

## (4) 海外訪問調査概要総括報告

### I. 第1次：2005年度

フィンランド（放射線原子力安全局（STUK）/TVO/Olkiluoto原子力発電所）  
フランス（原子力安全・放射線防護総局（D/GSNR）.フランス電力庁（EDF））

### II. 第2次：2006年度（1次）

米国（NRC 本部/NRC 訓練センター/Hatch 原子力発電所/ Browns Ferry 原子力発電所）

### III. 第3次：2006年度（2次）

スイス（原子力安全局（HSK）/Leibstadt 原子力発電所）  
スウェーデン（原子力発電検査庁（SKI）/Ringhals 原子力発電所）

### IV. 第4次：2007年度

米国（NRC 第3地方局/Davis-Besse 原子力発電所/Quad Cities 原子力発電所）

### V. 第5次：2008年度

ドイツ（原子炉安全協会（GRS）、Bayern 州規制当局/Isar 原子力発電所）  
ベルギー（規制関連組織（BEL-V）/Doel 原子力発電所）

### VI. 第6次：2009年度（1次）

英国（保健安全施行部/原子力局（HSE/ND）/Sizewell B 原子力発電所）  
スペイン（原子力安全委員会（CSN）/Ascó 原子力発電所）

### VII. 第7次：2009年度（2次）

米国（South Texas Project 原子力発電所/River Bend 原子力発電所）

### VIII. 第8次：2010年度

米国（NRC/原子力エネルギー協会（NEI）/Susquehanna 原子力発電所/Diablo Canyon 原子力発電所）

## I.第1次訪問調査（フィンランド、フランス）

### 1. 趣 旨

欧米諸国の保守点検や規制調査の一環として、原子力発電所の保守点検作業に特徴のある国としてフィンランドとフランスを選定し、両国における保守点検作業や関係する規制活動等の実情を調査した。

### 2. 日 程

2005年1月9（月）～13（金）（5日間）

### 3. 訪問箇所

（フィンランド）

- ・放射線原子力安全局（STUK）
- ・TVO及びOlkiluoto（オルキルオト）原子力発電所（TVOが所有、運転）

（フランス）

- ・原子力安全・放射線防護総局（DGSNR）
- ・フランス電力庁（EDF）

### 4. 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。（詳細は章末参加者名簿）

### 5. 訪問調査概要

#### 5.1 TVO

##### (1) 運転状況

- ・TVOの従業員は2006年現在、630名（Olkiluoto原子力発電所-3号機の150名を含む）で、Olkiluoto原子力発電所-1/2号機の運転Olkiluoto原子力発電所-3号機の建設を実施。
- ・2005年の稼働状況は1号機が98.3%と過去最高の稼働率を達成（定期検査が7日間、出力制限に関わる不具合がなかった。）。2号機は94.0%（高圧タービン、リヒータ等の大型機器の交換を実施したことにより21日間という記録的に長い定検による）。

##### (2) 定期検査（定検）

- ・定検は原則として24時間工程であり、放射線原子力安全局（STUK）による検査は通常運転中は2名の常駐検査官が対応し、夜間、休祭日であっても24時間で検査対応がおこなわれている。

- ・フィンランドの定期検査は地域性を考慮して、雪解け水による安い水力発電での電力供給が豊富な春から夏（5月～6月）に実施される。1、2号機の運転期間は12ヶ月である。3号機（建設中）は第1サイクルが12ヶ月、その後は24ヶ月で計画している。
- ・定検のタイプは、1)燃料交換停止(Refuelling Outage)、2)保守停止(Service Outage)、3)改修停止（1回/10年）の3種類がある。1)と2)は隔年で実施している。
- ・1号機の定検と2号機の定検の間隔は、約2～4日間である。これは費用削減のため作業員が継続して効率的に作業に対応できるようにするためである。
- ・燃料交換停止は5万人時間、500～600作業数が掛かっており、保守停止は15～25万人時間、1000～1300作業数となっている。
- ・10年に1度の改修停止では、例えば、どの程度のクラックであれば合格とするか、あるいは重要な作業での不測の事態に対する対応策をどうするか等を、事前に検討している。
- ・定検中は入替保全（予備品と入れ替える）を実施し、保守は冬場に実施している。そうすることで定検期間を短縮し、保守技術レベルを高く保っている。
- ・定検の作業員については、原子炉関連はWH社が3直24時間体制で実施しており、燃料交換作業はTVO社員が実施している。WH社等に依頼する専門的作業は長期契約（5年間、固定価格）を結んでいる。これは、熟練作業員を長期的に確保するためである。良好な作業（支障なく、欠陥のない作業）が実施された場合、インセンティブとしてボーナスを支給している。
  - ・全ての保守作業は、TVOの経営方針に則って行われているものである。つまり、競争力のある電力価格で株主に提供し、国民に対して安全である事。つまり、**resource=money=policy** ということを常に念頭において行動している。
 効率・安全・環境・確実性のいずれもおろそかにしてはならない。燃取停止/定検短縮については、作業の質やコスト削減を狙い、燃取停止の工程は標準化されている。非常に時間をかけて標準化されてきたので、その気になれば来週からでも燃取停止に取り掛かれるほど。
- ・2005年度の外注作業員は1号機が約700名、2号機が約1400名であり、この内、近隣市町村の作業員が約40%を占めている。残りは海外（独、スウェーデン等）からの作業員である。
- ・定期検査に対し規制当局のSTUKはTVOとは別の観点からチェックを行い、問題なければ承認・再起動となる。重要機器以外の機器については現場での計測作業などは行わず、記録の確認を行う。

### (3) スペアパーツ

- ・品目で22600品目、6800万ユーロ分に相当するスペアパーツを持っている。うち、保険的な性格をもつ設備（励磁機、発電機など）を除くと、4500万ユーロが消耗品類であり、

年間 18 万ユーロ相当を使用している。

- ・ 調達に時間がかかり、かつ重要な部品は、もっと調達の容易な代替品がないか常に目を光らせている。

#### (4) 発電所における保全の具体的内容

- ・ 燃取停止／定検短縮については、作業の質やコスト削減を狙い、燃料取替え停止の工程は標準化されている。
- ・ OLM (OLM : On Line Maintenance) については、Olkiluoto 原子力発電所は完全 4 トレイン設計になっているので、1 系統を除外しても Tech. Spec. の運転制限とはならず、保守が可能。D/G に対して Tech. Spec. 上で与えられている時間は 7 日間。ある系統の電気系の点検を実施する場合、同じ系統の弁なども点検してしまう、“パケット”点検方式を採用している。1 つのパケットで 1~7 日間かけて点検。パケットで行う点検計画をリストにし、規制側に対して毎年提出し承認を受ける。OLM の方が定検中に点検するよりもプラントのリスク (PSA で評価された値) が低い (だから推奨している)。
- ・ 状態監視保全 (CBM : Condition Based Maintenance) / 時間計画保全 (TBM : Time Based Maintenance) については、基本は TBM と CBM の組み合わせ。プログラムの設定、変更信頼性重視保全 (RCM : Reliability Centered Maintenance) を利用。静的機器は TBM。Tech. Spec. に記載の内容と、一部は ASME に基づき実施している。スナバ・ダンパも定期的に点検されている設備のひとつ。タービン、大型ポンプ、弁、モーターなど動的機器は CBM。Tech. Spec. 上では、設定されている点検期間を 30% までなら延長できることになっており、これを活用している。基本的には、うまく機能しているものには触れないようにしている。いじり壊しが一番良くない。
- ・ 保安全管理システム / S-RCM については、保守管理を目的とした大規模なシステムを有している。

各保守作業には“area”が設定されており、それぞれに責任者を置いて予防保全 (PM : Preventive Maintenance) プログラムを策定する。全ての保守作業はひとつのシステム (EAM 的なもの) で管理される。Work order システムは STUK も自由に見る事ができる。これらの保守計画の基になっているのが S-RCM。重点的に管理すべき設備の絞込みを行っている。設備重要度を 4 つに分けているが、約 8 万点の管理対象のうち重要なものは 15% 程度 (Priority 1,2)。作業の標準化も進めており、同じポンプであれば作業内容も同じにしてある。S-RCM 自体は非常にややこしい概念なので、分からない人でも質問に答えていけば結果が出るよう、システム化されている。

## 5.2 Olkiluoto 原子力発電所

### (1) 定期検査 (定検)

- ・ 定検の計画は、10 年を見越して作成され、長期スパンで「大規模 (取替) 工事の計画」,

その後定検が近づくと従って「クリティカル工事の特定と工期」、「定検における安全系統の使用選択」、「その他系統工程」を決めている。

- ・1号機では2005年に燃料交換停止（Refueling Outage）を行い、発電機解列から併入までの期間は1週間（7日4時間16分）であった（通常実施しないRIPモーターの交換：2時間を含む）。なお発電機解列から燃料取出し開始までの時間は32時間であり、燃料交換に要した時間は約60時間であった。また起動時には、タービン保安試験は実施しておらず、臨界試験より、核加熱、脱気、スクラム試験（14体）、RPV耐圧試験等を経て計21時間で起動している。また保守停止（Service Outage）は、通常3週間程度で行っている。
- ・プラント起動については、STUKによる起動前準備事項の確認及び起動許可を得て行っている。また、STUKは起動時の主蒸気逃し弁（SRV）の試験等を確認している。この工期に関して、設備の主な特徴は以下のとおりである。
  - ・原子炉格納容器（PCV）上部にはコンクリートプラグがなく、水遮へいである。
  - ・PCVと原子炉圧力容器（RPV）の保温架台が一体となっている。
  - ・原子炉容器上蓋にはヘッドスプレイ等のフランジがない。RPV上蓋は60本のボルトで締結され、手動テンショナーを用い取付け・取外しを行う。
  - ・シュラウドと汽水分離器はシュラウドヘッドボルトで締結されておらず、シュラウド上に汽水分離器と蒸気乾燥器を乗せ、RPV上蓋スプリングにより固定している。

## (2) 放射線防護に関する規制および線量低減対策

- ・フィンランドの放射線防護基準は、ICRP Pub.60、英国のBSSと同様で作業員に対する被ばく限度は、50mSv/年、100mSv/5年である。この他に20mSv/年を超える被ばくは正当化すること（YVL 7.9）および発電所あたりの集団線量が2.5人 Sv/GWeを超えないようにしている。なお、TVOでは、個人の被ばくを12mSv/年以下に維持することを目標としている。
- ・2005年の被ばく実績は、被ばく者数が126人、集団線量は1.4人 mSv、報告要件に該当する0.1mSv以上の被ばくは11件、最大被ばくは0.3mSvであった。なお、集団線量は年々低下する傾向は見られず、1980年から同程度（約500mSv）で推移している。また、発電所の近代化を推進しているため、近代化の作業を実施した年は集団線量が他の年に比べ非常に高くなっている。
- ・被ばく低減対策のための設備変更として、応力腐食を防ぐ配管への交換、弁のCoフリー合金化、蒸気中の湿分を低減するドライヤーの交換を実施している。また、設備変更以外に遮蔽の常設、除染、作業員同士の情報交換、モックアップを使用した訓練を実施している。2006年には、高圧タービンおよび蒸気リヒーターの交換を計画している。

## 5.3 STUK

## (1) STUK の概要

- STUK (放射線・原子力安全当局) は原子力安全の規制に関する独立機関であり、STUK が中心となって安全要求をとりまとめ、一般的な原則を法令で、より詳細な要求を YVL ガイドとしてとりまとめている。 PRA については、決定論に基づく設計を行い、その結果を PRA で検証し、設計時の弱点等を改良していくために用いられている。
- 具体的な検査については、機械及び電気計装ともサイトに常駐する中立の検査機関がかなりの部分を実施し、STUK は重要なものについて検査を実施する。
- STUK の使命：放射線の悪影響から公衆、社会、環境、将来の世代を守ること
- STUK の役割：①規制当局、②研究センター、③専門家組織 (防災、研修、広報等)
  - －STUK は社会健康省、通商産業省、内務省、外務省への専門的助言とサービスを行い、予算は社会健康省から受けるものの完全な独立機関
  - －職員数 333 名 (2005 年末)、人件費以外の予算規模 26.7 百万ユーロ (40 億円弱) で、その約 40%は国からの予算、約 40%は検査料等の収入、その他となっている
- 運転プラントの検査工数 (検査については別項目に詳細あり)
  - －Loviisa 原子力発電所 1、2 号機 ⇒ 9 人年 (サイト及び予備品工場の検査 411 人日を含む)
  - －Olkiluoto 原子力発電所 1、2 号機 ⇒ 10 人年 (サイト及び予備品工場の検査 620 人日を含む)

## (2) 定期検査時の STUK の監視

- STUK では運転期間に関する要求はしていない。各ユニットの運転サイクルは経済的理由から決められている。(通常 1 年)
- プラント停止中には常駐検査官と 2~3 名の機械系の機器を見る検査官、その他必要に応じた検査官が検査にあたる
- STUK は安全グレード 1 及び 2 について検査を実施し、検査官は夜及び週末でも検査を実施する
- 年次点検計画は通常は早い時期に事業者から提出されるため、重要な検査について早い時期に検査を計画することにより、STUK から検査官をいつ出せばよいか分かる。STUK の検査官は広い範囲で見ることができるよう努力をしている。
- プラント停止中の検査のスケジュール
  - －1~2 ヶ月前：事業者は、保守・改造項目、作業中の安全に係ること、放射線防護計画等必要な情報を STUK に提出⇒STUK は検査計画を立て、停止中の検査実施 (書類検査、現場検査、重要なものは立会検査等)
  - －プラント停止には STUK の常駐検査官が立ち会う。
  - －プラント再起動には STUK の許可が必要 (通常 1 日前)、プラントの準備体制の状況を確認

ープラント起動中の検査を実施、発電所の安全担当が確認しているかも確認、常駐検査官が全ての検査官のメモを確認

ープラント再起動の1週間後にフィードバック会議を、3ヶ月後に報告書が提出され、さらに会議において改善事項等について審議され次回の検査に反映

### (3) OLM について

- ・厳格な管理を行っており、PSAの結果だけが判断基準ではない  
Olkiluoto 原子力発電所は N+2 で設計されており、OLM をよく実施しているが、Loviisa 発電所は N+1 のプラントであり OLM の制限が多い
- ・実施する系統は、使用済み燃料プール冷却系、放射線モニタリング系、停止時冷却系及びその他の系統などである。実施時期、対象の決定の際には PRA を活用
- ・OLM を行ってよい機器は Tech. Spec. に定められている。加えて、どのような PM を実施するかについても決められている。STUK はこれを承認する。OLM を実施した結果については、常駐検査官が確認する。

### (4) 機器の検査

- ・機械品に対する検査は、圧力バウンダリーを構成する機器と同様に YVL 3.8 (ASME XI) に基づいて実施している。STUK が実際に検査する機器は、安全グレード 1 および 2 に分類される機器で、それ以外のグレードの機器については監査（検査記録の監査）を行う。また、重要な機器（弁）に対する検査は、1回/4年の頻度で実施する。
- ・エロージョン/コロージョンの具体的な状態監視（CM : Condition Monitoring）方法としては、X線撮影および UT による厚み測定で、これらの実施頻度は、配管の口径に依存する。なお、検査部位は同一の部位を検査している。Olkiluoto 原子力発電所では長い直管を、ロビーサではエルボー部を検査している。また、これらの厚み測定はプラントの停止時に実施している。
- ・検査について重要な機器は検査機関による検査後に STUK が別に検査を行う。重複している項目は 30~50%あるが主に書類検査である。検査対象機器のうち安全グレードが低い機器については、検査機関の報告書を確認。

## 5.4 DGSNR.

### (1) DGSNR のミッションと組織

- ・DGSNR は、長官 1 名、副長官 3 名のもと、8つの総局で構成。地方組織である DSNR を、国内 11 箇所に設置。
- ・DGSNR は、規制目的に応じて 3つの省（厚生省、環境省、産業省）が管轄。また、検査官が労働監督官を兼ねる場合があり、労働省とも関係している。

- ・先週、仏大統領から「原子力規制を独立機関とする」との発表があった。その場合には、関係官庁の管轄はなくなる。

## (2) 運転経験のフィードバック

- ・DGSNR の 5 名の技術者で「運転経験グループ」を編成し、全プラントのトラブル情報の集約、分析、他プラントへの反映を行っている。トラブル件数は 2004 年 650 件（うち原子力安全関連 461 件、2005 年 755 件（うち原子力安全関連 575 件）。  
トラブルのうち 18%が機器の不具合、70%は組織的・人的要因である。
- ・運転経験反映のプロセスは即時対応（各地方組織にて対応。データベースに登録し、一般に公開。）、定期会合でのレビュー（重大なトラブル、プラント共通のトラブルなどを対象に、3ヶ月に1回の頻度で開催。EDF、IRSN も参加。）、運転経験の評価（3年ごとにテーマを決めて評価作業を実施。IRSN、原子炉諮問委員会の意見を求める。）、10年ごとの発電所訪問（発電所の10年点検の際に、改善が行われていることを確認。）である。

## (3) インシデント分析

- ・EDF は、トラブル発生後、速報の報告書を2日以内に規制当局に提出する必要あり。INES のスケールの判定は規制当局が実施。必要があればプラント立ち入り調査を実施。EDF に対して要請が出されれば、2ヶ月以内に対応が必要。EDF は、トラブル発生後2ヶ月以内に最終報告書を提出する義務あり。報告書には、時系列、原因分析、誤った行動、事象の結果、再発防止対策などを記載。
- ・詳細な調査が必要な場合は、IRSN に要請し、技術的分析、必要に応じて立ち入り、現場へのインタビューなどを行わせる。
- ・IRSN にて詳細調査した事例として、フラマンビル発電所での電源喪失事象について紹介。EDF の報告書に記載された原因（インバータの保守不良、対応手順の不備）に加えて、運転チームの雰囲気の問題や、仕事の配分の問題などが抽出された。
- ・われわれは、事業者に対して、ガイドラインを守っておれば良いというアプローチではなく、原因を突き詰めて、必要であれば設備の変更や組織の変更までを求める。

## (4) 定期安全レビューについて

- ・フランスでは、発電所の運転許可を出した以降、有効期限は無制限。そのため、常に原子力発電所の能力をチェックする。また、10年ごとに、条件が整っているか担保する。
- ・特に、3回目の10年点検において、エージングの観点で細かく突き詰める必要あり。90万kW級についてこれからガイドラインをつくる。運転期間を短くするなど、要求を上げることも考慮する必要あり。
- ・定期安全レビューに関する基本法令は、1963年のデクレ。この法令のもとで、規制当局は常にチェックできる体制。10年ごとのレビューは、事業者の10年ごとの大規模検査と

整合する。レビューのポイントは、既存の規格への適合状況、および既存のガイドラインの改善要否に関する評価。

- 運転経験のフィードバック、新たな安全規制・ルールに着眼し、それに対する適合性を規制当局としてチェックする。
- PSA手法を活用。レベル1 PSAは全体に適用。レベル2 PSAは、30年目のPSRのために最近新たに開発した。規制当局から指示を出す際のサポートツールとなっている。また、30年目のPSRにあたって、新たにコストベネフィット手法を導入。これについては2007年のパーマネントグループ会合で議論する予定。
- 90万kWプラントの30年目PSRの論点は以下の通り（規制当局、IRSN、事業者で議論している事項）。なお、30年目のPSRが全プラントで終わるには10年間かかるが、再循環サンプ対応は、それを待たずに早急に実施する方針。
  - 耐震解析（RFS2001-01に則ったもの）
  - シビアアクシデント評価でレベル2 PSAをどう使うか
  - EDFのエージングマネジメントの評価
  - 再循環サンプ閉塞リスクの評価
- 90万kWプラントの30年目PSRのスケジュール
  - 2003年： 以下の再評価項目を選定
    - 内部・外部ハザードに関する検討（地震、火災、施設の爆発 など）
    - シビアアクシデント時の炉心溶融、格納容器の挙動の評価
    - PSAレベル1の改良、およびレベル2を初めて活用
    - 使用済み燃料プールの水が失われる事象の評価
    - 安全注入の再評価
    - 原子炉圧力容器の低温時過加圧、蒸気発生器の過給水 等
  - 2004-2005年： 検討結果についてパーマネントグループで審議
  - 2005年： 改造箇所のリストアップ。 これを受けてEDFから具体的改造箇所の提案。
  - 2009年： 最初のユニットで30年目点検
- 130万kWプラントの20年目PSRの実施状況
  - 2000年： 再評価項目を決定（パーマネントグループは関与せず）
  - 2002-2003年： パーマネントグループが、研究成果を評価
  - 2005年： 改造箇所を決定
    - 異常時の計測系の改善
    - 外部電源喪失時のポンプの信頼性向上
    - 蒸気発生器細管破断事故時の蒸気発生器への過給水の改善（EPRの経験を生かす）等
  - 2005年： 最初のユニットで20年目点検

- ・EDFの保全プログラムに対して、規制要求しているのは、原子炉冷却材圧力バウンダリ、および蒸気発生器に関する1999年のルールのみ。実際の検査は検査要領に基づき実施している。

