

# 原子力の安全規制の最適化に関する研究会

## 第4次海外調査報告書 (米国NRC第3地方局等)

(訪問期間2007年10月9日(火)～10月12日(金))

2007年10月

日本機械学会 第4次海外調査団



## 総 括

「もう骸骨は押入れにはいません。」 ビジターセンター2階の明るい廊下に Mark さんの自信に満ちた声が響いた。廊下の壁には横約 20m位のボードに沢山のイラストがカラフルに描かれており、彼は、その中の骸骨が押入れから出てくるユーモラスな絵を示している。

Mark さんは Davis-Besse 原子力発電所の副所長。米国で「骸骨が押入れに無い」とは、隠していることは何も無いということ。このイラストは Davis-Besse で 2002 年 3 月に原子炉上蓋で腐食孔が発見されてから 2 年後に再起動するまでの経緯、そしてその 2 年間の活動で回復した生き生きとした職場のイメージを示したもので、物語が左から右に展開することを除けば、まるで日本の絵巻物である。

Davis-Besse の教訓をいつまでも忘れないで引き継がれるように、このカラフルな絵巻物は真っ白な板下地の上に描かれている。自らの過ちはしっかり認め、その上で前向きに対策を立てて実施し、現在の良好な運転を達成している。その基礎となったのは、安全の維持・向上のための膨大な作業を、発電所幹部のリーダーシップの下で指導で全従業員が取り組み参加して行った安全の維持・向上のための膨大な作業を達成したことによる自信と、発電所社内部・、規制当局 (NRC)・及び地元住民との良好なコミュニケーションであった。これらが結果的に Davis-Besse 原子力発電所に安全文化の醸成をもたらしたようである。

廊下の絵巻物の下には、この 2 年間の膨大な作業の結果を並べた 4 段のスティール製書棚が 5 つ。

そこには安全解析書や保安規定 (Tech. Spec.)、そして様々な手順書等が並べられて展示されており、見学者は誰でもこれらの文書を手にとって見ることが出来るようになっていた。

Davis Besse の自信と現在の良好な組織風土を劣化させないという強い意志が感じられた。

「全員参加型の活動」や「良好なコミュニケーション」、これは前日訪問した NRC 第 3 地方局でも、翌々日訪問した Quad Cities 原子力発電所でも強く印象付けられた。



今回の第 4 次海外調査は、10 月 9 日(火)から 12 日(金)までの 4 日間。訪問先は NRC 第 3 地方局、Davis-Besse 原子力発電所、Quad Cities 原子力発電所の 3 カ所。第 3 地方局から Davis-Besse の移動では夜の 10 時過ぎにホテルへ着いたり、Davis-Besse では会議の翌日に発電所見学後、次の Quad Cities に移動したりと、いつも以上のかつてない強行軍であったが、規制検査の実態、長期運転サイクル実現に向けた具体的検討内容、CAP の実態等多くの現場に近い価値ある多くの情報を得ることができた。以下、Davis-Besse 原子力発電所以外の訪問地の概要を記す。

### 【訪米調査団よりの提言】(案)

これまでの海外調査と同様に、今回の調査でも訪問した事業者及び規制者の態度は自信に満ち溢れており、生き生きとしていた。

連邦政府機関の中で最も働きやすい職場として表彰された NRC は、国民の安全を守ることに誠心誠意取り組んでおり、RegionⅢ第3 地方局は検査を主な担当としていることもあり、NRC の目となり耳となり安全が維持されていることを確認する態度が明確であった。サイトに常駐しあらゆる分野に目を光らせる常駐検査官、地方局に所属し専門分野の検査を実施する専門検査官とそのサポート組織など、科学的・合理的な検査が実現できるように努力をしていた。また、RegionⅢ第3 地方局内部だけでなく、RegionⅢ第3 地方局と事業者とのコミュニケーションも良好であり、事業者・規制者ともお互いに意見を存分に述べ合い、規制が行われている。ようであった。

Davis Besse 原子力発電所では、ほう酸腐食により原子炉上蓋にパイナップル大の穴があくという前代未聞のトラブルを引き起こしたが、従業員が全員参加してそれを克服し、今では世界一安全なプラントと言い切るだけの自信に満ち溢れていた。これは、発電所幹部（9 割を入れ替え）が全員参加型の取り組みを主導し、過去のトラブルを総ざらいして対策を検討したり、設計図書等で不明確な部分の再整理・文書化など膨大な作業を実施したりしてきたところからきていた。長い時間と労力をかけて安全文化が見事に醸成されていた。

Quad Cities 原子力発電所では、運転サイクルを 18 ヶ月から 24 ヶ月に延長するにあたりシステムティックで綿密な検討が行われていた。特に、計装機器のドリフトについては過去 5 サイクル（90 ヶ月）分の検査前データ（as-found）、検査後データ（as-left）を統計処理するなど膨大な評価・検討作業を実施し、24 ヶ月運転に望んでいた。ドリフト量を検討するに当たり、安全確保のための限界値、解析上の限界値、Tech. Spec. の LCO 設定値、計器誤差、運転上の余裕等と実際の設定値の関係をよく整理し評価をしていた。我が国では原子炉保護系等でトリップ設定を誤差分だけ安全方向に設定するセット値運用が行われているが、その妥当性について確認してみる必要があるように感じられた。また、CAP についても従業員全員参加型での取り組みを行っており、重要度に応じた原因分析を行っていた。そして更に Exelon 該下傘下の発電所で同様な取り組みを行い、情報を共有し効果を上げてできるようにしていた。CAP への従業員の登録者数の全体に対する割合を PI として採用し、75%を超える値とのことであり、った。全員の継続した取り組みが安全文化の醸成に役立つようであった。

これまでの海外調査と同様に、今回の調査でも訪問した事業者及び規制者の態度は自信に満ち溢れており、生き生きとしていたのが印象的であった。

### 【提言】

今回の調査結果より、【訪米調査団よりの提言】(案)

以上より、訪米調査団としては以下を提言する。

- ・規制，事業者間のコミュニケーションをよくとるよう、両者とも努力すること。この際、科学的・合理的に取り組むこと。
- ・検査にあたっては、安全が維持されていること、維持されるような仕組みであることを確認するが、ただ単に PDCA が回ることを表面的に確認するのではなく、安全にどのような影響を与えているかの観点から、科学的・合理的に確認すること。
- ・安全文化の醸成には時間がかかる。安全に関してはなるべく多くの従業員が参加して検討が出来るように、発電所幹部は率先して導くこと。
- ・運転サイクルの延長においては、評価すべき点をシステムティック且つ綿密に検討評価すること。
- ・安全保護系のセット値運用については、再度妥当性を確認の上不必要ならば本来の設定に戻すこと。

以 上

## 目 次

総括	i
提言	ii
I. 調査概要	I - 1
1. 趣旨	I - 1
2. 主催	I - 1
3. 日程目次	I - 1
4. 訪問機関	I - 1
5. 参加者	I - 1
6. 調査方法	I - 1
7. 調査結果概要	I - 1
7.1 NRC 第3 地方局 (Region III)	I - 2
7.2 Davis-Besse 原子力発電所	I - 2
7.3 Quad Cities 原子力発電所	I - 4
表-1 日程と議事項目	I - 6
表-2 参加者名簿	I - 7
写真-1 NRC 第3 地方局を訪問した機械学会調査団	I - 8
II. 議事録	
1. NRC 第3 地方局 (10 月 9 日午前)	II - 1
2. NRC 第3 地方局 (10 月 9 日午後)	II - 9
3. Davis-Besse 原子力発電所 (10 月 10 日午前)	II - 16
4. Davis-Besse 原子力発電所 (10 月 10 日午後)	II - 23
5. Davis-Besse 原子力発電所見学 (10 月 11 日午前)	II - 34
6. Quad Cities 原子力発電所 (10 月 12 日午前)	II - 40
7. Quad Cities 原子力発電所 (10 月 12 日午後)	II - 49
III. 添付資料	
IV. 受領資料リスト	

## I. 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、産官学の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に関する調査の一環として、米国NRCによる事業者に対する監督活動、とりわけ長期停止した発電所の再起動に係わる監督、および24ヶ月運転に対応するための事業者の活動について、NRC第3地方局、Davis-Besse原子力発電所およびQuad Cities原子力発電所を訪問調査したものである。なお、本調査は2006年1月の訪欧調査（フィンランド、フランス）、同年7月の訪米調査、2007年1月～2月の訪欧調査（スイス、スウェーデン）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

2007年10月9日（火）～10月12日（金）（4日間）。 詳細は表-1 日程表参照。

### 4. 訪問機関

NRC 第3地方局

Davis-Besse 原子力発電所（FirstEnergy Nuclear Operating Company）

Quad Cities 原子力発電所（Excelon）

### 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24名。詳細は表-2 参加者名簿参照。なお、NRC第3地方局訪問時に撮影した全員写真を写真-1に示す。

### 6. 調査方法

調査は、当方から説明依頼項目と関連する質問を訪問先に送付し、具体的な議事次第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。

### 7. 訪問調査概要

訪問調査の概要を日程順に以下に示す。 個々の議事内容の詳細は「II. 議事録」を参照されたい。また、説明で用いられた資料は「III 添付資料」に示す。 なお、各種手順書等、特に説明されなかった関連資料も数多く受領した。この様な資料も含め、総ての受領資料のタイトルと簡単な概要を「IV. 受領資料リスト」に示す。これらの受領資料は、別添のCD-ROMに収録されている。

#### 7.1 NRC 第3地方局（Region III）

Region IIIにて、その役割と組織、そして検査活動の概要について説明を受けた。また、具体的な検

査活動として、機器設計ベース検査（CDBI: Component Design Bases Inspection）、10CFR50.59 検査（事前承認不要な変更に対する検査）、保守規則検査についても説明を受けた。主要事項を以下に示す。

- ・ NRC は全米を 4 つの区域（Region）に分けて原子力発電所に対する規制を実施している。今回訪問した RegionⅢの本部はシカゴ近郊にあり、近辺の 16 サイト 24 プラントを管轄している。
- ・ NRC の規制方法は、本部で開発した規制及びガイダンスをもとに発電所に運転認可を与え、各 Region にて検査、パフォーマンスの評価、法律の施行、調査などを行い、運営的経験（海外や国内の他プラント事象含む）を得て、規制及びガイダンスに更なる改良を加える、という方式。
- ・ NRC 全体のスタッフ数は 3300～3400 人であり、そのうちの 215 人が RegionⅢに所属している。RegionⅢのスタッフの約半数が常駐検査官もしくは問題に応じて現地に向向く検査官である。
- ・ 常駐検査官の役割は、前線にいて迅速に不具合等の情報を入手することであり、全てを少しずつ監視しているという点では、ゼネラリスト的な仕事が主であると云える。
- ・ 原子炉安全部は、機械・電気・土木等の技術、火災防護、ISI、緊急時計画や保健物理等を担当する部門から構成されている。
- ・ 原子力発電所の検査業務は、原子炉プロジェクト部と原子炉安全部の緊密な連携の下で実施されている。原子炉プロジェクト部は常駐検査官を擁し、個々のプラント側からアプローチする部門である。一方、原子炉安全部は RegionⅢの本部に席があり、個々の監視課題の側からアプローチする部門である。
- ・ 検査計画は、まずベースラインの検査を行い、4 半期毎にプラントの安全状態に基づきベースラインを超える検査を行うべきか検討される。
- ・ 常駐検査官の一日は一般的に早い。例えば 6 時に担当の発電所に到着し、発電所のログやレポートを見てから中操を見回り発電所の状況を把握し、8 時前に NRC に報告の電話を入れる。その後、検査・観察活動を実施する。常駐検査官は疑問が生じた場合には本部の専門家に質問が出来る。
- ・ 各 Region にいる広報担当者は NRC 本部（Washington D.C.近郊）の広報室の傘下にあり、広報の責任は NRC 本部が有している。
- ・ CDBI（Component Design Basis Inspection）とは機器の設計要求に対する妥当性を確認する検査であり、機械や電気、運転等の担当者を含む 6 名の検査官により 3 週間かけて実施される。なお、検査はリスク重要度の高い機器に対するサンプル検査であり、8 週間かそれ以上に発電所にその機器に関する情報要求のレターが出される。
- ・ 10CFR50.59 に関する検査もサンプル検査であり、過去 2 年間に実施された物理的な設備変更の中から、安全性やリスク重要度、検査官の経験等に基づきサンプルされる。検査の視点は、変更に伴う公衆被曝の変化、事象発生確率の変化、想定外の事象発生の可能性である。
- ・ 保守規則に関する検査は、保守規則の遵守状況を確認するものであり、保守活動の有効性評価や保守に伴うリスクの変化の評価を発電所が適切に実施していることが、サンプル検査される。

## 7.2 Davis-Besse 原子力発電所

Davis-Besse では、炉容器上蓋のホウ酸腐食事象（2002 年 3 月発見）による長期停止後の安全性向上活動、24 ヶ月運転サイクルに移行するための検討活動について説明を受けた。更に、発電所内

を見学することも出来た。主要事項を以下に示す。

- ・2002年3月に炉容器上蓋の欠損が発見された。技術的な根本原因は、一次冷却水による SCC とホウ酸による腐食であるが、それ以外の根本原因は、安全に適切に注力していなかったことであった。

- ・管理者が大幅に入れ替わり、再起動に向けたエンジニアリングレビュー、設備改造などの改善活動を実施した。一般からの信頼回復のために多数の公開ミーティングが開催され、発電所スタッフの自信を取り戻すためのスタッフミーティングも多数実施された。

- ・再起動のために安全機能を有する 10 のシステムを詳細にレビューすると共に、運転員や保守員とのインタビュー等により、作業を困難にしている現場の問題点を調査した。過去の設計変更や NRC からの指摘事項等も見直し、解決すべき問題を摘出し CAP (是正措置プログラム) で処置した。

- ・これらの結果により、再起動前までに解決すべきもの、再起動後でも良いものなどに分類し、解決に取り組むと共に、プラント再起動のための基準を作成し、NRC の承認を得た。その後、各種検査を実施し、安全かつ信頼できる運転ができることを確認して、2004年3月に NRC から再起動の同意が得られた。

- ・再起動後は、原子炉冷却系の漏えいゼロ、無災害記録 840 万 man・hour 等を達成している。

- ・発電所のエンジニアは本の虫になり、design base を理解し、しっかり守っている。

- ・この苦い経験を風化させないために、事象の発見から、その後の努力、そして目指すべき明るい職場のイメージについて、職員の討議に基づいた長大でユーモラスな絵物語が発電所のビジターセンターに掲げられている。

- ・また、情報公開を積極的に実践しており、ビジターセンターには、安全解析書や Tech. Spec. だけでなく所内の手順書類 (防護上問題の有るものは除く) のファイルが並べられている。

- ・運転再開後 5 年間に亘り、運転パフォーマンス、CAP 実施状況、安全文化 (SCWE (Safety Conscious Work Environment) を含む)、エンジニアリングプログラムの実効性、という 4 分野について、「外部の独立組織による継続的評価 (Independent Assessment)」を受けることが、NRC から要求された。現在はその 4 年目である。

- ・エンジニアリングプログラムに関する外部独立評価では、その実効性が評価されており、「計画の実施」「文書化要求」「文書レビュー」といった机上活動に対する調査や、「現場インタビュー」「レポートの結果」という内容で実施されている。

- ・CAP に関する外部独立評価では、“効果的もしくは非常に効果的に実施されている”との評価結果を得ているが、引き続き改善のための努力をしている。

- ・外部独立評価は各項目について毎年同じチームが実施しており、評価の継続性、一貫性が確保されている。また、自分たち自身の問題を発見・認識し、是正することにより、一連の能力伸長につながった。

- ・CAP では、問題の重要度に応じて、実施する原因分析手法を変えている。手法としては、①Root Cause Analysis (根本原因分析)、②Full Apparent Cause Analysis、③Limited Apparent Cause Analysis、④Fix Evaluation、⑤Closed Evaluation が用意されており、最も重要な問題には①が用いられる。2006年に①の根本原因分析を実施した問題は 8 件であった。

- ・24ヶ月運転サイクルにおいて、加圧器逃がし弁の試験は、セット圧力 2500psig に対して、as found

では[+1%/-3%以内]、as left では[±1%以内]を判断基準として実施している。主蒸気安全弁や加圧器逃がし弁の試験は、NWS Technologies にて蒸気で実施している。

- ・格納容器全体漏洩率試験は、10CFR50 の附則 J のオプション B の規定に従って実施している。オプション B では 10 年に 1 回の試験が許されるため、24 ヶ月運転サイクルへの移行に際しての問題とはならなかった。

- ・24 ヶ月運転サイクルへの移行に際し、計器のドリフトに関する as found および as left のデータを収集し、30 ヶ月間のドリフトを推定した。計器は運転中にアクセスが困難なものを選定したが、過去のデータを収集する作業は非常に膨大となった。

- ・発電所見学では、見学者を 6 つの班（各 4 名）に分け、制御室、タービンデッキ、全交流電源喪失事故対応用 EDG、計測制御ショップ、復水器周りを中心に見学した。本調査団のような多人数の見学を受け入れるのは 9.11 テロ後初めてのことであった。

- ・発電所内部は整理整頓されており、古いプラントにしてはきれいであった。また、工具類の貸し出し管理が実施されていた。なお、セキュリティ対策は厳重であり、拳銃を保持している人やマシンガンを持って発電所内をパトロールしている警備員が見受けられた。

### 7.3 Quad Cities 原子力発電所

Quad Cities では、運転サイクルを 24 ヶ月に延長するために実施した検討作業および CAP（是正措置プログラム）について説明を受けると共に、出力アップに伴うスチームドライヤ等の損傷についても説明を受けた。なお、本調査団から、今年 7 月に発生した中越沖地震の被害状況について説明した。主要事項を以下に示す。

- ・サイクル延長は、NRC のガイダンス (Generic Letter 91-04) に基づいて実施した。しかし、Generic Letter 91-04 では計装系ドリフトの評価について詳細には規定されていないため、EPRI や ANS のガイダンス、Exelon 社のスタンダード等を使用した。

- ・Quad Cities では、サイクル延長と同時に標準 Tech.Spec. (改良 Tech.Spec.) の導入も実施した。

- ・サイクル延長の目的は、改良燃料の利点を取り入れ、設備利用率を向上させ、燃料交換作業頻度を低減しコストを削減させることである。

- ・Quad Cities のサイクル延長の検討・申請作業は、Exelon 社の所有する Dresden 及び LaSalle と共に実施した。1998 年に評価対象を選定し、99 年にデータの収集や解析を実施した。

- ・Quad Cities は、2000 年 3 月に NRC にサイクル延長を申請し、2001 年 3 月に承認を得て 5 月に延長サイクルでの運転を開始した。

- ・このためのプロジェクトは 26 人の体制（委託業者 10 人）、総額 650 万ドルで実施した。但し、費用の正確な算定は困難である。

- ・Tech.Spec. のサーベイランス要件では 25% までの延長が容認されているため、24 ヶ月の延長に対し、30 ヶ月を想定したドリフト解析を実施した。

- ・ドリフトの計算結果は、安全制限値内にあるか、安全停止機能に影響を及ぼさないか、サーベイランス要件を満足しているか、について確認した。これらを満足しない場合には、より優れたドリフト特性を持つ計器への交換や安全制限値の変更等の対策がとられる。また、サイクル延長後のドリフトを監視するプログラムを開発した。ドリフト解析の結果が Generic Letter 91-04 を満足する

場合は、24 ヶ月への延長が容認される。

- ・ **Quad Cities** は古いプラントであり、多くの関連文書の管理が良くなかったため、安全制限値の根拠を見つけられない場合もあった。このような場合は、非常に保守的なものとなってしまった。

- ・ 計装データの収集は、設計エンジニア、機械エンジニア及び保守エンジニアと共同で行うことが重要である。なお、ヒューマン・エラー等による校正失敗のデータは、評価対象から除外した。

- ・ **Generic Letter 91-04** では、サイクル延長後の傾向分析プログラムの実施が要求されており、**Exelon** 社の社内基準 (**ER-AA-520**) に基づいて実施している。

- ・ 24 ヶ月サイクル移行に向けて、安全／逃がし弁のセットポイントについても、設定圧力の変動履歴を調査し、+側／-側の明確なドリフト傾向は無いとの結論が得られた。なお、変動値は、**Tech.Spec** 許容値 ( $\pm 1\%$ ) に収まっていない場合もあったが、**ASME OM Code** および事故評価での値 ( $\pm 3\%$ ) には収まっている。

