に対する被ばく量の増減は、基本的に以下のとおり。

- ・ RCM: 詳細な計画により、被ばく量が減少する方向
- ・ CBM: 問題を早期に発見できることから被ばく量は減少する方向
- ・ OLM: いろいろな選択肢を検討する必要がある、場合によっては被ばく線量が増加することもある。このとき、停止中の保全実施に伴う停止期間の延長と被ばく低減の関係についても考慮する必要がある。

6) ALARAプログラムの確立

- ・ 被ばく線量によりカラーコード化したリスクベースの放射線作業許可システム(Risk based Radiation Work Permit system)を運用。
 - 緑色: 低レベル
 - 黄色: 中間レベル
 - 赤色: 高レベル
- ・ ALARAの指示は手順上決めた限度を越すような活動に対して実施
- ・ 問題を明確にし、被ばくにチャレンジするための詳細な計画の立案
- ・ エリアのウォークダウンの実施

1人ーレムを越すような活動に対するALARA検討会議(ALARA review meeting)の関与

6. 質疑応答:

6.1 Surveillance Interval Extensions

Q1: インターバルを延長する場合、延長分に対応した期間については実績データがないが、その場

合、評価だけでOKか？

－Yes。例えば18ヶ月までの実績データと仮定に基づく評価でOK。なお、延長分については、事後、実績データに基づき評価の妥当性を確認する。

Q2; As found data base の扱いはどうしているのか？

－系統、構造物及び機器の履歴について管理している。このとき、GLガイダンスがあり、業界として共有している。

Q3; 今回の説明が計器のドリフトを中心としたものであるが、インターバルを変更したのは計器のドリフトだけか？

－計器のドリフトだけではなく、サーベイランステストやロジック系機能試験など、他にもある。

Q4; 主蒸気逃がし安全弁(SRV)の場合、インターバル延長に際してどのような評価をしたのか？

－24ヶ月へのインターバル延長に際しての評価は、業界、EPRIと情報の共有を行い、EPRIの手法も使って実施した。この時、他プラントのデータも使った。

Q4'; 実際の評価を見せていただけるか？

－eメールで送付する。

Q5; わが国ではインターバルの延長に際して、計器のドリフト、SRV、原子炉格納容器について課題があると認識している。これらのものについて、あとで結構なので貴発電所でどうしているかご教示願いたい。

－SRVについては機械式と電気式がある。当社は電気式であり信頼性が高い。

6.2 Response to NRC Inspectors

13:30 から 16:00 の間、NRC 常駐検査官(R.I)の Douglas Simpkins 氏が会議に同席し、質問に答えてくれた。

Q1; 事業者の会議に NRC RI はどの位の頻度で出席しているのか？

- － RI はサイトに 2 人いる。毎日のミーティングに 1 人は必ず出る。
 - ・ サーベイランスが必要なとき、予備打ち合わせに 1 人出る。
 - ・ CAP 会議には、週に 2-3 回出る。いろいろな部門の会議に出る。
 - ・ 2 人しかいないので、全ての打ち合わせに出席することは不可能。
 - ・ 発電所の幹部とは、2 週間に 1 回は会い、意見交換をする。
 - ・ コントロールルームには毎日必ず行く。

Q2; SALP の時には NRC と事業者は対立していたが、今は蜜月関係に見えるがどうか？

- － 2000 年に SALP が無くなり、ROP になった。両者は全然異なるプログラムである。
 - ・ 今は、Web Site で検査の指摘事項や検査官、発電所の対応が全て公開されている。
 - ・ 決して蜜月関係ではない。各々の立場を尊重し協力関係でやっている。

Q3; ROP で数値でなく Engineering Judge をする場合に検査官としてどうしているか？

- ー・検査官として何を見るべきかが重要。リスクに関係するものを見る。例えば、水化学は対象外、HPCI は対象。

Q4; all green で 1800 時間の基本検査のみを行う場合、RI の判断で検査内容を変えることは可能か？

- ー・基本検査の時間にはある幅がある。Regional Office にお伺いを立て OK なら他の検査も出来る。

Q5; (SNC への質問)チームリーダー＝専門家、RI＝generalist で、ある分野に関し RI から多くの質問が出て対応に困ったことは無いか？

- ー(SNC 回答)NRC の検査官が PRA の専門家で、チームリーダーが詳しくない場合には PRA の専門家を呼んできて対応してもらう。

Q6; White finding が出たときの対応

- ーRegion の専門家の助けを借りて判断したこともある。

Q7; 検査官のバックグラウンド(電機、機械、等)によって基本検査の内容に差が出ないか？

- ・ ー・私(Douglas Simpkins)は、電気専攻で、ターキーポイントの運転、フロリダ大学で危険物・環境の修士等の経験がある。もう 1 人のRIは機械の専門なので、お互いの経験を組み合わせることによりよい効果をあげている。

Q8; NRCが要求すれば文書は見せるとのことだが、コンピュータのデータはどうか？

ー・毎日の業務状況を説明すれば分かってもらえると思う。

- ・ 朝6:00出勤、事業者から提供された 2 台のコンピュータをチェックする。運転ログ、コンディションレポートにアクセスする。Daily Status, Risk Profile にもアクセスし、2 人でレビューし意見交換する。(7:30 まで)
- ・ 7:30 からミーティングに出席。
- ・ 8:15 から Regional Office にTELLし、過去 24 時間の状況を報告する。
- ・ 8:45 から、2 人で今日の予定を調整する。例えば、サーベイランス試験を検査する場合には、コンピュータで Procedure, FSAR, Tech Spec.等にアクセスして内容をレビューする。
- ・ 午後は、問題の対応や、プラント内の walk down。
- ・ 就業時間は週 40 時間で、曜日によりフレキシブルに変えてもよいが、1 人はいる必要がある。土日、休日に来ることもある。自分は Senior RI なので、自分の判断で週 45-50 時間働く。

Q9; 常駐検査官として事業者の問題を指摘したような例を聞かせてほしい。

- ー 1, 2号共用となっているスイッチヤードの工事を行うときにリスク評価がされていなかった。Station Black-out に対してリスク評価を行うようコメントし実施させた。また、2号トランスの掘削に当たりリスクが示されていなかったため、重機掘削でフェンスを取ったときに、safety barrier に影響することを指摘し対応させた。

Q10; 燃料交換停止時はどうか？

- ー 夜中に燃料交換を行うときには、立ち会う。On-call 対応で、1時間前にTelをもらう。車で30分のところに住んでいるが、Outage の時には大変。

Q11; RIとしての心得

- ー 自分は経験22年、もう1人も22年以上。まず2人でよく情報・意見を交換し、それから事業者に聞く。謙虚な態度が大切。
- ー 事業者と意見が違ふときには、なぜそう考えるかを説明し、その後、相手の意見を聞く。

6.3 Third party Inspectors

Q1; ANIIが行った検査を事業者が確認するのか？

- ー そうではない。検査・判定はSNCの社員が行い、ANIIはその結果を第3者としてレビューし、verifyする。

Q2; ANIIは、定検のときだけでなく、運転中も駐在しているのか？

- ー Yes。常時必ず1名いる。運転中は週32時間(8時間x4日)で、溶接士資格認定のレビューや、定検に必要な準備等を行う。定検時には、12Hr/日x(5-6)日/週となり、人員を増やして対応している。

Q3; ANIIの資格・訓練は？

- ー HSB社がサイトに特有のトレーニングをし、certifyしている。ジョージア州ではNational Boardの資格試験は免除されている。

Q4; ANIIの活動とNRCの関係は？

- ー 資格を持ったANIIが行っている検査には、NRCは干渉しない。

Q5; プラント運転中にISIを行っているか？

- ー pressure testは殆どが運転中に行っている。Class2,3が対象。

6.4 Radiation Protection During Plant Maintenance

Q1; 停止時における被ばく線量はどれくらいか？

—平均で3mSv／人以下、最大で10mSv 程度。

日本機械学会 「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 13 日(木) 14:30 ~ 17:00

2.場所:

Marriott Bethesda North (NRC 近隣のホテル)

3.出席者:

【訪問先名】

NRC 本部

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 小林(東京電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社), Ms. Yumi KAJINO(通訳:7/13-14), 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

1 Visit of the Japan Society of Mechanical Engineers to NRC

2 REACTOR OVERSIGHT PROCESS (ROP)

3 NRC Strategy on NPP Inspections

4 Problem Identification and Resolution Inspections

5 Development of Reactor Oversight Process

6 Reactor Oversight Process

7 Baseline Inspections

8 Details of Inspectors Activities

9 Memorandum by S. Alexander

10 Risk Management Technical Specifications

11SECY-99-007 RECOMMENDATIONS FOR REACTOR OVERSIGHT PROCESS IMPROVEMENTS

注: Presentation 資料は2006年7月14日に13日/14日両日分をデジタルデータで配布受けた。

5.議事概要:

冒頭 NISA と NRC の緊密な関係につき紹介があり、まず2日間の Agenda の説明があった。Agenda は事前に調査団から連絡していた希望にそのまま応えてくれたものとなっており、7月13日はこのうち、「NPPの検査についてのNRCの方針」並びに「CAPとPI&Rについて」がカバーされた。以下NRC側の説明に準じて概要を紹介する。