## 5.5 ASN.

### (1)定検管理に関する規制当局の検査内容

- ・原子力安全規制機関（ASN：Autorité de Sûreté Nucléaire）は年間50回EDFの定検を扱っており、それにはASR、VP、VDの3種類がある。

ASRは燃料交換のみで通常25日～30日、VPは燃料交換とその期間を利用したメンテで50～60日。VDは10年毎に行う大がかりな定検で120日程度のものである。10年目、20年目、30年目でそれぞれVD1、VD2、VD3と略称される。年間に15-20プラントを選定して当局が監査を実施する。

- ・定検時規制の適用は、適用されるレベル毎に検査を行い、最終的に再起動の許可を出すかどうかのポイント。規制関連文書は階層化されており、最上位は法令レベル、二番目はASNの決定事項。それ以下はより実務的なものであり、SD2とSD5の技術文書、EDF基準（ASN認可マター）、EDF基準（ASN認可対象外）のピラミッド構造となっている。なお、認可対象外のEDF内部規定についても、その遵守を求めている。

- ・国レベルであるDGSNRは経験のフィードバック、教育、地方局（DSNR）の支援、定検後の起動許可発行などを主なミッションとしており、そのため、SD2とSD5の検査担当官をユニット定検毎にアサインし、定検フォローシートを使って定検全体の作業をフォローしている。

SD2には、発電炉に関して30人のプロジェクトマネージャがおり、専門分野（土木、計測制御..）毎に分担し、30人のうち6人が定検のユニットを担当、継続フォローしている。

また、SD5は圧力設備（一次系、二次系）に特化して同様の体制をとっている。

- ・地方レベルであるDSNRでは1人の検査官が2つの炉を担当している。一人が2炉の全ての分野を担当する。分野毎の体制である国レベルとは異なっている。
- ・地方レベルと国レベルのコミュニケーションと定検管理のツールとして定検フォローシートが、使われており、これが総局と地方の間を行き来する。

これはきわめて重要な書類システムである。

フォームの一番上には、定検回、炉の名称と定期検査日時、改訂版数が記載されている。

また、進捗のトレースのため、会議の日時とコメント、定検のマイルストーンの項目、例えば解列、残留熱除去、燃料交換、RPV上蓋閉め、起動、併入などの項目が記載される。

特に再運転許可に対する意見、事業者からの回答、許可とそれらの日付が重要である。

アクションアイテムリストは17ページにのぼり、事業者の対応とDSNR、DGSNRの

意見が記載される。このリストに載っているのは当局として必ずチェックしたい項目であり、項目ごとに事業者の提案、当局の意見が記載され、フォローされている。

DNSR が国レベル(DGSNR)に確認することは具申し、検討番号が追加される。法規制に無いものも含めすべてがクリアされるまでやる。48 時間以内の回答がルールとなっており、これを繰り返してページが増えていく。サイト毎に個別の項目が変わる。最後の 2 ページはサーベイランスのポイントや次回の定検時の注目点が記載される。この書類はこのようにして定検時にどんどん内容が充実していく。

- ・ 労災、燃料交換の時の所見も記入される。現地の検査官が新たに発行した項目は、常駐検査官や SD2、SD5 に伝えられる。すべては 48 時間以内の対応が求められている。起動にあたっては、その許可判断のため、停止時の内容を把握して 100 ページくらいの概要報告書が EDF から提出される。

## 5.6 EDF

### (1) EDF プラントの運転状況

- ・ 48 基で負荷追従運転をを実施。残り 10 基ではベースロード運転。

2005 年は設備利用率(83.4%)、発電量(429TWh)ともに史上最高記録を更新。

CP0、P4、P'4 タイプ炉は 18 ヶ月、CPY、N4 タイプ炉 12 ヶ月運転で、電力需要量は冬に多く、夏との差を定検の調整 (12 ヶ月運転プラントは夏、18 ヶ月運転プラントは春、秋) と負荷追従運転で調整している。今後の計画では N4 プラントを 18 ヶ月運転に移行し(2007 年)、より柔軟な運転期間 (例：18+/-2,3 ヶ月へ) (2010 年)を採用。

### (2)保全状況

#### (a)定検計画

- ・ 定検計画は 3 段階に分けて実施。
  - － 長期 (5～10 年単位)：ここでは定検日数と運転日数を作りこむ。当然、目標とする設備利用率を念頭において計画する。
  - － 中期 (1～1.5 年)：これは各炉ごとに精密な運転計画を作りこんでいくステージ。
  - － 当年：最も詳細な計画を、実務レベルで策定。
- ・ 毎年の停止期間はプラントのタイプにもよるが 35～50 日程度で、燃料交換と毎年実施せねばならない項目のみを実施し、燃取停止と保守定検を、毎年交互に行っている。
- ・ 10 年点検(VD)は規制要求に基づき、大がかりな保守・改造 (例：SGR) を合わせて実施する(80～90 日程度)。

#### (b) 定検短縮

- ・ フランスでは労働基準法が厳しく、12 時間×2 シフトは組めない。したがって、保守時間の短縮、不具合の撲滅、計画日数の厳守が設備利用率向上に不可欠。

- ・技術的な改善で 2.1%、マネージメントの改善で 1.3%の短縮を目指す。(2001 から 2008 迄に)技術的な改善項目は Tech. Spec.の変更による運転制限の緩和、・SG の点検を毎年から隔年へ、・燃料取替のスピードを 8unit/h まで上げる、・真空ベンティングである。マネージメントの面での改善項目は・定検計画を複数年で行うこと、・現在よりも運転員が再起動に関わるようにする、・外注化を進める、・サイト同士で姉妹関係を結ばせ、劣等性は優等生から学ぶようにさせている、・標準工程である 25 日からの延長が 6 日以内に収まることを目標とする。

#### (c) 保守に関する組織

- ・保守に関する組織構成は、発電部門で 20,000 人 (19 発電所 (平均的には、400 人程度 / 4 基サイト) + 3 つの全社大 UNIT)、エンジニアリング部門で 5,000 人 (6 つのエンジニアリング UNIT)、その他に水力部門 (土木工事)、サービス部門 (大型機器保守) も関連する。
- ・現行組織では、運転中の炉を担当するグループと停止中の炉を担当するグループの 2 つの大きなプロジェクト制とし、それぞれのグループの下の部に人員を配置しているが、運転中炉グループから必要に応じ停止中炉グループに応援に出ることもあるような柔軟性を持たせた組織としている。また、出力級毎に注入系や格納容器スプレイ系等の系統毎にプレパレータと呼ぶ全社レベルの責任者制度を設けて、全発電所の情報を吸い上げ、ベストプラクティスを全発電所に徹底する任務を持たせており、その責任は重大。
- ・今後 2015 年を見通した変革として、外注政策・パッケージタイプフルターンキー契約を含めた保守の最適化、時間計画保全 (Time Base Maintenance : TBM) から状態監視保全 (Condition Based Maintenance : CBM) への移行、経験の共有化、運転中/停止中の 2 プロジェクト制でのコストの最適化と一段の削減等を継続していく。

#### (d) 外注政策 (Sub-Contracting Policy)

- ・外注政策の検討は 1990 年代以降保守作業量が増加したために検討を始めたが、2000 年以降電力市場の規制緩和に伴いさらに重要となってきた。当初保守作業は自社でやっていたが、外注の方向としている。一方で、外注先コントロールとチェックのために社内の能力、ノウハウは保持しておきたいと考えている。
- ・フリート全体 (58 基) で外注先人員は約 17,000 人。内訳は、60%がひとつのサイトのみに従事、20%が近接する 2 つのサイトに従事、20%が特殊技能者で仏国中を移動。また、全体の 85%が外注先会社の常時雇用者である。総労働時間は 1400 万時間 / 年、うち半分の 700 万時間が定検期間中である。外注先も含めた総被ばく線量は低下傾向を続けており、1990 年に 2.3 人 Sv/もとだったものが、2004 年には 0.8 人 Sv/もととなり、個人線量も 20mSv / 年を超過する者は 2001 年以降はゼロとなっている。

- ・最近の発注方法はフルターンキー方式パッケージ化の傾向。外注先の認証方法や作業サーベイランスのやり方は規制当局にも提出している。

#### (e) 状態監視保全

- ・EDFの保全の2/3は予防保全(Preventive Maintenance: PM)、1/3は事後保全である。予防保全は、時間計画保全と状態監視保全からなる。保全はRCM(信頼性を重視した保全)の考え方で計画している。これまでの時間計画保全では、不要なメンテナンスや分解することによって逆に故障リスクを増加させるようなメンテナンスもあった。このためCBMを指向するようになった。
- ・状態監視保全移行に当たっては、各プラント共通の機器ではパイロット機器(Pilot Equipment)を選び、1~2サイクル延長して使用した後に点検を行い詳細に劣化度合いを調査した。一次、二次冷却回路の機器はパイロット及び全国展開に当たって規制当局の特例措置の許可が必要だった。
- ・状態監視保全の適用事例として、隔離弁、電動弁、回転機器、発電機等があり、主タービンの点検周期は5年から11年に延長した。
- ・状態監視保全化のメリットとして、保守/運転間の情報交換の改善、設備挙動の知見増加、アベイラビリティ向上、侵襲的分解(やらなくてもよい分解)の削減、被ばく低減、劣化に関する知識向上、保全コスト低減、原子力安全の向上が図られた。
- ・状態監視保全はEDFの仕事の中核なので外注はしない。ただし状態監視保全の結果に基づく分解点検作業は外注もある。

## 6. 総括

訪問国(フィンランド及びフランス)の原子力発電所は非常に良好な運転実績を残しているが、それには根拠がある。事業者は安全性の維持と共に経済性の追及も目標として掲げ、運転経験を踏まえた合理的な判断を長期的かつ計画的に取り組んでいる。そして規制機関は安全性の確保を使命とし、それを最優先とした上で事業者の運転効率化の取り組みに対し合理的に対応している。両者はお互いの立場を明確にしつつ、原子力の安全性と効率化という点でベクトルは同じである。フィンランドでのこの印象はフランスでも維持された。両国とも、状態監視保全を当然の技術として捉えており、EDFではタービンの点検周期は従来の5年から11年にしたという。エネルギー資源の乏しい両国の、原子力エネルギーに対する姿勢の表れでもある。

当方への説明内容についてTVOはSTUKと調整してくれた。事業者と規制機関のコミュニケーションが良好である。そしてフランスとフィンランドの規制機関同士のコミュニケーションにもいえる。これは、フランスを中心に開発したEPRの初号機がOlkiluoto原子力発電所3号機という理由だけではないであろう。欧州全体として規制機関相互のコミュニケーションが活発化しており、中・東欧も含めた安全規制の調和(Harmonization)を図

る取り組みが WENRA（西欧原子力規制者会議）を舞台に実施されている。WENRA の活動は活発化している。規制機関が、そして事業者もコミュニケーションを活発にする努力。そこから経験や知識を共有し原子力の規制と運転保守をより一層科学的、合理的、効率的なものにしてゆく姿勢が強く感じられた。



図 I -1 Olkiluoto 原子力発電所



図 I -2 Olkiluoto 原子力発電所 使用済み燃料プール

第1次（2005年度欧州）訪問調査参加者

母体	氏名	所属
(独)原子力安全基盤	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
(独)原子力安全基盤機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析G長
中電	岩田 真嗣	原子力部 運営 G 課長
(独)原子力安全基盤機構	潮田 成一	検査業務部検査統括担当審議役
日立	大野 茂樹	日立製作所日立事業所原子力サービス部主任技師
関電	押部 敏弘	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ
東電	小森 明生	東京電力原子力運営管理部長
東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部保全計画担当 保全・監視診断技術主幹
電事連	示野 哲男	原子力部副部長
関電	千種 直樹	原子燃料サイクル室 原子力業務部長
日立	津山 雅樹	原子力事業部 事業主管
三菱	遠 山 眞	原子力事業本部 原子炉安全技術部長
北大	奈良林 直	北海道大学助教授
保安院	根井 寿規	原子力発電検査課長
東電	橋本 哲	原子力運営管理部 RCM・CBM プロジェクトグループマネージャー
三菱	蓮沼 俊勝	原子力保全技術部計画課 全高度化チーム主任チーム統括
原技協	三谷 和己	情報・分析部 情報・活用グループ 副部長
原電	師尾 直登	発電管理室設備・化学管理グループ 課長
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
グローリア	小倉 篤	第2営業部 部長

## Ⅱ.第 2 次訪問調査（米国）

### 1. 趣 旨

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。

### 2. 日 程

2006 年 7 月 10（月）～14（金）（5 日間）

### 3. 訪問機関

（米国）

- ・ 米国原子力規制委員会（NRC）本部、NRC 訓練センター
- ・ Browns Ferry（ブラウンズ フェリー）原子力発電所（Tennessee Valley Authority が所有、運転）
- ・ Hatch（ハッチ）原子力発電所（Georgia Power Co.他が所有、Southern Nuclear Operating Co.が運転）

### 4. 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。（詳細は章末参加者名簿）

### 5. 訪問調査概要

#### 5.1 NRC 本部

##### (1) 原子炉監視プロセス（ROP：Reactor Oversight Process）

- ・ NRC が原子力発電所に対して実施する規制活動は ROP として体系化されており、これが成功している。
- ・ ROP では Risk-informed Inspection を採用しているが、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。
- ・ 決定論的な考え方から確率論的な考え方を取り入れるプロセスには多くの議論があった。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。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。

### (a) ROP の経緯

- ・原子力発電所の規制については 1990 年代事業者から、「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 の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。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ため、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、設置者パフォーマンスの体系的評価 (SALP : Systematic Assessment of Licensee Performance) 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、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) を作成した。

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重要度決定プロセス (SDP : Significance Determination Process) を作った。

ROP について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。

- ・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 原子力発電所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。

- ・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、クロスカッピングエリアの部分を拡大した。IMC-0305 Assessment Process において、常駐検査官、Manager は、各発見でクロスカッピング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。

### (b) ベースライン検査 (Baseline Inspections)

- ・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。

問題点は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。

- ・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、地方局から放射線防護や核物質防護などの専門家が来る。常駐検査官は原子炉安全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。

(2)是正措置プログラム (CAP : Corrective Action Program) と問題の把握と解決 (PI&R : Problem Identification and Resolution)について

(a) 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り、従って、CAP の開発も実行も Licensees が責任を負う。(CAP の登録されたものは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 検査の重要因子は常駐検査官であり、常駐検査官が、Licensee の CAP プロセスに入り込み、IP71152 に則り日常業務として以下の活動を行う。
  - 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 の度合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
- ・常駐検査官以外にも PI&R チームを派遣し、CAP の実施状況等を検証する。

(b) 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) 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。
- ・ 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。
- ・ 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。

- ・ 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、Tech. Spec.に抵触するものがないかを見る。また、事業者の Daily Meeting などに参加し、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する。

- ・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。

- ・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。

#### (4) 運転中保全 (OLM : On Line Maintenance) と状態監視保全 (CBM : Condition Based Maintenance)

##### (a) OLM と CBM に対する規制のポジション

- ・Tech.Spec.において、各運転状態における運転制限条件 (Limiting Operation Condition) や許容待機除外時間 (AOT : Allowed Outage Times) 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。

- ・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、 $10E-6$  以下の場合には通常の保守作業管理を実施し、ICCDP が  $10E-6$  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  $10E-5$  より大きい場合は

Instantaneous CDF (Core Damage Frequency : 炉心損傷頻度) が  $10E-3$  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。

- ・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。重要度決定プロセス (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 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 SDP を実施する。
- ・計画された OLM と計画外の OLM で同じに取り扱われるのかという点について以下のように考えている。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。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。

#### (b) Tech.Spec.とリスク評価の概要について

- ・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。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ー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) 重要度決定プロセス (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。

(c) 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

- ・ 標記については、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、保守規則のスキープの範囲で評価する。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」に承認されている 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。

(d) Risk Management Technical Specification について

- ・ 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. はもともとエンジニアリングジャッジに基づいて開発されているため、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 Interim Tech.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 (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。
- ・ 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。・完了時間(CT : Completion Time)、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と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。

- ・RM Tech.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。
- ・イニシアティブは以下の4グループからなっている。

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

## 5.2 NRC 訓練センター

### (1) 概要

(a) 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。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。

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。

・NRCトレーニングセンターの概要

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

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）

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）

- (b) 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。
- (c) 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。
- (d) 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。

(2) 検査官の訓練、資格認定プログラム

(a)NRC の文書 IMC-1245 にプログラムが記載されている。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。

(b)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 Inspect 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。）

(c) 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
- b) 一般的知識の高度化
- c) 技術の高度化

5.3 Browns Ferry 原子力発電所（TVA）

(1) 発電所概要

- ・稼働率 92.75%で定検期間は最短で14日、平均で21～22日。定検間隔は24ヶ月である。
- ・20%の出力増強は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、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。

機器ほとんど変えたが、新しくプラントを建設した場合50~70億ドル掛かるので、それよりは安い。

- ・長期停止の原因となったケーブルは100万フィート以上を取り替えた。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。

## (2) CAP/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。

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。
- 「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。)
- 「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。

## (3) 保全 (Maintenance)

### (a) OLM 計画管理について

- ・OLMは、INPOのAP-928に即して実施しており、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、対象機器を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おり、FEGs (Functional Equipment Group) と呼んでいる。
- ・ サーバランスも同様に、12Week 計画で管理、実施している。
- ・ OLM の対象範囲は、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、新たに発生する作業指示をレビューし、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。

- ・ 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。
- ・ OLM の12Week 計画は、以下の手順で実施する。
  - \* 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。
  - D/G 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ー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。

- ・ NRC の常駐検査官は2名であり、OLM 計画、実施状況を時々確認する程度である。

#### (b) 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。
- ・ 2、3号機は、D/G、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。

- ・ PSA をモニターするツールとしては ORAM、Sentinel を使用している。
- ・ PSA の専門家は発電所に 2 名、本社に 1 名いるが、モデル変更時には外部コンサルタントに依頼する。

#### (c) 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り、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、作業指示のトリガーとなり、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。
- ・ 安全システムの機器は全てオンラインモニタリングであるが、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。

### 5.4 Hatch原子力発電所 (Southern Nuclear Operating Company : SNC)

#### (1) 概要

・ SNC社は3つのプラントを所有している。Hatch原子力発電所は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。

1,2号機とも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。(定検以外は外部委託はない)
- ・ INPOより1等級のプラントと高い評価を受けた。

#### (2)信頼性重視保全 (RCM : Reliability Centered Maintenance) の実施

・ RCM (Hatch原子力発電所では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スコープを定義。(STEP 1)
- 予防保全 (PM : Preventive Maintenance) テンプレートを作成する。(STEP 2)

#### (3) CBMの実施

・ 採用している CBM は、振動解析、油分析、赤外線サーモ、モーター診断、超音波/音響分析。MOV も CBM の対象である。

- ・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。
- ・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。
  - ・ 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%は時間計画保全（TBM：Time Based Maintenance）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備えトレンドを採取。
- ・ CBM でデータのトレンドを追っており、それで検知できなくてトラブルになったことはないと思う。

#### (4) OLM の概要

- ・ 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）
- ・ 組み込みについては優先順位がある。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

ベイルランスをやって必要なアクションをとる。

- FIN チームは2ユニット共通で電気2人, I&C 2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。  
FIN チーム6名の勤務時間は12時間で交代。5チームで日直, 夜勤, 休日, 訓練。
- OLM の実施計画時間はAOTの半分以下でメンテナンスすることとしており、例えば72hrと36hr以下。
- 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。
- OLM を実施するメンバーの要件, 資格としては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者で、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。
- 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。  
OLM の計画, 見直しの間隔は12週間のプロセスで実施。
- 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で普通は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。
- 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。当初計画でレビューした結果 OLM をやらなかった例としては, 高線量エリア, 高温エリアでの作業になるものがある。

##### (5) 保守規則 (Maintenance Rule)

- 保守規則はNRCがパフォーマンスベースで初めて出した規制で、具体的にどうしろとまでは言っていない。保守規則は7センテンスしかないが、ガイドラインは100ページを超える。
- 事業者は保守規則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モニタリングシクリテリアに照合, 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, P S Aの結果を使う。

#### (6) 運転サイクルの延長

- 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。
- 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。Hatch 原子力発電所 1,2 については、2001 年に提出した。緩和依頼は-Surveillances、-Logic System Functional Test  
-Instrument calibrations、-Equipment Testing 次の4項目についての評価が必要である。
- 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。
- NRC に緩和依頼を提出した時の妥当性評価に加え、Hatch 原子力発電所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

- ・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、Generic Letter ガイダンスがあり、業界として共有している。
- ・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、評価だけで延長できる。例えば18ヶ月までの実績データと仮定に基づく評価で延長できる。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。
- ・系統、構造物及び機器の履歴 (As found data base) 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。
- ・実際にインターバルを変更したのは計器のドリフト、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。
- ・主蒸気逃がし安全弁 (SRV) 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。

日本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されているが、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。