- ・ 格納容器の漏洩率試験は、24 ヶ月以上の間隔で実施しており、24 ヶ月サイクルへの移行にあたっては障害とはならなかった。

- ・ **CAP** は、発電所に関わる全ての人の参加が必要であり、サイトの所長、副所長がサポートすると共に、事象がきちんと目に見える形となっていることが重要である。そして最も留意すべきは、「安全文化」を確立すること、すなわち、発電所の全ての人が、どの様に仕事をすべきか、優先度を持ってやっているか等を考えることである。

- ・ **Exelon** 社は、10 サイト、17 プラントを所有しており、共通の **CAP** とその手順、及び統合化された1つのデータベース (**DB**) で情報の共有化を図っている。全従業員がこの **DB** にアクセス出来る。

- ・ **CAP** の遂行では、報告を書く人、スクリーニングする人、対策を検討する人、レビューする人が、偏りなくバランスが取られていることも重要である。

- ・ **Quad Cities** では、**CAP** で取り上げられる事象は年間約 12,000 件であり、このうち根本原因分析がなされたのが約 12 件、共通原因分析が約 40 件、簡易原因分析が約 150 件である。

- ・ 各部門には **CAP** エキスパートというチームがあり、検討プロセスの指導、調査分析の支援、詳細審査、傾向分析、成果の審査を行っている。

- ・ **CAP** の目的は重要な事象の防止であり、重要な事象が発生する前に問題を発見し解決することに焦点を当てている。

- ・ **CAP** では問題の摘出が重要である。過去 3 ヶ月間に **IR**(Issue Report)や **CR**(Condition Report) を書いた事のある発電所職員の割合 (**Engagement Indicator**:参加指標) は、**Quad Cities** は 76% であり積極的な参加が得られている。

- ・ 出力アップ後、スチームドライヤ及び **SRV**, **MSIV** アクチュエータが損傷した。これは以前から存在していた振動が、出力アップにより予想以上に大きくなったためである。

- ・ **ASB** (**Acoustic Side Branch** ; 音響分岐管) の追加による音響と渦流の共鳴防止等の対策により、損傷は生じなくなった。

表-1 日程と議事項目

月 日	訪問先	議事項目
10月9日(火) 8:00～15:00	NRC 第3 地方局	NRC 第3 地方局の概要 原子炉プロジェクト部の概要 原子炉安全部の概要 検査プログラム 常駐検査プログラム 機器設計基礎検査 (CDBI) 10CFR50.59 に基づく検査 保守規則に対する検査 ・ Davis-Besse の監督 (IMC0350 プロセス)
10月10日(水) 9:00～17:00	Davis-Besse 原子力発電所	Davis-Besse 原子力発電所の概要 原子炉容器上蓋欠損事象の経緯・教訓 Davis-Besse 原子力発電所の歴史的変遷、外部独立組織による継続的評価 長期停止後の再起動に向けての確認活動 外部独立組織によるエンジニアリングプログラムの検査 燃料交換サイクル延長対応：安全弁検査、格納容器閉じ込め機能、計器ドリフト CAP の実施および根本原因分析 (スクリーニングクライテリア・方法・イベント)
10月11日(木) 8:00～11:00	Davis-Besse 原子力発電所	発電所見学 制御室、タービン建家、全交流電源喪失対応 EDG、I & C ショップ、復水器・循環水ポンプ
10月12日(金) 8:30～17:00	Quad Cities 原子力発電所	燃料サイクル延長プロジェクト：概要、計器ドリフト評価、逃し安全弁、格納容器漏洩率検査 CAP：概要、EXCELON 全体での取組み、Quad Cities での取組み 増出力に伴うスチームドライヤ等の損傷

表－２ 参加者名簿

	母体	氏名	所属
1	機構	水町 渉 [団長]	参与
2	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
3	機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析グループ長
4	機構	宇野 正登	検査業務部研修グループ 主任
5	エナジス	大山 健	代表取締役社長
6	原技協	笠井 滋	規格基準部プラント運用 GL
7	北海道	金岡 秀徳	泊発電所 設備管理課
8	日本原電	紅林 誠	発電管理室 保全計画 Gr. 主任
9	日立 GE ニュークリア・エナジー (株)	佐川 渉	日立事業所原子力サービス部主管技師
10	東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部主幹
11	中部電力	進藤 俊哉	原子力部運営グループ、主任
12	東北電力	杉 邦明	原子力部（保全計画担当）課長
13	東北大	高木 敏行	流体科学研究所教授
14	保安院	田口 達也	原子力発電検査課
15	中部電力	竹下 明	主任（米国原子力発電協会（INPO）出向）
16	東京電力	田中 和夫	原子力運営管理部 運転管理グループ 副長
17	関西電力	千種 直樹	原子力事業本部 原子力技術部長
18	北陸電力	中田 睦洋	原子力本部原子力部原子力発電運営チーム副課長
19	北大	奈良林 直	北海道大学大学院工学研究科教授
20	九州電力	野間 格	原子力管理部 発電管理グループ副長
21	中国電力	山崎 悟志	島根原子力発電所 機械保修課
22	JANUS	富田 洋一郎	エネルギー技術 ユニットコンサルタント
23	JANUS	森本 俊雄	エネルギー関連事業部 技術顧問
24	グロリア	小倉 篤	第2営業部 部長

(NISA, 学識経験者, 電気事業者, メーカー, 原技協, JNES等総勢23名)



写真-1 NRC 第3 地方局を訪問した機械学会調査団 (撮影 NRC)

## II. 議事録

### 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」第2次訪米調査議事録

1.日時:平成 19 年 10 月 9 日(火) 8:00~12:00

2.場所:NRC Region III

3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

James Caldwell(局長), Mark Satorius(次長), Cynthia Pederson(原子炉プロジェクト本部長), Gary Shear(原子炉プロジェクト副本部長), Steven West(原子炉安全本部長), Anne Boland(原子炉安全副本部長), Thomas Kozak(原子炉PJ技術サポートチームリーダー), Gregory Roach(常駐検査官), Douglas Tharp(常駐検査官)

#### 【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(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会), 金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝), 進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院), 竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力), 奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

通訳, 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

資料1: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Agenda

資料2: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Region III Overview

資料3: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Division of Reactor Project

資料4: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Division of Reactor Safety

資料5: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Inspection Program Overview

資料6: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Resident Inspectors

資料7: US. NRC Region III Organization Chart, October 3.2007

資料8: NRC Region III Visitor Guide

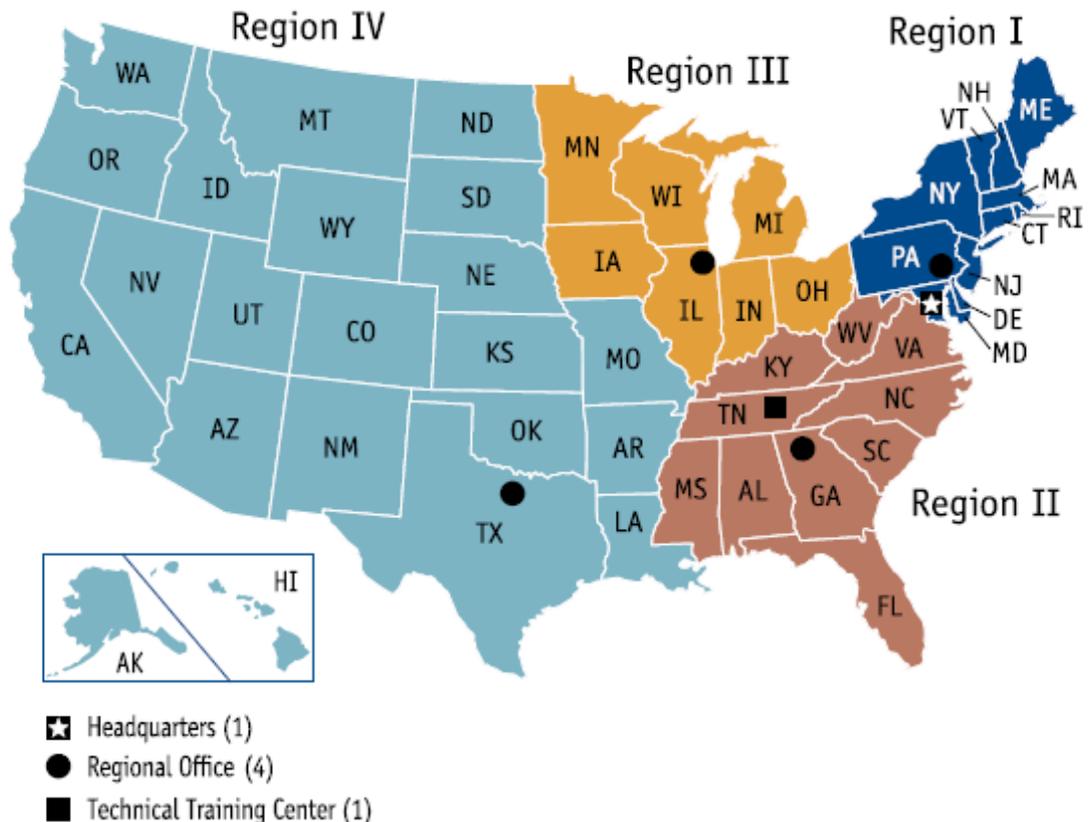
資料9: NUREG-1350, Vol.18, "NRC Information Digest 2006-2007"

5.議事:

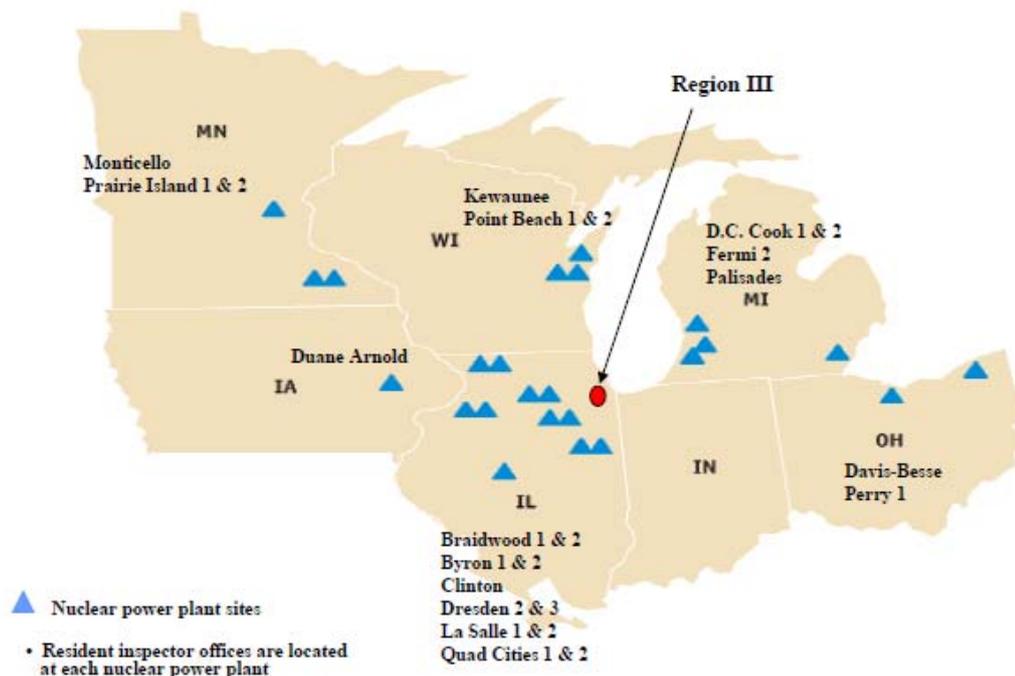
## 【プレゼンテーション概要】

(1) NRC (Nuclear Regulatory Commission) の概要説明 (説明者 James Caldwell 氏, Mark Satorius 氏)  
(資料 2、7、8、9 参照)

- NRC の Region Office はアメリカ国内に 4 ヶ所あり, 今回訪れた NRC Region III はその内の一つ。Region I はフィラデルフィア周辺, Region II はアトランタ周辺, Region III はシカゴ周辺, Region IV はアメリカ西部全域を管轄し, それを総括する本部がワシントンDCに置かれている。



- 政府系機関として誇りを持って管理に当たっており, 公衆の健康と安全を確保し, 国民に恩恵をもたらすことが最大の使命である。(NRC は 30 の大規模政府組織の中で優良職場ランキングが 1 位となった)
- NRC には 4 つの Region 合わせて 3300~3400 人のスタッフがおり, 物理的に検査を実行し, 放射性物質ならびに原子炉を安全に管理することが仕事である。
- 現在, NRC Region III では, 16 サイト 24 プラント (BWR11 基, PWR13 基) を管理している。その他に, 第一世代に設置され退役を迎えた 6 プラントについてコミッションから除外申請中であるとともに, 7 ヶ所の使用済燃料貯蔵施設を管理している。なお, アメリカでは現在再処理を行っておらず, ヤカマウンテン地域に高レベル廃棄物貯蔵施設を建設中である。さらに, 1200 件の物質に係るライセンス (医療等に係る放射性物質等) についても管理している。各サイトには常駐検査官が 2 人配置されており, 日常的に検査を行っている。



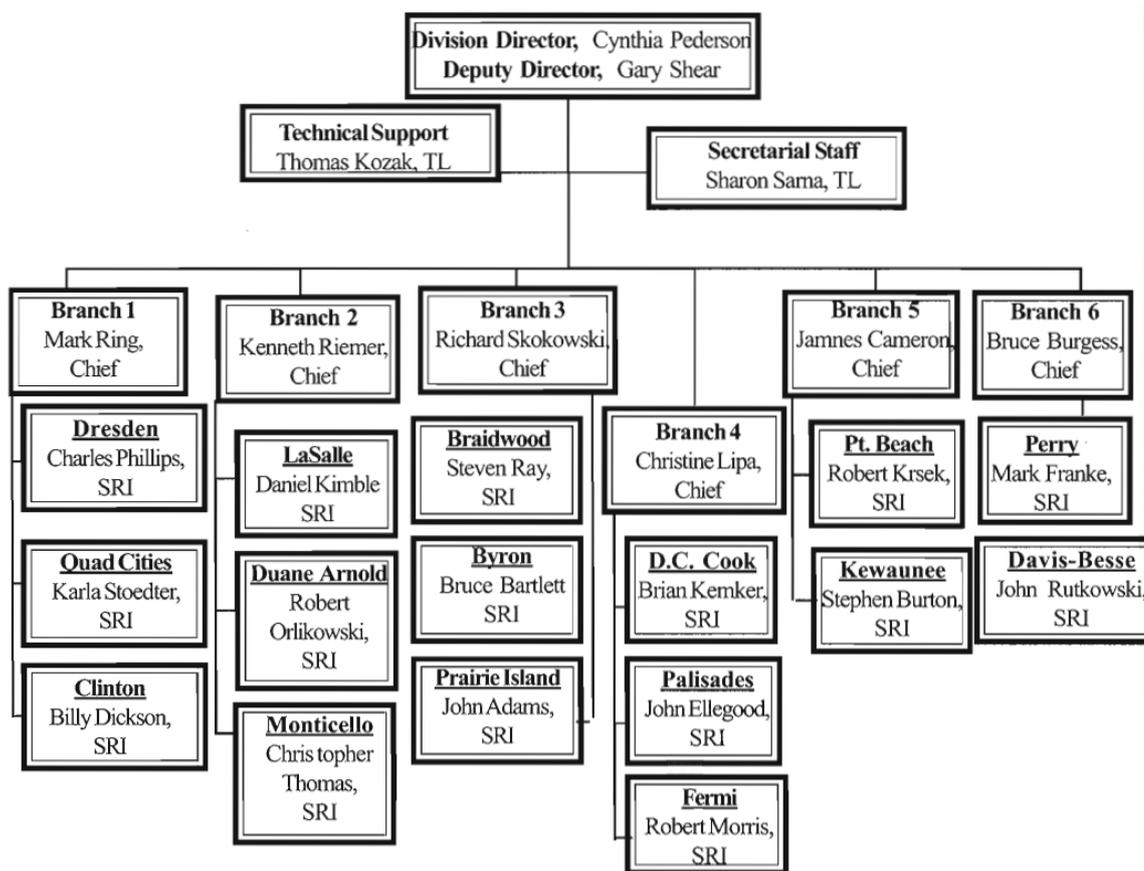
October 09, 2007

- NRC 全体の組織体系は、5 人の Commissioner をトップとして構成され、そのうち 1 人が議長に大統領から任命を受ける。また、各 Region の組織体系は、Administrator の下に調査局及び広報 (PA: Public Affair) 担当が存在し、違反に対して注意を行う法律執行部、弁護士団、州政府に対して情報提供を行う連絡係、技術的・管理的部署の 4 つのセクションからなる。
- NRC Region III には現在スタッフとして 215 名が割り当てられており、その約半数が検査官としてフィールドに出向き検査を行っている。その中には常駐検査官もいれば、通常は本部にいて何か発生した際に地方に出向く検査官もいる。

(2) 原子炉プロジェクト (Reactor Project) (説明者 Cynthia Pederson 氏, Gary Shear 氏)

(資料3、7、8 参照)

- NRC Region III では、管轄する 16 サイトを 6 つの課に分けて管理しており、各課がそれぞれ 3 基を担当している (2 支部については 2 基)。また、各サイトに常駐検査官 2 人及び事務処理を行う秘書としてパートタイマーを 1 人配置しており、技術的なサポートを行うスタッフも配置されている。



- ・ 検査の内容は、運転・保守・観測・技術等プラント運転に係る全般について行われる。常駐検査官の役割は、前線にいて迅速に不具合等の情報を入手することであり、全てを少しずつ監視しているといった観点からゼネラリスト的な仕事が主である。しかし、Davis-Besse で発生した原子炉容器ヘッドの劣化の様な一過性のものについても付加的に検査を行う義務を有している。
- ・ 原子炉プログラム(Reactor Program)は、原子炉プロジェクト部門(Division of Reactor Project)と原子炉安全部門(Division of Reactor Safety)の2部門が大きな柱であり、Division間で情報交流を図りながら機能している。

(3)原子炉安全(Reactor Safety) (説明者 Steven West 氏, Anne Boland 氏)

(資料4参照)

- ・ 原子炉プロジェクト(Reactor Project)は、各サイトに配置されている常駐検査官によって実施されるが、原子炉安全(Reactor Safety)は、通常は本部にいて何か発生した際に地方に出向く専門検査官によって実行される。DRS(Division of Reactor Safety)は65人の検査官から構成され、運転課(OB: Operation Branch)、プラント支援課(PSB: Plant Support Branch)、プラント支援チーム(PST: Plant Support Team)、3つの技術課(EB1,2,3: Three Engineering Branches)、リスク管理を行う上級原子炉分析者(SRA: Senior Reactor Analysts)の5セクションから成る。それぞれのセクションの役割は以下の通りである。

- ・ 運転課(OB)は、原子炉運転員の NRC ライセンス発行、ライセンシーに対する最初のトレーニングプログラムの評価、再資格交付のための検査を行うとともに、全てのタイプの原子炉について査察を行っている。プラント支援課(PSB)は、緊急事象への準備、安全、事故対応を担当。プラント支援チーム(PST)は、プラント内における放射線防護と環境面での保健物理を担当。3つの技術課(EB1,2,3)は大型の技術部隊であり、機械・電気・土木・建築・原子力・化学分野の技術、火災防護、ISI、設計変更、ライセンス更新業務を担当している。上級原子炉分析者(SRA)は3名の Reactor Analyst から構成され、リスクモデルやPRA技術の専門的技術を担当するとともに、検査の計画や検査を検査サンプルの選定等意思決定の支援を行ったり、重要決定(SDP: Significance Determination Process)を行う検査官を助けたり自ら重要決定(SDP)を実行したりする。また、イベントや事故発生時には評価を行い、特別な検査を実施すべきか、あるいは通常の検査で十分であるかを判断するセクションでもある。

#### (4)検査プログラム(説明者 Thomas Kozak 氏)

(資料5参照)