司会者(*)から「Key Word は“What is the Risk Significant”である」旨紹介があり、その後 EDO NRR(原子炉規制局) Dyer 局長からの歓迎挨拶があった。

*Dr. Michael C. Cullingford

Special Assistant for Technology Policy & International Liaison
Office of Nuclear Reactor Regulation

5-1 NRR Dyer 局長の挨拶

同局長は常駐検査官も経験している米国原子力規制の事務方最高責任者であり、以下の趣旨の挨拶があった。現在の規制状況には絶大な自信が見て取れたが、同時に検査プログラムは絶えず進化させねばならないとの認識が示され、Licensees との協力により常に改善に向け努力を継続していく姿勢が示された。

今回事前照会あった Agenda はなかなか良い内容であると思った。特に米国の ROP を調査し、日本の制度設計に活用しようとする姿勢は大変評価している。また、ROP と Enforcement の関係に着目していることも見て取れた。

NRC は Rule making と Licensing/Enforcement を担当するが、Standard に従い Licensing を行い、これに基づき Enforcement を実施している。

但し常に全体の規制枠組みを考えながら対応も変えて行く必要があると考えている。NRC は今も進化中である。

特に最近では Cross Cutting issues 面でのリスク評価に重点を置いているが、NRC が Licensees からの信頼を受け続けるには、NRC 自身が適切にリスクを把握していることが必須と考えており、これに尽力している。

最後に、最善の規制には NRC と Licensees の協力が必須であると申し上げたい。この2日間十分な成果を挙げられることを祈念します。



5-2 NPP の検査についての NRC の方針

説明者: Mr. James A. Isom

Senior Reactor Operations Engineer

Reactor Inspection Branch

Division of Inspection & Regional Support

Office of Nuclear Reactor Regulation

(1) NRC の Strategic Goal(戦略的目標)

・NRC の戦略目標は以下の 5 項目であり、このうち(1-2)(1-5)は近年になって新しく追加されている。例えば SECURITY は 2001.9.11 以降の新項目だが、それまでは ROP に採り入れられていなかったものである。

- (1-1) SAFETY(安全性の確保)
- (1-2) SECURITY(安全保障の達成)
- (1-3) OPENNESS(公開性)
- (1-4) EFFECTIVENESS(実効性)
- (1-5) MANAGEMENT(卓越した管理)

・NRC の検査プログラムには、これら 5 目標の達成が組み込まれている。

・特に、SAFETY と SECURITY は、各種の検査によりその達成が担保されている。

(2) NPP 検査を実効あらしめる方策

・NPP 検査の実効性については、戦略目標の遂行状況を踏まえ、毎年度評価を受ける。

・ROP の結果、例えば 2005 年度は、

「緑」(900 件) 「白」(10 件) 「黄」(1 件)との結果となった。

これに対し、反対派からは RIC2006 の席上批判を受けている。即ち産業界が良くなったのではなく、NRC の能力低下の結果ではないかとの批判であるが、NRC は常に“Keep on Eyes trying to See”の姿勢を崩さず取り組んで行く。

・「緑」も Findings であり、問題点として指摘されたもの。指摘すれば必ず改善されるとの確信の下、NRC は ROP 開発に今も取り組んでいる。

問題点(「緑」も含め)の指摘が殆どゼロと言うのも、実効性評価の 1 手段であり、こうしたケースでは、検査プログラムに問題があるのではとの疑いを持つきっかけになる。

(3) 検査官の資格・訓練・増強

・検査官の資格認定プログラムは IMC-1245 に規定されている。

・ここには、初期訓練・資格認定要件が明示されており、認定後の再認定要件・訓練の継続等も規定されている。

・更に上記各項の実効性評価についてもこの中で規定している。

・NRC 設立初期の最大の人材供給源は海軍であった。現在では、その他政府諸機関(DOE・陸軍等)にも採用の網を拡げている。

・大学からの採用促進には Nuclear Safety Professional Development Program を設け、積極的に取り組んで

いる。

(4) 検査業務の内部評価・外部評価

・ROP の自己評価は、以下の内部文書(勿論公開されている)で規定している。

SECY-06-0074

IMC 0307

・但し定量評価は大変難しく、今後の改善のポイントと認識している。

・外部評価としては、Inspector General(NRC の監査総監で、委員会に直接報告する)並びに GAO(我が国の会計検査院に相当するが、会計面だけではなく組織運営も含めて、政府諸機関を総合的に監査する)からの評価を受けている。

(5) 外部(公衆/地方自治体)とのコミュニケーション

・NRC として、外部の利害関係者との会議を毎月開催して、情報を公開。

・NPP 単位では、ROP 結果を Web サイトに公開するとともに、毎年公開会議を開催。

・随時得られる外部からの請願/コメントも参考にしている。

最後に事前送付質問に対する回答が示された。

(6) 欧州の規制との相違点

・NRC は、運転は Licensees の責任との基本認識の下、規制に取り組んでいる。

・NRC はサイト現場に RI を常駐させており、Tech Spec の遵守状況は彼らが日常監視している。

・欧州では、規制側の指導に基づき運転が行われている観があるが、これでは Licensees 側の自主性が育まれないのではと懸念される。

・NRC は“We trust licensees, but verify them”の姿勢で規制に臨んでいる。これが大きな違いであろう。

(7) 利害関係者への無用な負担の軽減

・これこそが、ROP 開発の真の狙いである。

・Licensees の Violation(違反)は、開発以前の 1000 件/年から、昨年度には 10 件/年に激減している。

・NRC は、より現実的な規制を目指して今も努力を続けている。

・尚、10 年ほど前から、Outage Period が漸減されてきているが、各 NPP が“Stay Reliable”かについては NRC も注意を払っている。

5-3 CAP と PI&R について

説明者: Ms Serita Sanders

Reactor Operations Engineer

Inspection Program Branch

Division of Inspection & Regional Support

Office of Nuclear Reactor Regulation

(1) CAP と PI&R Inspection の関係

- NRC は、Licensees が問題解決の責任者であるとの立場である。
 - 従って、CAP(Corrective Action Program)の開発も実行も Licensees が責任を負う。
(重要でない不具合が大半を占め、書面になったもので 700～1100 件/プラント・年)
 - NRC による PI&R(Problem Identification and Resolution)検査の重要因子は RI(常駐検査官)である。
 - RI が、Licensee の CAP プロセスに入り込み、IP71152 に則り以下の活動を行う。
 - 全ての問題をスクリーニングする。
 - Licensee が適切に CAP を推進しているか検証する。
 - Licensee が Risk Significance の度を正確に認識しているか検証する。
 - 上記の日常業務以外にも次の活動を行う。
 - 半年毎の傾向分析
 - 4～7 課題を選定し、掘下げた分析を実施
 - RI 以外にも PI&R チームを派遣し、CAP の実施状況等を検証する。
- (2)PI&R チームによる NPP 検査
- 以下の目標をもって、隔年に 3～5 名の検査チームを各 NPP に派遣する。
 - CAP の実効性を検証
 - 運転経験情報の活用の仕方を検証
 - CAP の(Licensee による)自己評価を検証
 - SCWE(安全を常に意識した職場環境の確立)に対する自己評価を検証
 - 実態は、大半は RCA(Root Cause Analysis)の対象ではない。「緑」超(「白」以上)が RCA 対象となっているが、昨年度は 10 件にとどまっている。
- (3)PI&R の範囲と実施基準
- 対象となるのは Strategic Performance Area
 - Reactor Safety
 - Radiation Safety
 - Safeguards
 - Strategic Performance Area 内で、安全重要度「緑」は Licensee の責任において措置すべき対象であり、「白」以上の問題に NRC が関与する。
 - PI&R の実施内容は、以下の区分に従い規定されている。
 - 95001 1 乃至 2 個の「白」があった場合
 - 95002 3 個の「白」か Degraded Cornerstone があった場合
 - 95003 次のいずれかの場合
 - Degraded Cornerstone の繰り返し
 - 複数の Degraded Cornerstone の存在
 - 複数の「黄」
 - 1 個の「赤」
 - 95003 の場合は、Supplement Inspection と称されるが、5～10 名の検査官が数週間にわたり検査を行う。延

べ検査時間は 2200 時間にのぼる。

・これまでこの検査の対象となったのは、以下の 4 プラントである。因みに Davis Besse は運転再開まで NRC の特別検査対象として別途の検査体制がとられ、外部評価も含めた厳しい評価が継続的に実施されている。

Indian Point 2

Cooper

Kewaunee

Prairie Island

6. 質疑応答:

1) Dyer 局長に対して

1-1 地方自治体との関係はどうなっているか。日本では地方自治体が強力だが、米国も同じか。

→ そのとおり。州と郡が大きな権限を持っている。

Oyster Creek の運転認可更新では、州政府はすべての魚の安全を調査することを要求しており、NRC は湾内の全魚類の調査まですることになった。

License 改定には州の目を通さねばならないことになっており、州からの検査官が常駐するケースもある。ちなみにイリノイ州には原子力関係職員が 300 名おり、発電所あたり 2 名常駐している。