#### (7) NRC 常駐検査官 (発電所側及び検査官の対応)

- ・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 (NRC 常駐検査官が同席)
- ・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。
- ・NRC の常駐検査官は、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 の常駐検査官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 常駐検査官の意見が合理的で無いと思った時に、自分たちの意見を率直に NRC 常駐検査官に申し出ている。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。
- ・検査官に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し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。

- ある特定分野に関し常駐検査官から多くの質問が出てきた場合の対応例として、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。

(常駐検査官からの説明)

- NRC常駐検査官はサイトに2名駐在し毎日の事業者ミーティングに1人は必ず出る。また、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。
- 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。
- ROPで数値でなくEngineering Judgeをする場合には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。
- all greenで1800時間の基本検査のみを行う場合、常駐検査官の判断で検査内容を変えることは可能かという点については基本検査の時間にはある幅がある。NRC地方局にお伺いを立てOKなら他の検査も出来る。
- 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という点については常駐検査官の1名(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。
- 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の常駐検査官なので、自分の判断で週45-50時間働く。
- 常駐検査官として事業者の問題を指摘した例としては1、2号共用となっているスイッチャ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ため、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。
- 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。
- 常駐検査官(RI)としての心得としては
  - 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。

- ・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. 総括・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原子力発電所、SNCのHatch原子力発電所ともRCMやCBMへの取組、OLM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：Core Damage Frequency））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。

### (提言)

- ①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。
- ②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。
- ③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。
- ④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。
- ⑤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。
- ⑥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。



図Ⅱ-1 Browns Ferry 原子力発電所



図Ⅱ-2 Hatch 原子力発電所

第2次（2006年度米国）訪問調査参加者

母体	氏名	所属
(独)原子力安全 基盤機構	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
(独)原子力安全 基盤機構	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
(独)原子力安全 基盤機構	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
グローリア	小倉 篤	第2営業部 部長

### Ⅲ.第 3 次訪問調査（スイス、スウェーデン）

#### 1. 趣 旨

欧米諸国の保守点検や規制調査の一環として、事業者の自主性を重視し、効率的な規制を実施しているスイスとスウェーデンを調査した。

#### 2. 日 程

2007 年 1 月 29（月）～2 月 2 日（金）（5 日間）

#### 3. 訪問機関

（スイス）

- ・スイス原子力安全局（HSK : Swiss Federal Nuclear Safety Inspection）
- ・Leibstadt(ライプシュタット) 原子力発電所（KKL が所有、運転）、

（スウェーデン）

- ・原子力発電検査庁（SKI）
- ・Ringhals(リングハルス)原子力発電所（Vattenfall/Eon が所有、Ringhals が運転）

#### 4. 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 20 名。

#### 5. 訪問調査概要

##### 5.1 スイス原子力安全局（HSK）

###### (1) HSK のミッション、組織・人員、統合監視について

###### (a) HSK のミッション

- ・ スイスにある 5 基の発電プラント、3 基の研究・訓練用原子炉、3 つの中間貯蔵施設の原子炉/放射性安全の監督
- ・ 上記原子力関連施設間の放射性物質の輸送にかかわる安全性の監督（産業、医療等については、所管対象外）
- ・ 放射性廃棄物の地層処分についての安全性評価、
- ・ 現状の規制の枠内での原子力施設の安全性に関連する変更の承認

###### (b) HSK の組織

・長官の下に 4 つの部があり、スタッフは合計 96 名。4 つの部は、RESI(Division for Reactor Safety; 原子炉安全部)、 SANO(Division for Radiation Protection & Emergency

Preparedness;放射線防護/緊急対応部)、SITE (Division for Transport & Waste Management Safety;廃棄物管理/輸送安全部)、ASKO (Division for Support, Coordination & Communication ; 管理部) である。SANO の中にはヒューマンファクターと組織を担当するグループ、ASKO の中には情報・安全研究・国際協力を担当するグループがある。

(c) HSK の検査方針； 統合監視(Integrated Oversight)

・安全性は、技術、組織、人間に依存しており、総合的な側面の組み合わせが重要と考えている。HSK としては、効率性、バランス、トレーサビリティを重視している。

- a) 効率性の観点からは、指示した項目の厳密な実行、および安全との関連に基づいた作業の優先化を重視している。
- b) バランスの観点からは、設計、リスク、運転経験などの全ての関連項目を考慮して、安全に対する重要項目に注力している。
- c) トレーサビリティの観点からは、作業プロセス全般についてのマネジメントシステム、規制と一致した包括的な監視プラン、明確な基準に基づいて標準化された意思決定、および透明性があり包括的な手段の形成を重視している。
- d) 統合監視(Integrated Oversight)

- ① 安全性の評価については、規制、安全評価、運転の安全性の観点から定期的なレビューを 10 年周期で行い長期のプランにバックフィットすることを行っている。少なくとも 10 年ごとに全ての規制のレビュー、PSR, 過去 10 年分の運転経験のレビューを行う。
- ② 運転の安全性のレビューは、1 年毎に検査、保修、放射線測定、許認可、事故解析、緊急時対応、モニタリングなどについて年間監視レポートを作成する。監視レポートをもとに、年末に全マネージャが集まって HSK 内のレビュー会議を行い、問題点を事業者に指摘し、監視方法の年間計画に反映するようにしている。HSK は問題点を事業者に指摘するが、解決策は事業者の責任であり、何かをサジェッションする訳ではない。
- ③ HSK 自体のマネジメントレビューについては、プロセスパフォーマンス指標、改善のためのサジェッション、監査などについて 6 ヶ月毎にレビューを行い、改善策を目標設定と計画に反映する PDCA を廻している。
- ④ 統合監視に当たっては、原子炉安全に係わる全ての情報を縦、横のマトリックスに整理し、どこに弱点があるか容易に可視化できるデータベースを整備している (図 III-1 のサンプル参照)。

この評価マトリックスは心理学者により開発されたものである。

横軸には、規制や事業者の文書に定める要件 (設計要件、運転上の要件) と実際の運転状況 (プラント状態・挙動、人間と組織の状態・運用状態) をとり、縦軸には放射線防護、深層防護、バウンダリの健全性、人的要因を含む

安全全般の観点に基づいた目標項目をとる。安全性については、臨界の制御、燃料冷却、放射性物質の閉じ込め、被ばくの制限など多目的な安全目標を設定している。

原子炉安全の評価については、発生事象や検査結果を INES をベースとした評価基準でランク分けし、マトリックスの該当部にインプットする。ランク分けは、INES の 7（深刻な事故）から 0（尺度以下）を修正し、0 レベルを A（運転の異常）、V（改善が必要な弱点）に区分し、さらに N（通常状態）、G（良好事例）の区分を設けている。通常の事象や指摘は 1（逸脱）以下である。例えば、加圧器ノズル内面にクラックが見つかりこれを評価せずに補修してしまった場合には、バリア健全性—一次冷却系の健全性のプラント状態、及び人と組織の状況の 2 つのセルに A（運転の異常）としてインプットされる。このようにして、1 年間の運転、検査の結果が全てデータベースに記録され、これにより弱点分野が容易に把握できるシステムとなっている。

- ⑤ 検査に当たっては、プロセスと結果の両面からの検査が必要と考えており、プロセスに基づいた検査方法(Process-oriented Inspection Practice)を行っている。年間 300 の検査項目について、詳細な検査プロセスを可視化したワークフローとチェックリストを準備している。ワークフローには、プロセスの各ステップ毎にインプット、アウトプット及び必要な要領書、チェックシートが記載され、PC 画面から必要な図書を容易に検索、閲覧ができるようにしてある。検査結果のチェックリストには、約 40 項目の質問事項があり、該当する事項に 1、A、V 等をチェックしていき、その事象についてのランク付けの根拠が明確に残るシステムとなっている。

#### e) 検査業務

- ・ HSK の検査の最終目的としては以下がある。
  - ・ 原子力施設が法に従ったやり方で運転しているかチェックすること。
  - ・ 施設が自分たちのマネジメントシステムに従っているかチェックすること。
  - ・ 結果を出すだけでなく事業者はその結果を見て改善すること。
- ・ 検査側としては事業者側がどういう反応を示すかチェックする。例えば水が漏れてますよと言っても、そのまま放っておく事業者もいるかもしれない、ある意味で安全カルチャーを育成する為の一つの手段として検査している。

検査に当たっては、プロセスと結果の両面からの検査が必要と考えており、プロセスに基づいた検査方法(Process-oriented Inspection Practice)を行っている。年間 300 の検査項目について、詳細な検査プロセスを可視化したワークフローとチェックリストを準備している。ワークフローには、プロセスのステップ毎にインプット、アウトプット及び必要な要領書、チェックシートが記載され、PC 画面から必要な

図書を容易に検索、閲覧ができるようにしてある。検査結果のチェックリストには、約 40 項目の質問事項があり、該当する事項をチェックしていき、その事象についてのランク付けの根拠が明確に残るシステムとなっている。

- 検査の時期は停止中（**Outage**）と運転中（**On Line**）があり、放射線防護の検査は運転中も実施する。運転中と停止中はほぼ半分ずつでは無いかと思う。放射線防護以外の検査のほとんどが停止の期間中の検査で7月となっている。
- OLM 時には必要であれば検査を行うが、必ずやると言うわけではない。
- 検査は全て通知の上実施している。
- 将来システムを変える可能性はあるが。その時にはトレーニングシステムを変える予定もある。フランスでは検査員になる場合はテストにパスしなければならないが、スイスではない。
- 検査のやり方は一週間前に通知を行い検査の説明する。朝8時スタート、エントランスミーティング（事業者側からこういう検査をしてくださいというチャンスもある）、検査を実施（検査時間に関しては何を検査するかによる。2時間の時もあるし1日かかることもある。）、イクジットミーティング（検査員から事業者へフィードバック）、検査員がレポートを書く、事業者に送る、評価システムに乗せる。

#### f) マネジメントシステムについて

##### ① マネジメントシステム

- HSK のマネジメントシステムは 1990 年中頃から構築を始めたが、当初、一部の人間によって開始され、他のスタッフからアクセスが難しかったため失敗した。
- 2000 年にプロセスオリエンテッドアプローチ手法を使い再トライした。職員の 50% が構築に参加し、現在は ISO9001:2000 の認証を 2001 年 11 月に受けている。
- HSK のマネジメントシステムは、安全審査及び運転中の安全性のレビューが確実に実施されることを目的としており、この目的に沿って 2003 年 4 月に再構築された。
- HSK の活動は全てマネジメントシステムの元で行われている。
- なお、連邦政府はいくつかのインジケータにより HSK の活動を評価している。

##### ② ドキュメントシステム

- 2000 年スタートした当時は多くのドキュメント及び写真があり、紙の形での作業が困難であったことから、2004 年電子的な図書管理システム（愛称: Squirrel = りす）を導入した。
- ウィンドウズのエクスプローラの様なものでもマネジメントシステムのドキュメントに簡単にアクセス出来、マニュアル情報等いろんな図書を簡単・迅速に見

ることが出来る。

- ・ HSK の誰でも見る事が出来、目的の図書を簡単に入手できる。

### ③Integrated Indicators=総合指標

- ・ HSK は連邦政府より Indicators によりパフォーマンスを測定するように命じられているが、これもマネジメントシステムの一つとしており、テロミというソフトで見ることが出来る
- ・ 56 個の Indicators が標示できる。(約 1/3 が連邦政府よりの要求)
- ・ ある Indicator が低下した場合、何が起こったかをすぐ見ることが出来る。

### ④マネジメント改善のためのソフト

- ・ HSK のパフォーマンスを改善することがマネジメントシステムの一番の目標である。
- ・ このためのソフトはチンチラと呼ばれるものである。改善のためのキーワードを打ち込めば、色々な経路をたどりこのプロセスがスタートする。
- ・ 誰がその業務の担当かといったものがこのシステムで見ることが出来、また統計にもアクセスできる。

### ⑤このシステムの利点

- ・ このシステムの利点は以下のとおり
- ① マニュアル、Eメール、FAX 等業務に必要な情報が全て含まれおり、いろんな形の業務のデザインができる
  - ② 新人はこのシステムを通じ学べ、我々が説明する時間が短縮できる。
  - ③ 誰が何をやっているかチェックするのが楽になり、プランニングとコントロールがシステムティックに出来るようになる。
  - ④ 誰が何をやっているかがよくわかり、業務の透明性が増す。
  - ⑤ 計算機のサポートにより業務プロセスが簡略化される。(国からの indicator 提出要求など)
  - ⑥ 法律が変わった場合、要求が変わった場合、このシステムを使うと、対応が迅速にできる。
  - ⑦ トップマネジメントに関する決定を下すことが簡単になる。

Subject		Requirements		Operational Experience	
		Design Requirements	Operational Requirements	State and Behaviour of the Plant	State and Behaviour of Man and Organisation
Goals					
Radiation Protection	Optimising radioactive off-site release	1 A V ■ N ■ G	1 A V N ■■ G	1 A V ■ N ■■■ G	1 A V N ■■ G
	Optimising staff radiation exposure	1 A V N G	1 A V ■ N ■■■ G	1 A V ■ N ■■■■ G	1 A ■ V ■ N ■■■■■ G
Defence in Depth	<u>Level 1</u> Prevention of abnormal operation and failures	1 A V ■■■ N ■■■ G	1 A V ■ N ■■■■ G	1 A V ■■ N ■■■■ G	1 A V ■■ N ■■■ G
	<u>Level 2</u> Control of abnormal operation	1 A V ■ N G ■	1 A V ■ N ■■■ G	1 A V ■ N ■■ G	1 A V N ■■■ G ■
	<u>Level 3</u> Control of accidents within the design basis	1 A V ■ N ■■ G	1 A V N ■■■ G ■	1 A V ■ N ■■■■ G	1 A V ■ N ■■■■ G ■
	<u>Level 4</u> Control of severe plant conditions	1 A V ■ N ■ G	1 A V ■ N ■ G	1 A V ■ N ■ G	1 A ■■ V ■ N ■ G
	<u>Level 5</u> Mitigation of the radiological consequences of significant external releases	1 A V N ■■ G	1 A V N ■■ G	1 A V N ■■ G	1 A V ■ N ■■ G
Barrier integrity	Fuel integrity	1 A V N ■ G	1 A V N ■■■ G	1 A V ■ N ■■ G	1 A V N ■■■■ G
	Integrity of the primary cooling system boundary	1 A V N ■ G	1 A V N ■■ G	1 A V N ■■■ G	1 A V ■ N ■■■■ G
	Containment integrity	1 A V N ■■ G	1 A V ■ N ■■ G	1 A V N ■■■■ G	1 A V N ■■■ G
Overall safety	Multiple level aspects	1 A V ■ N ■ G	1 A V ■ N ■■ G	1 A V N ■■■ G	1 A V N ■■■ G

表III-1 原子炉安全情報のマトリックス表

## (2) 経年化管理について

- ・スイスの法規制では運転認可年数の定めはなく、事業者はプラントの安全を確保できれば運転継続が可能である。Beznau 原子力発電所は 1969 年の運転開始でほぼ 40 年近くになるが、あと 10 年運転継続の予定である。経年プラントに対しては、より多くの検査、新しい検査技術、経年化影響についての規制研究等について、十分な注意が必要と考えている。HSK の規制研究プログラムは経年化問題に焦点を当てており、NRC の共同研究プログラム (Proactive Materials Degradation Evaluation Program) に関心を持っている。

## (3) トラブルの対応

- ・分解検査等を実施し、欠陥があり、技術基準を満足しない場合、その検査結果そのものを公表する訳ではない、1 年分をサマリの形でレポートにまとめ公表する。
- ・スクラムがあった場合はまず発電所がプレスリリースする。また我々のレポートに対しては公共からのアクセスが可能である。
- ・トラブルがあった場合はトラブルのレベルをチェックして、ある一定以上のレベルの事故の場合は公表する義務がある。
- ・外部から検査内容に関して質問がある場合は答えることもあるが、基本的には公表しない。
- ・検査をして事故が起きる前に見つけたとしてもある一定レベル以上であれば公表する。2 週間毎にアップされる。例えば Leibstadt 原子力発電所の文書の偽造はインスペクターが発見したもので公表された。その公表されたものは内容ではなく業務のタイトルが書かれているものである。
- ・Leibstadt 原子力発電所の事象でトラブル扱いとされたものについて他の発電所に対しても検査するような指示文書を出すかどうかは内容による、Leibstadt 原子力発電所の文書偽造事象では全ての原子力発電所に対し気を付けたほうがいいですよと伝えた。また、スウェーデンの Forsmark(フォッシュマルク)原子力発電所で起こった事故については、スイスの全発電所に対してチェックするよう命令した。また外国でシビアな事故が起こった場合も発電所に連絡し、チェックするよう命令している。

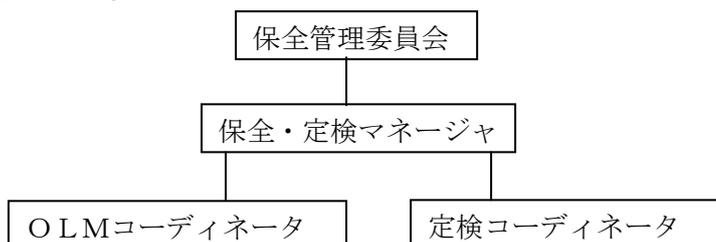
## 5.2 Leibstadt (ライブシュタット) 原子力発電所

### (1) Leibstadt 原子力発電所の概要

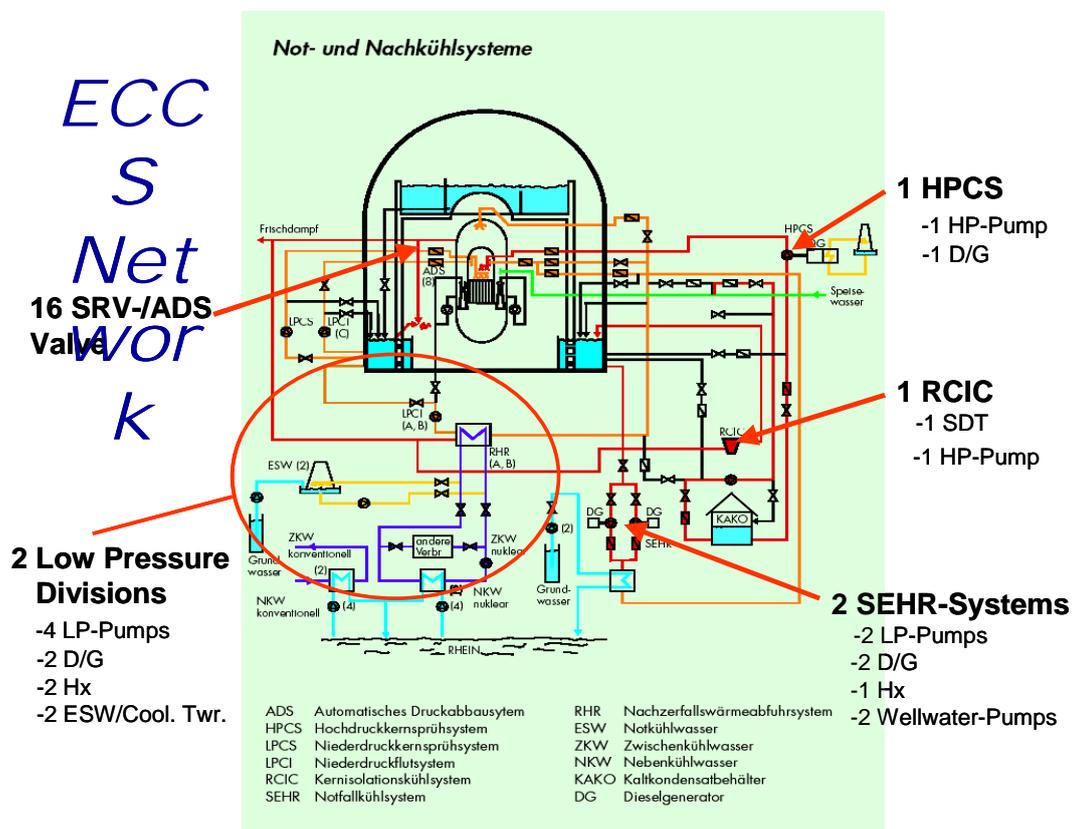
- ・Leibstadt 原子力発電所は KKL が運営している電気出力 1165MW (27000 kV) の GE 社製 BWR6 プラントで、1984 年に運転開始したスイスで最も新しいプラントである。