- ・ NRC の規制方法は、本部で開発した規制及びガイダンスをもとにサイトにライセンスを与え、Region にて検査、パフォーマンスの評価、法律の施行、調査など各サイトの管理を行い、運営的経験(海外や国内の他プラント事象含む)を得て、規制及びガイダンスに更なる改良を加える。
- ・ 検査プログラムは、Manual Chapter 2515 と Manual Chapter 0305 から成り、Manual Chapter 2515 には検査プログラムの説明、Manual Chapter 0305 には検査の実施後いかにアセスメントプログラムを実行するかが記載してある。
- ・ 原子炉監督プログラム(Reactor Oversight Program)は、3つの戦略的パフォーマンス(原子炉安全、放射線安全、警備・テロ等に対する予防措置)と7つの Cornerstones(安全性重要側面:初期事象、事象軽減化システム、5つの障壁の保全性、避難等の緊急防災、所内の放射線安全、公衆の放射線安全、物理的防護)から成り、安全性重要側面にはそれぞれ検査手順が定められている。
- ・ 各安全指標に対して、最低限実施する必要がある Baseline の検査と4半期毎に提出されるパフォーマンス結果にしきい値を適用し、Manual Chapter 0305 で評価を実施。ガイダンスによって決められている判断基準に基づいて評価を行い、軽微なものについては着色を行わないなど選別を行って、その後NRCとして是正処置を行う。
- ・ パフォーマンス指標及び検査結果については、緑・白・黄・赤と軽微な事象順に色分けがされている。例えば、緑はBaselineの検査、白は95001の検査手順に基づいてNRCの追加検査、黄は95002の検査手順に基づいてNRCの追加検査、赤は95003の検査手順に基づいてNRCの追加検査を必要とし、極力Baselineの検査にとどめることを目標としている。白は約30~40hの追加業務量、黄は約240hの追加業務量を要し、2人の検査官で対応する。また、赤はRegion IVで現在発生しており、25人の検査官を投入して対応に当たっている。2006年度末、アメリカ国内のプラントにおいてBaselineの検査で済んでいるのは103基中70基である。
- ・ 検査計画は、まずベースラインの検査を行い、4半期毎にベースラインを超える検査を行うべきか検討。各課長で月1回ミーティングを行い、人的資源の投入の必要性を再検討。検査スケジュールを策定後、実施状況をモニタリングする。

(5)常駐検査官プログラム(説明者 Gregory Roach 氏, Douglas Tharp 氏)

(資料6参照)

- ・ 常駐検査官プログラムは形として 1970 年代から存在したが, 実際に機能し始めたのはスリーマイルアイランド事故以降である。常駐検査官は基本的に 1 基につき 1 人配置され, BWR と PWR を混在して検査している。また, サイトに慣れてしまうことを防ぐため, 1 サイトに長くても 7 年までしかいることができない。年間に約 1800h の検査を行い, その内訳は約 1000h が baseline の検査で約 800h が現場パトロールである。4 半期毎に約 50 の検査を実施する。夜間や週末でも本部の目となり耳となって検査を行い, サイトを熟知し把握している。広報活動の際にも重要な役割を担い, 家族とともにサイトの近隣に住んでいることでも住民に安心を提供している。
- ・ 常駐検査官の日々の業務スケジュールは, 以下の通りである。常駐検査官は発電所内のドキュメント全てにアクセスでき, 本部の目となり耳となって発電所運営の全てに関与している。

(常駐検査官の日々のスケジュール)

6:00 出社

6:15~6:45 ログやレポートのレビュー

6:45~7:30 中央制御室の見回り

7:30~8:00 NRC に時事報告

8:00~8:30 管理のレビュー, 準備

8:30~9:00 当日のミーティング計画

9:00~11:30 検査活動

11:30~12:15 昼食

12:15~13:00 詳細なプラントデータのレビュー

13:00~15:00 検査活動

- ・ 検査活動は, 16 の検査活動に分類され, 常駐検査官が全ての責任を負っている。Refueling Outages の場合も, 主蒸気管室や熱交換器室にアクセスして観察を行い, 最後に施錠を行うのは常駐検査官の仕事である。しかし, 異常発生時はライセンスマネージャー, 常駐検査官, 課のマネージャー, NRC Region, 本部事務官と電話会議を行い, 異常事象の收拾にあたる。

【質疑応答】

Q1 本部(Head Quarter)と Region の役割の違いとはなにか?

A1 本部の役割は, 規制を決定すること及び事業者にライセンスを与えることであり, 幅広いプログラムに精通し, ガイダンスを提供。検査プログラムを管理することが役割である。それに対して, Region は検査プログラムを実施することが役割であり, Region の常駐検査官にある疑問が生じた場合は本部の専門家に質問できる。Region と本部はほぼ毎日技術的なやり取りを行っており, 非常に緊密な関係を保っている。

Q2 Davis-Besse の原子炉容器ヘッドの劣化事象発生時, 本部と Region は緊密に関係していたのか?

A2 ライセンスに関わることは何であれ全て本部の管轄であり, 当時本部が取り組んだ疑問はプラントを

停止すべきか、あるいは運転を延期すべきかであった。Region IIIとしては、酸性物質についての腐食のパフォーマンスに関して取り組み、原子炉容器ヘッドの劣化状況に対して通常より増員した部隊で、通常より拡張した検査を実施していた。そして、本部と Region 間で協議を行い、解決を図った。本来、本部の役割はライセンスの決定及び変更であり、Region の役割は本部の目となり耳となって検査を実行することであるが、Davis-Besse の原子炉容器ヘッド劣化事象の場合は予期せぬ発生事象であったため、NRC 全体の問題として対応する必要がある。Davis-Besse から学んだ教訓を今後に生かしていく必要がある。

Q3 広報活動(PA: Public Affairs)の責任の所在は本部と Region どちらにあるか？

A3 Region にも広報部門があるが、あくまで本部の傘下であり、責任は本部がもっている。Davis-Besse の原子炉容器ヘッド劣化事象の場合は、発生した事象が大きすぎたため例外であるが、通常は Region がメディア対応、ライセンスを受けたサイトの PA との対応及び公衆との対応を行い、それを本部が管理する。

Q4 日本の地方自治体は各サイトに直接質問を行い、回答を求めたりするが、アメリカの州が各サイトに直接質問をしたり干渉したりするか？

A4 州政府は、公衆安全を守るため何が発生しているかを把握する必要がある。

その対応として Region に州政府対応者がおり、州政府とは連絡を密に取っている。

基本的に各サイトが知事から直接干渉されることはないが、Davis-Besse の原子炉容器ヘッド劣化事象発生時は知事と連絡を密にするために会議の場をもってもらった。Region I では、州知事や上下院議員から各サイトに直接要求があったりする事例があるが、Region IIIではそういうことはなく、州政府と良い関係を保ち、本部が管轄及び取り纏めを行っている。

Q4' Q4の例外事象(昼食中の聞き取り)

A4' イリノイ州では州の環境局から1人NRC RegionIIIに派遣され、サイトを監視している。検査を行う権利はないため直接検査を行っていないが、常駐検査官とは違った目で現場を監視しており、何か発見した場合はNRC Regionの担当に連絡され、NRC Regionの担当から本部に報告される。

Q5 劣化の予兆をどの様に発見するのか？(Davis-Besse の原子炉容器ヘッド劣化事象以降、システムはどの様になったのか?)また、どの様な検査を行うのか？

A5 Davis-Besse の事象発生時、原子炉監督プログラム(Reactor Oversight Program)についてちょうど見直しを行っていた時期であり、現在は当時と検査プログラムが異なる。具体的な主な変更点は、以下の3点である。

- ① 漏えいの特定できない箇所に対して検査アプローチを変更した。
- ② ライセンスを受けた事業者に対して非破壊検査の実施を課し、どこまでの劣化を見つけられるかNRCが監督するようになった。
- ③ ライセンスを受けた事業者から提出されるコンディションレポートについて、単にトレンドを見るのではなく、従来とはグルーピングを変えて観察するよう見方を変えた。

また、大きな変化として、Davis-Besse の原子炉容器ヘッド劣化事象は NRC が知らなかった劣化の兆候を事業者は以前から知っており、早期対応ができたにもかかわらず十分な検査が行われなかったために発見が遅れてしまったことから、事業者に対して期待することとして安全文化(Safety Culture)を求める様になった。

Q6 日本の規制当局は常駐検査官から情報を受け取るよりも電力会社から直接情報を受け取る場合が多いが、アメリカの場合は Region からの情報が主で、事業者から情報を受け取ることはほとんどないのか？

A6 トピックによる。許認可にかかわること及び Tech Spec に関わることは事業者から直接本部に連絡される。それ以外は NRC Region が検査にて確認し、本部に連絡される。

Q7 軽微なトラブル(INES のレベル 0 事象等)について、日本の場合は地元住民に説明をするため県知事に事象のランク付けを求められるが、原子力にあまり精通していない NRC 本部の担当に説明を行う際、レベル付けを行うのか？

A7 州政府の関係者は、事象を把握する必要があるため全て報告しており、発覚したことについては Web 上に全て公開している。また、リスク評価を色分けして分かり易いようにしている。

Q8 DRS(Division of Reactor Safety)に所属する 65 人の検査官は、トレーニングを受けた人なのか？あるいは、誰でも検査官になれるのか？

A8 検査官になるためには、教育的な要求及び資格付けのプログラム受講が必要であり、それらの条件を全てクリアして検査官になれる。資格を維持するために再資格付けも行う。

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」第2次訪米調査議事録

### 1.日時:

平成 19 年 10 月 9 日(火) 12:45 ~ 15:00

### 2.場所:

NRC Region III

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

【NRC Region III】

Andy Dunlop (Senior Engineering Inspector)

ボブ テリー

Julio Lara(Chief Engineering)

クリスティン リバ(Chief Engineering)

#### 【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(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),  
金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝),  
進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院),  
竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),  
奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),  
森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

通訳, 小倉(グロリアツアーリスト)

### 4.資料:

資料1: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Component Design Bases Inspection (CDBI)

資料2: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Modifications and 50. 59 Inspection

資料3: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Maintenance Rule Inspections

資料4: JSME Delegation Visit To NRC Region III – Davis-Besse Vessel Head Degradation and  
NRC's 0350 Process

## 5.議事:

【CDBI(Component Design Basis Inspection)について】 説明者: Andrew Dunlop 氏  
(資料1参照)

- CDBI(Component Design Basis Inspection)とは機器の設計要求に対する妥当性確認検査であり、以下のプロセスに従い実施する。
  - ①チームリーダーによる計画:
    - ・検査計画が検査員、ライセンシーにとって、スムーズに行われることを目的としている。チームは6名で構成(リーダー、機械担当、電気担当、運転担当)され、一人一人が検査に必要な全てのデータにアクセスが可能である。また、検査官の質問対応等のためにライセンシー側は対応者も明らかにしておく必要がある。
  - ②ライセンシーへの Information Letter の作成:
    - ・検査の8週間前(もっと早い場合もある)にライセンシーに対して、検査に必要な情報が得られる様にするため、Information Letter を送付する。
    - ・レターには、各検査員が実施する内容、何の情報がいままでに必要ななどが記載されている(CDBI 専用の様式あり)。
    - ・Safety Report、Tec Spec.等は一般的なものとして準備されている。
    - ・尚、検査は3週間(1週目オンサイト→2週目事務所→3週目オンサイト)行われる。
  - ③検査計画(内部文書)の作成:
    - ・内部文書として検査チームが使用するものであり、IP71111. 21に基づき検査チームが実施すべき重要な要件が記載されている。記載されている内容は、検査に要する時間、運転に関する検査官に必要な経験、各ミーティングの時間など、検査チームに対して、誰が、何を、いつ、どうやって行うかが記載されている。
  - ④サンプルの設定:
    - ・最も重要なものの一つがサンプル選定であり、構成部品のリスク重要度の度合い、マージン等から、 $\Delta$  CDF(Core Damage Frequency; 炉心損傷頻度)、LERF(Large Early Released Frequency; 早期大規模放出確率)等に基づき、確率的なリスク評価を実施して、リスクが高いサンプルを選定する。
    - ・その後の視点は、マージン(メンテナンスマージン、運転マージン、設計マージン等)がどれだけあるかという視点に変わる。
    - ・又、常駐検査官からの情報(設計的に問題がある等)も考慮している。
  - ⑤未解決問題の追跡:
    - ・未解決問題を追跡できるように検査チームはライセンシーへの質問、ドキュメントの要求を行うが、ライセンシーはそれらに対応できる様にデータベースを作成し、完了まで Follow 出来るようにしている。
    - ・問題点についてナンバリングし、問題点を発見した検査官名を明確にして管理するとともに、質問/疑問/懸念等については、ライセンシーから書面により回答されるしくみとなっている。

る。

- ・ホワイトボード等によって追跡が内部的に出来るようになっており、これにより何が問題なのか、何が Follow されていないのか等が明確になり、チームのリーダーが問題／質問／懸念にタイムリーに回答できる。

#### ⑥問題の解決:

- ・ライセンシーに対して設計マージンを満足しているかを評価させる。これにより、設計マージンを著しく低下させる問題であった場合は検査レポートを提出する Finding(発覚事象)になる。Finding 事象なのか Minor 事象なのかの判断は、検査官だけでなく、リーダーやリージョンのマネージャの経験等に基づき判断される。
- ・Minor と判断された事象(計算上の問題、間違った値によるものなど)については、ライセンシーの CA(是正処置)プログラムに反映させていく方法をとる。Finding 事象としてレポートされる事項についても、ライセンシーは CA プログラムに反映させて対応している。
- ・もし問題の内容がチームの能力で対応できない場合は、リージョンの検査エキスパートや本部に問い合わせ解決を図っている。

#### 【10CFR50. 59に基づく検査】 説明者:ボブ テリー氏

(資料2参照)

- 10CFR50. 59に基づく検査は2週間オンサイトで実施されるが、アプローチはCDBIと異なる。
- 着眼点は、物理的にプラントになされた設備改良(ポンプ取替、サーキットブレーカの取替、設定値変更など)が対象である。サンプルの選定はCDBIより単純であり、過去2年間にライセンシーが行った設備改良の内容(リスト化されている)と10CFR50. 59に基づく評価レポートを基に選定が行われる。選定の基準(要因)は、対象機器の安全性、リスク重要度、検査官の経験による重要度である。
- 10CFR50. 59に基づく検査は、8項目あるが、テーマとしては、
  - ①公衆の被ばくに関する重大性
  - ②個々の発生確率の変化
  - ③改造に伴って生じる可能性のある事象(装置の異常動作等)の3つに集約される。

これらの内容が、許容基準を下回っている("Minimal Increase"以下)の場合、ライセンシーはNRCの承認なしに設備改造を行うことができるが、そうでない場合はNRCの承認が必要となる。
- 検査作業を円滑に進めるため、「NEI96-07」がガイダンスとして使用されている。これには、「どのようなタイプの設備変更が受入可能か否か」などの例が定性的に多く記載されている。
- 検査を実施する際には、10CFR50. 59の評価ドキュメントに従い、全てのドキュメントを関連づけて適応性を確認する。例えば、ある既存の計算値が変更後も有効であるか否かなどの相互関係を確認する。
- 設備改造・変更を支持する文書、設備改造・変更により影響を受ける文書について検査が行わ

れ、この点でCDBIと10CFR50. 59に基づく検査が合致することとなる。CDBIは機器そのもの、10CFR50. 59に基づく検査はその下のベースとなるものを対象としているが、同じドキュメントを重複して検査するケースもある。

- 本検査においては経験が大変重要である。なぜなら、改良により変更されるドキュメントが何であるかを把握しておかなければならないからである。

【Maintenance Rule Inspection】 説明者: Julio Lara 氏(Chief, Engineering Branch)

(資料3参照)

- 検査内容は、ライセンシーがメンテナンスルールを適切に実施しているか否かを見るものである。メンテナンスルールは、ライセンシーが保守をどのようにすべきかを定めているものではなく、いかにモニタリングをするかを決めたものである。
- 検査手順としては3つのドキュメントがあり、これらに従い検査を実施している。
  - ✓ IP71111. 12 “Maintenance Rule Inspection”
  - ✓ IP71111. 13 “Maintenance Risk Assessment and Emergent Work Control”
  - ✓ SDP(Significance Determination Process)
- IP71111. 12 は2つの検査がある。
  - ①Routine Maintenance Effectiveness Inspection
    - ・常駐検査官が8～10のサンプルを選定し、ライセンシーがどのような頻度でモニタリングをしているかを確認する検査。
  - ②Triennial Periodic Evaluation Inspection
    - ・3年ごとに常駐検査官により実施される検査で、オンサイト検査の1ヶ月～6週間前にサンプルを選定し、選定したサンプルについての情報をレターにより要求する。
- IP71111. 13はメンテナンスのプラントリスク評価をライセンシーに要求している。常駐検査官により事前、最中、事後(つまり全てのプラント運転状態時)のリスク評価が行われる。監査のガイダンスは3つあり、そのうち2つ(R. G1. 160と1. 182)はNRCにて作成されたものであり、もう一つ(NUMAC93-01)はNEIが作成し NRC によりエンドースされているものである。

#### ◆質疑応答

Q1: ROPの中のPI(Performance Indicators)はライセンシーの作成か?

A1: PIは全てのプラントに対して同じものである。産業界と共同で作成し、ガイダンスにてどのようなものを入れるかは決められている。

データ収集はライセンシー側が行い、4半期毎に規制側が確認している。

Q2: ROPの中で Minor か否かの判断は検査員の裁量によるものとのことだが、その裁量について何か決めごとはあるのか?

A2: 多くは検査官の経験による。しかし、トレーニングとして、1年に2回、ガイダンスに基づく決定

をするための研修をしている。

IMC0612Appendix Eには指標となる多くの例が記載されているので、Minor か否かのレベルの判定ができるようになっている。

Q3: SALP(Systematic Assessment of Licensee Performance)の時代は検査官個人やリージョン間によってジャッジが異なると聞いたことがあるが、現在(ROP)の客観性は完璧か？

A3: だいたい完璧であり、完全合致を目指している。

ROP実行にあたっては、整合性、一貫性がポイントであり、例えば、Finding(発覚事項)が一つあった場合、同じアクションを全てのプラントに対してとることになるが、以前は同じアクションがとられているとは言えなかった。

(補足1)

地域を跨って本社の考え方等の情報を共有する様にしている。そのために、ある特定分野に対するベンチマーク調査や最適手順の確立等を行っている。

整合性、一貫性を得ると言うことは、連続的、継続的なプロセス。

差異があれば産業界の方から「間違っている」旨の指摘を受ける体制になっている。(但し、内容のジャッジは NRC が実施)

(補足2)

色分けにおいて、イエローおよびレッドについては PRA(PSA のこと)の値で決まるので検査官の判断が介入する余地はないが、軽微なもの(色無し、グリーン)については検査官の判断によるところが大きい。

【Davis Besse 発電所】説明者: Christine LIPA 氏 (Chief, Reactor Project Branch 4)

(参考資料4参照)

- NRCの Office of Nuclear Reactor Regulation が発行した「NRC Bulletin 2001-01」(2001年8月発行)のガイダンスはベッセルヘッドのノズル部周辺部にひび割れの可能性があり重要性があると判断されたために出された。
- デービスベッセは、いくつかの補正的措置(温度削減や安全装置確保、オペレータの訓練)を施すことにより、2月中旬迄(2001年12月末から6週間)運転継続することになった。
- 2月中旬迄の運転後に点検を行った結果、3つのノズルにひび割れが発生しており、1つのノズルの横には、大きな穴が発生していた。このようなベッセルヘッドの著しい劣化のため、一般(州政府、連邦政府、地方自治体 etc)からの「反発」があった。
- デービスベッセでは、ベッセルヘッド劣化の根本原因の解析(技術的、人為的、作業的、プログラムの etc の観点より)をいくつか実施した。
- NRC としては、public が情報を必要としていることを敏感に受け止めており、安全についてきちんと係わりそして責任を果たすことで、一般の人々の信用度向上に繋がると受け止めている。(たとえば、一般公開のミーティングへの参加、月次の公開ミーティングの場でのニュースレターの配布など)

- IMC0350 パネルを使うことで、実際にライセンシーが運転を再開するためにすべき検査を明確にすることができた。
- 再開後は、オンサイトで複数の検査官が、2週間以上24時間体制で Follow する体制をとり、また、4つの分野(安全文化、エンジニアリング、運転、CAP)で5年間独立的な査察が行われることになった。さらに、フル ROP+複数の検査を実施し、非適正なインジケータ事項については更に追加の検査を実施した。1年間は IMC0350 パネルの維持及び確認的独立的査察の検査も継続した。
- デービスベッセの件で、NRCは運転再開中及び再開後に効果的な任務(運転の安全性、セキュリティ、緊急事態の対応)を提供することができた。

#### ◆ 質疑応答

Q1: 他プラントへの水平展開は？

A1: IMC0350 のドキュメントに適用可否かのクライテリアがあるので、他プラントに IMC0350 が該当するか否かは判断できる。

これとは別に、広範囲の Lessons Learned Task Force によって検査プログラムが改善されたので、類似の問題を他プラントに関しても改善するか否か明確になった。

Q2: 運転再開後2week 以上、24時間体制にて Follow をおこなったとは？もっと具体的に。

A2: 2人の検査官(当直交代で1人)が、ライセンシーが行うべき手順を実行していたか否か、予想外事象発生時にどの様な対応をしたか等を見ていた。

基本的には中央制御室での確認となったが、場合によっては現場でも実施した。

また、順次立ち上がるシステムの状況についても確認していた。

Q3: デービスベッセの教訓を受けて、NRCの検査のやり方を見直したことは判ったが、ROP 全体のしくみを変えた様なものはあったか？

A3: 2つある。Lessons Learned Task Force による改善は検査だけではなく、本部のプログラム(例えば Bulletin の発行基準や、Bulletin 発行後の Follow 回数)にももたらされた。

ROP に関しては、いかにセーフティカルチャーを盛り込むべきかと言う点で違いがあり、Finding の各々の対応についてセーフティカルチャーの属性があるか否か更にはその属性がもっと大きな傾向やパターンに繋がるか否かに着目するようになった。

Q4: リスタート時の Follow すべき問題のチェックリストと、それ以降に発生した問題はどの様に関連付けて Follow しているのか？

A4: チェックリストの項目は、CA, RCAで処理するものを記しており、これに属する新しい問題は2つくらい追加して Follow した。

問題には ROP で処理するものや、チェックリストのみで潰しておくべきものもある。

Q5: 規制側のサイト立ち入りは？何か許可等を受けるのか？立ち入り可能な法的措置は？

A5: 何も拘束を受けていない。

Q6: トラブル発生時、PRA(Plant Risk Assessment)計算は直ちに行うと聞いたが休日および夜の対応は？

A6: オンコール対応+概算推定で対応

Q7: その計算はどのリージョンでも対応可能か? SDP(Significance Determination Process)ではPRAの  
計算を早急に行う必要が本当にあるのか?