1-2 Hatch では大変良好な関係であるが、NRC 以外の検査官が混在しているサイトではどうするか。

→ 皆で足並みを合わせるしかない。違う目標を持つ例もあるが、Senior Manager が全体を調整する。

1-3 Nuclear Safety 面での決定責任は、NRC か。

→ 勿論、最後の決断は NRC である。

1-4 人員増強方策。学生層への働きかけは？

→ 2005.10 は職員 600 名。以降現在まで新規に 215 名採用しているが、原子力工学科出身だけではないので、原子力の教育が必要。現在教育中だが 1 乃至 1 年半かかる。本当は原子力の専門家を雇用したいが、不足している。Summer Plan を設けて働きかけるなど、学生層へのアピールに努めている。またそれだけで終わらせることなく、それ以外にも色々工夫し、常に何らかの働きかけを継続することを重要視している。

また Liaison Program、Senior Staff の大学上層部への接触等、働きかけを継続できる工夫も行っている。

1-5 学生への奨学金制度について(NRCトレセンで聴取)

→ それは(自分はまだ)知らない。フェローシッププログラムがあり、一度職員だった者が教育を受けられる制度はある。

1-6 検査官の従事体制と育成について

→ 4 地方局に 500 検査官(含む技術者)。本部には 400 名。

検査官は重要な資産と認識している。従ってまず若手はサイトに投入し、ここから生涯教育の見地に立って育成を図っている。

1-7 常駐検査官(RI)の勤務時間について

→ 常駐検査官は大変重要な任務を持ち、どちらかが常時対応できるように 2 名体制にしているが、勤務時間は長くならざるをえない。それでも対応し切れない場合は地方局から応援を出し、Licensees のニーズに応えるようにしている。

1-8 わが国では検査員の質が問題になっているが、これに関連し、NRC の採用基準は？

→ 基本的に大卒を採用するが、専攻等採用の Criteria があり、初めは最低レベルからスタートさせ、生涯教育でレベルを上げて行き、その過程で待遇も向上させる。

例えば初任給は G7 から 9 程度。Journey Man と称される常駐検査官で 11 から 13。更に上級の検査官では 14 から 16。検査官の待遇には常に配慮を払っているが、Good Engineer が必ずしも Good Inspector になるわけではなく、なかなか待遇が上がらない検査官もいる。

(2) Isom 氏に対して

2-1 EDG に関心がある。Tech Spec では検査間隔は 7 日だが、NRC の考え方は？

→ Good PRA を持っていればこそその 30 日である。なければ Tech Spec 通り 7 日。

尚、これ以上にも理論的には延ばせるが、実例はない。これは“Defense in Depth”の考えが底流にあるからである。

2-2 検査マニュアルの改善方法は？

→ 改善に着手したきっかけは Davis Besse。

変更には必ず内部からの抵抗があるので、大規模な変更はなかなかできないが、小さな変更を積み重ねていく。そのためには RI からのフィードバックを活用するが、外部からのコメント(NEI、反対派等)も活用して、改善を積み重ねている。

(3) Sanders 女史に対して

3-1 Challenge の持つ意味は？(日本では検査官はアラ探しのアプローチ)

→ Licensee の実施内容に対し、“Why Good?”と追求していく。

3-2 良い点を指摘する視点は？

→ それも当然ある。しかし重要なのは Precursor を見つけるのは簡単な仕事ではないことであり、これを最重要視している。

3-3 Performance Deficiencies の要件は、誰が設定するのか？

→ 明日(7月14日)説明する。

ご参考:ROP 開発の経緯

従来の規制制度 SALP(Systemic Assessment of Licensee Performance)は電力会社に不備があると、すぐに NRC は事業者に罰金を科し、評判が悪かった。事業者とは敵対関係に陥り、事業者の改善意欲も低下した。運転成績(設備利用率)も悪化の一途をたどり、議会でも問題にされ、NRC 不要論も出て、組織としての存続が危うくなった。そこで、NRC は当時の上層部も含め事態を真摯に反省し、問題点を浮き彫りにして改善の糸口を探った。基本的なフレームワークは半年から9ヶ月で作り上げ、検査制度として明文化した。

2000 年から ROP(Reactor Oversight Process)を導入した結果、毎年劇的に改善が進み、当初は導入に消極的だった事業者も検査官も、効果が出ると反対しなくなった。現在のプラントの運転状態は絶好調と言って良い。規制の基本はわかりやすく言えばアメとムチの規制であり、成績の良いプラントは1年間 1800 時間の基本検査のみであり、成績の悪いプラントは追加検査が行われる方式である。各電力会社は真剣に成績が良くなるように頑張るようになった。この結果が現在の好成績に通じていると考える。しかし、現在の好成績に安住することなく常に検査制度の改善を続けている。

以上

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 14 日(金) 9:00 ~ 12:15

2.場所:

Ramada Hotel Rockville

3.出席者:

【NRC】

Russell Gibbs, Chief of Reactor Inspection Branch, Division of Inspection & Reg. Spt., Office of Nuclear Reactor Regulation

James Isom, Senior Reactor Operations Engineer, Office of Nuclear Reactor Regulation

Peter Koltay, Senior Reactor Operations Engineer, Office of Nuclear Reactor Regulation

【機械学会米国調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 小林(東京電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社, Ms. Yumi KAJINO(通訳), 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

1. Reactor Oversight Process
2. Development of Reactor Oversight Process
3. Baseline Inspection
4. Details of Inspection Activities

5.議事概要:

1. Reactor Oversight Process (Russell Gibbs, Chief of Reactor Inspection Branch)

原子力発電所検査部門の責任者である R. Gibbs 氏より、資料 1 を用いて、ROP についての概略説明の後、質疑が行われた。また、ROP の改善に対してどのような考えで進めているかという点についての説明があった。

- ・ 米国においては、ROP に Risk-informed Inspection を取り入れており、これが成功している。
- ・ Risk-informed Inspection では、Risk を検査官にどう知らせるかが大事であり(これは米国においてもチャレンジ)、このため Resident Inspector (以下、常駐検査官)をトレーニングし、Risk-informed Inspection の重要性について繰り返し話している。
- ・ ROP 成功の鍵は、Risk-informed Inspection を適用することで、どのような効果があるかという点を常駐検査官が十分理解することであり、常駐検査官がこれに不審を抱くようではいけない。

Q. 米国においても 10 年前は決定論的な評価であったが、どう確率論的なやり方に変えていったのか？

A. 決定論的と確率論的なやり方の戦いであった。理解が得られるまでには時間が掛かる。辛抱強く実施していく必要がある。また ROP の制度設計においては、ROP がどう機能しているか知ることのできる枠組みが必要である。NRC は ROP の改善を常に自問自答しており、毎年、自己評価をしている。この評価においては、特定の分野に焦点を絞り、ROP の価値をどう高めるかに着目している。

Q. ROP を改善した例は？ また、NRC と事業者とでは、どちらがより多く、重要な Findings を見つけているのか？

A. 常駐検査官にはマイナーではなく重要なことに気がついてほしい。重要なことと、そうでないことを見極めることが必要である。両者を区別するためのガイドラインが必要である。また ROP の価値を高めるための方策を常に考えている。

Q. 鍵となる点はなにか？

A. Performance Deficiency や Significant な事例をどう見つけるかである。リソースは限られているので、ROP の制度設計においては、どこに重点を置くかの考慮が必要である。ポイントを以下に整理する。

- ・ Risk-informed のプロセスについて Region Office の Manager と 常駐検査官を常にトレーニングし、定期的に会話すること
- ・ 明解・客観的で理解できる枠組み
- ・ Significant な Risk に着目し、マイナーな問題に執着しないようにすること
- ・ ROP の価値をどこに見出すかの視点

Q. 日本では、マスコミが重要でないことでもうるさい。米国ではどのように対応するのか？
A. 施設の責任は事業者にある。小さな問題は事業者に任せている。我々は Significance Determination Process (SDP) での判断に責任を有しており、このような場合、それが重要な問題でないことを一般に説明できる必要がある。

Q. 誰が一般やマスコミに説明するのか？

A. NRC である。ただし直接ではなく、インスペクション・レポートの公表を通じて説明している。

Q. NRC も事業者も共に重要でないと考える出来事が新聞の一面に出ってしまったらどう対応するのか？

A. Inspection Report には、マイナーなことは書かれない。もしメディアに出たら、それがなぜ重要でないかを一般に説明することが大事である。一般の人は技術的なことについて理解できないことも考慮しないとイケない。事業者から情報を得るが、説明責任は NRC にあり、NRC が説明を行う。

Q. ROP の重要性についてマスコミに対する広報、教育は行っているか。

A. すべてオープンであり、インターネットを通じて情報を得ることができ、目に見える形になっているので理解できるはずである。レビューができるように手順書類がオープンであることが重要であると考えている。ROP の制度設計においては、客観的で理解でき、反復して使用できることが重要である。

2. Development of Reactor Oversight Process (J. Isom, Senior Reactor Operations Engineer, Office of Nuclear Reactor Regulation)

冒頭、資料 1 の補足説明があった。

Significance Evaluation の右下の枠内の手順は経験に基づく指標 (PI) を用いるものであり、リスク情報に基づく評価ではない。一方、左下の枠内の手順は Risk-informed の評価であり、Inspection の結果、マイナーより大きいとされると、インスペクション・レポートに載せられる。

以前は、Enforcement (規制側による強制的な是正措置) の枠が左下の枠内にあり、事業者が知らないうちに NRC からこれがプレスリリースされ、当時は規則違反も多く、株価にも影響が出たため、このようなやり方はフェアでないと事業者からクレームが付き、現在のように NRC から一般に直接には出ない仕組みとなった。