## (2) KKLにおけるメンテナンスの概要

- ・90年代に保全プログラムの改善が議論されており、KKLでも例外なく議論された。保全のコンセプトは、定検を最高の状態にする、というものであり、保全プログラムは、1年間における定検と OLM の割合を良いバランスで決めるものである。
- ・定検期間は、ショート (14~16 日)、スタンダード (20~22 日)、ロング (30~32 日/10 年) と設定している。
- ・ショート定検は、燃料シャフリングが主なクリチカルパスであり、6.5~7 日である。この間に定検を行うので、スコープの減少が必要となる。例えば、PCV のアクセスハッチを開放しない。検査も減少することになる。また、燃料サイクルも 18 ヶ月から 24 ヶ月に延ばした。今後 10 年間の計画は、2005 年は K (ショート)、2006 年は S (スタンダード) 以降、K,S,K,S,K,S,K,L (ロング) である。平均として 18 日をねらっている。
- ・定検期間の目標は、2006 年は 20 日であったが実績は 23 日。設備利用率の目標は 90% としており、2002 年は最高の 91.66% を達成した。1985 年~2005 年の時間稼働率の平均値は 88.01%、設備利用率の平均値は 84.6% である。
- ・出力増強は 1986 年から段階的に行い、これまで 21% の増強が行われた。1992 年には、熱出力を 3012 から 3600MWt に増加させた。今後の出力増強は 1994 年のタービン取替え等により既に 20% もあげているので難しい。なお、劣化更新としては、2010 年に再度タービンの取替えを行う予定。発電所の寿命目標は 50 年としている。
- ・ISI や IVVI (in-vessel visual inspections) のプログラムレビューを行い、必要な変更があれば規定の開発を行う。
- ・計器ドリフトについては、Tech. Spec. の変更が受け入れられるか 1 年半かけて発電所におけるレビューと H S K におけるレビューを行い検討した。検討のロジックは、『データの収集→どの部分が重要か選ぶ→18 ヶ月、1 年周期を選ぶ→オンラインでできるかどうか→履歴→正当化することが可能か?→ノーの場合は正当化しなくてはならない。イエスの場合はデータベースへ→ドリフトデータの分析、必要ならばセットポイントを計算。→テクスペックの変更を作成、→最終レポートの変更→手順書の変更→ライブシュタットでのレビュー→スイス原子力安全検査局でのレビュー』→終了
- ・定検は毎年 8 月に行っている。OLM は、対象を低圧系の除熱系としている。これらは年 4 回の期間に分けて実施している。(N+2 を適用)
- ・保守組織は、以下の通り。それぞれのコーディネータの下に、機械、電気、運転、化学の組織がある。



- OLM への対応として HSK は検査前に KKL 側とミーティングを行っている。運転中保全は PSA の分析により、リスクは小さいとの結果が出ており、また、熱除去系は多重化されており、OLM は可能である。なお、旧式の発電所では、安全系が N+1 であり、OLM を適用はできない。
- OLM のメリットとしては、一番良い条件でメンテナンスを行えるということであり、他のメリットは考えていない。
- 機器の点検頻度について以前はサプライヤの要求期間で点検を行っていたが、その後世界の情報を集めて、さらに経験に基づき点検期間を変更してきている。
- 機器の予防保全を採用している。電動弁は状態監視を行っている。点検周期は、分解して部品の状況を確認して周期を延ばすかどうかの判断をしている。
- 機器の点検周期の変更については、事業者からの提案について HSK は議論を行い、許可する形である。また、点検周期変更のプロジェクトには、HSK も参加している。
- 技術的な変更等を行う場合、技術的な安全性がマイナスにならないことを事業者が証明する必要があり、HSK はそれをレビューしている。一般人へのインフォメーションについては、新しい法律ができ、スイス、国外に拘わらず、HSK へのデータに誰でもアクセスできる権利を持っている。
- テロ等の緊急事態用の SEHR システムを別に地下に有している。これはヨーロッパでは標準で、メンテナンス時の単一故障を考慮している。



### (3) 安全性改善への取り組み

- ・ 2005 年の発電機トラブルの検討の中で、安全性分析につながる空軍とスイス航空のサーベイシステムを比較してみた。その結果、安全システムへのアプローチが良い方向に進んでいることが分かった。航空会社の安全性は独立した部門で行われていた。KKL でも 2006 年から安全性に関する取組を開始した。プラントマネージャの下にスタッフとして 3 人の Safety Controller を置いた。
- ・ Safety Controller は、発電所における安全性の改善を行うことをサポートするものであり、独立したオンブズマンと言える。何らかの形で安全性に関わっている人達が、他の人に知られることなくオンブズマンと話ができるようなシステムとしている。
- ・ Safety Controller は、ミーティングに全て参加し、そのミーティングが下す決断にも安全性を考慮した監視を行っている。例えば、試験、保守手順、組織の変更などについて、それらが安全性に影響を与えないかを監視している。一番大切なものは、事故・故障の分析であり、HSK に報告すべき事故は分析している。この分析は運転経験グループや原因分析グループが行っているが、これらのグループをリードしている。また、安全文化の発展の役割を担っており、そのプログラムの作成を行っている。また、職員への基本的・特別な教育を行っている。
- ・ その他、ISC (internal safety committee) をおいており、毎月 1 回ミーティングを行っている。参加者はプロジェクトマネージャ、Safety Controller、全部長であり、審議内容は、現在及び将来の安全性やプラントマネジメントに関する決断におけるサポートである。KKL 内での技術的議論が安全性をおろそかにして商業的に進まないようチェックしている。

### (4) ビジターセンター

- ・ ビジターセンターの目的は、発電所外部の人間に対して発電所で何が行なわれているのかを公開することであり、建物を丸いガラス張りにしているのもその戦略の一つである。
- ・ ビジターセンター内には、原子炉、燃料集合体、制御棒、プラント全体説明用の模型、低・中レベル廃棄物処分場の模型、最終処分場の模擬シュミレータなどがあった。他燃料と比較して原子力の優位性を説明する展示、放射能や放射線防護を模擬した展示などがあった。
- ・ 施設内全体として、他燃料と比較した原子力の優位性や放射能・放射線防護について定量的に示し、視覚・聴覚に訴える努力が至るところでなされていた。(例えば、Leibstadt 発電所 1 年稼動による発電量に対応する燃料消費量として、ウランの場合 74g であり、石油 5300t、石炭 10300t に比べ、非常に少ないといった定量的な示し方をしていた。)

### (5) 放射性廃棄物の処分方法

放射性廃棄物は全てのプラントから中間処分場である ZWILAG に廃棄物が運ばれる。低、中レベルの廃棄物については中間処分場（ZWILAG）で処理（焼却、溶融（プラズマ溶融））した後貯蔵する。高レベルの廃棄物についてはドイツとの国境近くに埋設処分（地下 652m）する予定である。（地下処分場を模擬したシミュレータにて体感できるようになっていた。）処理した廃棄物は全て中に何が入っているのかドキュメント化してある。MOX 燃料は今後 10 年間は使用できない。（国民投票で決定）

### 5.3 スウェーデン原子力発電検査庁（SKI : Statens Kärnkraft Inspection = Swedish Nuclear Power Inspectorate)

#### (1) 概要

##### (a) 組織

- ・職員総数は約 120 名で、スイスの場合とは若干異なり、事業者の Self-Assessment の評価を主体としている。発電所の実地調査は行うことがあるが、検査業務自体を SKI が行うことはない。
- ・SKI は原子力安全規制、放射線の安全規制を所掌する。但し、後者は放射線防護を規制する Swedish Radiation Protection Authority (SSI : 職員総数 130 名) と責任を分担している。

##### (b) SKI の任務

- ・原子力に関わる開発のフォロー
- ・安全性向上へのイニシアティブと調査研究の遂行
- ・廃棄物・廃炉問題のフォロー
- ・原子力安全関連 R&D のイニシアティブ
- ・原子力安全並びにリスク分野への公衆参加への貢献
- ・緊急時対応レベルの維持

#### (2) SKI の規制戦略

SKI は原子力安全規制に関し、以下の基本方針を掲げている。

- ・事業者が、原子力安全の全責任を負う。
- ・SKI は、命令に基づくアプローチは取らない。
- ・SKI は、事業者が安全に関わる検査/評価を自己責任の下で履行している状況を監督する。
- ・SKI は、(単なる検査ではなく)総合的な安全評価(Integrated Safety Assessment)をもつて、事業者の原子力施設の安全評価を行う。

- ・SKI は、事業者並びに利害関係者との建設的な対話を重視する。
- ・SKI は、R&D 計画を積極的に推進し、国際協力に参画する。
- ・SKI は、規制活動に品質管理(Quality Management)を適用する。

また、以下によって役割を相互に尊重し、バランスの取れた規制システムとする。

- ・事業者が原子力安全に関し、法的に全責任を負う。－1984 年原子力活動法に拠る。
- ・SKI は、プロセス、自己評価およびパフォーマンスを重視した規制システムを適用。
  - －事業者責任に立脚。
- ・SKI は強力な権限を有する規制当局。－スウェーデン国内の原子力活動を規制、監督。
- ・SKI は、多方面で技術サポート組織 (TSO) 能力を有する。
- ・事業者に対し、問題解決の提案ができる適性と分析能力を強く要求。
- ・事業者に対し、自主的規制活動(Self Regulation)、即ち自己評価と自己修正への注力を要求。
- ・事業者に対し、MTO(人的・技術的・組織的)問題をハードウェア問題と同一重要度におき取り組むよう要求。

### (3)総合安全評価プロセス

SKI が掲げる「統合安全評価(Comprehensive Integrated Safety Assessment)」には、種々の必要要素があるが、主要なものは以下の 2 プロセスである。

#### (a)変更申請の評価

スウェーデンでは、事業者から SKI に対し、改良・改造工事を含め年間 300 件の変更申請がある。特に最近では、施設の近代化(Modernization)並びに出力増強(Power Upgrading)への対応から、申請は増加傾向にある。

SKI はこれらの申請につき、原子力安全の観点からスクリーニングの上 (事務局は ABG) 約 20%程度を選択し、「事業者による自己評価」の内容を審査し、「統合安全評価」システムに取り込む。

#### (b)事象分析と運転へのフィードバック

原子力施設で生じた事象も「事業者による自己評価」の報告があるが、SKI はこれらも原子力安全の観点からその重要性を判断し (事務局は ASK)、「統合安全評価」システムに取り込む。

リングハルスでの変圧器火災事故では、事故原因と対策を事業者が評価し、フォルスマーク発電所の変圧器 (スペアパーツ) を利用することにより、3 週間後に再起動している。これは事業者の自己評価能力に基礎を置いた規制の一例である。事業者の評価は運転部門内部での一次安全レビューと、発電所レベルの独立安全レビューの二つの評価が要求されており、通常のトラブル事象 (上記の変圧器火災もこれに属する) の場合に

は、事業者の判断で再起動される。SKI は事業者の自己評価結果を受け取り、評価内容に異議があれば介入する。なお、数少ないSKI 規制指針の一つとして、事業者の力量と自己評価体制に関する規制指針がある。

フォルスマークの電源事故の場合でも、3 ヶ月で事故原因の分析が行われ再起動している。3 ヶ月は原因分析期間として、また処罰的な意味からも（それを求めるとしたら）充分長い期間であると、SKI スタッフは考えている。事故対策等のレビューは終了しているため、次回の定検時の検査が特に厳しくなるわけではない。

この Forsmark の事象では、特別な評価チーム RASK を直ちに設置し、独自の評価活動を開始している。

「統合安全評価」システムでは、各事業者につき 1 回/1 年の割合で「SKI Forum」（内部会議）を開催、これを踏まえ、事業者の Top Management と評価会議を実施している。その結果に基づき、税金還付を行う等のインセンティブ策も講じている。

この「統合安全評価」システムでは、各原子力施設当たり 10 年を 1 スパンとして PSR を作成しているが、ここでも「安全評価は 10 年単位でフォローする」との思想が現れている。また、議会に対しては各原子力施設につき、1 年に 1 回報告（RUS）の義務を負っている。

#### (4) 当面の課題

SKI が現在重要視している規制上の課題は以下のとおりである。

- ・原子力施設での安全性
- ・原子力施設の近代化
- ・出力増強
- ・使用済燃料・核廃棄物関連施設の認可申請対応

これらのうち出力増強については以下の数値が示された。

	当初認可出力	累積増強値(実績)	今後の増強計画	(単位：MWe)
Ringhals	3,400	210	400	
Forsmark	2,900	318	410	
Oskarshamn	2,140	180	250	

#### (5) SKI の人材対策

- ・SKI では、独自に人材採用計画を立てて人材を確保している。有能なスタッフをリクルートし、さらにその人達をキープするためのSKI の戦略は次の3つである。
  - ・若者を採用すること並びに工業界及び大学からベテラン組を採用すること。
  - ・検査やレビュー業務の他に、分析、リサーチといった国際的な内容の業務も明確にすること。

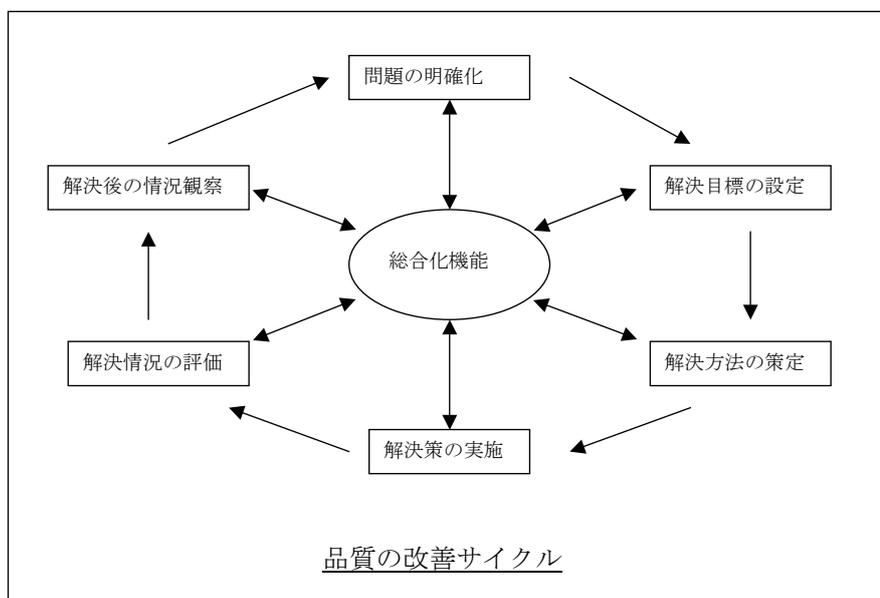
- ・大学での教育をサポートすること。
- ・マネジメントシステムの検査を行っているメンバーはエンジニアではなく文科系の行動学の学科を出た人である。人間要因を扱う部においては大学で博士課程をとった人間を採用しており、原子力発電所の検査に当たっている人材の 2/3 がこういう能力を持つ人間である。

#### (6)品質マネジメントシステム (SKIQ)

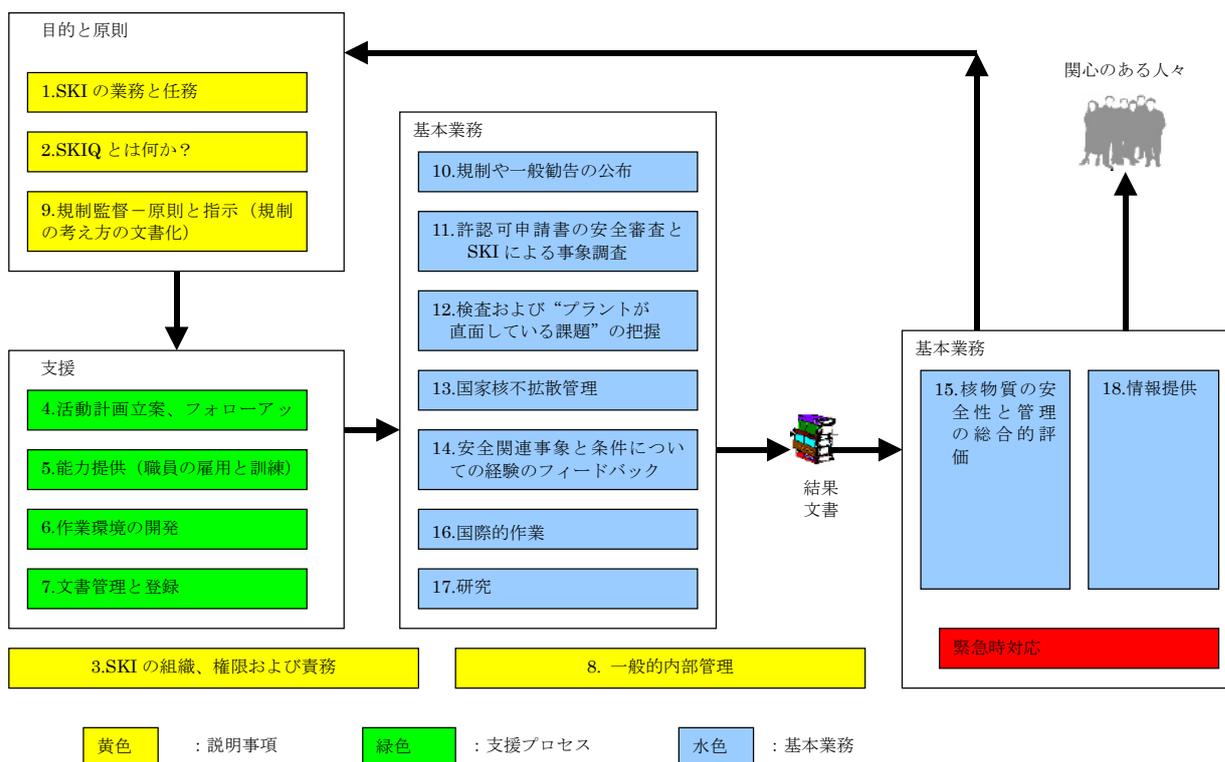
SKI の QMS は SKIQ と呼ばれている。QMS を開発したきっかけは、1996 年に SKI が受けた国際的なレビューである。SKI の活動は良い評価が得られたが、業務内容の文書化は不十分で外部へ仕事ぶりを伝えにくいとのコメントを受けたためである。

SKIQ の原則と政策は、問題を明確化して、目的を設定し、問題を解決することであり、このために SKIQ には、SKI のゴールとミッション、品質の確保、監督の原則、規制活動の計画立案と実施、それらをサポートするための人材育成等、様々な業務がふくまれている。

SKIQ の改善プロセスは、問題の明確化、解決目標の設定、解決方法の策定、解決策の実施、解決状況の評価、解決後の観察、という 6 段階の作業を経て実施されている。



SKIQ を効率的に実施し、定期的に見直すためのイントラネットシステムが開発されている。



なお、日本の様に、規制機関のスタッフが頻繁に交代する国では、情報や知識の引き継ぎを効果的に進めるためのツールとして、QMSは大切であろうとのコメントを受けた。

### (7) SKI の検査内容

- ・ 検査に関していくつかの部があり、各サイトに担当の検査員というのがある。さらにユニットごとにも検査員が1人付いている。こういった検査員が、1つのチームを作り上げている。
- ・ 検査員の業務は、まず、見る、聞く、そして総合的な検査を行うというのが業務になる。
- ・ SKI の検査業務は主に次の2項目からなる。
  - ① 規則どおりに発電所の運転が行われているかをチェックする検査業務であり、SKI がその施設が規則に従って運営が行われているか、それとも改善の余地があるか、そういったことを決める権利がある。昨年は50件ほど実施した。
  - ② 検査員が各現場でミーティングに参加する等の監督的な業務であり、現場の情報を集めて、SKI 内部でレビューし、セーブされる。このタイプの業務は年に110件ほどある。
- ・ 安全性確保の責任は事業者に100%負わされており、SKI のミッションは、それが実際に行われているか保証することである。SKI は小さい機関であり、すべての原子力発電所施設の業務をチェックできる訳ではないが、SKI の業務のベースになっているものは、

事業者側が、自己評価を行って、すべての要求を満たしているということであり、そういう条件をベースに SKI の戦略というものが作られている。

- SKI がチェックする項目は、下記の 15 の分野に分けることができる。

SKI における原子力規制検査の 15 の分野

1. 施設の設計および建設（改造も含む）。
2. 原子力活動のマネジメント，コントロールおよび組織。
3. 原子力活動に携わる人の力量と配備。
4. 運転。これにはバリアや深層防護に係わる欠陥への対処も含まれる。
5. 炉心，燃料および臨界に係わる事項。
6. 緊急時準備。
7. 保守，材料および I S I 関連事項。
8. 第一次および独立安全レビュー・
9. 事象評価，経験のフィードバックおよび外部への報告。
10. 物的防御。
11. 安全解析と安全報告。
12. 安全プログラム（安全性向上の実施プログラム）。
13. 施設関連文書の保存。
14. 核物質および廃棄物の取り扱い。
15. 核不拡散管理，輸出管理および輸送安全

- 規則に従って運営が行われているか検査するプロセスは、次のとおり。

- ①検査の前に事業者とミーティングをする場合がある。
- ②検査後にまた改めて事業者とミーティングを行う。
- ③チームが SKI に戻ってレポートを書く。
- ④フォローアップ活動
- ⑤事業者と意見の交換

- メンテナンスプログラムについては事業者側がプログラムを作らなければならないと SKI の規定に記載されており、そのプログラムを SKI に見せるというプロセスになっている。SKI はプログラムに従って各事業者が運転を行っているか否かをフォローはするが、承認はしない。事業者は、プログラムを持ってさえいればよく、それで良い結果を出せばよい。その結果をチェックするのが SKI の仕事である。

- OLM の対象はアメリカなどとは違い、スウェーデンでは事故のうちカテゴリー 3（LCO 内で予防保全）に属することが起こった場合に OLM システムが採用される。これは SKI が許可を与えた場合にだけとられる手段である。