A7: 在り得る。必要性と言う点では、決定論的要因の把握とリスク重要度の度合いがある。  
因みに、計算はリージョンで行う。

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」第2次訪米調査議事録

### 1.日時:

平成 19 年 10 月 10 日(水) 9:00 ~ 12:40

### 2.場所:

Davis-Besse 発電所(First Energy Nuclear Operating Co)

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

Davis-Besse 発電所(First Energy Nuclear Operating Co)

Mark Bezilla (Site Vice President)、Clark Price (Director, Performance Improvement)、

Randy Patrick (Supt, Nuclear Operations Services)

#### 【機会学会欧州調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),

宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),

金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝),

進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院),

竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),

奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),

森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

通訳, 小倉(グロリアツアーリスト)

### 4.資料:

資料 1 : Proper Context: Davis-Besse Historical Time Line, Confirmatory Order Independent Assessments

資料 2 : Maintenance, Confirmation of Performance of Safety Related Equipment

資料 3 : Davis-Besse Station Key Activities and Events 2007

## 5.議事:

Davis-Besse 発電所副所長の Mark Bezilla 氏による歓迎の挨拶、対応者の紹介の後、水町団長から調査団の紹介、記念品の贈呈が行われた。

その後、Mark Bezilla 氏から、発電所を展望しながら発電所の概要紹介があり、また LESSONS LEARNED のパネルの下で原子炉圧力容器上蓋の欠損の経緯、教訓の説明があった。引き続き、午前中は、長期停止後の再起動に向けた活動、外部の第3者組織による評価等について、説明があった。

(1) Davis-Besse 発電所の概要(説明者: Mark Bezilla 氏, Site Vice President)

### 【プレゼンテーション概要】

- ・ Davis-Besse 発電所は、FENOC(First Energy Nuclear Operating Co)運転の発電所であり、1977年4月22日に運転認可を受けた B&W-PWR(2772MWt、2 ループ、177 体炉心)1 基の発電所。
- ・ 2002年3月、第13回燃料交換期間(定検)に、原子炉圧力容器上蓋の欠損が発見され、2年間の長期停止となる。NRC の特別検査マニュアル(IMC)0350 プロセスのもと、産業界の協力を得、改善活動を実施し、2004年3月に再起動が認められる。その後、良好な運転を継続、現在、24ヶ月運転(但し、燃料交換停止期間含む、700EFPDの炉心、取替燃料濃縮度:4.96%、76体交換:2.3バッチ)を実施。次回燃料交換停止は、12月から34日間の計画。



Davis-Besse 発電所  
手前に大きな冷却塔

### 【質疑応答】

Q1. 米国での燃料交換停止期間(定検)はどのくらいか？

A1. トップ 1/4 のプラントの平均は、23~24 日である。今まで、短い日数は 18 日である。

Q2. 24ヶ月運転サイクルとのことであるが、燃料の仕様は？

A2. 濃縮度 5%未満、ガドリニア入りの燃料である。取替バッチは 3 バッチ。

→ 24ヶ月運転の場合、日本側評価では、取替バッチは 2 バッチ以下との評価であるため、詳細に確認。その結果、以下のことから、両者とも妥当と思われる。

- ・ 24 ヶ月運転には燃料交換停止期間を含むため、燃料サイクルは 23 ヶ月(日本側評価は、24 ヶ月燃料サイクル)。
- ・ 燃料濃縮度の違い(Davis-Besse は、4.96%、日本側評価は 4.7%)
- ・ Davis-Besse の取替バッチは 2.3 バッチ(76 体交換)で、3 バッチ交換でない。

(2) 原子炉圧力容器上蓋の欠損事象の経緯・教訓(説明者: Mark Bezilla 氏, Site Vice President)

【プレゼンテーション概要】

- ・ LESSONS LEARNED のパネルは、エンジニアリングスタッフが、原子炉圧力容器上蓋の欠損事象の経緯、教訓をまとめ、今後の戒めとしたもの。一番の教訓は、我々のミッションは原子炉安全の確保であり、全員で問題を発掘し、真の問題を解決、再発を防止しないといけないということ。以下、LESSONS LEARNED のパネルの概要を示す。また、パネルの傍には、発電所の規定類が閲覧できる状態で整備されていた。
- ・ 1990年代には、SCCは産業界によく知られたことであり、1998年にはスプレイ弁のボルトの腐食による折損があり、問題に気づく可能性があった。また、2000年には、原子炉圧力容器上蓋にボロンが固化した堆積物が発見された。(教訓: 普通見られないことがあったら、十中八九、問題がある)
- ・ 2001、2年、NRCは原子炉を停止して検査を求めたが、運転を継続。これは、間違った決定だった。2002年3月、原子炉圧力容器上蓋に穴を発見。
- ・ マネジメントが大幅に入れ替わり(マネジャークラス 20 名中、18 名解雇)、再起動に向け、エンジニアングレビュー、設備改造など、改善活動を実施。その当時、是正措置が 50000 件もあった。
- ・ 一般からの信頼回復のため、多数の公開ミーティング。発電所スタッフの自信を取り戻すためのスタッフミーティングを多数実施。
- ・ この結果、2004年3月に再起動の承認が得られ、その後、原子炉冷却系の漏えいゼロ、無災害記録 840 万 man・hour 達成等の成果。エンジニアは本の虫になり、design base を理解、また、ガイコツは押入れにいらなくなった(秘密がない)状態になった。現在、エンジニアはしっかり design base を守っている。



LESSONS LEARNED のパネル(1)

内容を説明している副所長の Mark さん



LESSONS LEARNED のパネル(2)

図の右下、2000年に“BROWN HEAD”を発見、しかし、原子炉圧力容器の上蓋欠損を見落とす。



LESSONS LEARNED のパネル(3)  
 原子炉圧力容器上蓋の欠損発見の後、  
 多くの公開ミーティングを開催



LESSONS LEARNED のパネル(4)  
 達成できたこととして、**本の虫**(中央右: エンジニアが DESIGN BASE を良く理解)になる、**ガイコツ**が押し入れにいない(右下: 隠し事がない)状態になった。

- 最後に、発電所主要会議、NRC 検査、INPO ピアレビュー、外部組織よる評価等、主要な工程が記載された、発電所の主要工程表(2007 年)の説明があり、簡潔にまとめられたこの工程表で、発電所幹部、従業員が、何が行われているか分かるようにしていた。また、それには、定期的に、スタッフミーティングをパーティ形式で行う等、発電所幹部が従業員とのコミュニケーションを重視し、自由に物が言える環境整備に努力していることが伺えた。(資料3参照)

**【質疑応答】**

- Q1. このパネルは、一般の見学者にも見せるのか。  
 A1. 説明している。
- Q2. 現在の是正措置の数は？  
 A2. 700 件/月程度で、年間 9000 件程度である。
- Q3. 所内の規定類も一般の見学者に見せるのか。  
 A3. 防護上問題ない文書は、公開している。
- Q4. NRC 検査と発電所の主要工程がぶつかるような場合、NRC は調整してくれるか。  
 A4. 交渉次第であるが、相談に乗ってくれる。(INPO も同様との説明あり。)



LESSONS LEARNED のパネル  
 パネルの下に、公開されている  
 設計図書の棚

(3) Davis-Besse 発電所の歴史的変遷、外部の独立組織による継続的評価(説明者: Clark Price 氏, Director, Performance Improvement)

【プレゼンテーション概要】(資料1参照)

- ・ 1980年以前は不安定であったが、1980年代後半からパフォーマンスが向上した。その当時は、エンジニア主導の組織であった。その後、オハイオ州内での競争が激しくなり、コストダウンに注力するようになった。そんな中、2002年3月、第13回燃料交換停止期間に原子炉容器上蓋の欠損が見つかり、2年以上の長期停止に至った。技術的な根本原因は、一次冷却水による SCC とホウ酸による腐食であるが、それ以外の根本原因は、適切に安全に注力していなかったことによる。これにより、燃料交換停止期間の延長により、代替電源の確保の費用等、650M\$(約800億円)のコストがかかり、また、世界の原子力産業、規制当局に大きな影響を与えた。
- ・ 原子炉圧力容器上蓋の修理・交換の決定、再起動時の試験計画、マネジメント及び人的パフォーマンスの改善計画等のプラント再起動プランを作成し、これらについては INPO 等産業界などからアドバイスをもらった。NRC は、特別検査プログラム(IMC)0350 プロセスを適用、NRC 本部、第3地方局のスタッフによる 0350 パネルを設置して我々の活動を監視した。また、約 100 回のパブリックミーティングを行った。
- ・ 2004年3月に再起動したが、まだ改善すべき事は多かった。NRC は普通の ROP ではなく、特別な ROP を実施した。また、運転パフォーマンス、CAP 実施状況、SCWE(Safety Conscious Work Environment)含む安全文化等の分野について、5年間の「外部の独立組織による継続的評価(Independent Assessment)」を要求した。(Confirmatory Order) この要求は、長期の是正処置が確実に実施されること、及び発電所自らが効果的に自己査定できることを確実にするための処置であった。
- ・ 現在4年目であり、NRC が、2008年にライセンスの修正を認めれば、通常のライセンスに戻る。

【質疑応答】

Q1. NRC の駐在検査官は何人か？

A1. 今は2名(シニア1名、もう1名)であるが、当時は1名増えて、3名であった。

Q2. NRC の「外部の独立組織による継続的評価」の要求は、0350 パネルからの要求か？

A2. NRC 第3地方局の管理責任者からの要求である。ライセンスの変更は NRC 本部の管轄であるが、検査の追加、解除等、どのように実施するかは地方局の責任となる。

Q3. 「Confirmatory Order」ということは、NRC が電力と議論し、合意の上で要求されるものと理解しているか？

A3. その通りである。事前にドラフトを見せていただき、レビューし、合意して、「Confirmatory Order」が出された。

Q4. 安全文化のように継続的改善が必要なものがあるが、再起動の条件として、当初から継続的改善をしていけばよいとのことになっていたのか？

A4. 安全文化の観点では、原子炉圧力容器上蓋の欠損は、我々全員が、トップマネジメントから従業員レベルまで、無関係ではない。トップマネジメントから従業員まで、自ら変わらないといけない

ことを受け入れること(internalization)が必要。変えなきやいけないという感情にする重要な作業である。時間がかかるものであり、NRC の「外部の独立組織による継続的評価」はそのためでもあった。

Q5. 原子炉圧力容器上蓋は、部分的な補修は検討しなかったのか？最終的に交換するという決定は正しい決定であったか？

A5. 検討の過程では、部分的な補修も検討したが、それはよくない判断であった。我々がバンドエイドを貼れる状況ではなかった。最終的に、交換したことは、技術的には健全な判断であった。

Q6. 多くの改善点(機器のリプレースなど)はどのように決定したのか？

A6. 会社としての決定だが、パネルでは、決定の検証をしていただいた。パネリストの意見を取り入れたのも多数あった。会社としては早く再起動したい立場だが、パネリストは長期的な立場でものを言う。我々のパネルに NRC も意見参加している。

Q7. 再起動に向けて、組織変更はあったか？

A7. 組織は替えていない。しかし、マネジメントは大幅に入れ替わった。また、訓練スタッフを再起動部門に投入した。

Q8. INPO 等の米国産業界とどのような協働をおこなったか。また、どのように生かされたか？

A8. 再起動活動中、産業界のレビューをしていただいた。この時、産業界にはお返しできないくらいお世話になった。我々の学んだことを共有する機会をたくさん設けている。原子力産業界に唯一貢献できたことは、INPO を通して安全文化の大切さを示したことだ。安全文化は、高い運転性能(ハイパフォーマンス)を継続するために重要である。

(4) 長期停止後の再起動に向けての確認活動(説明者:Randy Patrick 氏, Supt., Nuclear Operations Services)

【プレゼンテーション概要】(資料2参照)

- ・ プラントが再起動できる状態になっているか、運転部門とエンジニアリング部門が手を取り合って、43のシステムについての検討を実施した。さらに、安全機能を有する10のシステム(SG、高圧注入系、低圧注入系等)について詳細なレビューを実施し、仮に事故が起こった時、きちんと働くか確認した。システムレビューを完了したことが、一番大きな仕事であった。
- ・ システムレビューには、重要なレビューが2つあった。一つは、リスク重要度の高い、31のシステム健全性のレビュー(SHRR: System Health Readiness Reviews)であり、もう一つは、長い間、問題のあった5システムの詳細レビュー(LIR: Latent Issues Reviews)である。
- ・ レビューは、システムエンジニア、シニアオペレーター、保守スタッフから構成された。LIR では、現場を検査する前に、6~7週間かけて、以下の図書レビューを実施した。
  - ： NRC との約束事、過去7年のコンディションレポート、過去12年間の設計変更事項、INPO 運転経験、オーナーズグループの活動、NRC から指摘された違反、未解決問題等
- ・ また、運転員・保守スタッフとのインタビュー等により、作業を困難にしている現場の問題点は何か、何をすべきかの感触を得た。

- ・ SHRR は、詳細ではないが、全体の問題を断面として捉える手法(“vertical slice scope approach”) で検討した。例えば、コンディションレポートであれば、95 年以降の 30 件を選んで実施した。LIR の評価では、設計ベース又はライセンスベースまで遡って評価したこともあった。
- ・ これらすべてのデータを全て見た上で、現場で3日間かけて精査した。そこで発見された問題は、すべて写真に撮り、文書化して、CAP で処置した。(LIR では 1099 件、SHRR では 1021 件、コンディションレポートを発行)
- ・ これらの結果により、再起動前までに解決すべきもの、再起動後でも良いものなどに分類し、処置した。
- ・ プラント再起動のために、まず、これが終われば再起動してもよいとの基準を作成し、NRC の確認を得た。その後、各種検査を実施し、安全かつ信頼できる運転ができることを確認して、NRC は 2004 年 3 月に再起動を許可した。

【質疑応答】

- Q1. NRC は、再起動に際し、許容漏えい率を変更して、No リークを求められたのか。ある程度の漏れ量は認められているのか？
- A1. NRC は、基準を変えていないが、我々は、原子炉圧力容器上蓋の欠損事象における漏えい箇所からの漏れは認めていない。No リークは、Davis-Besse 発電所の決意である。当時は、CRDM のフランジ(バウンダリではない)からのリークと考え、運転を継続し、原子炉圧力バウンダリからの漏れを見落とし、安全意識に問題ありと指摘された。
- Q2. 原子炉圧力バウンダリ以外での漏れがある場合、ある程度の漏れは許容するのか？
- A2. 我々は、原子炉圧力バウンダリである、無しにかかわらず、No リークを目標としている。
- Q3. NRC の 5 年間の継続的評価期間が終わっても、No リークとするのか？
- A3. 基本的には変えない。厳密に言えば、1 分間 1 ガロンの原因不明なリークは認められているが、過去 3 ヶ月間のリークは 1 分間 0.01 ガロンであり、基準の 1/100 である。今後も現実的に、No リークを求めて運転していく。原子炉圧力容器上蓋の欠損事象の時は、許容できない漏れが隠れてしまった。当時の対応と違うのは、漏れがある場合、漏れの経路、漏えい箇所を評価して、原子炉圧力バウンダリで起きているかもしれない漏れを見逃さないよう検討する。

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」第2次訪米調査議事録

### 1.日時:

平成 19 年 10 月 10 日(水) 13:00 ~ 17:15

### 2.場所:

Davis Besse 発電所 (First Energy)

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

[Davis Besse 発電所 (First Energy)]

Ken Byrd (デザインエンジニアリングマネージャー)

Dennis Schreiner (安全系シニアコンサルタント)

Mike Beier (原子炉システムエンジニア)

Brian Young (原子炉電気システム員)

Ray Hruby (発電所規制・コンプライアンスマネージャー)

Brian Hennessy (パフォーマンス改善監理官)

#### 【機械学会欧州調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),  
金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝),  
進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力安全・保安院),  
竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),  
奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 森  
本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

通訳, 小倉(グロリアツアーリスト)

### 4.資料:

資料1: Confirmatory Order Independent Assessment Engineering Programs

資料2: Fuel Cycle Extensions Safety/Relief Valves

資料3: Fuel Cycle Extensions Containment Integrity

資料4: Fuel Cycle Extensions Instrument Drift

資料5: Corrective Action Program Implementation Confirmatory Order Discussion

資料6: Effective Use of Root Cause Analysis Screening Criteria, Methods and Events

## 5.議事:

### (1) エンジニアリングプログラムに対する Confirmatory Order Independent Assessment について

【プレゼンテーション概要】 発表者: Ken Byrd (デザインエンジニアリングマネージャー)

(資料1 参照)

#### ○ 米国の「エンジニアリング」とは

… 保守の机上部門業務を行い、予防保全計画・設計基準の各種 limit に対する余裕しろ評価・機器の割り当て等を行うセクションである。

#### ○ 目的はエンジニアリングプログラムの実効性の評価

○ Davis Besse では5年間毎年受けることとしており、既に4年が完了している。

○ アセスは「計画の実施」「文書化要求」「文書レビュー」といった机上活動に対する調査や、「現場インタビュー」「レポートの結果」という内容で実施される。

#### ○ アセスメントの6つのスコープ

① 改善 ② 評価 ③ システムエンジニアリング ④ CAP の実施

⑤ アセスメント活動の実効性 ⑥ 前回のアセスに対する是正処置のレスポンス

○ 「① 改善」のプロセスには、「実施又は提案中の改善の抽出」「改善の品質」「文書化のサポート」「改善の有効性」「他の手順との相互関係の Check」「どういった困難・問題があるかといった内容に対する作業(量)マネジメント」を実施する。

○ 「② 評価」のプロセスでは、「許容基準」「安全限界に対するマージン評価」「解析結果のシステムへの反映方法」などについて実施している。

○ 「③ システムエンジニアリング」のプログラムと実施に関しては、「メンテナンスの優先順位付け」「システム健全性の評価・レポート」「モニタリングや傾向把握に係るメンテナンスルール」等に対する評価を行うが、Davis Besse では「機器の信頼性改善プログラム」に対する評価に力を入れている

○ 「⑤アセスメント活動の実効性」については、「短期的・長期的アセスの計画」「四半期毎のアセスの品質レビュー」「自己アセスの能力(是正処置を実施するための能力)」などに対して評価する。

○ Confirmatory Order Independent Assessment は、重要なアセスメントツールであり、エンジニアリング部門はその重要な feedback に感謝している。

### 【質疑応答】

Q1 当発電所で力を入れたという「機器の信頼性改善プログラム(Equipment reliability improvement program)」とは具体的にどういったものか。RCM 手法と関連があるか。

A1 予防保全を最適化するプログラムである。具体的には、予防保全テンプレートを用いて、点検頻度など装置に適した正しい予防保全を行っているかどうかをアセスする。

RCM については詳しくはないが、似ているものと思う。

⇒ INPO AP913ドキュメントでは、「点検計画に実績を feedback すること、事前の機器のモニタリング結果を feedback すること、トラブル情報を feedback することなどを通じ、最適に機器の信頼性を高めていくプロセス全体が機器の信頼性を向上させるものである」としている。

(2) 燃料交換サイクル延長に伴う逃がし安全弁検査について

従来 18 ヶ月燃料交換サイクル運転であったが、24 ヶ月燃料交換サイクル運転に延長する際に逃がし安全弁の as found 試験及び as left 試験の概要についてプレゼンがあった。

【プレゼンテーション概要】 発表者: Dennis Schreiner (安全系シニアコンサルタント)

(資料2参照)