上記補足説明に引き続き、資料 2 に基づき、ROP 開発までの経緯について説明された。

90 年代には、いろいろな出来事があった。事業者から、「安全のパフォーマンスが向上しているの

に規制の掛け過ぎである」との不満が出された。NRC も原子力発電所の稼働率が改善していることに気づいた。

また、NRCには4リージョン体制の問題があった。これは各リージョンの管理者がそれぞれの管理プログラムを独自に進めていて、異なる判断基準を持っていたと言うことである。リージョンのマネージャーが力を持っており、Finding を奨励していた。マイナーな事象も過大に報告させていた。このため、Over-Imposeしていると Towers-Perrin Report(1994)にも書かれた。

さらに、電力自由化が進んでいたもので、事業者は規制対応のためのコストを顧客に転嫁できないという事情もあった。ROP の前は、Systematic Assessment of Licensee Performance(SALP)を18ヶ月毎に出していたが、恣意的であると事業者から不評であった。それぞれの州毎に整合性がとられていなかった。

NEI の陳情により、議会から「NRC の職員を 400 人削減せよ」と言われた。このような外圧が制度見直しのきっかけとなった。

NRC はこの問題を認識し、ポリシーレポート(SECY-98-045: Status of the Integrated Review of the NRC Assessment Process for Operating Commercial Nuclear Reactors - IRAP)を書いた。強制的な執行に重点を置き過ぎであることを認め、改善を議会に約束し、6-9 月後に ROP についてのレポート(SECY-99-007: Recommendations for Reactor Oversight Process Improvement)を書いた。

初期のプログラムの問題点は、マイナー事象に重点を置き過ぎ、評価が主観的であることなどである。ROP では、客観的に評価する方法を心掛けた。このため、定量化し数字で説明できるように SDP を作った。また、一般にも説明する必要があり、アクション・マトリックスやプログラム・ガイダンスも開発した。マイナーとすべきことをどう判断するかについては、IMC 0612 Appendix B, E に記述されている。

ROP 開発のため、Technical Framework Task Group, Inspection Task Group, Assessment Task Group の3つのグループを作った。6-9 月で精力的に進めた。産業界側はできるとは思っていなかったし、常駐検査官自体、PSA を信じておらず、ROP はうまくいかないと考えていたが、NRC 委員長のトップダウンによってやり遂げることができた。毎週、事業者や NEI とも話した。興味を持っている市民団体もパブリック・ミーティングには来た。

その後、NRC 委員会にも説明し、方向性の指導を受け、レポートを改訂(SECY-99-007A)し、4 日間の公開ワークショップを開催した。2週間毎にパブリック・ミーティングを開き、事業者、NEI と頻繁に会った。ほかのオフィス、リージョンオフィス、ACRS にも報告し、コメントをもらった。

Inspection Task Group では、多くの経験者から情報を集めた。事業者の是正措置計画(CAP)が大事であり、事業者の CAP の Quality が良いので、NRC はこれを検証することとし、Special Inspection Procedure を作り、2年毎に Problem Identification & Resolution (PI&R)を行うこととした。

マイナーな問題は事業者が掴まえる(800-1200 件/年)が、常駐検査官はその全てに目を通すべきである。Davis-Besse のホウ酸腐食の問題では、Licensee Deficiency Report にその兆候の記載があったのに、これを見逃してしまった。

OHPのP14に示すように、ROPには全部で7つのコーナーストーン(要石)があり、このうち、左側の3つのコーナーストーン(深層防護関係)が検査全体の80%を占める。

また、人的過誤に関する指摘があり、先頃、クロス Cutting エリアの部分を拡大した。事業者の雇用者はなかなか問題の指摘を行わない。首になることを恐れるからである。それで多くの手順書を改良した。IMC-0305 Assessment Process において、常駐検査官、Manager は、各発見でクロス Cutting エリアにおける問題がないかを評価することになっている。

Q. Human activity , Human error に対し、特別に専門家を雇っているか？

A. 本部に専門家がいる。Safety-conscious Environment (SCWE) が重要であり、それがなければ新聞に出るようなことが起き得る。Safety sensitive であることが重要と認識している。

Q. ROP が開始された時、CAP に対してどのように対応したか？

A. 1999年の時点で、既に事業者は良いCAPを持っており、運転成績がよかった。CAPの閾値を下げることで改善できることを理解していた。一方、NRC は、これをどのように規制したらよいか、わかっていなかった。

Q. CAP はそれぞれの事業者が持っていたのか？

A. それぞれが持っていて INPO で共有していた。常駐検査官は、サイトでそれにアクセスできる。常駐検査官以外はアクセスすることができない。

Q. P23の新旧の比較表において、Core と Baseline の中身の違いは？

A. 以前のシステムにおける Baseline 検査を Core 検査と呼んでいた。Analysis の方法はあまり違わないが、立会検査をしていた。

Q. PI (Performance Indicator) を取り入れた時、原子力業界以外の領域では既にやられていたことを取り入れたということか？

A. NEI は、「検査はやめてPIの確認だけにしてくれ」と言ったがそれは認めなかった。ただし、お客さんが来る前の掃除のようでは困る。従来の検査制度では、誰が検査官で、どこを見るかも判っていた。事業者はインハウスで事前に自主検査を行っていたので、実は検査に行くと言って行かないのが一番よかった。また、NRC は事業者の CAP をチェックするだけでよいのかというと、そうではない。一般の人は、NRC がどのような問題を発見し、それがどう是正されたのかを知りたがっており、このために NRC の Inspection Report を待っている。このような検査制度とすることで、双方が合意でき、かつ NRC は ROP での検査に付加価値を与えることができた。

Q. SDP でのマイナーかどうかの判断を3文書に基づき行うことになっているが、常駐検査官が電話

で対応の仕方を聞いてくるのはどんなところか？

- A. マイナーとして扱えるかどうかという点についてである。例えば、塩素が入っているポンプ潤滑剤 (WD-40) をそのまま使っていて良いかという事例があった。常駐検査官は4年後に異状がないか見るべき、一方、事業者は8年後に見ることにしたいと言い、問い合わせがあった。本部は常駐検査官に本件はマイナーな問題にしなさいと言ったが、Region Office はこれに不満で、来週会議を行うこととなっている。

Q. どの程度の頻度で問い合わせが来ているのか？

- A. 本部のブランチチーフに月に3-5回くらいである。本部とRegion Office は情報を共有しているので、これで大丈夫だと考えている。この点の扱いについては、IMC 0612 Appendix E に記載されている。

Q. ROP は短期間で作成したようであるが、何に注意したのか？ 常駐検査官の意識改革はどうやって行ったのか？

- A. 事業者や全 stakeholder のコメントを反映することに注意した。4リージョンの合意を得ることも重要であった。この制度がうまく行き、実績が上がるにつれて常駐検査官も ROP を信じるようになり、意識が変わっていった。別の要因としては、古い人が退職していったことも挙げられる。今は ROP しか知らない常駐検査官が殆どである。

Q. 先ほどのポンプ潤滑剤の例で、8年後に見ることで良しとしたということだが、判断の根拠は？

- A. 事業者が8年と言っており、それを覆す特段の理由がないので8年でよいとした。これは材料の専門家に委ねるべき問題である。

Q. ROP を導入する前は、Region Office によって判断基準が異なっていたということであるが、今はどうか？

- A. 同じドキュメントを読んでもやはり個人差はある。本部はRegion Office の判断を監査している。本部の批評にRegion Office はセンシティブであり、それがよい方向に働いている。(レポートに指摘を書かれるとボーナスに響くとのこと)

3. Baseline Inspections (Peter Koltay, Senior Reactor Operations Engineer, Office of Nuclear Reactor Regulation)

資料3に基づきBaseline Inspectionについての説明があった。

2000年4月にROPが導入された。その準備に9-12ヶ月掛かった。それで完成したわけではなく、やっと今完成しようとしている。多くのコメントを反映しながら現在に至っている。ROPの改善が進んでいる。Risk findingの改善が多い。

Fire protection , Risk-informed について常駐検査官の理解を進めるための改訂が多い。検査官のトレーニングにも多くの時間が掛かっている。

時間の制約があり、Inspection program 中の全ての情報を得ることはできないので、重要な部分からサンプルを取ることが大事である。公衆の安全、プラントの安全が最も重要である。

事業者が Finding を見つけ、NRC も見つけるが、事業者が先ず見つけ、問題を解決する。このような検査の枠組みが大事である。

また、事業者の民間規格・基準へのコミットメントが大事である。一方、NRC は、民間規格・基準の策定段階においてコメントを行っている。

35-40 冊の Baseline Inspection の検査手順書がある。事業者は、12~18 ヶ月前に前もって Baseline Inspection の内容を知ることができるようになってきている。INPO などのほかの機関も検査をするので、それらが重なることで事業者に負担とならないようにしている。

Q. INPO の検査の方が大事であるということか？

A. そうではない。INPO は検査スケジュールを事前に出しており、また、INPO の検査では、他の事業者からのメンバーも含めてチームを組むので、スケジュール調整が難しいことを考慮している。勿論、重要課題が見つければ、NRC の検査を優先させるが、そうでない場合、NRC はフレキシブルであるので、スケジュールに関しては柔軟に対応している。