## 5.4 Ringhals (リングハルス) 原子力発電所

### (1) Ringhals 原子力発電所の概要

- Ringhals 原子力発電所は 4 基の原子炉があり 1976 年に 1 号機 (860MW : BWR), 1975 年に 2 号機 (917MW : PWR), 1981 年に 3 号機 (960MW : PWR), 1983 年に 4 号機 (960MW : PWR) が運開している。
- 従業員は 1380 名で 60 以上のグループがあり, 85%が男性, 15%が女性である。高校卒から大学博士課程卒まで幅広く採用している。また, 約 500 の協力企業及びコンサルタントを抱えている。
- 1kWh あたりの発電コストは, 0.15-0.2 ユーロであり, コストの内訳は税金が 20%, 運転/保守費用が 35%, 燃料及び資産関連がそれぞれ 16%, 廃棄物処理が 3.6%の割合
- Ringhals 原子力の組織は, 4 つのユニットに対しそれぞれプロダクションマネージャを設置し, 各部の責任を負っている。また, 各ユニットのプロダクションマネージャの下に, 防護, 保全, プロジェクト, 技術, 資産, ビジネスサポートグループを設置しており, 1 ユニットあたり 140 名, うち保全部門は 4 ユニットのトータル 350 名で構成されている。
- 2006 年度の設備利用率は 1 号機が 90%, 2 号機が 92% (過去最高), 3 号機が 82%, 4 号機が 91%であり, 過去 10 年間でみると, 徐々に上がっている。4 基トータルの設備利用率は 2004 年が過去最高であり, 2006 年度は過去 2 番目の数値 (3 号機に関しては火災があり, 利用率が他号機に比較して下がっている) である。

### (2) 安全性とパフォーマンス向上

- Ringhals 原子力発電所では安全性, 環境, 能力を長期/短期に渡る経済性の向上に重要な基盤であると考えており, 文書作成にあたってはこの 3 つの基盤をもとにしている。
- 現在問題と考えている事項に, 人的資源の不足が挙げられる。10 年以内に 300 名以上が退職する上, 新しいプロジェクトが計画されており, 従業員 500 名, コンサルタント 250 名が必要である。また, 大学卒 (電気, 化学, エネルギー, 運転・保全技術, 物理分野) の人間を増員し, 2010 年度までに所員の 20% (100 名必要) を女性にすることも計画している。
- 安全性に関する SKI, SSI の要求に従うこと, 4TWh の出力増加のためプラントのリニューアルと寿命を延長すること, 環境への負担を減らすことを重点目標としている。
- 2012 年度までに 300 以上のプロジェクトを考えている。1 号機については制御装置と高圧タービンの更新, 2 号機については電気/制御装置と発電機の更新, 3 号機については増出力, 原子炉圧力容器ヘッダ, タービン発電機の更新, 4 号機については

蒸気発生器，タービン発電機，原子炉圧力容器ヘッダの更新を計画している。増出力に関しては1，3，4号機で計画しており，トータル4TWh増を目標にしている。

- ・ 安全性についてはSKIの規制要求に従うとこと，ベテラン職員の運転経験を生かすこと，安全文化を育てること，組織の改善の4つを整理することで検討している。
- ・ 外部からの運転経験はINPO，NRC，WANO，ERFATOMの情報やWestinghouse，Framatome等からの情報をAPS（ワーキンググループ）で評価，分析，測定を行い，1ヶ月に1回実施するSPS（ステアリング委員会）で安全性に関する検討，プロダクションマネージャへの推奨事項の検討，長期的な安全性のランク付け，プロセスのパフォーマンス評価を実施している。（各部門のマネージャが出席している）
- ・ 情報源はWestinghouseから32%，NRCから26%，WANOから20%，IAEAから3%の割合となっている。

### (3) 品質管理システム（RVS）

- ・ Ringhals 原子力発電所における品質管理マネジメントシステム（RVS）は，発電所におけるミッションを伝えるツールであり，安全性，環境，技術を正しく使いその価値を上げることが目的としている。3つのレベルに分類され，第一のレベルではビジネス，戦略，マネジメントフィロソフィー，規制の要求を記載，第二のレベルでは組織の構造，責任，機能，業務のプロセスを記載，第三のレベルでは収益性と規制要求に関する詳細な作業方法を記載している。
- ・ RVSで扱う要求は化学，コンフィギュレーションマネジメント(CM)/ドキュメンテーションマネジメント(DM)，建築/土木，安全性，設計等，22のエリアに分けられている。プロセスと組織をXY座標に示し，それぞれの組織が何をすべきかまた，業務を実施するにあたり必要なドキュメントを明確にし，プロセスに従って業務をチェックしている。現在，システムを開発中であり1，2年後には結果を示した文書を確認することができる予定である。
- ・ CM/DMという観点から見るとマネジメント，プラントデザイン，プロセス，組織，プロジェクトの5つの文書クラスがあり，RVSではマネジメント，プロセス，組織を定義している。
- ・ プラントのテクスペックはプラントデザインに含まれており，RVSとテクスペックの間のコネクションは運転/保全のプロセスを経由している。また，RVSのサポートにより発電所の業務が管理，制御，評価され，SKIの安全性に関する規制要求を満足するようにしている。

### (4) 安全レビュー

- ・ 安全性の責任を負うのはSKIではなく，100%事業者であり，SKIFSに記載されている規制コードを満足する必要がある。

- ・ 安全性のレビューには 2 段階あり、第一のレビューは 1～4 号機の組織のレビューであり、第二のレビューは独立した安全レビュー（第一のレビュー以外をカバーするレビュー）である。
- ・ RQ では安全性と環境に関する全般を取り扱っており、その中で原子炉安全性に関するものを RQS が取り扱っている。
- ・ 審査するのはトラブルがあった場合であり、安全性、深層防護等に関して 2004 年の SKI の規制要求に従っているかをレビューする。レビューの内容については組織、記録の二段階に渡って行われる。
- ・ RQS には 9 名が所属しているが業務量が多く、3、4 人を増強する予定である。また RQS の人間は運転、原子炉安全性に関する経験が豊かな人材が多い。
- ・ 文書化に含まれる重要なポイントは、チェックリストが決断力を持った形で作られているかどうかであり、レビューの内容に透明性とトレーサビリティが要求される。

#### (5) RCA (Root Cause Analysis : 根本原因分析) について

- ・ RCA の対象となるイベントに関しては、テクスペックの定義に従って、カテゴリ 1 : 大きな事故／運転の際、許可を必要とする大きな事故、カテゴリ 2 : 大きくない事象、カテゴリ 3 : 機器の故障後、修理し安全性レビューを行うが RCA の必要はない事象の 3 つに分類される。尚、カテゴリ 1 に関しては SKI の承認が必要になる。
- ・ 分析方法には原因分析を記載した簡潔なもの、MTO (Man Technical Organization) 分析 (HPES (Human Performance Evaluation System) /RCA)、プロアクティブな分析があり、MTO 分析は 10 回／1 年、プロアクティブな分析は 1 年に 1 回程度実施している。
- ・ MTO 分析の基準は、INES1 かまたはそれ以上、MTO ケースとして興味深い事象、重大なインパクトがある事象、繰り返し発生している問題、学ぶべきポイントがある事象、複雑な事象のいずれかにあてはまる場合に実施する。
- ・ MTO 分析ではラインのマネージャが決定権を持ち、コーディネータがチームを作る。分析の方法はどのように事象が起こったかの原因分析、障壁分析を行い、結果をレポートにまとめ、是正処置プロセスを取る。
- ・ 現在、知識を広める意味で HPES、MTO に関して職員のトレーニングを実施している。(昨秋は 90 名の人材を対象に実施した)
- ・ 改善すべき点としては、是正措置プログラム (CAP : Corrective Action Program) の品質向上、CA (Corrective Action) の長期的な影響、MTO 分析の基準、内部の運転経験のデータベース、人的要因に関する外部の運転経験、運転経験に関するコミュニケーションの 6 つであり、うち 3 つに関しては満足している状況である。

#### (6) 保全状況

- ・ 保 修 部 門 の 人 数 は 約 300 人 で、5 つ の セ ク シ ョ ン、す な わ ち、機 械、電 気、計 装、技 術、計 画 に 関 す る セ ク シ ョ ン に わ か れ て い る。こ の 中 で 技 術 セ ク シ ョ ン は、信 頼 性 重 視 保 全 (RCM : Reliability Centered Maintenance) や 状 態 監 視 保 全 (CBM : Condition Based Maintenance) 等 に 関 す る 仕 事 を 行 っ て い る。保 修 部 門 の 目 指 す と ころ は、プ ラ ン ト の 寿 命 を 50 年 に の ぼ す こ と や、設 備 利 用 率 を 92% に 維 持 す る こ と 等 で あ る が、例 え ば 設 備 利 用 率 に つ い て は、停 止 時 点 検 の 内 容 に 応 じ て、仕 事 の 手 順 や、人 員 配 置 を 適 正 な も の に し、そ れ を 定 型 化 さ せ る こ と が 重 要 と 考 え て い る。ま た、人 的 能 力 の 点 か ら は、技 術 継 承 の 観 点 か ら 人 員 を 一 時 的 に 増 加 さ せ、訓 練 等 に よ り コ ア の 技 術 を 構 築 し て い く こ と を 考 え て い る。「労 働 生 活 研 究 所」の 協 力 も 得 て い く。保 修 活 動 が 良 好 に 行 わ れ て い く た め に は、管 理 者 の リー ダー シ ッ プ に よ っ て 方 向 付 け さ れ た 期 待 や 改 善 が 必 要 で あ る 一 方 で、働 く 人 の ス キ ル や 態 度 が、そ の 管 理 者 の 期 待 に 合 わ せ て い く こ と が で き る か に よ る。

#### (7) 状態監視保全

- ・ 1995 年 から、それ まで 時 間 計 画 保 全 (TBM : Time Based Maintenance) の か わ り に 状 態 を み な が ら 保 全 を 行 う こ と を 増 や し て い け な い か と い う 可 能 性 に つ い て の 検 討 が 行 わ れ て き た。現 在 行 わ れ て い る プ ロ ジ ェ ク ト の 目 的 は、4 基 に 同 じ 系 統 機 能 を 評 価 す る 基 準 を 作 る こ と や、CBM へ の 移 行 に 役 立 つ 共 通 基 盤 を つ く る こ と で あ る。ま た、運 転 員 が 責 任 を も っ て、も っ と 楽 し く 仕 事 が 出 来 る よ う に す る こ と も 目 的 の 一 つ で あ る。特 に 安 全 系 に か か わ る 6KV の モー ター は オ ン ラ イ ン で モー ター 温 度 や ベ ア リ ン グ 温 度 を モ ニ ター し て い る。SRV に つ い て は、毎 年 系 統 か ら 切 り 離 す こ と な く テ ス ト を し て い る が、3 年 に 1 回 は 取 り 外 し て ふ き 出 し 圧 力 を チェ ッ ク し て い る。制 御 棒 駆 動 機 構 (CRD) に つ い て は、157 ヶ あ る が そ の う ち 毎 年 20 ヶ を 選 ん で テ ス ト し て い る。そ の 情 報 か ら 次、ど の CRD を メ ン テ ナ ン ス す る か を 決 め る こ と に な る。
- ・ 状 態 監 視 の 際 の し き い 値 の 設 定 は 非 常 に 難 し い。国 際 ス タ ン ダー ド、経 験 と メー カー の 推 奨 で 決 め て い る。SKI は 事 業 者 に 任 せ て い る。共 通 の デー タ ベー ス が あ る。1975 年 か ら デー タ を 持 っ て い る し き い 値 を 決 め て い る。振 動 (速 度)、音、油 分 析 も し て い る。
- ・ 状 態 監 視 で、対 象 の デー タ が 閾 値 に 近 くな っ た 場 合 の 分 解 点 検 を す る 場 合 の 「し ま い 値」 は 経 験 等 か ら 判 断 し て 決 め て い る。SKI も 事 業 者 に ま か せ て い る。
- ・ 安 全 逃 し 弁 (SRV) に 関 し て は、ふ き 出 し 圧 力 を 見 て、ト レ ン ド を み て い る。
- ・ 状 態 監 視 保 全 の デー タ を 用 い て 制 御 棒 駆 動 機 構 (CRD) の 保 守 を 延 長 す る こ と に つ い て 現 在、SKI と 検 討 を 開 始 し て い る。こ の よ う な 検 討 は SKI も 歓 迎 し て い る。
- ・ CRD は 3 年 お き に 取 り 出 し て 試 験 を 行 っ て お り、試 験 を し な い 場 合 は 漏 洩 を 測 る。り。
- ・ 多 くの 安 全 関 連 ポ ンプ で 状 態 監 視 保 全 (振 動 測 定) を 実 施 し て い る。
- ・ オ ン ラ イ ン 測 定 は 回 転 機 器 の 30% 程 度 で、残 り 70% は 小 さ い こ と な ど に よ り 可 搬 式 の タ イ プ で 所 員 が 測 定 し て い る。

- ・ 時間計画保全から状態監視保全への変更で **Tech.Spec.**の変更をしたプラントはまだしていないが、将来的にはあるかもしれない。
- ・ 組織の中で、状態監視保全によりポンプを止める等の行為を行う場合の最終的な判断は運転側が行う。なお、収集したデータに基づく推奨は保守部門が行う。また、状態監視保全の結果を利用して保守を行うあるいは頻度を変更する際の責任は運転部門が持つ。振動に変化があったときは保全部門に連絡し、保全部門が責任を有することとなる。
- ・ 状態監視保全を行うにあたって古いデータを見ることもあるが、ほとんどは5～6年前からのものが役に立っている。

#### (8) 簡略化信頼性重視保全 (SRCM)

- ・ 簡略化信頼性重視保全 (SRCM) とは、系統やユニットを評価するための、論理的で機能的な方法である。SRCM での評価基準は、以下の通りである。
  - ・ 原子炉停止機能に影響するか？
  - ・ 出力または効率低下をもたらすか？
  - ・ 環境制限値の逸脱をもたらすか？
  - ・ 原子炉安全に負の影響 (TS 制限値からの逸脱等) をもたらすか？
  - ・ 人的傷害をもたらすか？
  - ・ 重大な損傷をもたらすか？
  - ・ ALARA や第三者への降下放射能に係わるゼロエミッション要件を守るための所内放射能環境に対する負の影響をもたらすか？
  - ・ 火災を引き起こすか？
- ・ SRCM は、RCM をベースとしており、SKI コードをみたすため、あるいは設備利用率の向上を目的としている。SRCM には、経済性評価モデルも組み込まれている。評価対象機器は4ユニット合計で11万であり、この解析は2003年の秋にはじまり、終了は今年いっぱいを予定している。来年の秋には結果が出る予定である。1ユニットは89～90系統から構成されるが、そのうち50の系統を選んで評価しており、これは安全系だけでなく保全上重要な系統も選んでいる。この系統の選択を行うのは、他の技術部である。SRCM は、点検の最適化を目指し、たとえば、点検をしているのに運転されていないポンプがあった場合などは、取り外すことも考慮されることになる。また、今回の取りまとめだけで終わることなく、今後も引き続き改善に取り組んでいくことになる。
- ・ 保全の方式として重要度の高いものは、時間計画保全。重要でないものは状態監視保全。時間計画保全と状態監視保全両方行うものもある。
- ・ SRCM を実施することにより、状態監視保全の導入が増える、また保守周期を延長する可能性がある。

## 6. 総括・提言

両国の原子力規制および事業者の活動で、両国に共通の重要な点として下記が挙げられる。

- ・ 運転中原子力発電所に対する規制機関の検査は、いずれも総合的な監視(Integrated Oversight)であり、人、組織、技術の3つの面から監視・評価している。
- ・ 事業者の安全文化に注目し、その向上に注力している。
- ・ 安全性の確保は事業者の責任で有ることを明確にし、規制機関は事業者の自主的活動を監視(Oversight)している。
- ・ 規制機関も事業者も、社会科学や心理学を修めた人を採用し、事故故障の分析業務に活用している。スイスの規制機関(HSK)では、この様な人の考え方を反映させた発電所の評価マトリックスを心理学者が開発し、運用している。また、スウェーデンの規制機関(SKI。職員数120名)でも8名の心理学者を採用している。
- ・ 米国の規制の考え方をベースにはしているが、具体的な規制活動は各国の文化や国情を考慮し、独自の工夫がなされたものである。
- ・ 事業者だけでなく規制機関もPDCAをまわしており、そのためのシステムを独自に開発している。

以下、スイスとスウェーデンのそれぞれについて得られた成果の概要を示す。

(スイス)

- ・ スイスの規制当局であるHSKでは、規制の在り方を含めた全体計画は10年毎に、検査計画は1年毎に、HSK内部の活動は半年毎に見直しを行うこととしており、規制の継続的改善に関する真摯な姿勢が印象的であった。
- ・ HSKのマネージメントを計算機によりサポートするQMSはHSKの業務を熟知する1人の担当者により開発されており、文書管理システムも含んだ実用的なものであった。
- ・ HSKでは、事業者の安全性を統合監視するための評価マトリックスを心理学者が開発している。これは各発電所での異常事象や運転状況を、10項目の課題(縦軸)について4つの視点から分析評価するものであり、評価結果はINESの重要度分類を基本に色分けされる(但し、レベル0は更に4段階に細分)。発電所毎に一定期間の結果を集積することにより、その発電所のどこに弱点が有るか可視化されている。我が国の総合評価にも参考になるものであった。
- ・ HSKから中低レベル放射性廃棄物の中間貯蔵施設の白いドームを間近に見ることが出来、廃棄物貯蔵に対する安心感が自然と伝わってきた。
- ・ ライプシュタット発電所では、毎年計画停止は2週間のショートと3週間のスタンダードを交互に繰り返し、10年ごとに1ヶ月のロングを実施し年平均18日を目標としていた。状態監視保全是多くは採用していないが、RHR系はN+2の系統構成でありOLM

を実施していた。

- ・ ライプシュタット発電所では、1986 年から段階的に出力アップを実施し 21%アップに達している。
- ・ ライプシュタット発電所の PA 館はビジュアルで分かり易く、公衆に原子力の有用性と安全性を理解してもらう上で素晴らしいものであった。

(スウェーデン)

- ・ SKI は、米国の安全基準をベースとしつつ、事業者の安全性遂行・評価能力に基礎を置いた規制を実施しており、SKI の検査は事業者が安全な方式で発電所を運転する責任を引き受け遂行していることを監視することである。なお、この監視プログラムは、統合的安全評価の一部として扱われており、15 の分野について検査が実施されている。
- ・ リングハルス発電所では、1995 年より状態監視保全を導入し、現在信頼性重視保全を導入中である。信頼性重視保全は簡易型のものであり、系統や機器の重要性を評価する際に独自に 8 つの基準を設けていた。米国のものとは異なるが、国際的な動きも取り込んだものである。
- ・ リングハルスでは事故故障の原因分析として MTO(Man-Technique-Organization)分析を実施しており、このためにヒューマンビヘービアの専門家を採用している。また、発電所の技術系職員も MTO 分析を行うための訓練を彼らから受けている。一方、SKI も MTO という部門があり人間の行動に関する科学者を 8 人採用している。
- ・ リングハルスでの変圧器火災事故では、事故原因と対策を事業者が評価し、フォルスマーク発電所の変圧器（スペアパーツ）を利用することにより、3 週間後に再起動している。これは事業者の自己評価能力に基礎を置いた規制の一例である。事業者の評価は運転部門内部での一次安全レビューと、発電所レベルの独立安全レビューの二つの評価が要求されており、通常のトラブル事象（上記の変圧器火災もこれに属する）の場合には、事業者の判断で再起動される。SKI は事業者の自己評価結果を受け取り、評価内容に異議があれば介入する。なお、数少ない SKI 規制指針の一つとして、事業者の力量と自己評価体制に関する規制指針がある。
- ・ フォルスマークの電源事故の場合でも、3 ヶ月で事故原因の分析が行われ再起動している。3 ヶ月は原因分析期間として、また処罰的な意味からも（それを求めるとしたら）充分長い期間であると、SKI スタッフは考えている。事故対策等のレビューは終了しているため、次回の定検時の検査が特に厳しくなるわけではない。

スイス及びスウェーデンとも運転プラントの規制の基本は Oversight（監督）となっていた。これは、事業者が安全に対して責任ある行動をしていることを担保するには、系統・機器等の技術基準適合性を確認することではなく、むしろ事業者に安全文化が醸成されているか、安全を阻害する組織的要因等がないかなどを確認し、事業者の安全維持能力を確

認・育成したほうが効果的との考えに基づくものであり、すでに調査した米国、フランス、フィンランドとも同様であり、世界的潮流と考えられる。

(提 言)