- Davis Besse では逃がし安全弁の検査に対して「ASME Section 11」に従い、2つのカテゴリーを設定している。一つは「原子炉冷却系加圧器逃がし弁」、もう一つは「主蒸気安全弁」である。
- 「原子炉冷却系加圧器逃がし弁」(2台)については以下の状態監視を実施している。
  - ・セット圧力 2500psig に対して、as found では[+1%/-3%以内]、as left では[+1% または -1%以内]を判断基準として実施
  - ・毎サイクル(24 ヶ月サイクル)バルブ交換を実施する。NTS Technologies 社に取外した弁を送り、分解・点検・組み立て・セット圧力確認テストを行う。
- 「主蒸気安全弁」(各主蒸気配管に 9 台)については以下の状態監視を実施している。
  - ・すべての弁を燃料交換停止の前に、据え付けたままの状態で行う
  - ・Crosby Valve & Gage 社が in situ テストを 95%未満の出力で実施する
  - ・設定点確認装置を用いて、セット圧力を正確に把握し、セット圧力に近づいた際にヒューマンエラーを排除するようにする。
  - ・NWS Technologies に定期点検のために弁を送り、セットポイントの確証試験を実際の蒸気ヘッダ環境で実施する。
  - ・オーバーホールは 10 年周期で行う

【質疑応答】

Q1 加圧器逃がし弁の構造は？

A1 スプリング駆動式(直胴型)が主だが、1つだけパイロット駆動式のものもある。

Q2 日本では、as found 試験は窒素で行っているが、米国でも窒素で行っているのか。

A2 蒸気で行っている。NWS Technologies に送って実施してもらっている。装置が新しく、仕事が非常に速い。4日で戻ってくる。以前は Wyle 社を使用していたが、今は使用していない。

Q3 as left 試験はどんなことを実施するのか。

A3 バルブを送った後、次の手順を行う。

- (1) as found 試験を実施する。
- (2) バルブをばらして、検査
- (3) シートのシール性を上げるためにラッピングし、再度バルブを組み立てる。
- (4) もう一度試験を行う。この際の合格基準は+1% or -1%以内に入ることを3回確認する。

Q4 NWS Technologies に送ったバルブは 24 ヶ月間放置するのか。

A4 長時間の放置は問題があるため、使う寸前に NWS Technologies に送っている。現在はスペアバルブを2個持っている。系統から2個ずつバルブを外して、すばやくスペアバルブを取り付ける。外したバ

バルブは NWS テクノロジー社に送って as found 試験を行っている。

MSSV でも同じ運用を行っている。このバルブは 10 個あるが、スペアも 10 個持っている。オーバーホールし、系統から外して送るわけだが、返してもらうのはいつでもよく、試験は手が空いているときに実施し、返してもらっている。

Q5 予備品の管理方法、特にシート面の管理はどのように行っているか。シート面については、シリカゲルの劣化管理まで実施しているが、そこまで行っているか。

A5 そこまでは行っていない。ただし、MSSV ディスクのコーティング材を酸化処理型インコネル 750 に変更している。これにより、ノズルーディスク間の腐食が防止でき、密着性も保持できるようになった。また、ハイファーストリフト(圧力設定値が設定より高くなってしまふ事象)を避けることもできた。

Q6 至近の 24 ヶ月運転では、1 回のスクラム停止と 1 回の安全弁リークによる停止があった。安全弁リークは過去どのような頻度で発生しているのか。

A6 30 年間の運転で 3 回の安全弁リークによるプラント停止を経験している。至近サイクルでは、第 14 回の燃料交換停止期間を短くするためヒートアップを早く行った結果、熱膨張により安全弁リーク(漏えい量: 0.5 ガロン/min 程度)が発生し、ラプチャーディスクの膜が主蒸気に晒される可能性も考えられたことから、プラント停止し、修理することとした。バルブはスペアに交換した。

なお、安全弁のテールパイプの温度をモニタしないでヒートアップしたことが悪かったと判断し、ヒートアップ速度を変更し、ホールドポイントを持たせるとともに、テールパイプの温度が上昇した場合は、圧力を 100 ポンド低下させ、6 時間ホールドさせた後に再開する手順に見直している。

Q7 安全弁リーク事象は、スタートアップ時にのみ見られる事象か。

A7 スタートアップ時にのみ見られる事象である。

### (3) 燃料交換サイクル延長に伴う格納容器閉じ込め機能について

従来 18 ヶ月燃料交換サイクル運転であったが、24 ヶ月燃料交換サイクル運転に延長する際に格納容器漏えい試験の実施方法についてプレゼンがあった。

【プレゼンテーション概要】 発表者: Mike Beier (原子炉システムエンジニア)

(資料 3 参照)

○ 格納容器閉じ込め機能試験は以下のとおり。

・LLRT (Local Leakage Rate Testing) … 格納容器隔離弁、フランジ、ベローズ、エアロック等の個々部位の漏えい試験

⇒ Type B テスト や Type C テストとも呼ばれている。

・ILRT (Integrated Leakage Rate Testing) … 格納容器ベッセルの漏えい試験

⇒ Type A テストとも呼ばれている。

○ 規制要求としては、10CFR50 Appendix J (軽水炉の格納容器漏えい試験) で L/T の実施を要求しており、Reg. Guide 1.163 で「Option B」と呼ばれるパフォーマンスベースの格納容器漏えい検査を規

定している。

⇒ 試験頻度に関しては、

1995 年以前: 24 ヶ月ごと(燃料交換停止ごと、good performance が要求)

1995 年以降: 30 ヶ月毎の全体漏えい率試験で good performance を示すことを条件に併  
60 ヶ月ごと、総合試験 15 年ごと等の延長が認められる

と規定されており、基本的に 24 ヶ月への運転延長の影響を受けるものではない。

○ Davis Besse で実施している格納容器閉じ込め機能試験は、Type A,B,C に対して Appendix J Option B を適用した試験を行っている。

・パフォーマンスベースのテスト

・例外事項等については、Appendix J Option B に基づき実施

⇒ Type A の試験継続時間: BN-TOP-1 を用いて減らした

(BN-TOP-1 は 1973 年に NRC が承認した Bechtel 社のトピカルレポート。)

⇒ as found テストは実施しない ⇔ 試験期間の延長は認められない

○ Appendix J Option B の適用により変更した試験内容の例

・エアロックシールの漏えい試験は開放から 7 日以内に実施

・Type C(バルブペネエリア) (パフォーマンス次第だが)5 年頻度に延長

・Type B(ベロー、フランジ、シール) (パフォーマンス次第だが)10 年頻度に延長

○ ILRT は日本とほぼ同様の格納容器漏えい試験であり、「加圧」「安定」「ホールドテスト」「確認」「減圧」の 5 つのプロセスがあり、次のような条件・計算により漏えい率を求めている。

・格納容器ベッセルを 38psig に加圧

・1500scfm のコンプレッサー 12 台で 8~9 時間格納容器を加圧する

・ドライバルブセンサ、湿度計、圧力計指示値により漏えい量を導いた

○ 起動のための ILRT の合格要件は、「as left ILRT ≤ 75% Leakage allowable」、ILRT の 10 年間延長のための合格要件は、「Performance ILRT < 1% Leakage allowable」

#### 【質疑応答】

Q1 点検メニューの緩和は Appendix J-option B に基づくものであるのか、Reg.guide 1.134 などのリスク情報の活用を採用したものか。

A1 Appendix J-option B に基づくものである。

最初は Type A 検査に対してのみ、10 年間検査が延ばせる利点を考慮して option B を採用していたが、LLRT における Type B と Type C にも 2000 年以降採用することとした。

格納容器隔離弁の多くの部品は検査期間を延ばしても問題ないものであり、以前はメンテナンス活動により、逆にノンリーク性能に影響を与え、頻繁にテストを行うこととなっていた。

(4) 燃料交換サイクル延長に伴う計器ドリフトについて

従来 18 ヶ月燃料交換サイクル運転であったが、24 ヶ月燃料交換サイクル運転に延長する際の計器ドリフトの評価・管理方法についてプレゼンがあった。

【プレゼンテーション概要】 発表者: Brian Young (原子炉電気システム員)

(資料4参照)

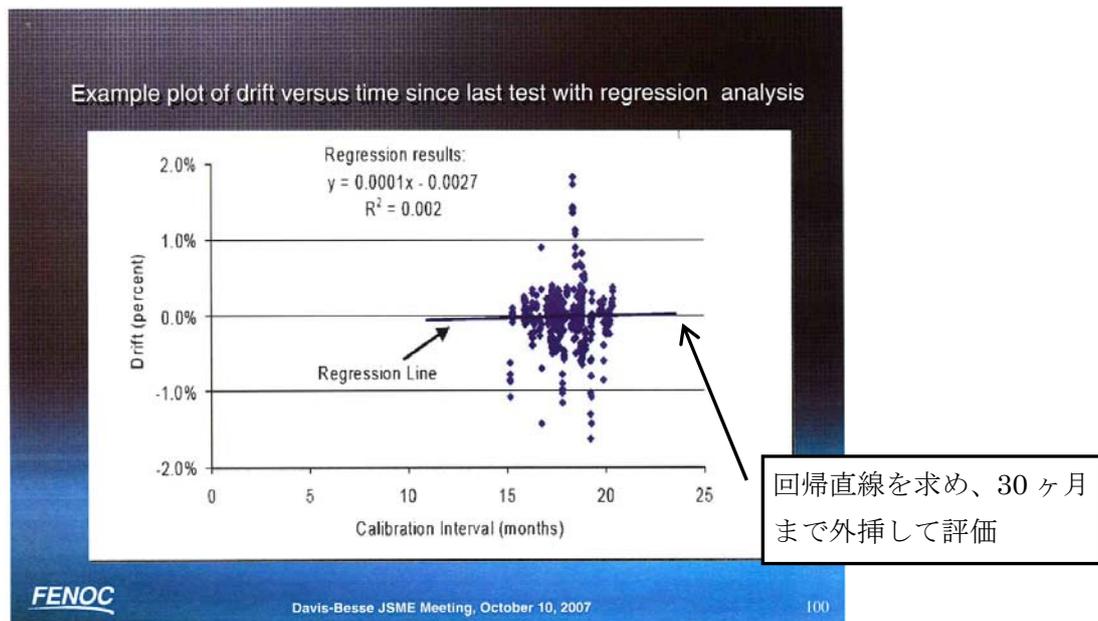
- 24 ヶ月運転への延長に伴う計器ドリフト評価のベースとなるドキュメントは「EPRI TR-103335」及び「NRC Generic Letter 91-04」である。
- EPRI TR-103335 は、計器類の過去の校正データを評価するためのガイダンスであり、24 ヶ月延長したときにどのような挙動となるかの予測に関する評価、計器ドリフトが要因となっている過去の performance の例等について記されており、as found 及び as left の両方の値から統計的に得られたドリフト値を評価のベースとしている。
- NRC Generic Letter 91-04 は、24 ヶ月運転に延長するために必要なプログラムとして7つの要求事項が規定されている。
  - (1) as found 及び as left の校正から得られたデータに基づいてドリフトを識別し、その量が許容可能かどうかを判断する。
  - (2) それぞれの計器のドリフト値がより高い確率と信頼性で確定していることを確認する
  - (3) ドリフトの度合いが、30 ヶ月経った後で上限レベルと下限レベルの範囲内に入っていることを確認する
    - ⇒ 「30 ヶ月の評価」は 24 ヶ月燃料交換サイクル運転に余裕を見込んで設定された規制当局 (NRC) よりの要求事項である。
  - (4) セットポイントの評価において、予測されるドリフトが影響することがないことを計算により確認する(影響する場合は、Tech Spec.の変更が必要となる)
  - (5) ドリフトがプラントの運転管理(通常運転と安全停止時の両方)に影響しないことの確認
  - (6) 全ドリフトの分析終了後、安全解析のセットポイントを再設定する必要があるかどうかの評価
  - (7) どのプログラムも文書化要求あり。
    - ・プログラム導入後のモニタリング方法を提出する必要あり
    - ・24 ヶ月サイクルにした後の feedback を行い、現行の解析に feedback していく
- Davis Besse では、NRC GL91-04 に基づきマニュアルを作成している。
- 計器ドリフト評価のためのフローチャートを作成
  - ① まずは「計器の選択」・・・すべての計器を 18 ヶ月から 24 ヶ月へ延長したわけではなく、アクセス性なども考慮し、例えばアクセス可能な PCV の外であれば 18 ヶ月のままとするなどした計器もある
  - ② Tech Spec に基づき評価が必要な計器について、どれとどれを評価する必要があるかを識別
  - ③ 「作業指示書」「サーベランステスト」「予防保全」「工場の記録」といった過去の as found 及び as left データを収集した(作業量は非常に膨大であったとのこと)
  - ④ ドリフト量をスパンに対するパーセンテージ表示に標準化し、計器の望ましいドリフト量を決定する。例えば、許容上下限値の外にある場合は、計器を使用しないということを徹底する。
  - ⑤ 標準化したドリフトデータが保守的であることを確認する(95%信頼度とする)。この場合、ANSI・

ASTM ガイダンスに従い、通常の分布から大きく外れた値は除去していくこととする。

⑥時間依存性のないドリフトの場合：95%信頼度は 30 ヶ月間適用可能である

時間依存性があるドリフトの場合：

回帰直線を求め、その直線を外挿し、30 ヶ月間隔の校正であってもドリフトが 5%以内に収まるかどうかを確認する(点検間隔に 25%(30month/24month)の裕度を持たせた評価を行うということである)



⑦最終的に基本設計データ(工場データから見込まれるドリフト・リファレンスの正確さ・不確実性)を用いて 30 ヶ月間ドリフトの検証を行う。

⑧ドリフトが基本設計に影響を与える場合は、基本設計の変更が必要

#### 【質疑応答】

Q1 EPRI/ANSI ガイドは、NRC が公式にエンドースしているのか。

A1 NRC が公式にエンドースしている。

Q2 ドリフト量の評価において、統計処理の際に類似したグループをまとめて評価すると思うが、例えば圧カスイッチならば何グループくらいに分けるのか。

A2 例えば原子炉冷却系であれば、同じような装置によってグループを決める。他に、同じフロー(メイクアップフロー)のものを同じグループとするとか、機器のデザイン・製造元・同じレンジのものを同じグループにしている。

なお、原子炉冷却系・Tech Spec.関連計器に対しては、ベース書類が必須となるが、メイクアップフロー関連計器は必須ではない。

Q3 統計処理において、過去のデータで足りないケースはあったか。

A3 ない、過去のデータから十分回収可能である。

Q4 ドリフト計算した系統グループはどれだけあったか。1つのグループにどれだけ時間をかけたか。

A4 全部で約 60 グループ。各グループ、1人の人間で3ヶ月をかけている。全部で7人の engineer で処理

した。

Q5 30ヶ月予測では問題ないが、実際の点検時に許容範囲を over した実績はあったか。

A5 装置自体の問題で1～2台あった。グループとして予測を超えたものはない。ドリフト検証の feedback は今現在も続いている。

Q6 1グループあたりの計器台数はどれくらいか。

A6 平均で8台、多くて14台である。

#### (5) CAP の実施

【プレゼンテーション概要】 発表者: Ray Hruby (発電所規制・コンプライアンスマネージャー)

(資料5参照)

○ 2004年3月、NRC は再起動の承認に Confirmatory Order を発行。これを受けて、FENOC (Davis Besse を所有する会社) は外部請負業者に5年間のアセスを外注した。現在5年のうち4年が終了した (アセスのメンバーは3名のコンサルタントと3名の業界人)。

「運転パフォーマンス」「CAP の実施」「エンジニアリングプログラムの実効性」「組織の安全文化」がこのアセスの観点として設定されている。

○ 2007年のアセスの結果、以下の評価を得ているが、引き続き改善活動を実施している。

項目	評価	備考
1. QAに悪影響を及ぼす状態の識別、クラス分け、カテゴライズ	非常に効果的	・ 是正措置に対する強いコミットメントが経営層に見られる ・ 経験を他産業と共有している
2. 問題の評価と解決	効果的	・ 評価方法の理解がよい
3. 是正措置 (CA) の実施と効果性	効果的	・ 残務を著しく低減させ、超面した問題にすぐに取り組める ・ CA レビューレポート (経営陣からなるグループ) の活動が徹底しており、十分な内容である
4. プログラムの実施と効果性・傾向性の理解	効果的	・ 経営陣とスタッフによりプログラムが強化されている
5. プログラムの残務処理効果	効果的	残務低減が効果的
6. 内部アセス活動の効果性	非常に効果的	・ QA、Nuclear Review Oversight Board を含めて非常に効果的
7. エンジニアによる CA の実施	効果的	他のサイトと同等である
8. NRC 特別チーム検査の指摘に対する CA 評価	効果的	外部独立組織からの feedback を深刻に受け止めている。
9. 前の外部アセスからの指摘に対する CA の状況	効果的	

○ ぜひ持ち帰ってほしい点は、以下のとおり。

・ 同じチームのアセスを継続 (アセス間の継続性・一貫性が確保できる、チーム人員も改善度合いが把握しやすい)

- ・4つのアセスの結果に対して、各々に CA をとって継続的改善の対象としている
- ・自分たち自身の問題を発見・認識し、是正することにより、一連の能力伸長につながった

#### 【質疑応答】

Q1 継続して実施していくための工夫(教育・トレーニング)はどういったものか。

A1 実施したこと・実施していることとしては、サイト全体・全従業員あてにコンディションレポートを書くための教育を実施している。また、問題点は全員に周知するというコミュニケーションを活発に実施している。

ただし、WANO からは「重要な機器の危険性分析をもっと実施できる」と指摘されており、CA オーナーズグループ・カナダ、ヨーロッパの面々との会談などの継続的ベンチマーク活動を実施している。こうしたベンチマーク情報から、どんなトレーニングが必要か、どういったアクションが必要かについて識別しているところである。

Q2 セルフアセスはやっているのか。いつやるのか。

A2 独立アセスの前に何回かセルフアセスをやっている。FENOC 社全体で実施したものもある。

Q3 ベンチマークをやる観点とは、独立アセスの9つの観点と同じか。または別の観点があるのか。

A3 コンビネーションである場合が多い。Focus エリアに集中するケース・セルフアセスで弱いとしたところに集中するケース・セルフアセスの達成目標に合致させるケース等、focus を当てるケースもあれば、全体的なケースの場合もある。

重要なのは、自身の問題点を注視し、改善すること・発見して CA を行っていくことである。

#### (6) RCAの効果的使用 スクリーニング・クライテリア・方法・イベント

【プレゼンテーション概要】 発表者: Brian Hennessy (パフォーマンス改善監理官)

(資料6参照)

- Davis Besse では、発生した問題に対して「段階的アプローチ」を実施している。この方法は、「事象の再発生がどの程度許容されるかの程度に応じてアプローチする方法」である。
- 事象のスクリーニングは、「原子炉安全性」「公衆安全性」「装置の保護」「組織影響(法的影響・財務影響)」の側面から、再発の許容性に応じて「簡単な対応」「形式的な評価による原因分析」「根本原因分析(RCA)」と分ける。
- RCA
  - ・少なくとも1つの正式な方法で、トレーニングを受けた者もしくはチームで実施する(複数の解析手法の適用を要求している)
  - ・重要な劣化により「原子炉安全」「公衆安全」に大きな影響を及ぼす場合 及び NRCヘライセンスイベントレポートの提出が必要となる事象の場合に実施する
- Full Apparent Cause
  - ・RCAの次に厳しいレベル。事象固有の内容の詳細を知りたい場合に用いる評価法。
  - ・組織の問題に対するプログラム・プロセスのどこに問題があるかを調べる
- Limited Apparent Cause

・出来事に対する基本的な理解だけで十分だと思われるときに用いる評価法

○ Fix Evaluation

・原因を識別する必要がない(原因は特に特定しなくてもよい)場合に用いる手法

○ Closed Evaluation

・問題があることを認識するだけで、解決法は既知の場合に用いる手法

○ Davis Besse の 2006 年度実績

手 法	件数	希望対応時間	対応人工(人時間)
Root Cause	8	4週間	375
Full Apparent Cause	40	1～2週間	80
Limited Apparent Cause	226	1～2日	16
Fix Evaluation	2121	1日以下	4
Close Evaluation	1262	1日以下	12

○ FullとLimitedを分ける利点は、自分たちの知りえた原因のより多くのプールを持てること、及び傾向を把握して改善が出来るということである。

○ 重要なのは、「実際にどうやって、如何に活用するか」ということ。姿勢や文化が重要である。その問題は「会社の課題」と捉えられる理念が重要である。

#### 【質疑応答】

Q1 年間約 3500 件の原因分析や評価を行っているが、コンディションレポートの数と同じか。

A1 異なる。2006 年のコンディションレポートは約 5000 件であった。2002～2004 年に非常に多くの問題があり、是正を行ってきた結果、サイトパフォーマンスが改善され、コンディションレポートの数が減少している。