常駐検査官は、業務時間の 50-60%を検査に使う。他は事務的なことに当てる。常駐検査官は Generalist であるので、Special Team Inspection では、Regional Office から放射線防護や核物質防護などの専門家が来る。常駐検査官は Reactor safety にフォーカスしている。Fire protection(1回/3年)、Engineering Inspection(1回/2年)、Problem Identification & Resolution(1回/2年)の3つのチーム検査があるが、これにはリソース(130名の regional specialist がいる)の調整が必要である。

Cross-cutting areas は ROP における新しい視点なので、文書化が必要であり、Cross cutting issues をどう明確に発見するかについて、常駐検査官は勉強中であり、事業者との話題にもなっている。リージョン毎にバラバラにならないように話し合いを進めている。本部と regional manager も一年に2回、話し合いを行っており、各発電所のパフォーマンスや Cross cutting issues にどう対応するかを議論中である。

最近、Cross cutting issues の定義のために、検査マニュアルに Safety-Conscious Work Environment (SCWE)が追加された。(IMC-0612 Appendix F) この領域の発見はまだ少ない。従業員が直接、経営や上司に相談するのが一番よいと考えている。従業員が上司を恐れて問題を隠すことがないようにするのも常駐検査官の仕事である。セーラムやホープ・クリーク発電所では、SCWE が問題となり、何年も発電所を止めるような事態となった。これが、この分野を検査するきっかけとなった。

Q. SCWE は安全文化と直接関係づけられると思うか？

A. Yes

また、アクション・マトリックスについて説明がなされた。これは、NRC が Findings に対してどのように対応するかを示すマトリックスであり、IMC 0305 に記載されている。

発見が緑のみであれば、NRC は Basic inspection のみをやする。白があると右のコラムへ行き、追加的な検査が増える。95-001 に記述されている部分である。Significant な Findings が増えると右へ行くことになる。右端になれば、事業者が自主的にシャットダウンしなければ NRC がシャットダウンを命じることになる。

Finding の深刻さが増すほど右へ行き、双方でより詳細な RCA が必要となる。事業者の findings が多くなれば、RCA を先にもどって実施する必要がある。なお、たとえ緑だけであっても事業者は RCA を行う必要がある。

通常、ほとんどのプラントが緑のみであり、この場合、NRC は RCA を実施する必要はない。しかし、深刻さが増すと事業者は詳細な RCA を行うことが必要となり、それを NRC が検証することになる。更に深刻になると、専門家の検査官を送り、NRC も RCA を行う。赤と評価された例は、デービスベッセ、ペリー、ポイントビーチのプラント。課題を抱えていればいるほど、コストもより掛かることになる。

4. Details of Inspectors Activities (Peter Koltay, Senior Reactor Operations Engineer, Office of Nuclear Reactor Regulation)

我々は皆、常駐検査官や Regional Chief の経験がある。私は 5-6 年前から検査官の業務はしていないが、いつも常駐検査官と話しているので、現場の状況は良くわかっている積りである。

原子力だけでなく種々の分野のエンジニアを採用し、常駐検査官になるためのトレーニングをしている。インタビューの技術や Findings をどう評価するか、検査官としてどう振舞うべきかなどについての訓練の後に Qualification Board による口頭試問があり、合格すれば、検査官として認定されることになる。

質問の態度が重要であり、たとえ知識があっても、それがまずければ良い検査官にはなれない。検査官に向けた性格、人格がある。良いエンジニアが必ず良い検査官になれるわけでない。

常駐検査官になれば、新人であっても事業者のトップといきなり会うこともある。規制側を代表する立場として、やり過ぎないようにするとともに、Finding の評価結果について事業者にうまく説明できるという、バランスの取れた能力が必要である。アドバイザー的な立場で、友人でもなく敵でもないというのが理想。

常駐検査官の業務の約 60% は検査である。何か起きると常駐検査官が呼ばれ、時々刻々に何が起きているかを知ることが必要になる。

常駐検査官は、コントロール・ルームに行き、警報の発報状況やプラント全体の状況を見るとともに、前日からの打ち出し記録を見て、テク・スペックに抵触するものがないかを見る。PWR であれば蒸気発生器の水質に関する記録も見る。また、事業者の Daily Meeting などに出席し、定期試験の予定や、重要な事項、たとえば、是正措置について話し合われていれば、これらを踏まえて、その日一日に何をすべきか決める。何か起きると、事業者は常駐検査官に連絡をすることになっており、常駐検査官は、必要とあれば発電所に戻ることになる。

また、常駐検査官は、一週間に一回、Plant Tour を行い重要な箇所を見ることになっている。新しい ROP では、安全上重要な SSC に限定して見ることになっている。なお、以前のシステムでは、全体の20%の部分は自分の裁量で決めることができたが、現在は手順書に従い、見るところが決まっている。(Koltay 氏自身は、以前のやり方の方がよいと考えている模様。)

常駐検査官は、手順が正しいか図面のチェックも行うが、事業者の邪魔にならないようにしなければならない。検査官として重要な行動態度は以下のとおり。

1. 部品に触ったり、動かしたりしない。
2. キャビネットにもたれかからない。

手順書の有無に拘わらず、適切でないと判断したら、常駐検査官は事業者に干渉し、これを止めさせることができる。また、規則違反をするのを見た場合は、これを見過ごしてはならない。

大部分の findings は事業者が発見する。常駐検査官はサンプリング方式を進める。スマートで少ないサンプリングで済むように、リスク情報を活用する。

Q. 事業者の会議に出ることは、mandatory であるか？

A. そうではなく、推奨である。常駐検査官は、政府を代表し、自分で仕事の時間を決める自己裁量権がある。常駐検査官は、Deficiency を発見できないといけないので、会議に出て情報を入手し、どこに出るのかを決める。

常駐検査官と事業者は、敵でもないし、友人でもない。事業者とは一定の距離を置いている。昼食も一緒に食べないし野球も一緒に見に行かない。やっていいことと駄目なことが決められている。例えば、常駐検査官は、在任中、事業者と雇用の話をしてはいけないこととなっている。

地方都市では、周囲が皆、原発関係者である場合が多く、常駐検査官とその家族は疎外された状況になり易い。また、現在は最大7年間、同じサイトに駐在できるが、以前は3年までとなっていたため、頻繁な転勤による子供の教育問題が深刻であった。

常駐検査官の事業者からの独立性については、本部とリージョン・チーフがチェックしている。

NSPDP (Nuclear Safety Professional Development Program) についての Isom 氏の補足
大卒者は、採用後、弁とは、タンクとはどういうものか？ などについて、2年間の教育を受ける。そ

の後に常駐検査官や Technical Reviewer になれる。NSPDP についての文書があり、後ほど資料をいただけることになった。

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」訪米調査議事録

1.日時:

平成 18 年 7 月 14 日(金) 13:45 ~ 16:00

2.場所:

Ramada Hotel Rockville 会議室

3.出席者:

【NRC 本部】

S.Alexander

(Reactor Engineer, PRA Operation Support and Meintenance Branch Division of Risk Assessment)

B.Tjader

(Technical Specifications Branch)

【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 石川(中部電力), 出野(関西電力), 大畑(日本原子力発電), 大山(エナジス), 金尾(四国電力), 小林(東京電力), 佐川(日立製作所), 清水(東芝), 高木(東北大学), 奈良林(北海道大学), 野田(日本原子力技術協会), 原田(九州電力), 堀水(日本原子力技術協会), 松岡(原子力安全基盤機構), 宮口(三菱),

【その他出席者】

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),

Ms. Yumi KAJINO(通訳:7/13-14),

小倉(グローリアツアーリスト)

4.資料:

資料 1 Areas of Interest to the JSME within my purview and our responses

資料 2 Risk Management Technical Specification

5.議事概要:

1. オンライン保守 (OLM) 及び状態監視保全 (CBM) の実施に関わるNRCの手続きと規制のポジション等について以下のとおり説明を受けた。
 - 1) Tech.Spec.において、各運転状態における運転制限条件 (Limiting Operation Condition) やAOT (Allowed Outage Times) について規定している。さらに LCO (Limiting Condition for Operation) が満足されなかった場合の必要なアクションについて規定している。また、現在はリスク評価を認めた Risk Informed Tech.Spec.があり、その具体的内容は NUMARC93-01,Rev2「保守の有効性を管理するための産業界のガイドライン」の Section11 (2000年に改訂) に述べている。米国におけるOLMやCBMは、以上の規則やガイドランに基づき実施されている。
 - 2) NUMARC93-01の Section11では、保守作業前に保守作業時のプラント構成を考慮した条件付き炉心損傷確率の増分 (ICCDP) が、10⁻⁶ 以下の場合には通常の保守作業管理を実施し、ICCDP が10⁻⁶ より大きな場合は必ず保守作業に対するリスクマネジメントアクションを確立しなければならない。また ICCDP が10⁻⁵ より大きいか又は Instantaneous CDF が10⁻³ を超えるような計画を Voluntarily に立ててはいけないと記載されている。OLMでは、機器の故障でプラントのリスクが高くなる可能性があるため、NRCはこの点について監視し、事業者を検査している。
 - 3) 検査は、検査手順書 (IP) 71111.13「保守リスクの評価及び緊急作業管理」に基づいて実施される。検査結果に基づく強制措置は、強制措置マニュアルの Section 8.1.11「保守規則に関する活動」に基づいて施行する。安全重要度評価 (SDP) は ROP の下にあり、検査マニュアル・チャプター (IMC) 0612,Appendix E「マイナー問題の例」の Section7「保守規則関連問題」や Appendix B「問題のスクリーニング」に基づいて実施される。検査による指摘事項が、マイナー以上であれば、IMC0609,Appendix K「保守リスク管理及びリスク管理 SDP」に基づいて SDP を実施する。
2. 次に、Risk Management Technical Specification に関して、Tech.Spec.の成り立ちと、その改定状況について説明を受けた。
 - 1) Tech.Spec.は法として要件となっており、運転上の最小限の要求が規定されている。Risk Management Technical Specifications とは、安全性を高め、効果を改善するために、Technical Specification が他の Commission's Policy Statement と首尾一貫しているかを確認することである。そして不必要なトランジェントやプラント停止を減らすとともに、総合的なプラントリスクの低減を考えることで、運転員に安全性を重視させることである。
 - 2) 1995年 PRAPS (PRAの Policy Statement) において、PRAが奨励され、その結果、PRAと保守規則 50.65(a)(4)との開発が行われ、その結果、Risk Management Technical Specifications (RM Tech.Spec.) Initiative が1998年、開始された。これにより保守とリスクが関連づけられた。Initiative は以下の8項目からなっており4つにグルーピングできるが、その大半はNRCの承認が終わっている。