- ①安全性の責任は事業者にある。原子力の規制は、事業者による安全責任の自主的遂行の監視を基本とするべきである。
- ② 規制機関による事業者に対する監視は総合的な監視(Integrated Oversight)とするべきであり、技術に偏ってはならない。設備や技術の妥当性を確認するだけでなく、安全を維持向上させる仕組みが醸成される規制とするべきである。
- ③事業者および規制機関の安全文化向上への注力が大切である。
- ④原子力の安全性の維持向上には、技術のみならず人間と組織の問題への取組みも重要である。このため、事業者および規制機関は、社会学や心理学等の分野を修めた人も含めた安全性のレビュー体制を構築することが必要である。
- ⑤原子力の安全性を確認するための規制方式は、我が国の文化や産業界の実情を考慮し、より一層我が国に適応しかつ効率的な方式とすることが必要である。
- ⑥原子力の規制方式に模範解答は無く、常に改善が求められる。規制機関の諸活動に対し PDCA を導入し、規制活動の結果を定期的に見直し継続的に改善するべきである。  
この PDCA を機動的・効率的に回すための計算機システムを、規制機関の職員がイニシアティブを持って開発することが大切である。
- ⑦原子力の必要性和安全性に対する公衆の理解を促進するために、原子力広報はビジュアルでかつ定量的・直感的な、子供でも引きつけられるような魅力的なものとするのが大切であり、ライブシュタットの PR 館を参考に大いに工夫をすべきである。



図III-1 Leibstadt 原子力発電所

第3次 2006年度訪問調査（欧州）参加者

母体	氏名	所属
(独)原子力安全 基盤機構	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
北大	奈良林 直 [副団長]	北海道大学教授
(独)原子力安全 基盤機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析グループ長
日本原電	穉山 通章	発電管理室保全計画グループ グループマネージャー
原技協	荒川 正美	規格基準部 副部長
東京電力	家城 昭人	原子力運営管理部 RCM・CBM プロジェクトグループ主任
九州電力	井上 靖彦	原子力管理部 設備管理グループ 副長
エナジス	大山 健	代表取締役社長
日立	佐川 渉	電力グループ 日立事業所 主管技師
東芝	清水 建男	原子力事業部、技監
中部電力	高柳 博文	発電本部 原子力部 運営グループ 課長
関西電力	谷川 純也	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ
中国電力	中村 晋司	島根原子力発電所 機械保修課
東北電力	水嶋 栄一	火力原子力本部 原子力部（原子力計画）副長
(独)原子力安全 基盤機構	森園 康弘	検査業務部 第15検査グループ 上席検査員
三菱重工	和地 永嗣	神戸造船所 原子力保全技術部 計画課、主席技師
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
	Yoko Tomiyama-Claesson	通訳

## IV. 第 4 次訪問調査 (米国)

### 1. 趣 旨

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。

### 2. 日 程

2007 年 10 月 9 (火) ～10 月 12 日 (金) (4 日間)

### 3. 訪問機関

(米国)

- ・ NRC 第 3 地方局
- ・ Davis-Besse 原子力発電所 (First Energy Corp が所有、First Energy Nuclear Operating Co. が運転)
- ・ Quad Cities 原子力発電所 (ExelonG 他が所有、Exelon N が運転)

### 4. 参加者

水町渉団長 (原子力安全基盤機構特任参事) ほかに総勢 24 名。(詳細は章末参加者名簿)

### 5. 訪問調査概要

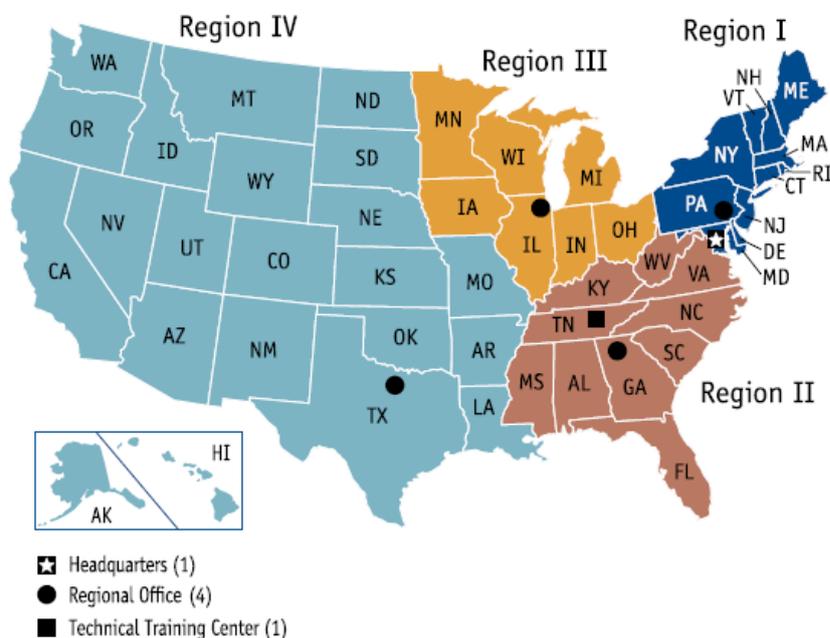
#### 5.1 NRC 第 3 地方局

##### (1) NRC (Nuclear Regulatory Commission) の概要

・ NRC の地方局はアメリカ国内に 4 ヶ所あり、今回訪れた NRC 第 3 地方局 (Region III) はその内の一つ。第 1 地方局はフィラデルフィア周辺、第 2 地方局はアトランタ周辺、第 3 地方局はシカゴ周辺、第 4 地方局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。

現在、NRC 第 3 地方局では、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。

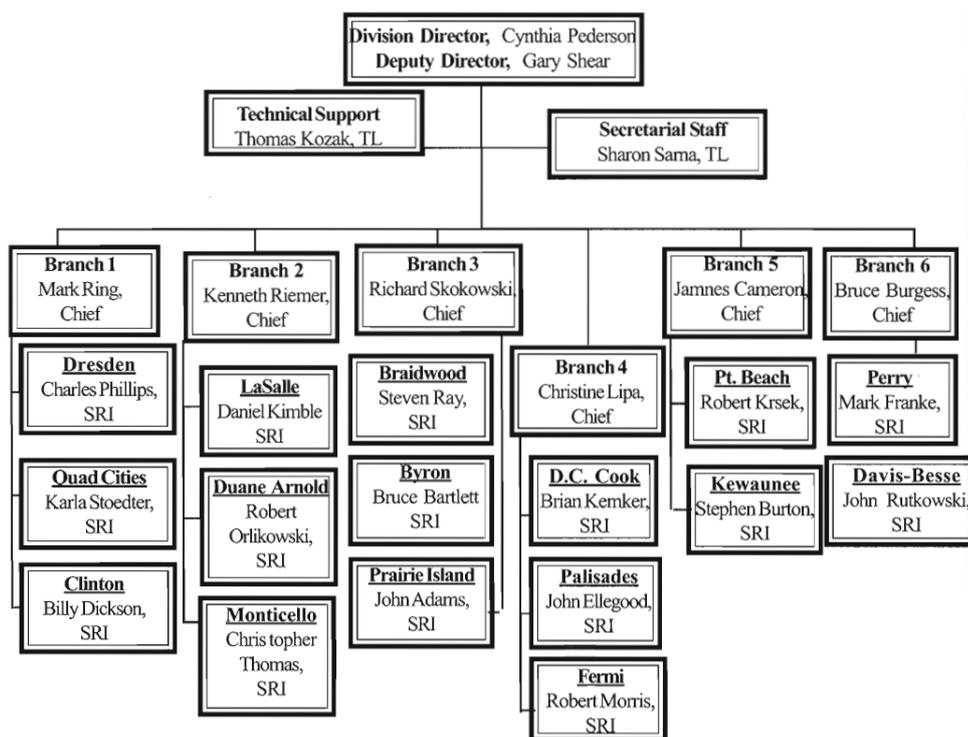


・本部の役割は、規制を決定すること及び事業者にライセンスを与えることであり、幅広いプログラムに精通し、ガイダンスを提供。検査プログラムを管理することが役割である。それに対して、地方局は検査プログラムを実施することが役割であり、地方局の常駐検査官にある疑問が生じた場合は本部の専門家に質問できる。地方局と本部はほぼ毎日技術的なやり取りを行っており、非常に緊密な関係を保っている。

## (2) 原子炉プロジェクト業務 (Reactor Project)

- ・NRC 第3地方局では、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、前線にお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为主である。しかし、Davis-Besse 原子力発電所で発生した原子炉容器上蓋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任務を有している。
- ・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。

- 原子炉プロジェクト業務 (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、原子炉安全業務 (Reactor Safety) は、通常は本部にお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。



### (3) 常駐検査官プログラム

- 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 地方局、本部事務官と電話会議を行い、異常事象の収拾にあたる。

#### (4) Maintenance Rule Inspection

- ・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。

##### ① Routine 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。

##### ② Triennial 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により承認されているものである。

## 5.2 Davis-Besse 原子力発電所

### (1) Davis-Besse 原子力発電所の概要

- Davis-Besse 原子力発電所は、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。



Davis-Besse 原子力発電所

## (2) 燃料交換サイクル延長に伴う対応

### (a) 逃がし安全弁検査について

- 18ヶ月燃料交換サイクルを24ヶ月燃料交換サイクルに延長する際の逃がし安全弁の as found 試験及び as left 試験を実施
- 「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。
  - 設定圧力 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テストを実施する
  - 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、設定圧力を正確に把握し、設定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
- ・ as left 試験はバルブをメーカーに送った後、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。
- ・ 弁の予備品の管理方法、特にシート面の管理はシリカゲルの劣化管理まで実施していないが、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いう事象)を避けることもできた。
- ・ 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。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(漏洩量：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。
- ・ 安全弁リーク事象は、スタートアップ時のみ見られる事象である。

(b)格納容器閉じ込め機能について

- ・ 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洩試験
  - ・ ILRT (Integrated Leakage Rate Testing)・・・格納容器全体の漏洩試験
- ・ 規制要求としては、10CFR50 Appendix J (軽水炉の格納容器漏洩試験)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スペースの格納容器漏洩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 ヶ月毎の全体漏洩率試験で good performance を示すことを条件に弁 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 原子力発電所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。)
  - 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洩試験は開放から 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洩試験であり、「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・計算により漏洩率を求めている。
  - 格納容器全体を 38 psig 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
  - ドライブバルブセンサ、湿度計、圧力計指示値により漏洩量を導いた
- 起動のための ILRT の合格要件は、「as left ILRT  $\leq$  75% Leakage allowable」、ILRT の 10 年間延長のための合格要件は、「Performance ILRT < 1% Leakage allowable」

(c) 計器ドリフトについて

- 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

### (3) 保全、セキュリティ施設等

- ・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、電気等にわかれている。
- ・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。
- ・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。
- ・OLMを行っている最中であり、1トレインをプロテクトし、もう1トレイ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。
- ・タービン設備の開放点検頻度は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)
- ・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。
- ・ブラックアウト用D/Gのサーベランス頻度は1回/月で実施。巡視点検頻度は2回/日で実施。
- ・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。
- ・D/G等のOLMは、現行Tech. Spec.のきょよう許容待機除外時間(AOT: Allowed Outage Time)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。

- ・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。日本の原電機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、セキュリティーのレベルをアップしている。

### 5.3 Quad City 原子力発電所

#### (1) 運転サイクル延長

##### (a) 経緯・概要

- ・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。
- ・評価範囲は Tech. Spec. 及び予防保全 (PM : Preventive Maintenance) 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ス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洩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。
- ・対応人員は 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。
- ・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。
- ・実施した解析としては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、PM 等）に与える影響について等である。
- ・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。
- ・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

(b) サイクル延長への対応

- ・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 原子力発電所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。

(2) 是正措置プログラム (CAP : Corrective Action Program)

- ・CAP は、発電所に関わる全ての人の参加が重要であり、原子力発電所所長、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。
- ・Exelon 社は、10 サイト、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。
- ・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

チェックしている。

- Quad Cities 原子力発電所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。
- NRC は事業者の CAP の有効性を確認するために問題の摘出と解決 (PI&R : Problem Identification and Resolution) 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、問題の摘出と解決機能、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 では問題の摘出が重要であり、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)

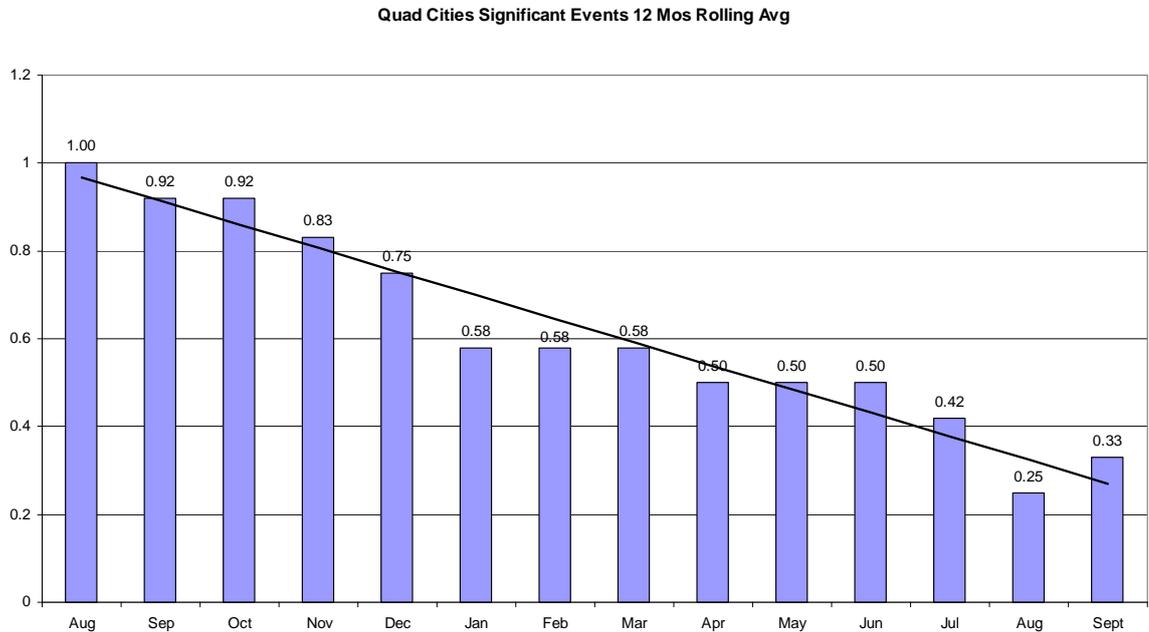
レベル 2 : 原子炉スクラム、NRC への LER 提出事象

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。



### (3)オンラインメンテナンス

オンラインメンテナンスではヒューマンエラー防止のために、保全実施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。

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。

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。

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おり、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）。

## 6. 総括、提言

### (Davis-Besse 原子力発電所)

「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 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 原子力発電所で 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。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 原子力発電所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た。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全従業員が取り組み達成したことによる自信と、発電所内部、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 Tech. Spec.、様々な手順書等が展示されていて、見学者は誰でも手にとって見る事が出来るようになっていた。Davis-Besse 原子力発電所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。

（提 言）

- ①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。
- ②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。
- ③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。
- ④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。
- ⑤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。

第4次（2007年度米国）訪問調査参加者

	母体	氏名	所属
1	(独)原子力安全基盤機構	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	(独)原子力安全基盤機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析グループ長
4	(独)原子力安全基盤機構	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 陸洋	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	グローリア	小倉 篤	第2営業部 部長

## V. 第5次訪問調査（ドイツ、ベルギー）

### 1. 趣 旨

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、ドイツおよびベルギーにおける規制機関の規制・検査活動およびそれに対する事業者の取り組みを訪問調査したものである。

ドイツでは世界一の単機年間発電量を誇っている Isar 原子力発電所を訪問すると共にこの発電所に対する規制当局であるバイエルン州政府及び検査実務を担当している TÜV SÜD とも会談した。また、ドイツの原子力安全に関する諮問機関である GRS を訪問した。

ベルギーでは第3回目の PSR 報告書を提出した Doel 原子力発電所と規制実務を担当している BEL-V を訪問した。

### 2. 日 程

2008年9月22日（月）～9月26日（金）（5日間）

### 3. 訪問機関

（ドイツ）

- ・原子炉安全協会（GRS）
- ・TÜV SÜD（バイエルン州原子力規制担当者も同席）
- ・Isar（イザール）原子力発電所（EKK/EOB が所有、EKK が運転）

（ベルギー）

- ・VEL-V
- ・Doel 原子力発電所（Electrabel が所有、運転）

### 4. 参加者

水町渉団長（原子力安全基盤機構技術参与）ほか総勢 24 名。（詳細は章末参加者名簿）

### 5. 訪問調査概要

#### 5.1 Isar 原子力発電所

Isar 原子力発電所を訪問し発電所の概要とドイツでの原子力に関わる政治状況等の説明と質疑応答の後、発電所を見学した。また AREVA の技術者から保守作業等に関わる技術的な説明と質疑応答が行われた。特に印象の強かった事項を以下に示す。

- ・ Isar 原子力発電所 1 号機は運転開始以降 30 年にわたり改造・取替えを推進しており、その費用は建設時の費用と同程度に達する。このプラントは 2011 年に運転停止することが政治的に取り決められているが、改善・取替えの努力は現在も続けられている。
- ・ Isar 原子力発電所 2 号機は 1994 年以降 1996 年まで、1995 年を除き総年間発電電力

量世界一を達成している。このプラントは運転中も格納容器内に立ち入り可能であり、定期点検に入る前にポーラクレーンの点検が可能である。なお、Isar 原子力発電所 2 号機は AREVA（当時の KWU）製の KONVOI タイプのプラントであり、EPR のモデルとなったタイプである。

- ・ OLM には、多重の安全構造が必要最新のコンボイデザインでは安全系が 4 系列となっており、ハンドブックにかかっているいくつかの検査を運転中に実施することができる。また、コンボイデザインのプラントは、運転中に格納容器の中に入ることができるので、クレーンのメンテナンスは運転中にもできる設計となっている。

OLM を導入する場合や、状態監視保全を導入する場合は、導入前に監督官庁(州)と TÜV と共に話し合う必要がある。州によって OLM の解釈が異なるので、できない場合もある。最新のプラントでは、OLM において異常が見つかる可能性が少ないが、古いプラントで見つかる可能性があるため、計画点検の直前に実施するが多い。

- ・ ドイツでは風力発電による電力の買い取り義務が電力会社に課せられており、風力発電量が多い時期には原子力発電の出力を低下させる場合もある
- ・ ドイツでは電力自由化の後、各電力会社が予備力を保持する必要がなくなった。このため電力が不足した場合には市場から電力を購入する。計画外の電力購入は非常に高くつくため、定期点検を十分に行い原子力発電所の計画外停止を避けることが、定期点検の日数削減よりも重要となっている。なお、定期点検のための停止は 21 日程度である。

## 5.2 TÜV SÜD

TÜV SÜD の本部にて、TÜV SÜD の組織と活動の概要、バイエルン州政府による原子力規制とそれを支援する TÜV SÜD の審査および検査活動等について説明と質疑応答が行われた。特に印象の強かった事項を以下に示す。

- ・ TÜV SÜD は世界約 600 ヶ所に拠点を置き、従業員総数は 13,000 名の大きな組織であり、試験・検査だけでなく、コンサルタントや認証サービス等も実施しており、例えば韓国でトラブルを起こした蒸気発生器の再使用の評価も実施している。
- ・ バイエルン州では、原子力の規制業務を州の環境省の原子力エネルギー放射線防護課が担当しており、ここには 40 名の専門家がいます。
- ・ バイエルン州は年間契約ベースで TÜV SÜD に規制実務（検査）を委託している
- ・ TÜV SÜD が担当する検査項目は原子力プラント 1 基当たり年間 1,000 項目であるが、内 500 項目は燃料交換時しか検査できない。検査の殆どは監査型であり、専門職が立会うことにより、検査で異常が発見された場合に即応出来るようにしている。
- ・ 通常運転時では 2~3 名、燃料交換時検査時には 20~30 名の TÜV SÜD の検査員が発電所に滞在する。燃料交換停止時は土日も含め 24 時間体制で事業者の検査に対応する。

- ・ ドイツでは規制側がかなり細かくチェックしており、米国とは異なる。

### 5.3 GRS

GRS の概要と活動、ドイツにおける基本安全要求制定活動、更に最近のトピックスとしてデジタル制御に対する安全審査の考え方等の説明と質疑応答が行われた。また、先方の要望により、当研究会の活動を説明すると共に、日本における PI の活用等につき紹介した。特に印象の強かった事項を以下に示す。

- ・ GRS にはその子会社と合わせて技術スタッフは約 320 人おり、半数は博士号取得者である。
- ・ ドイツでは原子力発電所に対する安全要求事項の再編成を実施中である。これは過去に出された指針をベースに IAEA のガイド等を反映させたもので、基本的安全要求や安全マネジメントに関する要求等、12 のモジュールから構成される。現在、基本的安全要求のドラフト C について各州の規制当局と審議中である。
- ・ ドイツはデジタル制御系の導入に対しては共通要因故障の観点から非常に慎重である

### 5.4 BEL-V

BEL-V の組織概要や検査活動、検査員訓練、10 年毎の安全レビュー等につき説明を受け、質疑応答を行った。また、当研究会の活動を説明すると共に、日本における PI の活用等につき紹介した。特に印象の強かった事項を以下に示す。