Q2 Full Apparent Cause、Limited Apparent Causes、Fix evaluation、Close evaluation の事例を教えてください。

A2 以下のとおり。

Root Cause :オペレーション不可能な安全システム(これを除外すると財務上・ビジネス上インパクトが大きい)

ライセシングデザインクライテリアを適合していない。

Full App. :個別の認証・検証を行うときに決められた手順に適合していないケース

このクラスは「手順に従わない」という挙動に注目するものであり、プログラム・プロセスが「手順に従わないことに貢献している」理由を見る

Limited App.: MSV がしっかり閉まっていない(安全系でも2次系でもいずれのバルブにも適用)。この場合、単にバルブの回復を行うだけでなく、なぜそれが起きたかを理解するとともに、他にも同じ問題がないかを確認する。

Fix Eval. :手順のリファレンスの問題で、方法は有効な場合に適用。具体的には、タイプミスが方法に影響するケースや設計変更ドキュメントに一部欠落があり、再提出を求められる事案など。

Close Eval. :トレーニングに遅れる人・来ない人がいた場合に実施。

そういった者にはコーチングを実施するが、この行為が Close ということになる。

(例)

タービンのメインスタッドバルブテストにおいて、バルブストロークの最後 15%が動かなかったケース

・部品を交換: …Fix の実施

・原因を追究:アクチュエータ不良と判明・・・Limited Apparent を実施したこととなる

⇒ 原因に人間のパフォーマンスが関連している場合・・・Full Apparent に格上げ

・同じスイッチが原因でプラントが shutdown した場合:RCA を実施

⇒ 結果がより深刻になればなるほど評価の段階は上の段階となる。

問題を持っている機器の安全性影響も考慮に入れる必要があり、BDM 機器の場合は Fix で十分なのである。

Q3 CAレポートをコーディネートしている人数・RCA分析を専任に実施している人数などの組織構成の詳細と、CA実施において、他のセクションにまたがるケースは全体のどれだけあるかを教えてほしい。

A3 Close・Fix・Limitedについては、メンテナンスセクションのみで対応可能、Full・RCAとなると非常に多くのセクションにまたがり、多くの人が必要となる。重要ケースは 10,000 人時間必要となる。

・訓練されたRCAメンバー : 10 名程度

・Full Apparent に必要な訓練されたメンバー : 45 名程度(active 28 名)

・Limited Apparent に必要な訓練されたメンバー: 48 名程度

・Fix・Close : 誰でも出来る

CA 検討のみに従事しているものはいないが、評価者はいろいろなセクションから選び抜かれる。課題に応じて対応者が選ばれる。各セクション(全 15 セクション)に 1 名ずつは少なくとも存在する。現時点時点で見ても、常に 30 人くらいは fulltime に存在している。

## 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」第2次訪米調査議事録

### 1.日時:

平成19年10月11日(木) 8:00 ~ 11:00

### 2.場所:

Davis Besse 発電所 (First Energy)

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

説明者: Jim Adams(第1Gr), Bob Lakis(第2Gr), Pat McCloskey(第3Gr),  
Bob Morrison(第4Gr), Bill Mugge(第5Gr), Gary Kendrick(第6Gr)

#### 【機会学会欧州調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),  
金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立GEニュークリア・エナジー), 清水(東芝),  
進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院),  
竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),  
奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),  
森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

Naoko Aminaka(通訳), 小倉(グロリアツアーリスト)

### 4.資料:

資料1: Davis-Besse Tour Guides and JSME Groups Assigned to Them

資料2: REACTOR COOLANT PRESSURE SETPOINTS-PSIG

(中央制御室の制御盤に貼られていたカード)

5.議事:

【プレゼンテーション概要】

- ・最初に Mark 氏 (Vice President) から挨拶があり, Davis Besse 発電所の概要ビデオが放映された。ビデオの内容は, 原子炉のしくみ, セキュリティー, 管理区域の入出, 周辺モニタリング, 管理区域で使用する服の洗濯, 使用済燃料, 中央制御室, シミュレーター, 冷却塔等について放映された。

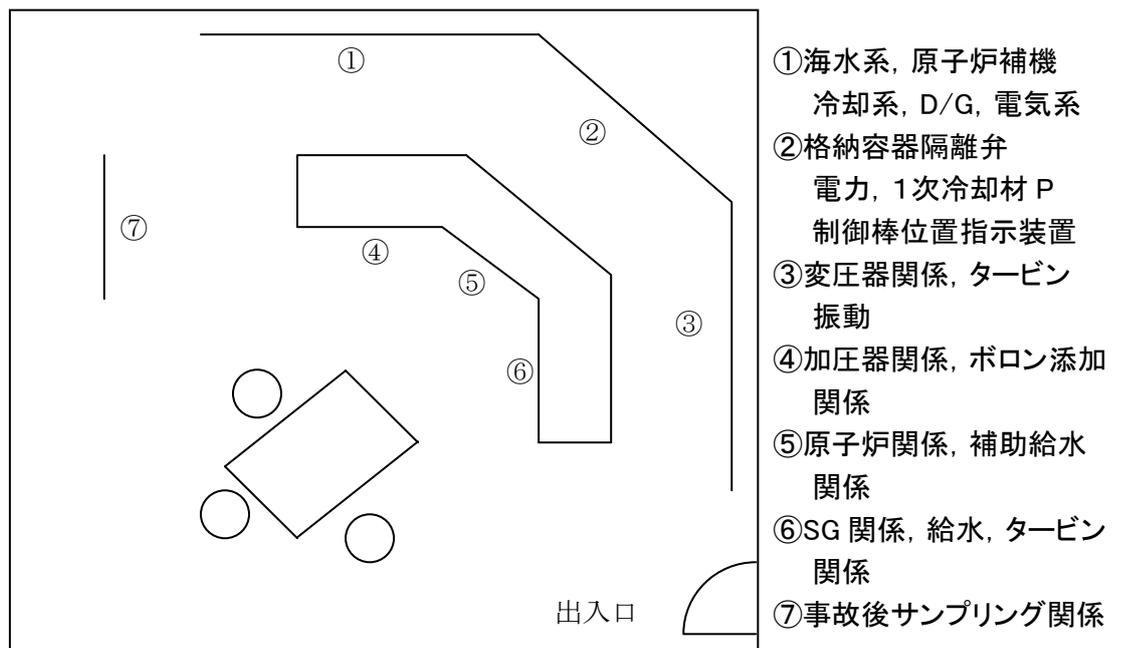
【所内見学】

- ・ 中央制御室, タービンオペフロ, ブラックアウト用D/G, I&Cショップ, 復水器, 循環水ポンプ等について見学を行った。また, 第1班については, NRCの常駐検査官室を見学した。
- ・ セキュリティーの観点から, 見学者を6つの班(各4名)に分けて, 各班に1名ずつ説明者がつき, 案内が行われた。(資料1参照)
- ・ 2001年9月11日の米国同時多発テロ以降, 今回のような大人数の見学者を受け入れたのは初めてであるとの説明があった。
- ・ 主な見学での説明は, 以下のとおりである。

(1) Control Room

【概要】

- ・ 当直員は2交替制で各直11名から成る。
- ・ 中央制御室には3名の運転員がおり, 残りは別室にいて現場を担当している。
- ・ 中央制御室は, 70年代のプラントであるため, 日本の古いタイプの制御室のように狭く, アナログタイプの制御盤である。一部, プラント監視パラメータはコンピュータを使用している。
- ・ 中央制御室の配置は下図のようになっている。



- ・ 紙ベースの日誌は無く、監視パラメータはPDAを用いて収集し、纏めてデータベースに登録している。また、現場の機器データも同様に一元管理している。
- ・ 中央制御室の盤には、グラフ、表(上司が承認したもの)が取り付けられており、運転員が分かり易いようにされている(資料2参照)。
- ・ 中央制御室には、緊急連絡電話が設置されており、NRC 本部(ワシントン)、州、軍への直通が可能となっている。
- ・ 中央制御室には、火災管理システムが設置されており、モニタ画面における発電所の図面上で火災警報発信位置が瞬時に特定できるようになっている。
- ・ 訓練センター用のシミュレーターは、実際の中央制御室に聞こえる音まで再現している。(主蒸気隔離弁は、すぐ中央制御室から行けるように、近くに設置されている。)

## (2) Turbine Deck

### 【概要】

- ・ 建屋内には、溶接、旋盤を行う作業場がある。また、作業場は、機械、計装、電気等に分かれている。
- ・ 94万kWタービン(うち所内電源として、4万kW)は、高圧タービン1車室、低圧タービン2車室である。湿分離加熱器がその両側に2台ある。また、タービンの予備機がオーニングされてオペフロに置かれていた。
- ・ オペフロの一部の地下には、作業用の治具が収納されている。
- ・ 励磁器の発電機には、のぞき窓が設置されている。
- ・ 来年の定期検査で発電機を取り替える(固定子、回転子とも)予定である。
- ・ タービン建屋には、鉄道の線路が敷かれており、外部へここから搬出することができる。
- ・ オンラインメンテナンスを行っている最中であり、1トレンをプロテクトし、もう1トレンをメンテナンスしていた。なお、ヒューマンエラー防止のために、当該箇所の部屋の前には、注意を促す札が仕切りロープと共に設置されていた。

### 【質疑応答】

Q1: タービン設備の開放点検頻度は?

A1: 1/1定検で実施。(但し、本頻度にてオーバーオール等詳細な点検を実施しているかどうかまでは確認できなかった)

### (3) B/O Diesel Gen

#### 【概要】

- ・ 非常用のディーゼル発電機(D/G)は3台あり, 送電系統が弱い(竜巻対策等)ためブラックアウト用D/Gが1台, 安全系の非常用D/Gが2台ある。なお, ブラックアウト用のD/Gは, 実際には, 使用したことがない。
- ・ 当該D/Gは別建屋として個別に設置されているが, このような重要な設備は監視塔から警備員が常時監視を行っている。

#### 【質疑応答】

Q1 サーベランス頻度は？

A1 1回／月で実施。

Q2 巡視点検頻度は？

A2 2回／日で実施。

Q3 ブラックアウト用D/Gは, プラント運開時から設置していたのか？

A3 プラント運開以降に設置したものである。

Q4 D/Gの故障頻度は高いか？

A4 頻度は低い。

### (4) I&C Shop

#### 【概要】

- ・ 発電所における全ての作業について, 日単位および週単位で管理するシステムを見学した。
- ・ 当該システムは, ホワイトボードのような SMART BOARD を使用し, EXCEL ベースで作業管理を行う。
- ・ 使用可能な作業員もリストで表示され, 管理者がそれを見ながら割り当てを行う。
- ・ 前日までに, 各スケジュールを各作業の班長が入力する。
- ・ スケジュール表は, 色分けされており, どの作業が終了したかが, 一目でわかるようになっている。(青色が作業中, 黒色が未済み)
- ・ 従来は, 定検時等パネルを5枚ぐらいつき合わせて, 工程管理を行っていた。しかし, トップダウンで指示があり, 現在のような管理を行っている。
- ・ 同システムに作業のマニュアル, 系統図, 実物の図を取り込むことにより, 事前に作業内容を話し合うこともできる。
- ・ また, このデータはどのパソコンからも見ることができ, 情報の共有化を図っている。

#### 【質疑応答】

Q1 管理者および班長以外には情報を入力できないのか？

A1 管理者および班長以外の人でも緊急用のIDを用いて情報を入力できる。

(5) Turbine/Cond./Circ.Water

【概要】

- ・ 循環水ポンプは4台，復水ポンプは3台，タービン建屋の中に配置されている。
- ・ また，補機冷却水ポンプ，タービン油圧系コントロール，2次系アンモニアタンクを見学したが，この辺りは，日本の PWR プラントと同様である。
- ・ 復水器周りの見学では，冷却材に淡水を使用しているため，日本のように海水の匂いがしない。

(6) NRC 常駐検査官室

【概要】

- ・ 第1班はNRCの常駐検査官及び常駐検査官室を紹介された。場所はタービンのオペフロのすぐ近くの部屋であった。プラントで何事かが起こればすぐわかる場所であり，事業者のオープンな姿勢が伺われた。
- ・ 訪問時には常駐検査官2名が在席しており，挨拶した。引率の Bezilla 副所長によると，見学者はNRCの常駐検査官のところへも連れてくるとのことであり，事業者とNRCの良好な関係が伺われた。
- ・ 検査官室にはブッシュ大統領及びクライン委員長の写真，星条旗等が飾られており，いかにもNRCといった雰囲気であった。

注)米国では 10CFR50.70“検査”b.項で「原子炉規制局長の要請があれば，NRC 検査員専用の事務所スペースを無料で提供しなければならない。暖冷房，照明，電気コンセントおよび清掃管理のサービスは，各認可取得者および建設許可の各保有者によって用意されなければならない。事務所は，施設に近く，最大限立ち入りでき，視覚および聴覚のプライバシー両方を検査官が護れるものでなければならない。」とされており，広さも1機の場合には250平方ftが目安とされる等が規定されている。

(7) その他

- ・ プラント内部は整理整頓されており，古いプラントにしてはきれいな印象をもった。(日本の発電所並)
- ・ プラント内で使用する工具は，レンチ等全て貸し出し管理を行っている。
- ・ プラント内の現場では，防護メガネの使用，タービンオペフロは耳栓使用など，日本よりも厳格に適用している。
- ・ D/G等のオンラインメンテナンスは，現行 TECH SPEC の AOT の範囲(7日)で実施しているが，今後，リスク情報に基づき AOT を30日程度に変更することを検討している。
- ・ タービン建屋へ入るアクセス建屋には，トルネードが発生した場合の避難場所の掲示板があっ

た。

- ・ 建屋の入域手続きを行う所には、プラントの危険レベルが表示されていた。この危険レベルは、プラントの運転状態とかテロの情報により変化するものである。
- ・ 建屋内を見学するためには、厚さ5cm程度のガラス窓越しにパスポートを提出し、Visitor Card をもらい、首からカードさげることとなる。
- ・ 建屋内に入るためには、まず爆発物検知ゲートを通り、すぐさま、金属探知ゲートを通ることとなる。その後、見学者は、所内作業者と違う入り口から入域することとなる。(所内作業者は、手形の照会器と暗証番号にて入域)
- ・ 冷却塔用の人口貯水池が冷却塔の横に配置されている。また、一般排水用の沈殿槽がある。
- ・ 冷却塔の能力としては、2、3基分ある。
- ・ 発電所構内に入域すると、屋外のコンクリートの中に金属キャスクを収納する設備(横置き)があり、4基のキャスクが貯蔵されていた。日本の原電株のような建屋内に立てて収納しているわけではなく、屋外のコンクリートの中に雨ざらしで保管している。
- ・ 建屋近くのフェンスは、2重フェンスでその間には、有刺鉄線がまかれている。2重フェンスの外側にもフェンスがあり、テンションセンサーを備えている。
- ・ セキュリティーのために、拳銃を保持している人やマシンガンを持って発電所内をパトロールしている警備員がいる。また、外には監視塔が備えられている。
- ・ 2001年9月11日の米国同時多発テロ以降、セキュリティのレベルをアップしている。

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」第2次訪米調査議事録

### 1.日時:

平成 19 年 10 月 12 日(金) 09:00 ~ 13:30

### 2.場所:

Quad Cities 発電所(Exelon 社:BWR)

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

Exelon Generation Company Quad Cities Generating Station

William R. Gideon (Plant Mgr)

Mark D. Uhrich (Asst Senior Mgr, Plant Eng'g)

Tom Peterson (Project Mgr, Regulatory Assurance)

Joseph P. Taft (Mgr, Design Engineering Electrical/I&C)

Richard T. Sieprawski (Eng'g Lead Instructor)

Richard Swart (Senior system Mgr)

Jim Trettin (Eng'g Business Planning Mgr)

David P. kunzmann (Program Owner)

以上 10/12 AM 説明者

その他の AM 出席者(一部 PM 説明者を含む)

Wally J. Beck (Regulatory Assurance Mgr)

David T. Gudger (Licensing Programs Mgr)

J. Patrick O'Neil (Corrective Action Program Mgr)

Keith Moser (Innovation Mgr)

以上、特段の記載なき限り、Exelon Nuclear 社員

John E. Morrison (NSM Quad City Station GE Energy Nuclear)

#### 【機会学会米国調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),

宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),

金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝),

進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院),

竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),  
奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),  
森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

【その他出席者】

通訳, 小倉(グロリアツアーリスト)

4.資料:

資料 1 Quad Cities Station 18 to 24 Month Extension Project Review

資料 2 Quad Cities Station 18 to 24 Month Extension Calibration Drift Estimation of Safety related Instruments

資料 3 Quad Cities Station 18 to 24 Month Extension Safety Valve Impact

資料 4 Containment testing Quad Cities Station

以上 10/12 AM 入手資料

5.議事:

5-1 Overview of Station Fuel Cycle Extension Project From 18 to 24 Months

説明者: Mark Uhrich (System Engineering)

【プレゼンテーション概要】(資料1参照)

(1)背景情報

- ・ NRC はサイクル延長を認めており、関連するガイダンスとして Generic Letter 91-04 を発行している。
- ・ Quad Cities では、サイクル延長と同時に標準 Tech.Spec.(改良 Tech.Spec.)の導入も実施した。
- ・ サイクル延長した理由は、改良燃料の利点を取り入れる、設備利用率を向上させる、燃料交換作業頻度を低減しコストを削減する、である。
- ・ Dresden 及び LaSalle 発電所と同時期にサイクル延長の検討を行った。

(2)評価範囲

- ・ Tech.Spec,及び予防保全や手順書に基づいて燃料交換停止時に実施していた計装/設備のサーベイランの頻度延長が対象となった。
- ・ 10CFR Part 50,Appendix J で要求されている格納容器総合漏えい率試験や蒸気発生器伝熱管の健全性試験については、サイクル延長以前に頻度の延長がNRCから承認されていたため、対象とはならなかった。

(3)タイムフレーム

- ・ 1998 年に評価対象の選定を実施し、1999 年に評価に必要なデータの収集や解析プログラムの開発を実施した。
- ・ 1999 年~2000 年にNRCに対してサイクル延長申請を提出し、2000 年~2001 年に延長したサイクルでの運転を開始した。

#### (4)人員

- ・ NRCとの窓口である Regulatory Assurance をプロジェクト・マネージャとし、発電所内から 13 人、委託業者から 10 人、Exelon から 2 人の人員で実施した。

#### (5)費用

- ・ サイクル延長及び標準 Tech.Spec.の導入に要した費用は、プロジェクト全体で 650 万ドルで、各々 280 万ドル及び 370 万ドルであった。但し、これらの数値は導出するのが困難であるため、実施にはもう少し費用がかかった可能性がある。

#### (6)実施した解析

- ・ 計装セットポイントのドリフト計算、機械品の故障解析、解析条件が許認可根拠文書(最終安全解析書の更新版、NRC との誓約、技術要件マニュアル、火災防護、予防保全等)に与える影響について実施した。
- ・ 計装セットポイントのドリフト計算は、NRC の Generic Letter 91-04 に基づいて実施した。Tech.Spec.のサーベイランス要件では、設定した頻度の 25%までの延長が容認されているため、24 ヶ月に延長する際に 30 ヶ月を想定してドリフト解析を実施した。
- ・ 計算したドリフトは、安全制限値内にあるか、安全停止機能に影響を及ぼさないか、サーベイランス要件を満足しているか、について確認した。また、サイクル延長後のドリフトを監視するプログラムを開発した。
- ・ ドリフト解析の結果が Generic Letter 91-04 を満足する場合は、24 ヶ月への延長が容認される。そうでない場合の対応としては、より優れたドリフト特性を持つ計器への交換や安全制限値の変更がある。なお、燃料交換停止よりも頻繁にサーベイランスを行う計器や運転中にサーベイランスを行う計器はサイクル延長の評価対象外となる。

#### (7)発電所でのレビュー及び本社の係わり合い

- ・ 委託業者作成物のレビュー、プロジェクト・チームによるレビュー、システム・エンジニア/プログラム責任者/運転部門によるレビューを通じ、エンジニアリング部門、発電所監督者、運転審査委員会及び原子安全審査委員会の承認を経て申請を実施した。
- ・ 委託業者の管理、費用の調整、NRC との交渉等について本社と協議した。

#### (8)NRC への申請

- ・ 2000 年 3 月 3 日にサイクル延長及び標準 Tech.Spec.導入の申請を NRC に提出し、2001 年 3 月 30 日に NRC の承認を得て、2001 年 5 月 19 日からサイクル延長/標準 Tech.Spec.を導入した運転を開始した。