既存の(a)(4)に基づくもの			
Initiative 2	サーベイランスの不履行	NRC 承認済み	
Initiative 3	運転モード規定の改定	NRC 承認済み	
固有のプラント構成の解析に関わるもの			
Initiative 1	最終停止状態の改訂	1～2年、CE、BWR は承認済み	
Initiative 6	LCO3.0.3 の措置および完了時間	CE：6ヶ月以上	
Initiative 7	Tech.Spec. に含まれていない支援システム	スナッパのインオペラビリティ	NRC 承認済み
		バリアのインオペラビリティ	3ヶ月
リスク評価の量的なもの			
Initiative 4	リスク情報を活用した完了時間(Completion Time)	1～3年	
Initiative 5	サーベイランス頻度	3ヶ月～2年	
ルールメイキング			
Initiative 8	リスク上重要でないシステムの Tech.Spec.からの移動	3年以上	

6.説明概要及び質疑応答:

Technical Specification (Tech.Spec.) とリスク評価の概要について

- 3) オンライン保守 (OLM) 計画、特に Time Determined Maintenance の適用に関する NRC の手続きと規制のポジションについて説明する。
- 一般的に、Tech.Spec.は、各運転状態において、どの SSC (Structure、System、Components) が運転可能でなければならないかを規定している。また運転制限条件 LCO (Limiting Condition for Operation) と AOT (Allowed Outage Times) について規定している。さらに LCO が満足されなかった場合の必要なアクションについて規定している。
 - 現在はリスク評価を認めた Risk Informed Tech.Spec.がある。これは、保守規則 (10CFR50.65) の(a)(4)項に規定され、RG1.182 でエンドースされた NUMARC93-01,Rev2 「保守の有効性を管理するための産業界のガイドライン」の Section11 (2000年に改訂 (Revision 3)) に具体的に述べられている。
 - 保守規則 10CFR50.65 の(a)(4)項では、メンテナンス活動を行う前にリスク評価を行い、メンテナンス中のリスクを管理することを要求している。NUMARC93-01 の Section11 では、保守作業前に保守作業時のプラント構成を考慮した条件付き炉心損傷確率の増分 (ICCDP) が、10-6 以下の場合には通常の保守作業管理を実施し、ICCDP が 10-6 より大きな場合は必ず保守作業に対するリスクマネジメントアクションを確立しなければならない。また ICCDP が 10-5 より大きい場合は Instantaneous CDF (CDF の一時的な増加) が 10-3 を超えるような計画を Voluntarily に立ててはいけないと記載されている。OLM では、機器の故障でプラントのリスクが高くなる可能性が

あるので、NRCはこの点について監視し、事業者を検査している。

- 保守作業における事前のリスク評価と緊急作業管理についての NRC の検査は、検査手順書 (IP) 71111.13「保守リスクの評価及び緊急作業管理」に基づいて実施される。NRC は、事業者のリスク評価マネジメントを検査するため、NRC 独自の解析モデルとして SPAR モデルを有している。検査結果に基づく強制措置は、強制措置マニュアルの Section 8.1.11「保守規則に関する活動」に基づいて施行する。ROP における (検査時の指摘事項の) 安全重要度評価 (SDP) は、検査マニュアル・チャプター (IMC) 0612, Appendix E「マイナー問題の例」の Section 7「保守規則関連問題」や Appendix B「問題のスクリーニング」に基づいて実施される。検査による指摘事項が、マイナー以上であれば、IMC0609, Appendix K「保守リスク管理及びリスク管理 SDP」に基づいて重要度評価 SDP を実施する。もし事業者のリスク評価プロセスに重大な問題が見つかった場合は、IP62709「プラント構成のリスク評価及びリスク管理プロセス」に基づく特別検査を実施する。検査官は、現状のプラント構成とリスク評価において入力された情報が完全でかつ正確であるかを確認する。そうでない場合、リスク評価が過小評価であると判断し、NRC は SDP によりその重要度を決定する。

(Q) Planned OLM と Unplanned OLM で同じに取り扱われるのか。

- (A) 事業者がリスク評価する場合、現在の保守作業に伴うプラント構成を考慮しなければならない。そして、これが計画内であろうと計画外であろうと、追加の保守を考え、かつリスクガイドラインを守ったままで、実施しなければならない。しかしながら、何かが発生して、計画外の保守が必要になった場合、リスクを再計算してリスク評価をアップデートしなければならない。しかし、追加の保守によりリスクが増加することが明白である場合、リスク評価のアップデートを行う前には是正措置を講じなければならない。すぐに是正できない場合には、まずプラントを安全に運転し時間を確保しその後でリスクを再計算する。

(Q) 日本では AOT (許容待機除外期間) は救済措置であり、積極的に保守に使えないが、OLM における AOT に対する NRC のスタンスを聞きたい。

- (A) Tech.Spec.において、完了時間 (CT) / AOT が決められている。リスク情報を活用することで AOT が拡大される可能性がある。NRC は AOT で OLM を行うことを認めており、事業者が AOT の延長を求めてくるが、NRC は補償措置をとるように求めている。事業者は、補償措置について NRC に誓約しなければならない。すべての保守は解析され、プラントの系統構成は OLM の前に確認されており、その結果、OLM が許されない場合もある。事業者もリスクが高ければ OLM は行わないであろう。

(Q) 事業者の CBM 計画に関する NRC の評価手続きと規制のポジションについて

- (A) 事業者の保守プログラムを NRC が前もって承認することはない。その代わりに、SSC のパフォーマンスやコンディションについて、保守規則のスクールの範囲で評価する。これには安全系が入

り、非安全系も入ることもある。事業者はこれらをアベイラビリティとリライアビリティなどによってモニターしているはずである。これらが満足されていれば、これ以上検査をしないが、そうでない場合は、適切に計画されているかどうか、もっとよく検査することになっている。

これらに関するガイダンスは、RG 1,160,Revision2 「保守の有効性監視」にエンドースされている NUMARC 93-01,Revision2 があり、検査強制措置としては、IP71111.12 に基づく NRC の ROP 検査と強制措置マニュアル Section 8.1.11 に基づく法執行がある。

また、安全重要度評価の決定は、Category I の指摘事項/違反に関しては、IMC 0612,Appendix E, Section 7、Category II に関しては IMC 0612,Appendix B、Category III に関しては IMC 0609 reactor safety SDP によってなされる。

Risk Management Technical Specification について

- Tech.Spec.は法として要件となっており、安全確保のための運転上の必要最小限の要求が規定されている。
- Risk Management Technical Specifications とは、安全性を高め、効果を改善するために、Technical Specification が他の Commission's Policy Statement と首尾一貫しているかを確認することである。そして不必要なトランジェントやプラント停止を減らすとともに、総合的なプラントリスクの低減を考えることで、運転員に安全性を重視させることである。
- Tech.Spec.の歴史を概括する。Tech.Spec.は 60 年代後半 70 年代初めの初期の運転プラントに対して、エンジニアはそのプラントの問題をよく把握していて、リスクを下げるのが可能であるとし、エンジニアリングジャッジに基づいて開発された。そのため、Tech.Spec.は非常に保守的であり、必要以上に厳しいものでもあった。80 年の前半に入って、Safety Issue に焦点を当て、むしろその内容を減らすことによって Tech.Spec.を改善できるという発想が生まれた。この考えに基づき NUREG-1024 が発行された。80 年代後半にその InterimTech.Spec. Policy Statement ができ。これらが統合されて、93 年に最終的なものになった。1992 年から、TECH.SPEC.の改善型を導入し始めた。1995 年 PRAPS (PRA の Policy Statement) において、PRA が奨励され、その結果、PRA と保守規則 50.65(a)(4)との開発が行われ、その結果、Risk Management Technical Specifications (RMTech.Spec.) Initiative が 1998 年、開始された。これにより保守とリスクが関連づけられた。
- オリジナルの Tech.Spec.は、総合的なシステムを評価するのではなく、個々のシステムを評価するものであった。このため、次の 2 点の特徴を持っている。まず、完了時間(CT)、Limit Condition on Operation を満足しなければ、プラント停止を求めている。Action の時間は述べていない。許された時間でやるべしの考えは理にかなっている。もう一つは、機器のサーベイランスであり、そのことは、書いてあるが、その頻度は、明確に規制で求められているものではなかった。
- RMTech.Spec.を開発するに当たって、保守規則の(a)(4)を活用したいと 98 年に考えた。アセスメントのために(a)(4)の利用頻度が高ければ、アセスメントの能力も高まると考えた。これらは、NRC も事業者も安全を中心に考えるということを意図したものである。