- ・ BEL-V は 2008 年 4 月に AVN から分離して出来た非常に新しい組織である。
- ・ ベルギーでの原子力発電所に対する規制実務は BEL-V が、連邦原子力管理庁 (FANC) の付託を受けて実施している。
- ・ BEL-V は技術スタッフが 40 人弱の小さな組織であり、ベルギーの原子力発電所 2 サイト 7 基の安全審査や検査を実施している。このため、技術的事項は米国 NRC の規制内容を取り入れることにより人数の少なさをカバーしている。
- ・ BEL-V では、専門分野毎に技術責任センター (TRC : Technical Responsibility Center) という組織横断的な支援組織を構築して内部の専門知識の有効活用を図っている
- ・ 原子力発電所に常駐する検査官はいないが、各原子炉に対して担当責任検査官一人を任命し、TRC の専門家の技術支援を受けている。
- ・ 原子力発電所への訪問検査は、「体系的検査」、「テーマ選定型検査」、「特別検査」の 3 種類あり、Tihange 発電所の場合、2007 年度には各炉に対しそれぞれ 40～50 回、10 回、25 回程度実施している。
- ・ 設備の保全は、原則として、要求される状態 (プラントの停止など) になっていないと、実施できないことになっている。

ただし、例外として、事業者により安全にとって影響がないことが証明されれば、届出により実施できる。そういった例外となるオンラインメンテナンスの『設備リスト』が作成されている。そのリストには、設備の種類、保全内容、使用不能となる期間、その間利用できなくなる機能が記載されており、Bel-V によって承認されなければならない。

- ベルギーでは原子力プラントの寿命は規定されてなく、10年毎にライセンスが更新される。しかし、政治的な判断によりプラントの運転期間は40年までとなった。10年毎の評価（PSR）は今後10年間安全に運転できるかどうかを確認するためのものであり、1975年に運開されたDoel原子力発電所-1、2号機、Tihange原子力発電所-1号機は、現在第3回目のPSRのもとで運転中である。

### 5.5 Doel 原子力発電所

Doel 原子力発電所見学の後、10年毎の安全レビューおよびDoel 原子力発電所の概要につき説明を受け、質疑応答を行った。特に印象の強かった事項を以下に示す。

- Doel 原子力発電所は社員約800人、関連会社社員が約1,200人が働いており、運転、保全、安全、総務の4部門に分かれている。
- Doel 原子力発電所も Tihange 発電所も共に Electrabel 社が所有しており、二つのサイトに跨る PSR チームが形成されている。
- Doel-1 / 2 / 3号機では、4%濃縮ウランを使用しており、定検間隔は11ヶ月。Doel-4号機では5%濃縮ウランを使用しており、定検間隔は18ヶ月で運転している。定検時に、全炉心の4分の1の燃料を交換している。また、定期検査は1ヶ月程度である。職員や保全作業員の負担を分散するためにずらしている。全部で7基あるので、それぞれずらしている。大抵はDoel発電所プラントとTihange 発電所プラントを交互に実施し、負担を軽減している。
- 旧世代のプラント（Doel 原子力発電所-1、2号機および Tihange 原子力発電所-1号機）の第3回以降のPSRと比較的新しいプラント（Doel 原子力発電所-3、4号機、Tihange 原子力発電所-2、3号機）の第2回以降のPSRは全プラントで共通の課題を共通のアプローチで検討する方式を取り入れ、CPSR（Common-PSR）として実施している。
- 第1回目のCPSRでは、専門家の判断に基づき共通の課題として66の課題が抽出されたが、課題の管理と優先順位の評価が非常に困難となった。第2回目のCPSRではIAEAのNS-G-2.10（原子力発電所の定期安全レビュー）に示される14の安全要素を活用することとしている。

## 6. 総括・提言

TÜV は1発電所あたり年間1000件の検査を実施している。そしてその半分は原子炉停

止中である。それでも Isar 原子力発電所の 2 号機の稼働率は 95%と 97%の間を行き来している。TUEV の検査は非常にきめが細かいが、事業者の検査を観察する作業が主体である。検査の要領書は事前に入手し理解しており、TÜV の観察活動は事業者にとって特に負担とはなっていないという。高い技術力に裏打ちされた観察が有効に機能していると感じられた。そして定期点検中は 24 時間体制で事業者の検査を観察する。24 時間の検査体制はベルギーの規制担当機関である BEL-V でも採用している。BEL-V は新しい組織であるが、職員の殆どは、以前 AVN にて規制検査を担当していた人達である。

TÜV も BEL-V もの規制当局から委託を受けて検査業務を実施しており、専門的な第三者機関を活用することにより効果的な規制が実施されていると感じた。

ベルギーは米国の規制を基本的に採用しているという。一方、ドイツは細かな規制でありわが国と似ている。両国とも原子力に対する厳しい政治状況にも係わらず、良好な稼働率を達成しつつ、効率的な規制を実施していると考えられる。合理的かつ効率的な規制を実施するためには規制の枠組みだけでなく、その枠組みを運用するための優秀な人材も重要であり、両国とも人材の育成に腐心している。

Isar 原子力発電所と Doel 原子力発電所は、古いプラントを有しており、これらは政治的な理由から定められた運転期限が迫っている。しかし最新の技術を積極的に取り入れ、古いプラントでも十分な安全性を有していることを実証するための努力をしていた。

ドイツとベルギーは、言語や体制の複雑さのために、訪問先機関の活動概要の把握から始まる場合が多くなった。また、ドイツは IAEA の IRRS を受けた直後であり、BEL-V も組織が新たに設立されて間がなく、多忙な状況下での訪問となったが、当方の質問にできる限り対応し、時間を延長して回答してくれた。これは基本的に先方の厚意によるものであるが、当方の調査団が規制機関、大学、電力事業者、メーカーと学際的であり日本の原子力界を代表する殆どの組織の代表者から構成されているということが要因と考えられる。そして、予期しない発見や新知見をこれらの組織の代表者が共通に獲得することが出来た。

情報公開が進みインターネットが発達した現在、日本に居ても非常に多くの情報を得ることが可能である。しかし現地に赴き当事者から直接聞くことにより、インターネットでは得られない、詳細かつ具体的な情報が得られる。合理的な規制を実現し維持してゆくためには、様々な視点からの調査検討が必要であり、今後ともこのような学際的な訪問調査を継続して行くことが大切と考えられる。

(提言)

#### <安全重視の取組み>

- ① 規制者と事業者の双方が、お互いの立場を重視しつつ、緊張感と信頼感を持って安全性向上という共通の目標に向かってより一層努力することが望まれる。
- ② 規制者は本質をついた事業者の保安活動を促すべきである。このためには、規制検査において、真に安全上重要な保安活動等を確認できるように、検査ポイントの整理、フリーアクセスを利用した効果的な検査方法の検討等、検査機関としての実力を高めるべきである。
- ③ 事業者は、技術や課題の進展により一層積極的に対応し、品質保証活動等を通じて確実な保安活動を目指すべきであるが、形式にとられるのではなく、本質をついた保安活動により安全性向上、安全文化の醸成に努力すべきである。
- ④ 古いプラントであれば尚更、最新の技術を取り入れる等、今後も継続的に安全性向上に取り組んでいくことが重要である。

#### <技術力の向上>

- ① 合理的な規制を実現するために、規制の枠組みを合理的なものとするだけでなく、その枠組みの中で活動する人材の技術力向上にも一層努めるべきである。
- ② 技術力の有効な活用の一環として、原子力に係わる専門家や専門機関の一層の活用が望まれる
- ③ 米国の状況を参考とする場合が多いが、我が国と規制体系の似た欧州における様々な工夫にも一層注目すべきである。

#### <規制者と事業者の協調と独自性>

- ① 規制検査においては、事業者の運営方法に柔軟に対応出来るような規制者の配慮（例えば 24 時間の検査体制）など、全体としてより合理的に進められることが望まれる。
- ② 規制者が立会っている検査において故障等が発見された場合には、故障そのものにとられることなく、事業者は予め定められた品質保証手順に従って対応するとともに、規制者は事業者の措置の適切性を観察し確認することが望まれる。
- ③ 規制者は、事業者の活動に極力支障をきたさないように、より一層の観察重視型の検査やフリーアクセスの活用等を検討し、事業者の活動の適切性を独自の立場から確認すべきである。
- ④ 事業者の検査の適切性を規制者が観察し独自に確認する姿勢が、安全文化の向上に役立つということを、規制者と事業者がより一層認識することが望まれる。

#### <調査の継続>

- ① わが国において合理的な規制を実現し継続してゆくために、今後とも学際的な訪問調査を継続することが望まれる。



図V-1 Isar 原子力発電所タービントップ



図V-2 Doel 原子力発電所

第5次（2008年度欧州）訪問調査参加者

	母体	氏名	所属
1	(独)原子力安全基盤機構	水町 涉 [団長]	技術参与
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	(独)原子力安全基盤機構	小林 正英 [幹事]	安全情報部情報分析グループ長
4	東北大	高木 敏行	流体科学研究所教授
5	北大	奈良林 直	北海道大学大学院工学研究科教授
6	保安院	古作 泰雄	原子力発電検査課
7	(独)原子力安全基盤機構	中田 聡	検査業務部 計画グループ
8	電事連	辻倉米蔵	電気事業連合会 技術顧問
9	原技協	吉松 茂	日本原子力技術協会 技術基盤部 保全技術グループ

10	東北電力	若林 利明	東通原子力発電所副所長 (B T主任, 保守管理・機械保守担当)
11	東京電力	五十嵐 久	原子力品質・安全部 設備健全性診断グループ
12	中部電力	成瀬 昌樹	原子力部 運営グループ
13	北陸電力	栗山 知之	志賀原子力発電所発電部 燃料炉心課
14	関西電力	出野 利文	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ
15	中国電力	豊嶋 好輝	島根原子力建設所機械課
16	日本原電	伊藤 晴夫	発電管理室調査役
17	日立 GE ニュークリ アエナジー	佐川 渉	日立事業所原子力サービス部主管技師
18	東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部主幹
19	三菱重工	宮口 仁一	原子力保全技術部次長
20	エナジス	大山 健	代表取締役社長
21	JANUS	富田 洋一郎	エネルギー技術ユニット コンサルタント
22	JANUS	森本 俊雄	エネルギー関連事業部 技術顧問
23	グロリアツアーリスト	小倉 篤	第2営業部 部長
24	通訳	浅埜久子 平尾麻美	ドイツ訪問時 ベルギー訪問時

## VI. 第 6 回訪問調査（英国、スペイン）

### 1. 趣 旨

英国は、世界で最初に商用原子力発電所が運転された国であり、米国とは異なる原子力規制方式を採用している。国内 45 基の商用原子炉は 1 基を除き全てガス炉であり、既にその大半が永久停止され、運転中のものも順次永久停止される。このため新規の原子力発電所建設のため設計評価作業が行われている。英国の原子力規制機関である HSE/ND を訪問し、規制の実情を聞くとともに、唯一の軽水炉である Sizewell B 原子力発電所を訪問し運転中保全（OLM：On Line Maintenance）への取り組み等を調査した。

スペインは運転中プラント 8 基のうち 7 基は米国製である。運転中プラントに対する規制方法として米国 NRC の原子炉監視プロセス（ROP：Reactor Oversight Process）を適用している。規制機関である CSN を訪問し、米国の ROP 導入に際しての取り組みと課題等を調査すると共に、Ascó 原子力発電所を訪問し CSN による規制の実情を調査した。

### 2. 日 程

2009 年 11 月 30 日（月）～12 月 4 日（金）（5 日間）

### 3. 訪問機関

（英国）

- ・保健安全執行部原子力局（HSE/ND：Health Safety Executive/Nuclear Directorate）
- ・Sizewell B 原子力発電所（British Energy が所有、British Energy Generation が運転）

（スペイン）

- ・原子力安全委員会（CSN：Consejo de Seguridad Nuclear）
- ・Ascó（アスコ）原子力発電所（ENDESA 他が所有、ANAV が運転）

### 4. 参加者

水町渉団長（原子力安全基盤機構技術参与）ほか総勢 22 名。（詳細は章末参加者名簿）

### 5. 訪問調査概要

#### 5.1 保健安全執行部原子力局（HSE/ND）

##### (1) HSE の組織

- ・HSE の職員総数は 3, 500 名、うち原子力関連職員数は 300 名であり、少数精鋭で取り組んでいる。また、検査官は原子力全体で 170 名いるが、民間の原子力発電所（運転中 19 基、永久停止・廃止措置 26 基）を担当しているのは 60 人弱である。

## (2) 新規建設対応

・2025年までに 10-20基の新規プラントの運開を計画している。従来の許認可は・立地プラントの設計個々に、・サイト個別に、・運転会社個別に、実施していたが以下のような欠点の多いアプローチであった。

- ・長期間を要す
- ・審査体系が複雑
- ・審査状況が不透明
- ・公衆が参加できない

このために、従来の原子炉立地許認可の前に一般設計評価（GDA：General Design Assessment）（米国の DC（Design Certificate）と似た型式認定の仕組み）プロセスを設け、英国での受け入れ可能性について評価を行っている。現在 GDA を受けているのは EPR と AP1000 であり、詳細設計の評価が開始されている。評価終了は 2011 年 6 月の予定である。

- ・GDA プロセスでは、許認可に関わる省庁（原子力、環境、セキュリティーの省庁）が合同のオフィスを開設し、申請者に対する窓口を 1 箇所にもとめ利便性を図っている。GDA に際しては国際協力も重要であり、特にフランス、米国、フィンランド（EPR を建設中）と緊密な情報交換を実施している。

## (3) 運転認可と検査活動

- ・運転認可を取得したプラントは 36 項目の認可条件（LC:License Conditions）を満たすことが求められる。この中で特に重要度が高いのは、「10. 訓練」「14. 安全文書」「15. 定期的な見直し」である。認可条件は詳細なものではなく、目標が設定されている。事業者はこの目標を達成するための具体的な方策を自ら制定し遵守することが求められる。

NII の検査官は、事業者が定めた方策が遵守されていることを確認する。

- ・NII の検査官は担当プラントに常駐する訳でなく、現場での検査は年間 50 日程度である。一般的な現地検査は、29 週間ごとに、29 日かけて、いくつかのライセンス条件を選定して実施される。検査は基本的にはエビデンスベースで実施しており、実際にやっている文書、記録の確認が中心となっている。発電所の様々な人とのインタビューも行う。なお、検査対象は、リスクの高いものに限定されず、リスクの低いものも検査されている。
- ・実際に発電所でおこなわれていることを NII として把握できるように、Shift Manager Log という日誌(5 枚)が、発電所から週に 1 回まとめて送られている。この Log には、現場の生の声が届いていると考えられるため NII は重要視している。
- ・検査官は、年間の検査計画を立て、事業者に知らせる。そして年の終わりに検査結果をスコア付けしたものを事業者に渡している。まれに、抜き打ち検査も実施するが、これ

は問題を発見するためではなく発電所の運営がいつも通り行われていることを確認するためである。抜き打ち検査は、NII はいつでもどこでもアクセスできることを住民に伝える点で、重要である。

- ・ 検査の結果に基づき検査官は **Visit Report Action** という報告書を作成し事業者に送付する。そこに記載された改善事項に対して事業者はコミットメントを出し改善を図ることになる。但し、改善計画は事業者と検査官で調整して作成される。
- ・ NII の検査官による現場検査の日数は少ないため、事業者の検査員による検査が重要となる。NII の検査官は年初および四半期毎に事業者のマネジメントチームとレビューミーティングを開催し、検査としてどこに注力しどこを省略するかを議論している。
- ・ 事業者と規制機関の見解の相違は認めつつ、事業者と問題を共有し、同じ目線で協力することで、同じゴールに向かっていくことが重要である。
- ・ 発電所の現場からボトムアップで、安全文化の認識を高めることが重要であり、事業者の経営層（マネジメントチーム）に現場の課題、問題を持ち込みトップダウンとしないように配慮している。英国には "芝生にタンクをいれない" という諺があるが、これは「現場で出来ることは現場で解決する」という意味であり、NII の考え方の基本となっている。
- ・ 英国におけるリスクの取扱いは、米国とフランスの中間と思っている。基本的に確率論基準ベースで、リスクの高いものに偏重して、リスクの低いものが軽視されないようにしなければならない。

## 5.2 Sizewell B 原子力発電所

### (1) Sizewell B 原子力発電所の概要

- ・ Sizewell B 原子力発電所は 1995 年 12 月に運転開始された英国で最初の軽水炉（WH 社製-PWR、1180MWe）である。英国の東海岸、ロンドンから北東約 150km のところに位置している。
- ・ これまで 14 年間運転している。発電所での事故、トラブルについては所有運転会社（British Energy）が最後に **Lost Time Accident** を生じさせてから、1300 日が、協力会社が最後に **Lost Time Accident** を生じさせてから、431 日が経過している。
- ・ 正社員は 500 人、フルタイムの協力会社員は 250 人である。安全系統数は基本的に N+2 の設計である。タービン発電機は 50%×2 基の構成になっている。これは建設時に国内で 100%容量のものを調達出来なかったためである。
- ・ 4 基の非常用 D/G は、2 基ごとに非常用 D/G 建屋に設置されている。安全系最終ヒートシンクとして空冷の RUHS（Reserve Ultimate Heat Sink）が設置されている。
- ・ Sizewell B 原子力発電所敷地北側には Sizewell C、D として EPR2 基分の用地が確保されている。現在国の許認可を実施しており、2020 年には運転開始が予定されている。

## (2)保全

- ・ Sizewell B 原子力発電所は WH 社製 PWR であり、冷却系 4 ループ、安全系も基本的に 4 トレイン有している。
- ・ 運転中における安全系の予防保全 (PM : Preventive Maintenance) は従来は認めていなかったが、非常用電源系の OLM に関し、安全ケース 電源系にバックアップを設けることにより D/G の OLM によるリスクの増分を最小限に抑えている。
- ・ OLM によりリスクが上昇することがあると承知しているが、保全によりそれ以上のリスクを回避することができるとのスタンスで安全ケースの作成を求めている。
- ・ Tech. Spec. での許容待機除外時間 (AOT : Allowed Outage Time) は、米国と同様、PM のために活用しても良いとの見解を有している。  
この考えに基づき個々の機器に対して OLM を実施しているが、一度に実施するのは 1 トレインのみである。
- ・ 今年、非常用電源系の一つの隔離グループを対象に OLM を実施した。このグループに属する機器の AOT は 24 時間ないし 3 日間であり、OLM を実施するために、AOT を 7 日間に延長している。
- ・ OLM 作業は AOT の 60% で完了するように計画しているが、非常用電源系の場合は 5.5 日を要した。
- ・ この Tech. Spec. の変更のための Safety Case (設備や運転等、及びその変更について検討した文書) を 2 年かけて作成し、HSE の許可を得た。Safety Case では決定論的評価と確率論的評価の両方を実施している。
- ・ 非常電波系の OLM を実施することにより、通常の点検日数は 2~3 日短縮されている。
- ・ 時間計画保全 (TBM : Time Based Maintenance) と状態監視保全 (CBM : Condition Based Maintenance) の割合は物によって違う。保護系は Run to failure (事後保全)。MO 弁は種類によってテスト間隔も 3,6,18 ヶ月と異なるが、圧力・電力・スムーズさなどのトレンドを見て評価する。重要な液体系については全て予兆管理している。
- ・ MO 弁のレンド評価で問題ない場合いつオーバーホールするかについてはケースバイケースである。サンプルを取って分解点検するものもある。ソフトパーツは寿命があるので TBM となる。被ばく低減のため、分解点検はミニマムにしたいと考えている。ASME section 11 の考えを採用している。
- ・ 弁の診断装置は米国製のバイパーという装置を使っている。
- ・ カテゴリごとに点検の最大期間を設定しており、最もリスクの低いものは 108 ヶ月、最短は 36 ヶ月である。

## (3)予備品

- ・ 作業頻度の高いルーティンワークについては予備品を持っている。一方、作業頻度の高く

ないものは、主要な製品に対しては持つようにしている。

#### (4) その他の仕組み

- ・ 是正措置プログラム（CAP：Corrective Action Program）で取り上げられるCondition Monitoringは1日約30件、1年間で約1万件である
- ・ 安全性に関わる設備や作業等に関して Safety Caseという様々な文書が作成されており、総数は約 20,000冊とのことである。この概要版は本棚 2段分ぐらいで、米国のFSARにほぼ該当する。
- ・ Safety Caseの変更のうち、マイナーな変更はNIIに事後報告すればよいが、重要なものは事前承認が必要となる。