#### (9)得られた知見

- ・ サイクル延長に関係する申請として、許容待機除外時間(AOT)/サーベイランス頻度延長(STI)、出力増強及び主蒸気安全弁セットポイント・トレランスの変更がある。実際の変更は、AOT/STI、サイクル延長、標準 Tech.Spec.の導入、出力増強及び主蒸気安全弁セットポイント・トレランスの変更という順番で実施したが、各変更の関係を考慮した場合には、出力増強、主蒸気安全弁セットポイント・トレランスの変更、標準 Tech.Spec.の導入、AOT/STIを行い、最後にサイクル延長を実施した

方が最適であったことを確認した。

#### 【質疑応答】

Q1: サイクル延長に伴い非常用 DG の問題が発生しているか。

A1: 非常用 DG はオンラインメンテナンスしているため問題は発生していない。

Q2: 機器設備故障解析において時間遅れリレーについて評価しているが問題が確認されたか。

A2: 当初は重要でないと考えていたため、問題はないと考えていたが、その後、ドリフトやセットポイントにおいて問題があると認識するに至った。

Q3: 計器のオンライン試験はオンラインメンテナンスと組み合わせて運用しているのか。

A3: その通りです。オンラインメンテナンスについては、PRA でリスクをモニターしている。また、PRA を行った結果、停止時よりもオンラインでメンテナンスした方がリスクが低い機器も確認されている(非常用 DG 等)。

Q4: 燃料設計の変更を行ったか。

A4: サイクル延長を検討する以前に 24 ヶ月サイクルで使用できる燃料に変更した。なお、燃料を変更すると炉心特性が変更するため、運転員の訓練が非常に重要なる。

Q5: 24 ヶ月に変更した何番目のプラントとなるか。また、他のプラントでの実績を参考にしたか。

A5: 多くのプラントが 24 ヶ月サイクルに延長しているため、何番目かというのはわからない。最初でも最後でもない。他のプラントでサイクル延長の実績は参考にした。

Q6: AOT/STI の実施時期は。

A6: 1998、1999 年頃です。

Q7: 24 ヶ月サイクル延長と MSSV のセットポイントを平行して行わなかった理由は。

A7: データが十分でなかった、人材も不足していた、また、NRC との関係もよくなったためである。

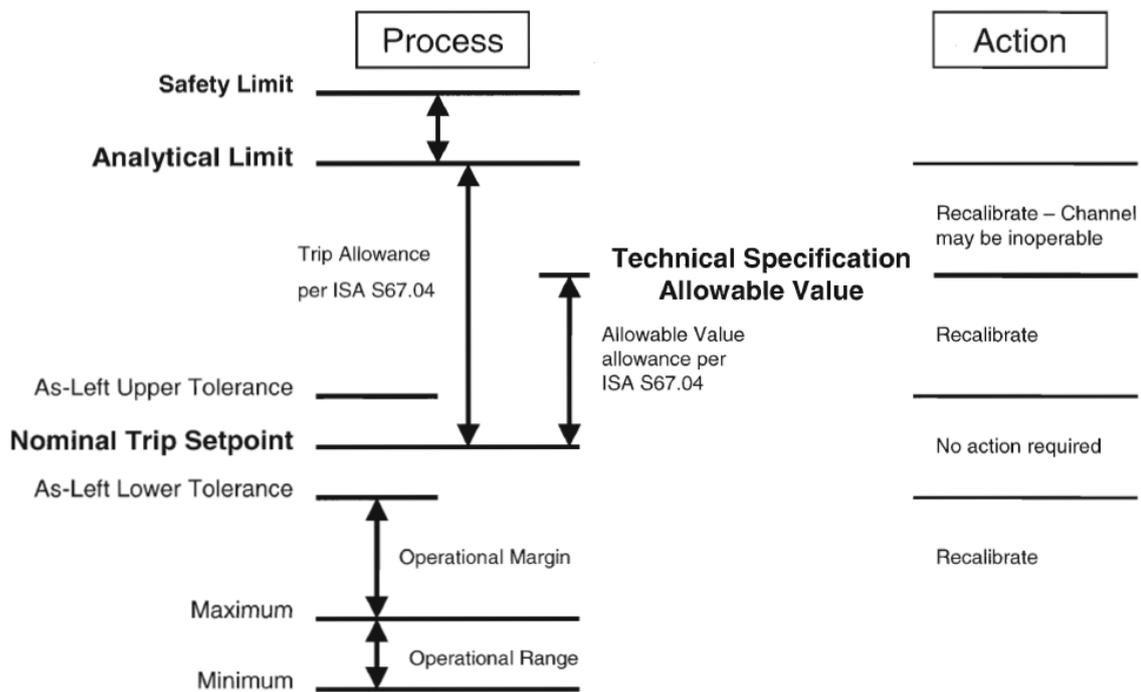
#### 5-2 Calibration Drift Estimation of Safety Related Instruments

説明者: Joseph Taft (Electrical/I&C Manager Design Engineering)

#### 【プレゼンテーション概要】 (資料2参照)

##### (1) セットポイント、安全制限値等の定義について

- ・ 安全制限値の下に解析上の制限値を設けて安全余裕を確保している。その下に公称セットポイントを設定し、計器の誤差や校正のための安全余裕を確保している。
- ・ サイクル延長に伴う計器の解析では、Tech.Spec. 許容値と公称セットポイントとの間の安全余裕がどの程度変化するか予測する。この安全余裕は、ISA S67.04 に基づいて評価している。
- ・ 公称セットポイントの下に運転上の安全余裕を設けている。
- ・ 解析上の制限値と Tech.Spec. 許容値の間の安全余裕についてはよく NRC と議論となる。ドリフト解析の予想モデルが正確であれば、Tech.Spec. の許容値で対応可能であるが、そうでない場合は再評価等に非常にコストがかかる。



## (2)評価対象範囲の特定

手法:

- ・ NRC の Generic Letter 91-04, Enclosure 2 (手法の詳細は示されていない)、EPRI TR-103335-R1 (ドリフト評価)、ANSI/ANS-67.04.01-2000 (セットポイント)、ISA-RP67.04.02-2000 (セットポイントの設定) 及び NES-EIC-20.04 (Exelon 社のスタンダードで、他の民間規格で示されている手法を取り込んだ手法) を使用した。

対象となる計器の選定:

- ・ 主に Tech.Spec. に含まれている計器を対象とした (原子炉トリップセットポイント等)。この評価は、非常に専門的で、Tech.Spec. の要求を詳細に分析した。

解析上の制限値の根拠の収集:

- ・ 運転開始から 30 年経過しており、多くの関連文書の管理がよくなかったため、根拠を見つけられない場合もあった。このような場合は、古い Tech.Spec. の運転制限条件 (LCO) を読み替えて制限値の根拠としたが、非常に保守的なものとなってしまった。

傾向分析プログラム:

- ・ Generic Letter 91-04 で要求されており、サイクル延長後にサイクル延長の根拠とした計器のドリフトや誤差解析の結果の妥当性を評価する。大変な作業であるが、自動で行うソフトウェアがある。

## (3)データの収集

- ・ 収集したデータは、同じ製造元、同じパラメータ (レンジ、使用環境、校正方法等) でグループ化した。
- ・ データは紙で管理していたため、データ収集は大変な作業であった。

- ・ データの収集は、設計エンジニア、機械エンジニア及び保守エンジニアと共同で行うことが重要である。
- ・ 統計上、最低限 30 個のデータが必要となる。30 個データが収集されない場合は、同時期にサイクル延長を検討した Dresden や LaSalle 発電所からデータを提供してもらった。ただし、この場合は保守的になる可能性がある。
- ・ データ収集の際には、各計器の代表的なデータを含めなければならない。
- ・ ヒューマン・エラー等による校正失敗のデータは、収集したデータから削除する。

#### (4)解析

- ・ EPRI TR-103335-R1 に基づき、収集したデータを用いた 24 ヶ月に延長した場合のドリフトの外推（試験及び時間依存解析を含む）を行い、バイアス及び時間依存ドリフト値を導出した。
- ・ 計器メーカーが推奨するデータを用いると保守的になるため、自分たちのデータを 30 個以上収集して解析した（統計的に有意とするため）。
- ・ 解析したドリフト値が、設計余裕、許容値、セットポイント及び運転上の余裕に及ぼす影響を評価し、対応について検討した。
- ・ 1 つの計器のドリフト評価には約 300 時間程度費やした。
- ・ 解析に基づき安全余裕の幅を変更した場合に矛盾が生じると、ドリフトの再評価を行わなければならない場合もあった。

#### (5)実施

- ・ 実施に向けて校正方法の調整、セットポイント/許容位置の変更、プラントの改造、運管理の変更及び解析上の制限値/設計根拠の変更について検討した。
- ・ プラント改造は必要なかった。一方、校正方法については、精度の高い機器や校正時の許容範囲が広いものに交換した。
- ・ 30%の計器については、セットポイント/許容値の変更を行った。
- ・ 運営管理の変更としては、サーベイランスや保守の手順書等の事務的な変更を行った。
- ・ 解析上の制限値/設計根拠は変更する必要がなかった。これらを変更する場合は、計器の供給元や NRC による詳細なレビューが要求される、非常にコストがかかる。

#### (6)実施後

- ・ Generic Letter 91-04 で傾向分析プログラムの実施が要求されている。この傾向分析では、問題にリアルタイムの監視とドリフト予測値の定期的な評価が要求される。
- ・ Exelon 社のスタンダードである ER-AA-520 に基づいて傾向分析を実施しており、異常を速やかに摘出するようにしている。Exelon 社では独自に、Tech.Spec.許容値と公称セットポイントとの間の安全余裕を基準としており、その値を 70%としている。70%を超えた場合は、システム・エンジニアが対応している。

#### 【質疑応答】

Q1: 運転中のドリフトやバイアスはどの値と比較しているのか。

A1: 停止中の校正時の値を使用している。

Q2: 計器の設計変更は行ったか。

A2: 行っていない。

Q3: 実施後のスライドにある 70%は、定義の図でどの部分に該当するか。

A3: Tech.Spec.許容値と公称セットポイントとの間の安全余裕に該当する。

Q4: 新しい計器の場合、30 個のデータが収集できないため、製造元のデータを使用することが考えられるが、その場合のドリフト解析はどのように行ったのか。

A4: 製造元のデータのみで評価を行った。24 ヶ月に変更後、新たに得られたデータを追加して再評価を行い、最適化している。

Q5: 30%の計器のセットポイント/許容値の変更を行ったといわれたが、定義の図で具体的に示すどの部分を変えたのか。

A5: 公称セットポイントを下げても十分な安全余裕が確保できるようにした。なお、ドリフト解析で十分な安全余裕がある場合でも安全余裕を確保するため、公称セットポイントを上げることは行わなかった。

### 5-3 Reactor Safety Relief Valves

説明者: Richard Swart (Senior system Mgr)

Jim Trettin (Eng' g Business Planning Mgr)

【プレゼンテーション概要】 (資料3参照)

#### (1)対象機器

同発電所で対象となる弁は以下の通りである:

・Dresser 製安全弁 8 台

系統圧力のみで作動。設定圧調整は機械式。

・Target Rock 製安全逃がし弁 1 台

安全機能; 系統圧力のみで作動。設定圧調整は機械式。

逃がし機能; 空気作動。(今回の説明の対象外)

・Dresser 製逃がし弁 4 台

圧力制御装置により作動。(今回の説明の対象外)

安全弁の許容 Tolerance は  $\pm 1\%$  @Tech.Spec.

$\pm 3\%$  @ASME Code

なお、事故評価では安全弁は全て $\pm 3\%$ で実施。

#### (2)24 ヶ月サイクル移行に向けた検討

・弁類のセットポイントについても、Generic Letter 91-04 を適用。

・設定圧力の変動履歴を調査した結果;

・ +側/ー側の明確なドリフト傾向なし。

・ 全てが Tech.Spec.許容 Tolerance に収まってはいない。



#### 5-4 PCV Value Testing, Type A

説明者: David P. kunzmann (Program Owner)

#### 【プレゼンテーション概要】(資料4参照)

##### (1)試験頻度

- ・1995 年より前 24 ヶ月(但し 6 ヶ月の猶予期間あり)
- ・1995 年以降(現行方式) 最小間隔 30 ヶ月  
最大間隔 120 ヶ月

##### (2)経緯

- ・1995 年より前は、Integrated Test (Type A Test) は燃料交換停止毎に実施。(成績も良好。)
- ・1995 年に規制改正があり、試験成績に従い、試験期間の延長が可能に。
- ・具体的には: Integrated Test 間隔 15 年  
Passive Seal Test 間隔 120 ヶ月  
Valve 類 Test 間隔 60 ヶ月

##### (3)結論

- ・24 ヶ月サイクルへの移行時期に、規制は既に 24 ヶ月超を許容していた。
- ・PCV 試験は、24 ヶ月サイクルへの移行に全く障害とはならなかった。

#### 【質疑応答】

Q1: 調整後試験の許容 Tolerance は?

A1: +/- 1%

Q1a(更問): 調整前試験では?

A1a: +/- 1%が望ましい(should be)となっている。

Q2: 許容 Tolerance 変更(+/- 1%→3%)に関する分析・評価は完了しているか?

A2: 完了している。

Q3: +/- 1%を超えた場合、報告のみでよいのか? それとも CAP 対象か?

A3: 報告のみでよい。また CAP 対象とはならない。

3%を超えてもそれだけでは CAP 対象とはならず、安全重要度による。Quad Cities では 3%を超えたケースで、Special Analysis を実施した例はある。

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」第2次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成 19 年 10 月 12 日(金) 12 :30 ~16 :00

### 2.場所:

Quad Cities 発電所(Exelon)

### 3.出席者:

#### 【訪問先名及び訪問先出席者】

訪問先:Quad Cities 発電所(Exelon)

#### 【機会学会欧州調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東大), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
宇野(原子力安全基盤機構), 大山(エナジス), 笠井(日本原子力技術協会),  
金岡(北海道電力), 紅林(日本原子力発電), 佐川(日立 GE ニュークリア・エナジー), 清水(東芝),  
進藤(中部電力), 杉(東北電力), 高木(東北大学), 田口(原子力・安全保安院),  
竹下(中部電力/INPO), 田中(東京電力), 千種(関西電力), 中田(北陸電力),  
奈良林(北海道大学), 野間(九州電力), 山崎(中国電力), 富田(日本エヌ・ユー・エス株式会社),  
森本(日本エヌ・ユー・エス株式会社)

#### 【その他出席者】

小倉(グローリアツアーリスト)

### 4.資料:

資料1: Corrective Action Program Introduction by Mr. Wally J. Beck

資料2: Exelon Fleet Corrective Action Program Introduction by Mr. Dave Gudger

資料3: Executive Review of Exelon Nuclear's Learning Program for August 2007

資料4: Corrective Action Program – Exelon Corporation Quad Cities Station

資料5: Results of the Installation of the Acoustic Side Branches on the Standpipes for Main Steam  
Safety Valves and Relief Valves at Quad Cities Nuclear Power Station

資料6: Quad Cities ASB Installation and Results

### 5.議事:

## 【プレゼンテーション概要】

### (1) Corrective Action Program Introduction by Mr. Wally J. Beck

(資料1参照)

- ・ Mr. Wally J. Beck は、Quad Cities発電所の Regulatory Assurance のマネジャーであり、CAPだけでなく、ライセンシング、規制対応などを統括している。
- ・ まず初めに、CAPの基本的な考え方、方針について、以下の様な紹介があった。
- ・ CAPは、発電所に関わる全ての人の参加が重要であり、サイト所長、副所長がサポートすると共に、事象がきちんと目に見える形となっていることが重要である。
- ・ 作業遅延や設備の破損などは注目されるが、最も留意すべきは、「安全文化」を確立すること、すなわち、発電所の全ての人が、どのように仕事をすべきか、優先度を持ってやっているか等を考えることが重要である。
- ・ また、遵守すべきことを明確にし、各々の人が抱えている懸案について、その問題のポイントを明確かして、広く共有することが重要である。
- ・ よくある質問として、「どの程度のことならレポートにするのか？」と聞かれるが、「まず、書きなさい、個人で抱え込まず、チームで解決しなさい」、と説明している。
- ・ そして、プラントの経営層は、発電所で何が起きているか、常に耳を傾けることが重要である。但し、これは容易なことではない。

### (2) Exelon Fleet Corrective Action Program Introduction by David T. Gudger

(資料2参照)

- ・ Mr. David T. Gudger は、本社において、Exelon全体のCAPのマネジャーであり、またベンチマーキング、セルフアセスメント、トラブル情報の活用なども統括している。以前は、Davis Besseで発生したRVヘッドの問題を解決したチームの一員でもあったとの紹介があった。
- ・ Exelon社は、10サイト、17プラントを所有しており、共通のCAPとその手順、及び統合化された1つのDBで情報の共有化を図っている。CAPの達成のために、全従業員がこのDBにアクセスできるシステムを運用している。
- ・ この種のシステムは、効果的かつ使い易いものでなければ意味はない。なぜなら、IR (Issue Report) は、約 10,000 件/プラントも作成されるからである。均一な品質を保ち、利用する人が過度のストレスを感じない様なシステムとすべきである。
- ・ また、CAPの遂行では、報告を書く人、スクリーニングする人、対策を検討する人、レビューする人が、偏りなくバランスが取られていることも重要である。
- ・ この標準化されたCAP (統合化されたDB) を用いて、本社において、会社全体の問題をチェックしている。追加配布された資料3「Executive Review of Exelon Nuclear's Learning Program for August 2007」により、以下の説明があった。
- ・ この資料は、CAP、ベンチマーキング、セルフアセスメント、トラブル情報分析に活用されている。
- ・ Page1「Executive Summary」の章では、各プラント/サイトのレビュー結果のサマリーが報告されており、本店、発電所の幹部が、状況を把握する上で重要な情報となっている。
- ・ また、PI指標の結果、CAPの結果、トラブルの状況、セルフアセスメント、ベンチマーキングの結

果などは、「緑:優、白:良、黄:可、赤:不可」の4段階で色分け表示されている。ここでは、本店も評価の対象となっている。

- ・ 更に、組織全体で対応すべき重要な案件リストや、トラブル情報の活用として、Exelon社以外のプラントからの水平展開が必要な案件がリストアップされている。
- ・ この資料を基に、本社サイドから各発電所にコミットメントして来ており、以前は、サイト間の成績にはバラツキがあったが、現在は、全てのサイトが良い成績のサイトに近づいて来ており、バラツキが減り、全体的に改善が図られて来ている。

#### 【質疑応答】

Q1: CAPに使用しているシステム/DBは、自社開発か？何か汎用ソフトを利用しているのか？

A1: DBのメインフレームは汎用ソフトだが、I/Fなどは自社開発している。

この質問に対して、システム画面を用いた説明があった。

- ・システムは、至近72時間に発生した事象(IR)を容易に確認できる様になっている。全サイトのデータが管理されており、完全にオープンなシステムとなっている。
- ・システム/DBにおいて重要な点は、I/Fを良くすること、また、CAPの対策の効率性を高めるために一貫性のあるものとするのが重要である。
- ・システムの利用法(IRデータの入力、レビューの緊急性、スクリーニング結果など)の説明があった。

Q2: 社員は何人か？全員がシステムにアクセス可能か？コントラクターもアクセス可能か？

A2: 社員は約7000名。全員がアクセス可能。契約業者(コントラクター含む)もアクセス可能。

Q3: 本店とサイトの両方でアクセス可能とのことだが、サイトの問題はサイトで処理しているのではないか？

A4: サイトは自分達で、発生した事象に対処しており、本店は、全体の状況やトレンドを見ているだけ。指示をいちいち出すことはしていない。

Q5: NRCスタッフもアクセス可能か？

A5: そうだ。

Q6: 本部、支部のスタッフもか？

A6: サイトにいる常駐検査官がアクセス可能と言う意味である。

Q7: システムへは匿名でも入力可能か？個人攻撃的な入力はあるのか？

A7: システムへの入力には、従業員コードが必要であり、匿名の入力はでない。但し、匿名での問題には、CAP以外のプログラム(相談窓口の様なもの)があり、対応している。