○ 次に、イニシアティブは以下のように4つからなっている。

既存の(a)(4)に基づくもの			
Initiative 2	サーベイランスの不履行	NRC 承認済み	
Initiative 3	運転モード規定の改定	NRC 承認済み	
固有のプラント構成の解析に関わるもの			
Initiative 1	最終停止状態の改訂	1～2年、CE、BWR は承認済み	
Initiative 6	LCO3.0.3 の措置および完了時間	CE：6ヶ月以上	
Initiative 7	Tech.Spec. に含まれていない支援システム	スナッパのインオペラビリティ	NRC 承認済み
		バリアのインオペラビリティ	3ヶ月
リスク評価の量的なもの			
Initiative 4	リスク情報を活用した完了時間(Completion Time)	1～3年	
Initiative 5	サーベイランス頻度	3ヶ月～2年	
ルールメイキング			
Initiative 8	リスク上重要でない系統の Tech.Spec.からの移動	3年以上	

- イニシアティブ1 (Tech.Spec.の改訂状況)：低温停止状態に加え高温停止状態においても機器の修理を可能にすることに関するものであり、個々のシステムに対して事前解析が必要である。ベンダーによって検討状況が異なっているが、CEとBWRのTech.Spec.については承認済みである。
- イニシアティブ2 (サーベイランス不履行に関する規定の改定状況)：検査で見過ごしたもの(意図的にミスは除く)に対して、(a)(4)プログラムに基づき、インオペラブルであるとしてリスク評価して、サーベイランス間隔を延長することを許可するもの。従来ではであればプラント停止をしなければならないなど、厳しいものであった。NRCは承認済みであり、95%以上のプラントでTech.Spec.改訂済み。
- イニシアティブ3 (運転モード規定の改定状況)：以前は、すべてのTech.Spec.機器は、トランジェントから出力運転まで、各運転モードで要求されるすべての機器は運転可能でなければならず、インオペラブルな機器がある場合、運転モードの変更ができなかった。これに対して、インオペラブルである機器のリスク評価を実施することにより、運転モードの変更を可能にするものである。NRC承認済みであり、50%以上のプラントでTech.Spec.改訂済み。
- イニシアティブ4b (リスク情報を活用した完了時間(CT)の改訂状況)：現在規定されているシステム構成に基づいて、リスク情報を活用した完了時間の”Real-Time”の計算により、従来24～72時間であったものを、最大30日までAOTの延長を可能とするものである。なお、最大30日に限ったのは、従来の完了時間の最大が30日であり、追加の時間は残り30日までの間で十分と考えたからである。また、設計ベースを変えたくないと考えたからでもある。現在、パイロットプラントのGuidance Documentの発行準備中。パイロットプラントは、South Texas ProjectとFort

Calhoun Station である。なお、パイロットプラントの選定は Good PRA（簡易 PRA でなく、プラント運転状態をよくモデル化し、内部事象だけでなく、火災、洪水、地震等の外部事象までモデル化されているもの）を有しているものとした。なお、後続のプラントはかなり PRA の改良を必要とすると考える。

- イニシアティブ 5b（サーベイランス頻度に関するプログラムの移動）：サーベイランス要件は Tech.Spec.に残し、サーベイランス頻度を License Amendment に移行することによって、定量的・定性的な両方の面からサーベイランス頻度を評価することによって、枠組みの中でサーベイランス頻度のコントロールを事業者任せにするものである。最適なサーベイランスプログラムを作るチャンスを与えるのが目的。方法論にかかるドキュメントはレビュー中。近々、承認する予定である。PRA の品質に信頼性がもてると考えられる Limeric がパイロットプラントである。
- イニシアティブ 6（運転制限条件の改訂状況）：Tech.Spec. で運転不可能の理由が明確に表されていない場合、機器を修理する時間を認めておらずシャットダウンの要件は必要以上に厳しいことから、現在の運転制限条件 LCO3.0.3 に規定された完了時間をリスク情報を活用した完了時間（Risk Informed Completion Time）に変更することにより、プラントシャットダウンの前に機器を修復することを許すものである。CE プラントについてレビュー中であり、ほとんど承認間近である。
- イニシアティブ 7（支援システムへのリスク情報の活用）：スナバやバリア（内部溢水対策構造物）などの Tech.Spec. に含まれていない支援システムの機能喪失に対する修復する時間を、Tech.Spec. の LCO の最大時間までインオペラブルであると考えずに修復することを許すというものである。バリアについては提案中、スナバについては承認済み。
- イニシアティブ 8 は、ルールや法の変更・改訂が必要なものであり、産業界側と調整中のものである。

その他

(Q) 保守規則関連の検査マニュアルの番号の付け方はどのようになっているのか。

(A) ROP は、パフォーマンス指標と検査から構成されている。検査には2つのレベルがあり、基本検査（Base Line Inspection：定常検査、検査エリアは 20 に区分されていてそれぞれに検査手順書がある）と事業者のパフォーマンスが低下した場合に適用される追加検査（Supplemental Inspection）である。以上のそれぞれの内容によって番号が割り振られている。

(Q) IP71111.12「保守の有効性」改正の内容とポイントは何か。

(A) 検査の頻度（保守規則(a)(3)）において、NRC が事業者に燃料交換サイクル毎に、24 ヶ月を超えない範囲で保守プログラムを評価することを求めている。NRC の駐在検査官は、これを週毎、月毎に加えて毎日、保守規則に対する基本検査の一部として実施していたが、本来、地方局の検査官が 2 年に 1 回実施するもので、駐在検査官がこれほど頻繁に実施する必要がないことから、3 年毎の検査に変更した。他に重要な改正点はない。なお、改正履歴については、各検査手順書の最後に表形式でまとめている。

(Q) 将来に対する NRC の取り組み課題は何か。

(A) 2007 年から 2008 年にかけて、24～25 基の新規申請が提出される予定であり、建設と検査を適切に行うか準備を開始したい。日本での志賀 2 号機、浜岡 5 号機のモジュール工法等の経験を学びたい。

また、セキュリティ（テロに係るもの）については、プラントの安全とは別の問題であり、セキュリティを優先する際には、運転や保守の安全性の妨げにならないようにしなければならないと考えている。

Candidates of Discussion Themes and Items at NRC

Technical Section on Optimization of Nuclear Safety Regulation
The Japan Society of Mechanical Engineers
July 3, 2006

1. NRC Strategy on NPP Inspections

<Issues we hope to be presented>

- 1) NRC Strategic Plan and NPP Inspections
- 2) Measures for Effective NPP Inspections
- 3) Competency of Inspectors; Need, Training and Recruiting
- 4) Self-Assessment and External-Assessment of NRC Inspection Activities
- 5) Communication with Public and Local Government about Findings and Regulatory Actions

<Questions>

- 1) In the US, usually nuclear power plant operating licensees can operate, restart their plants and replace components without NRC approvals. On the other hand, in France, they need ASN approvals to restart their plants after refueling, for instance. Why NRC does not make such conditions (hold points)? What are your opinions about the merits and demerits of such hold point regulations for effective nuclear regulations?
- 2) As to the NRC Performance Goal “Reduce unnecessary regulatory burden on stakeholders”, what kind of efforts does NRC make in the field of nuclear power plant regulations?

2. Development of ROP

<Issues we hope to be presented>

- 1) Reasons why NRC developed ROP, and Purpose of ROP
- 2) History of and Organizations for ROP Development
- 3) Commitments and Directions by NRC Commission during ROP Development
- 4) Participation by Nuclear Industry and General Public in ROP Development
- 5) Process and Organizations to revise Inspection Manuals and Procedures

<Questions>

- 1) What basic kinds of on-site inspections of NRC are there?

- 2) What are the purposes of each kind of on-site inspection?
- 3) Are there any differences of purposes among these inspections?

3. Baseline Inspections

<Issues we hope to be presented>

- 1) Methods and Procedures to develop Annual Baseline Inspection Plan for each NPP
- 2) Announcement of Annual Inspection Plan to Licensee and Treatment of Unannounced Inspection Items
- 3) Inspections of Cross-Cutting Areas and their Importance (PI&R will be presented in Item 4)

<Questions>

- 1) Who will develop and participate to develop the Annual Baseline Inspection Plan?
- 2) What are the roles of RI, inspectors in NRC region office, and staff of NRC head office in developing the plan?
- 3) How to utilize previous years inspection results, plant performance, etc. to develop the next year plan?