### (3) Corrective Action Program: Quad Cities Station

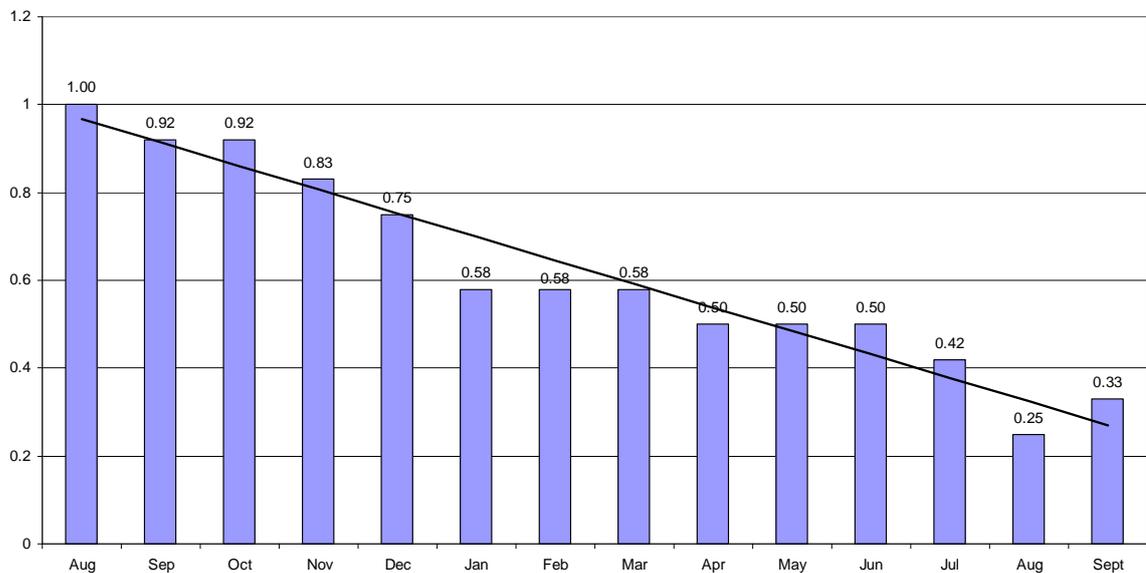
(資料4参照)

- ・ Quad Cities での過去の実績によると、CAP で取り上げられる事象は年間約 12,000 件であり、このうち根本原因分析(RCA: Root Cause Analysis)がなされたのが約 12 件、共通原因分析(CCA: Common Cause Analysis)が約 40 件、簡易原因分析(ACA: Apparent Cause Analysis)が

約 150 件である。

- ・ 各部門には CAP エキスパートというチームがあり、検討プロセスの指導、調査分析の支援、詳細審査、傾向分析、成果の審査を行っている。
- ・ CAP は連邦規則 10CFR50 附則 B(QA 規則)の中で要求されているが、QA 規則で用いられている用語の定義が曖昧である。定義を明確にするために NRC と事業者で協議したが結論が得られなかったため、CAP をどの様に運用するかは事業者の判断に委ねられた。そして、産業界は NRC の要求以上の CAP を遂行することを目指している。
- ・ NRC は事業者の CAP の有効性を確認するために PI&R(Problem Identification and Resolution: 問題の抽出と解決)検査を実施している。PI&R 検査は 2 年に 1 回、通常は 4 人の検査官が 3 週間かけて実施される。3 週間の内、最初と最後 1 週間はサイトでの検査である。検査の重点事項は NRC の常駐検査官からの情報に基づき検査の重点事項が決められることもある。
- ・ NRC による PI&R 検査は、cross-cutting issue(組織横断的な問題)によって CAP の有効性が損なわれていないことの確認が主眼であり、個々の問題の対応策の妥当性を検査するものではない。cross-cutting issue とは、具体的には、人間パフォーマンス、問題の抽出と解決機能、安全上の懸念に対応した職場環境(SCWE: Safety Conscious Work Environment)の 3 つである。各事業者は、NRC の検査を受ける前に CAP に対する自己評価を実施し問題点の有無を確認している。CAP に問題ありと NRC が判断した場合、NRC の検査が増える。
- ・ CAP の目的は重要な事象の防止であり、重要な事象が発生する前に問題を発見し解決することに焦点を当てている。
- ・ CAP は、問題の抽出、問題の傾向分析、問題の評価、是正措置の実施等から構成される。
- ・ CAP では問題の抽出が重要であり、Quad Cities 原子力発電所の職員は誰でも IR(Issue Report)や CR(Condition Report)を作成することが出来る。そして自発的に報告することが奨励されており、優秀な問題指摘に対して商品券の支給等がなされている。過去 3 ヶ月間に IR や CR を書いた事のある発電所職員の割合(Engagement Indicator:参加指標)は 76%に達しており、積極的な参加が得られている。
- ・ 全ての IR は、先ず運転当直長が審査し運転可能性を損なう事象が発生しているか否か判断する。その後 SOC(Sight Ownership Committee)が審査しその重要度や対策を決定する。SOC は、各分野(電気や機械等)の下級管理職から構成されるものであり、毎日 1 時間程度開催される(但し、準備は 2~4 時間)。重要度は下記の 5 段階に分類される。これは、NRC の規制事項ではないコストや労働安全の視点も考慮されている。
  - レベル1: 死亡事故、緊急時計画の警戒レベル、燃料損傷等(経済的影響の大きい事象)
  - レベル2: 原子炉スクラム、NRC への LER 提出事象
  - レベル3: マイナーな影響を伴う事象
  - レベル4: 傾向分析の対象事象(レベル1, 2, 3, 5、以外)
  - レベル5: 改善提案や問題とはいえない事象
- ・ 下表は重要な事象(レベル1と2)の発生件数(12 ヶ月間の移動平均値)であり、この様な事象は減少傾向にある。

Quad Cities Significant Events 12 Mos Rolling Avg



- ・ 事象のリスクや複雑性に応じて、事象をAからDの 4 段階に分類し、最上位 A とされた事象は RCA(根本原因分析)の、B は ACA(簡易原因分析)の、C は CCA(共通原因分析)の対象となる。なお、D に対しては特別な原因分析は行わない。
- ・ 分析結果は MRC(Management Review Committee)により審査される。MRC は上級管理者で構成されており、分析結果以外にも SOC の審査結果も毎日審査する。MRCは毎日 45 分開催される(準備や調査時間は別)
- ・ RCA の訓練を受けた者(計 24 人)が、技術運転保守の各部門におり、彼らが RCA を実施する。解析には約 200 人時間を要している。ACA は実施する前にイントラネットにあるマニュアルを読めばよく、特に訓練は要求されない。解析時間は、10 から 20 人時間程度である。CCA は、レベル4というリスクの低い事象を対象に傾向分析を実施し、何らかの傾向が見られたときに実施される。傾向分析のために事象の種類や原因となった組織、関連するプロセス等に対する分類コードが EXCELON の他のプラントも含めた統一的なものとして定められている。
- ・ 是正措置は下記のように、その重要度に応じて分類され担当者がアサインされることにより資源の効率的活用を図っている。なお、未完了件数が多いので、件数削減に取り組んでいる。  
再発防止のための是正措置(未完了 約5件)  
(再発の懸念の無い)是正措置(未完了 約200件)  
措置事項(未完了 約 2,500 件)

【質疑応答】

Q1:CAP に対する NRC 検査が増える場合の検査料の増額はどの程度か？

A1:NRC の検査料は 160~200ドル/人・時間であり、検査官が 3~4 人来て 3 週間くらい検査することとなる。この他に罰金が科せられる場合もある。

Q2:事業者の QA プログラムに対する NRC の承認はどのようになされているのか？

A2: QA プログラムの全体的な文書(2ページ程度)は NRC の承認対象であるが、個々の細かな文

書は NRC が検査により妥当性を確認している。

Q3: 追加検査は ROP の補足検査に該当するのか？

A3: ROP の補足検査として実施されるのが通常であるが、Davis-Besse の場合のように ROP の枠外の検査として実施される場合もある。

Q4: ACA を実施するには何らかの資格は必要なのか？

A4: 特別な資格は不要であり、分析するまえにイントラネットにある手順書を読めばよい。但し各部門にコーディネータがおり、かつ、分析結果は MRC が審査し品質の維持を図っている。

Q5: オープンアイテムが残っている状態で類似の問題が発生したことはないか

A5: ある。但し、同じ問題が複数報告されることにより類似問題が発生したかのように見える場合もある。

#### (4) 中越沖地震の被害報告

水町団長より、7月に発生した中越沖地震の被害状況について、映像を用いた説明がなされた。

(詳細は割愛)

#### (5) 増出力に伴うスチームドライヤ等の損傷

(資料5および6参照)

調査団のリクエストにより、増出力に伴うスチームドライヤ損傷及び SRV, MSIV アクチュエータ損傷とその原因となった音響振動の対策について説明があった。

#### 1) Quad Cities 発電所の運転履歴

- ・ 運転当初から ERV (Electromatic Relief Valve) のアクチュエータに大量の磨耗が見られていた。調査の結果、1978年に原因は SRV と ERV のスタンドパイプ部の蒸気流による FIV によるものと判断された。
  - その結果、スタンドパイプの位置をずっと下流側に移動することが推奨された。
  - しかし、この案は現実的ではないので、毎定検時にアクチュエータのオーバーホールをして対処することを発電所として決定した。
- ・ 24年後に17%の出力向上(2511→2957MWt)が実施された。

FIVによる振動レベルは約20%増加するものと予測し、2000年12月に認可申請し、2001年12月にNRCの認可を得た。2号は2002年3月、1号は2002年12月に増出力運転を開始した。
- ・ スチームドライヤは、増出力に備えて改造していたが、多くの損傷が生じた。
  - 各損傷の後、更に渦発生防止部材、ガセット、厚板取付等の疲労損傷抵抗を増す対策が行われた。
  - 2005年春に、両プラントとも増出力後の振動荷重に耐える新設計ドライヤに取替えを行った。
  - 2003年の改造、2004年の改造、新設計品の比較図の説明があった。  
(図1, 2, 3, 4参照)

### Steam Dryer Enhancements

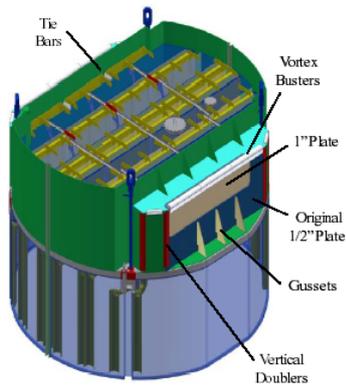


図 1 2003 Enhancements

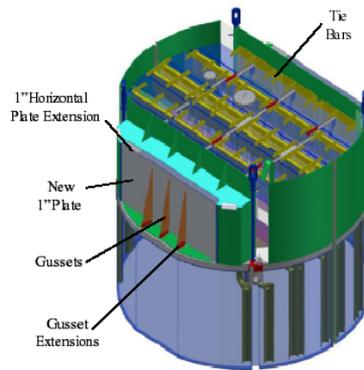


図 2 2004 Enhancements

### Steam Dryer Replacement

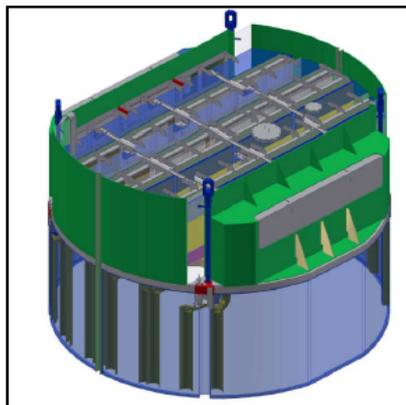


図 3 Old Steam Dryer

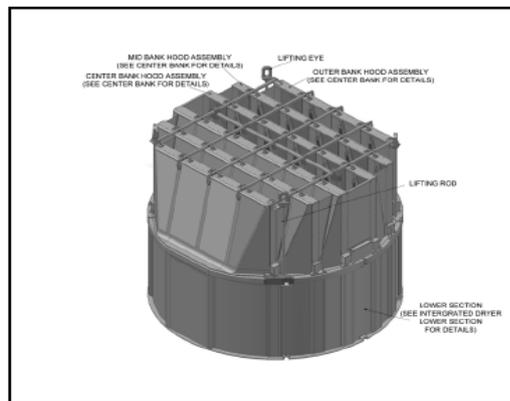


図 4 New Steam Dryer

#### 2) ERV アクチュエータの劣化

- ・ 2003 年 11 月に 1 号の ERV アクチュエータのポストが激しく磨耗し、リミットスイッチが破断するという損傷が生じ、硬化した材料を使って新製した。
- ・ 2005 年 12 月に 2 号の ERV のうちの 1 台 (3D) のアクチュエータが作動不能となった。(電気的接地)
  - 検査の結果、振動磨耗の進行によるアクチュエータ内部の損傷と判った。
  - 3B, 3C, 3C の ERV アクチュエータも同様な磨耗が生じていた。
- ・ 1 号の ERV アクチュエータも調査した所、同様な振動による磨耗が見つかった。
- ・ これらの根本原因は次の 2 つ、
  - 1978 年に最初に特定されて以来の長年に亘る MS 系の振動が起因元で、増出力が振動損傷を更に悪化させた。
  - 第 2 の根本原因としては、組織の有効性と意志決定の欠如。

### 3) 渦放出による振動

- ・ 渦放出周波数と音響周波数が一致すると共鳴が生ずる。各々の周波数は、図5で示される。

#### Vibration Caused by Vortex Shedding

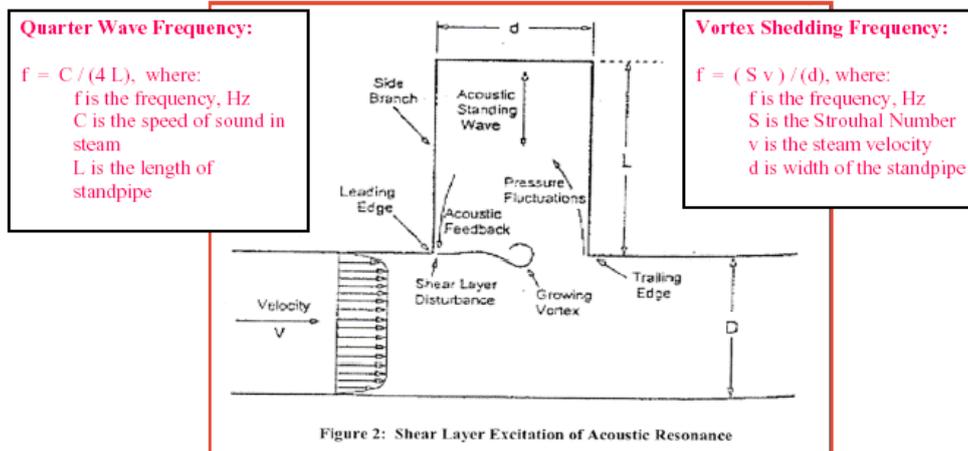
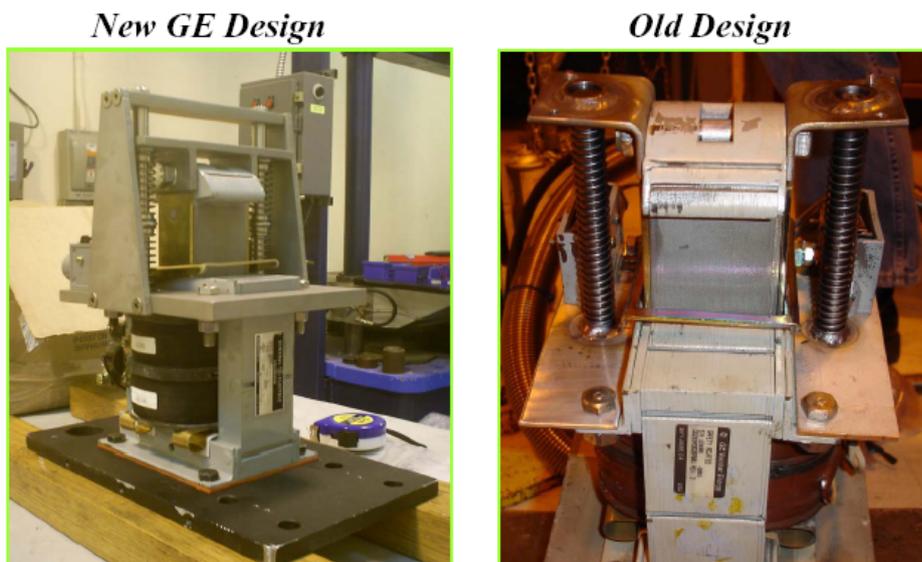


図5 Resonance occurs when vortex shedding frequency and acoustic frequency match

### 4) 2006年のERV改良

- ・ ERV アクチュエータの改良について、いくつかの案を評価し、より頑健な設計に改良し交換した。
- ・ 振動抵抗が目ざましく改善された GE 社の設計を選定し、振動台の加振試験で設計検証を行った。取付プレートの板厚増加、スプリングの強化、支持サポートの剛性増加策を図った。(図6参照)

図6 New ERV Actuator -vs- Old Design

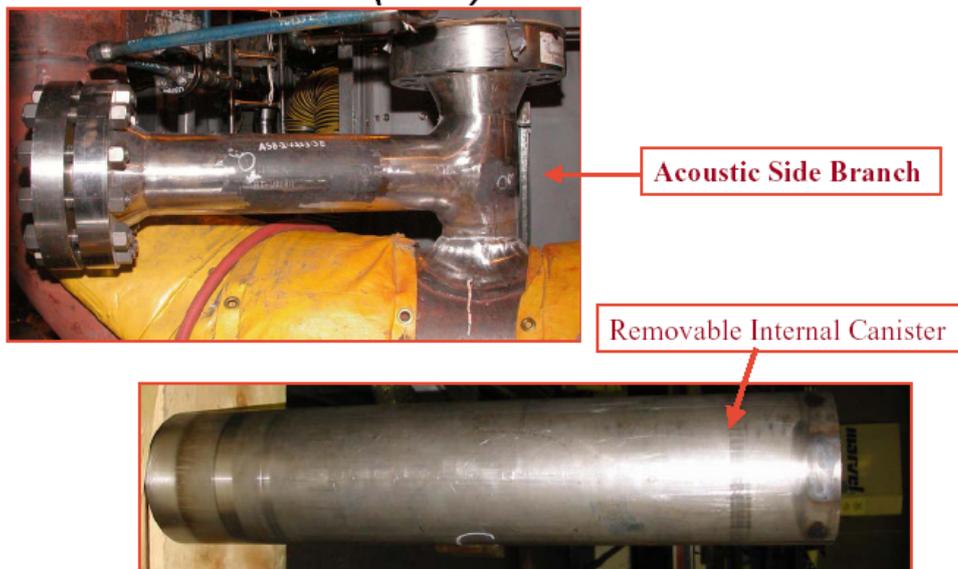


- ・ 更に材料の改良も行った。ガイド及びガイドポストにステライト 6B 盛金、ピボットピンのステンレス鋼採用、スプリング径の増加と座屈しない配置、防振材の改良(シリコンガasketの採用)、部品寸法の許容誤差の明確化等。

5) 2006 年 ASB (Acoustic Side Branch; 音響分岐管) の改造

- ・ ASB を追加することにより、ERV/SV のスタンドパイプの有効長さが増加し、その結果として音響定在波の周波数を低下させることが出来る。
- ・ 音響と渦流の周波数が一致しなくなるため、共鳴は生じなくなる。
- ・ ASB 内部にスクリーンメッシュ容器を追加することにより、定在波のエネルギーを吸収するダンピング材となる。(図7参照)

図 7 2006 Acoustic Side Branch (ASB) Modification



5) MS ラインの振動計測

- ・ 合計 64 ヶの歪ゲージを MS 管に貼付 (8 ヶ×2 ヶ所×4 ライン)
- ・ 84 ヶの加速度計を各機器に取付(ドライウエル内に 81 ヶ、#4 タービン止弁に 3 ヶ)
- ・ その結果、2 号機ターゲットロック社製 SRV の加速度は、ASB 取付前の 2005 年 5 月のデータに比べ、ASB 取付後の 2006 年 5 月のデータは大幅に低下した。(2900MWt において 0.35grms→0.06grms と約 1/6 に低下)また、主蒸気管の歪ゲージデータにも、共振ピークがなくなった。

6) ASB 取付後 16 ヶ月間の状況

- ・ 2号は、オフガス系制御系の不具合によるスクラムを除き、定常運転。
- ・ 1号は、2007年の燃料交換停止と、ドライウェル内のMOVのモータ取替えのための9月の停止を除いて、定常運転。
  - 燃料交換停止は19日で、2007春の米国プラント停止の最短日数。
  - ERVアクチュエータと12台中6台のASBの内部点検を実施し、アクチュエータには全く磨耗はなく、ASB内部にも劣化はなし。
  - スチームドライヤを点検し、異常なし。

6. 質疑応答：

Q1： ASBを追加し、音響定在波の周波数を下げることにより、低出力レベルでの共振の恐れはないのか？

A1： 低出力時は、蒸気流速が小さく振動レベルが低いので問題ない。

姉妹プラントのドレスデンでは、もともとスタンドパイプの長さが半分で、低出力で音響共鳴したが、フルパワーではすぐに消えた。

Q2： ASB追加により主蒸気ラインにキャビティが出来、ここに水素が蓄積する恐れはないか？  
浜岡、ドイツで水素燃焼によるトラブル事例がある。

A2： メンテ時にはスパークの発生を防止する。

C2： ASBの温度を測定し監視することをリコメンドする。