4. PI&R

<Issues we hope to be presented>

- 1) Licensees' CAP and PI&R Activities expected by NRC
- 2) NRC's Inspections/ Review of Licensees' CAP and PI&R Activities
- 3) Licensees' Root Cause Analysis (RCA) expected by NRC
- 4) Differences of RCAs depending on Degraded Situations (or Columns in the Action Matrix)*
- 5) NRC's Inspections/ Review of Licensees' RCA

*: In IMC 305, there seems to be three kinds of RCAs, i.e., "root cause analysis" for "Regulatory Response Column", "cumulative root cause analysis" for "Degraded Cornerstone Column" and "root cause analysis which may consist of a third party assessment" for "Multiple/ Repetitive Degraded Cornerstone Column".

5. Details of Inspectors Activities

<Issues we hope to be presented>

- 1) Daily Activities of Resident Inspectors (RIs) at NPP sites
- 2) Methods and Skills to obtain appropriate Information/ Knowledge about plant status
- 3) Attitude or Mind-set of Inspectors at NPP Sites not to disturb Licensees' activities
- 4) Reflection of RIs' knowledge about Plant Status to Baseline Inspection Plans and Procedures

<Questions>

- 1) What kind of meetings inside licensee do RIs attend at usually? Or what kind of meetings do you think important to be attended by NRC inspectors?
- 2) How many times do Ris attend meeting inside licensee usually in a week?

6. NRC's Position on OLM and CBM

<Issues we hope to be presented>

- 1) NRC's Procedures and Regulatory Positions to assess the Appropriateness of Licensees' current and revised On-Line Maintenance Plan especially the period of Time Determined Maintenance
- 2) NRC's Procedures and Regulatory Positions to assess the Appropriateness of Licensees' current and revised Condition-Based Maintenance Plan

<Questions>

- 1) Why did not NRC require licensees to submit their maintenance programs for NRC approvals?

Candidates of presentation items we hope at NRC TTC

Technical Section on Optimization of Nuclear Safety Regulation
The Japan Society of Mechanical Engineers
July 3, 2006

1. Organization of TTC

<Questions>

- 1) How many persons are working at TTC?
- 2) How many teachers do you have?
- 3) What do you do to obtain competent teachers? Do you have special training courses for them at TTC? Do you contract with some external specialists as teachers

2. Training Courses

<Questions>

- 1) In order to obtain Basic Inspector Certification for nuclear power plants inspection:
How many hours of classroom trainings, simulators, self-directed individual study and on-the-job training do you expect for a new comer who has no experiences in nuclear technology? If he/she has some experience, how many hours? If he/she has much experience, how many hours do you expect?
- 2) In order to obtain Full Inspector Qualification for nuclear power plant inspection:
How many hours of classroom trainings, simulators, self-directed individual study and on-the-job trainings do you expect for a new comer?
- 3) What is the relationship between classroom trainings and self-directed individual study? Are there any training items which are provided only in the self-directed individual study program (intranet trainings)?
- 4) What training does your students receive to obtain necessary skills to communicate with personnel at a NPP site?

Candidate of Discussion Items at Hatch NPP on July 12, 2006

JSME Study Group

June 29 2006

Followings are items we hope to receive your presentations and to discuss with you when we visit your site. **Items** written by **gothic or heavy letters** are especially important issues for us.

We hope you would kindly consider them and prepare a meeting program covering these items. Your oral answers will be enough for us for some items.

Your documents related to these items should be very useful for us to understand your activities.

1. Implementation of RCM

- 1) RCM methodology and scope
 - Do you use EPRI PM templates or other methods?
 - Do you have internal manual to implement RCM?
 - Which systems and components were applied to RCM? All system and components for maintenance program (10CFR50.65) were applied to RCM?
- 2) Organization for RCM
 - How many and what field of experts are assigned to implement RCM?
 - Is there any special organization for RCM?
 - Who will review or approve the results of RCM?
- 3) Living RCM or maintenance optimization
 - What kinds of data are used for living RCM or maintenance optimization?
 - Who take the initiative of living RCM or maintenance optimization?

2. CBM (Condition Based Maintenance)

- 1) Organization or staffing for CBM and competencies or experiments required to the staff
- 2) Percentage of total components of your plant which are subjected to CBM, and major components which are subjected to CBM
- 3) Methods or procedures to set the threshold value for CBM
 - Who set the value? What is the participation by component makers?
- 4) What type of CBM Technologies do you apply?

3. OLM (On-Line Maintenance)

- 1) History of OLM program at your plant
 - When did you introduce OLM?
 - 2) Procedures to settle OLM program plans and major factors to be considered to settle them
 - 3) Procedures to change OLM program plans when an unplanned maintenance is required as a result of CBM activities
4. Response to NRC Maintenance Rule – General
- 4) Organizations related to maintenance program
 - 5) Systems and components covered by maintenance program for 10CFR50.65 : Screening Criteria and Concrete List
 - 6) Procedures to revise maintenance program: Who proposes it? Who review it? How is it reviewed? When is it informed to NRC? When/how NRC inspects?

5. Relief requests to extend surveillance intervals

- 1) Have you ever submitted relief requests to NRC to extend intervals of surveillances which had to be implemented during plant shutdown?
- 2) If yes, what are the purposes of those requests?
- 3) If the purposes are reduction of undue burdens (excessive plant personnel radiation exposures, reduction of plant availability etc.), please show us some examples (SRV is preferable for us) with your logic to obtain NRC approvals, and maintenance data (or kind of data) or findings which supported the logic.

<Background information>

We are trying to change Japanese regulations which require surveillance of some components during plant shutdown every 13 months or less. Due to these requirements, we can not extend continuous operations of NPPs over 13months.

6. Response to NRC inspectors

- 1) Do you have special staff to respond or attend to NRC inspectors when they visit your plant?
- 2) Do you feel any disturbance or pressure when a RI (resident inspector) attends your internal meetings?
- 3) Do you inform your opinions frankly to NRC inspectors when you feel their

opinions unreasonable?

- 4) Are all plant documents shown to NRC inspectors? Do you prepare any summarized paper for NRC inspectors?

7. Third party inspectors (Authorized Nuclear In-service Inspector (ANII) or Authorized Nuclear Inspector (ANI))

- 1) Do you contract with some third party inspectors for ISI or IST according to ASME Codes?
- 2) If yes, how many persons do you contact with? What portions do you ask them to inspect or test?
- 3) Do you have some your own staff who will inspect or test some systems or components according ASME ISI requirements?

8. Radiation protection during plant maintenance

- 1) Major efforts to reduce radiation exposure during plant maintenance
 - Has employee's exposure been decreased by introducing RCM, CBM or OLM?
- 2) ALARA programs for plant maintenance activities

Candidate of Discussion Items at Browns Ferry NPP on July 10, 2006

JSME Study Group

June 29 2006

Followings are items we hope to receive your presentations and to discuss with you when we visit your site.

We hope you would kindly consider them and prepare a meeting program covering these items. Your oral answers will be enough for us for some items.

Your documents (manuals, procedures etc.) related to these items should be very useful for us to understand your activities.

1. Quality Assurance related to maintenance

- 1) QA Program during operation phase
- 2) Corrective Action Program or Problem Identification & Resolution program
- 3) Root Case Analysis
- 4) Procedures to revise maintenance program

2. Implementation of RCM

- 1) RCM methodology and scope
 - Do you use EPRI PM templates or other methods?
 - Do you have internal manual to implement RCM?
 - Which systems and components were applied to RCM? All system and components for maintenance program (10CFR50.65) were applied to RCM?
- 2) Organization for RCM
 - How many and what field of experts are assigned to implement RCM?
 - Is there any special organization for RCM?
 - Who will review or approve the results of RCM?
- 3) Living RCM or maintenance optimization
 - What kinds of data are used for living RCM or maintenance optimization?
 - Who take the initiative of living RCM or maintenance optimization?

3. CBM (Condition Based Maintenance)

- 1) Organization or staffing for CBM and competencies or experiments required to the staff
- 2) Percentage of total components of your plant which are subjected to CBM, and major components which are subjected to CBM
- 3) Methods or procedures to set the threshold value for CBM

- Who set the value? What is the participation by component makers?
- 4) What type of CBM Technologies do you apply?

4. OLM (On-Line Maintenance)

- 1) Procedures to settle OLM program plans and major factors to be considered to settle them
- 2) Procedures to change OLM program plans when an unplanned maintenance is required as a result of CBM activities

5. Relief requests to extend surveillance intervals

- 1) Have you ever submitted relief requests to NRC to extend intervals of surveillances which had to be implemented during plant shutdown?
- 2) If yes, what are the purposes of those requests?
- 3) If the purposes are reduction of undue burdens (excessive plant personnel radiation exposures, reduction of plant availability etc.), please show us some examples with your logic to obtain NRC approvals, and maintenance data (or kind of data) or findings which supported the logic.

<Background information>

We are trying to change Japanese regulations which require surveillance of some components during plant shutdown every 13 months or less. Due to these requirements, we can not extend continuous operations of NPPs over 13months.

6. Browns Ferry-1 restart

- 1) Maintenance and test program prior to plant startup
- 2) Special efforts to prevent failures of important components after plant startup

7. Radiation protection during plant maintenance

- 1) Major efforts to reduce radiation exposure during plant maintenance
 - Has employee's exposure been decreased by introducing RCM, CBM or OLM?
- 2) ALARA programs for plant maintenance activities