#### (5) 発電所設備

- ・ タービン発電機は50%×2基の構成になっている。これは建設時に国内で100%容量のものを調達出来なかったためである。タービン建屋は巨大であり、2基のタービンが並列に設置され、その間に十分な広さのあるメンテナンススペースが確保されている。なお、タービンが 2基あるということで 2次系が 2系列あることになり、メンテナンス上は負担になっている。
- ・ 低圧タービンの開放点検は2定検に1回実施しているが、4年前に低圧タービンロータ（3車重分）のローテーションパーツ 1セットを購入し、合計 3セットの低圧タービンロータを2基のタービンで使いまわし、ロータ点検自体は通常時に実施している。なお、点検終了後のタービンロータは前述のメンテナンススペースに次定検まで保管している。なおローテーションパーツでもタービンロータと車室との干渉や歪等に特に問題ないとのこと。
- ・ 発電所構内には独立した広いメンテナンス建屋（ワークショップ）があり、スペアパーツを持つことにより非放射性の安全弁やポンプ等について通常の点検が可能としている。スペアパーツはメンテナンス建屋内倉庫に置かれており、安全系ポンプモーター、原子炉冷却材ポンプ（RCP）モーターなどもスペアパーツとして所有している。なお、次回定検に向けて、RCPポンプインターナルのスペアパーツを購入する予定である。
- ・ 異物管理については SFPの手すりにシートを張る、注意喚起を入念にする等相当気を使っているように見受けられた。
- ・ 発電所内は整理整頓がされ、非常にきれいである。また、天井を走るケーブル類にスチール板を張る等、火災防護に対する意識が高いと感じられた。

### 5.3 スペイン原子力安全委員会（CSN）

#### (1) ROPの導入

- ・スペインでは現在、WH社製PWRが5基、KWU社製PWRが1基、GE社製BWRが2基運転されている。2000年に、規制機関であるCSNと事業者が規制システムの再構築の協議がなされ、スイス、ドイツ、フィンランド、米国を訪問し調査した結果、米国のROP方式を採用することが決定されている。米国方式を導入した理由として、1)スペインの原子力発電所のほとんどが米国製であること、2)米国の規制方式に関する情報が非常にオープンであり、アクセスし易いこと、3)英語だとアクセスがし易い等によるものである。ROPを導入したものの、ROPに基づく検査方式等はスペインの国情（CSNの検査官の人数等）に沿ったものとするべく、NRCの検査手順の分析、スペイン用パイロット版の作成等、精力的かつ計画的な努力が払われている。この努力は現在も続けられており、2010年には第2回目のROPの自己評価が計画されている。
- ・スペインでのROPの導入にNRCも積極的に協力しており、検査官研修へのスペイン語の堪能なNRC職員の派遣、検査の共同実施、検査官の米国研修の受け入れ等を行っている。また、CSNとNRCは常時、電話会議等でコミュニケーションを取っており、長期的な改善についても協議を続けているとのことであった。
- ・事業者は、個別プラントのPSAを実施し安全評価の最終スタディーとして、評価結果、データ、技術スペック、評価マニュアル等を規制（CSN）に提出することが義務付けられている。CSNは事業者と同じPSAを用いて指摘事項等の重要度評価に積極的に用いている。

## (2) OLM

- ・OLMはAOTの範囲内では基本的には、CSNの許可は不要であるが、事業者はOLMの年間計画をCSNに提出している。また、OLM実施前に規制当局に連絡するが、これは、検査官が事前に対応できるようにするためである。個々の機器のAOT内でのOLMは自由であるが、AOTを延長してのOLMはCSNの許可が必要となる。なお、OLMの作業時間はAOTの60%を目標に設定されている。
- ・COFRENTES発電所、Sta. M<sup>a</sup> de Garoña発電所はSingle-OLM、TRILLO発電所（KWU製PWR）は冗長システムが多数あるため、Multiple-OLMを適用している。なお、WH社製PWRの発電所では現在、OLMは行っていない。
- ・AOTを長くする申請についてはTrillo発電所より、非常用D/GのAOTを長くする申請があり、これをCSNで認めた。Trillo発電所は認められたが、WH社製PWRの発電所は認められないはずである。Trillo発電所で認められた理由は、2つの冗長システムを持っているからである。

## (3) 原子力に対する政府の姿勢

- ・原子力に対する政府の姿勢は好意的なものではなく、1971年に運転開始したSanta Maria de Garona発電所の運転課可更新について、CSNは10年の運転延長を承認すると

の結論を出したが、経済省は4年の認可に短縮している。現在のスペイン政府は、ソーラーと風力に力を入れており、原子力については現在の発電所の電気出力をアップさせ、その後、廃止する方針にあるためと考えられる。

#### 5.4 Ascó 原子力発電所

##### (1) 発電所概要

- Ascó 原子力発電所はバルセロナの南南東、約 150km の山中に位置している。ここには WH 社 PWR が 2 基設置されている。1号機は 1983 年に 2 号機は 1985 年に 930MWe の出力で連関し、その後 1995 年に 970MWe に、2000 年に 1030MWe に出力をアップしている。また、運転サイクルは当初 12 ヶ月であったが、現在は 18 ヶ月サイクルに移行している。運転会社は ANAV (Asociacion Nuclear Ascó-Vandellos II A.L.E.)。この社名は 2000 年に Vandellos2 号機 (WH 社製-PWR,1,087We)も運転する様になったためにつけられたもの。
- Ascó 原子力発電所の通常運転時の職員数は、社員約 800 人、契約社員約 400 人である。
- 発電所に入るためのセキュリティーチェックポイントで訪問者リストと照合のうえ顔写真を撮られ、写真付きの確証書にサインを求められた。ガードマンは拳銃を所持しており、敷地内に入る我々のバスに対してガードマン及び犬により確認が行われた。

##### (2) ROP の導入

- 1999 年に、CSN/SECTOR に規制プロセスを改善する作業グループが設置され、タスク 3 として米国の ROP を適用するための分析が行なわれ、プラント監視のための統合されたシステム (SISC : ROP に相当)を導入することとなった。
- 2005 年に ROP 導入のためのパイロットテストが開始され、2007 年から新検査制度として完全導入された。
- 安全指標は基本的に米国と同じであり、3 週間以内に CSN にデータを転送している。指標導入の結果、いくつかの不都合が生じたため明らかになった不都合については適宜 CSN と協議して改訂している。
- アクションマトリックスを取り入れたことにより重要な問題を議論できる時間が持てるようになった。但し、P SA 関連の作業が増加した。
- ROP は透明性の高いシステムであり公衆とのコミュニケーションを図る上で良いツールであるが、一般の人にリスク情報を明確に示すための注意が必要となる。

##### (3) 発電所施設

- Ascó 発電所は内陸部に設置されており、河川水を冷却用に使用している。復水器に送り込まれた河川水は温度を下げるために強制冷却/自然冷却の冷却塔に導かれる。
- 制御室は号機ごとに個別になっている。制御盤の設計は操作盤と監視盤が分離された構

造で美浜 1,2 号機の当初の制御盤に類似している。

- ・運転チームは 7 直あり、1 日 3 交代制。運転員は私服。
- ・タービンは WH 社製であるが、高圧タービンが大きく、一方低圧タービンは 2 基である。
- ・主変圧器、起動変圧器の補修を迅速に行うために取替用の変圧器があり、変圧器を移動させるためのレールが常設されている。
- ・タービンフロアーには一次冷却材ポンプのモーター 2 基が格納容器から持ち出され、周辺を網で囲った上で管理区域としていた。ローテーション用のものとも考えられる。

## 6. 総括・提言

(英 国)

英国は商業用ガス冷却炉を世界で始めて開発した国であるが、その後軽水炉に転換したことから軽水炉としては後発といえる。しかしながらガス炉の開発で培った実績をベースに軽水炉の経験も取り込んで安全設計の考え方、規制の仕組み、発電所の運用等を確立しており、我が国としてもこれらについては十分に参考になるものがある。Sizewell B 原子力発電所の安全設計では安全系が N+2 で設置されているとともに、トレインの分離をしっかりと行っており、これらが Sizewell B 原子力発電所で積極的に OLM に取り組める下地を作っているといえる。さらにタービン建屋、非常用ディーゼル発電機建屋等も十分な広さを確保しており、保全対応としては非常に良い環境を確保しているといえる。

英国で原子力の安全規制の主体となる許認可、検査の対応を行っているのは HSE/ND の原子力施設検査局 (NII) であり、NII で民生発電所に対応する職員は 60 名程度である。人数的には多くないが、計画的な採用計画を行うことにより継続的な技術力確保を図っている。また、検査官は技術者や科学者として該当分野で十分な経験を有し、一般に NII に入る前に 10 年程度以上の産業界経験があるメンバーが多いが、さらに NII おける教育が行われている。

運転中プラントの規制検査ではその考え方、検査の方法等についてより実効性の上がる仕組みとしている。すなわち原子力発電所の安全確保の一義的な責任は事業者にあるとの基本的考え方に基づき、まず事業者側がセーフティ・ケース等に基づく安全確保の活動を行い、規制側は検査によってその状況を確認するという考え方を明確にしている。従って抜き取り方式を採用するが、適切な検査計画を立てることにより検査対象の偏りをなくす等効率的な検査を行う仕組みを構築している。検査官は発電所職員の支援を行い、現場からのボトムアップで安全文化を高めることが重要との認識であり、発電所側とのコミュニケーションについてもまず、現場の第 1 線の職員と行うことを基本としている。

一方、新しい流れに対応する柔軟性も持ち合わせている。現在英国では新規プラントの立地計画が進んでいるが、新規炉の導入、認可審査を円滑に進めるための新たな仕組みが

構築された。ひとつは新規原子力発電所を展開する場合に戦略的に適切なサイトを選定し、評価するためのプロセスとして戦略的立地評価（SSA：Strategic Siting Assessment）である。これは政府がサイトの選定基準を定め、サイトの適切性が認められれば、原子力国家政策声明書でサイトの候補リストに記載される仕組みで、選定プロセスの透明性に注目したものとなっている。また、これまでの立地認可では審査に時間がかかるとの判断から、個別炉の認可審査を行う前に GDA を取り入れ、全体的な審査の効率化を図る仕組みを新たに定めている。これらの新しいしくみは既に運用に入っている。

（スペイン）

スペインは原子炉の開発を自ら行っておらず、また現在は原子力発電所の新規立地も認められていない状況である。このような状況で技術面での基盤を整備しつつ、効率的で実効性のある安全規制、発電所の運転を円滑に進めることは規制側、事業者側ともに難しい点があると考えられる。

このような環境の中で原子力安全規制の効率化を進めるためにスペインが選択したのは海外の優れた規制の仕組みを出来るだけそのまま取り入れ、その導入に際しても相手国の協力を全面的に得ようという効率性、合理性を考慮したものであった。具体的には米国、ドイツ、スイス、フィンランドの原子力規制の内容を調査し、その中でスペインの大部分の原子力発電所の建設を行い、情報がオープンで、世界共通語である英語のドキュメントが多数ある等の判断から米国 NRC の ROP の仕組みを導入している。米国の多くの規制文書が翻訳されて使用されており、CSN の職員に言わせると米国とスペインの規制の違いは言語の違いのみであるというほどに丸呑みをしている。またその規制の仕組みの導入に際しては多くの規制側職員が NRC に研修に行っており、継続して相互に密接な連絡をとっている。米国、スペインの規制側の体制の違い等もありこの方法がすべてうまくいっているとは言えないが、規制側、事業者側ともすでにこの仕組みを理解し、仕組みが定着しているように見えた。

（提言）

- ①英国、スペインとも状況に応じて大胆に規制制度を改善している。我が国としても規制制度、検査制度に関して原子力安全・透明性・効率性・国際協調等の観点を踏まえ、常に見直して継続的改善を図ることが重要である。
- ②合理的な規制を実現するためにはその枠組みで活動する人材の技術力確保が不可欠である。英国の NII では計画的に経験のある人材を確保し、教育を行っており、スペインにおいても米国流の規制を迅速に導入定着させるために積極的な検査官教育を行っている。
- ③規制側と事業者の双方がお互いの立場を尊重しつつ緊張感と信頼感をもって安全性向上

という共通の目標に向かってより一層努力することが望まれる。



図VI-1 Sizewell B 原子力発電所



図VI-2 Ascó 原子力発電所

**第6次（2009年度欧州）訪問調査参加者**

	母 体	氏名	所属
1	(独)原子力安全基盤 機構	水町 渉 [団長]	技術参与
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	(独)原子力安全基盤 機構	小林 正英 [幹事]	企画部技術情報統括室技術企画グループ長
4	中部電力	井川 智義	発電本部 原子力部 運営グループ 副長
5	関西電力	出野 利文	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ マネジャ ー
6	原子力安全・保安院	小澤 隆寛	原子力発電検査課 電気工作物検査官
7	エナジス	大山 健	代表取締役社長
8	日本原電	楠 丈弘	発電管理室 保全計画 Gr 副長
9	東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部主幹
10	日本原子力技術協会	代田 寿彦	技術基盤部 保全技術グループ 副部長
11	電気事業連合会	関 和也	原子力部 副部長
12	日立 GE ニュークリ ア・エナジー	多田 伸雄	原子力サービス部 主管技師
13	北海道大学	奈良林 直	大学院工学研究科教授
14	日本NUS	藤井 有蔵	エネルギー技術ユニット コンサルタント
15	九州電力	松本 健次	原子力管理部 設備管理グループ 副長
16	三菱重工業	宮口 仁一	原子力事業本部 原子力技術部 軽水炉技術課
17	東京電力	宮田 浩一	原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ マネジャー
18	(独)原子力安全基盤 機構	村上 恒夫	検査業務部第三検査グループ主任検査員
19	ニューファクト	森本 俊雄	代表取締役
20	ユーレックス	小倉 篤	スタッフ
21	通訳 (英国)	河内 直子	
22	通訳 (スペイン)	中村 俊子	

## VII. 第7次訪問調査（米国）

### 1. 主 旨

本調査は我が国が今後取り組むべき重要事項の一つである運転中保全（OLM：On Line Maintenance）に焦点を当て、既に OLM の実運用に長年の経験を有する米国の発電所を訪問し、現場レベルの OLM の取り組みを多方面から調査したものである。

訪問先として選んだ South Texas Project 原子力発電所（PWR）及び River Bend 原子力発電所（BWR）はいずれも OLM を実施しているが、特に South Texas Project 原子力発電所については安全系が N+2 の設計となっていることからその利点を生かし積極的に OLM に取り組み、良好な実績をあげている。

今回は特に米国原子力発電所における現場レベルの OLM の取り組みについて調査することに重点をあてることとし、調査参加者も現場の第一線で保全に取り組んでいるメンバーを含めた形で構成されている。

### 2. 日 程

2010年1月18日（月）～1月22日（金）（5日間）

### 3. 訪問発電所

（米国）

- ・ South Texas Project (STP)原子力発電所（NRG Texas LLC 他が所有、STPNO が運転）
- ・ River Bend 原子力発電所（EntergyG が所有、Entergy N が運転）

### 4. 参加者

水町渉団長（原子力安全基盤機構技術参与）他総勢 17 名。（詳細は章末参加者名簿）

### 5. 訪問調査概要

#### 5.1 South Texas Project (STP) 原子力発電所

##### (1) OLM の実施状況

- ・ OLM 対象機器、実施のステップ、OLM 実施時の安全確保、リスク評価等の対応について説明を受けた。
- ・ OLM 実施の対象機器は OLM によってトリップや出力低下を起こさないことを条件に選定している。特に STP の場合安全系が基本的に N+2 系統となっているので幅広い機器について OLM の実施が可能である。以前 STP でもプラントの計画停止期間が 3 ヶ月程度であったが、OLM を導入したことによって 1 ヶ月あまりに短縮が図れている。
- ・ South Texas Project 原子力発電所では OLM 実施サイクルは 12～13 週間で、この 12 週

サイクルに個々の対象機器の実施時期（基本的に 1 週間）を当てはめて行く。当てはめ方は 12 週の各 1 週間を a,b,c,d の 4 グループにわけて機器のトレインを考慮して割り当てていくものである。重要安全系は 3 トレインあるので a,b,c の 3 グループのうちの 1 週間にそれぞれ当てはめ、これを重要週として位置づける。

この当てはめにより異なる安全系トレインの機器は相互に別の週に OLM を実施することになる。

- 個別機器の作業計画は実施予定週の OLM の実施に先立ち 26 週間前から準備を始め、スケジュール等の調整を行っていき、14 週間前に実施スケジュールを決定する
- OLM の実施時の安全確保に重要なものとして関係者の訓練があるが、STP では職員全員にリスクに関する教育を行うほか、保守部門には特別なヒューマンパフォーマンスのトレーニングが行われる。また、当該保守が始めて実施されるものや高度な技術を要求される場合（溶接等）にはシミュレーター、模型あるいはスペアパーツを使つての模擬練習を行う。
- 許容待機除外時間（AOT : Allowed Outage Time（完了時間（CT : Completion Time）ともいう））について、非常用ディーゼル発電機を例にとると、Tech. Spec.において、例えば当初 7 日間とされていたものが、事業者のリスク評価を NRC が審査・承認することで、14 日間に延長されたりしている。さらに South Texas Project 原子力発電所の特有のものであるが、現在リスク管理 Tech. Spec. (RMIS) を運用しており、上記の Tech. Spec. の CT (AOT) をフロントストップとして使用し、不測の事態でそれを超えることが予想される場合にその状態でのリスクに基づいて計算される RICT (Risk Informed Completion Time) をバックストップとして使用する（最大は 30 日間）ことが可能となっている。
- OLM 実施期間中はリスク評価を継続して実施する。訪問週には 1 号機で非常用ディーゼル発電機等の OLM 実施が計画されており、それによる  $\Delta$  CDF (Delta Core Damage Frequency : 炉心損傷頻度の増分) は、週の初め（作業開始前）に比べて週末で  $4.67e-7$  上昇するという評価が出ていた。
- マネージャー等の中には状況確認、必要な指示を行うため早朝出勤をし、週 4 日で 10 時間／日業務対応を行っているものが多い。毎日 6:30 に関係部門によるデイリーミーティングが行われており、安全、ヒューマン・パフォーマンス、プラント状況等まとめたレポートが毎日（月一木）配布される。レポートは各部門が担当分を作成するが、既にルーチン業務として定着しており、誰かが取り纏めたり、加工したりすることなく、保守管理を支援する計算機システムを利用することで容易にデイリーミーティング用の資料ができあがる。

## (2) リスクモニターに関する説明

- RASCaL は、リスクを計算するソフトである。レベル 1,2 のリスクモデルで、CDF、LERF

(Large Early Release Frequency) を計算する。対象は全ての安全関連設備と BOP の一部が入る。CDF の他に、トリップ確率が計算可能で、更に過渡事象確率も計算できるように改良中 (今年完成の予定)。

RICTCaL は、Tech.Spec.の AOT をリスクから計算するソフトで、リスクインフォームド・コンプライアンスタイム (RICT) が計算される。運転員にその場のコンフィギュレーションに応じて計算される AOT の限度値を知らせる。BOP はモデルに入っていない (いずれは入るかもしれない)。

- いずれも所内で開発したもので、以前はエクセルベースのソフトであったが、それが ORACLE などの db 利用に変わり、そして現行のソフトに進化した。
- RASCAL では、各機器がファンクショナル (機能を有する) かどうかが重要となる。それに対して、RICTCaL ではオペラブルかどうかが問題となる。二つのソフトでは、共通のデータベースが用いられる。
- RICTCaL は不測の状態が起きたときに、従来の CT (フロントストップと呼ばれる) を超えて、リスク上許容可能な待機除外の時間 (RICT) を計算する (バックストップの最大は 30 日間)。あくまでも想定外の事態に対処するもので、これまでに 1 回、エッセンシャル冷却水系の保守作業時にこれを使用した経験がある。

### (3) CBM

CBM を行うために振動、温度等の基本的な測定を行っている。CBM のために設備の追加・変更を行う場合はコストを検討して決定する。例えば無線検出器の設置を検討したがコストの割には効果がないことが分かった。

### (4) 予備品の保有

- STP では、1・2 号機合わせて 1 億ドル (約 100 億円) 以上の予備品を有しており、ポンプ、モーターなども一式で所有している。予備品の保有基準は安全・発電継続等の観点から設備の重要度 (高、中、低) を決め、重要度が高または中の設備については、予備品が必要と判断している。また、設備台数の 25% を原則として所有するようにしている (例えば 10 台の弁が使用されている場合、2~3 台を予備として所有)。また、過去の経験からも決めている。
- 予備品の基準については、INPO や EPRI のガイドライン「NP 6408 : Guidelines for Establishing, Maintaining and Extending the Shelf Life Capability of Limited Life Items」も参考にしている。
- 予備品の調達に関しては、各発電所 (米国内) の在庫品リストを収録したデータベース (RAPID) を参照して、入手する場合もある (依頼、購入など)。このデータベースには全米の原子力発電所の在庫品について、パーツ番号、仕様、連絡先の名前などが収録されている。CRDM はシーブルック発電所から入手したことがある。

#### (5) INPO の AP-913 「Equipment Reliability (機器信頼性)」に基づく STP の活動

- ・ STP における機器信頼性の活動は AP-913 に基づくとはいうものの、そのガイダンスを先取りする形で活動が進められている。AP-913 は、発電所の設備の信頼性をその寿命期間にわたって、高いレベルに維持していくためのプロセスを示したガイダンス文書である。その要素は、「重要機器の確認」から始まり、「予防保全 (PM: Preventive Maintenance) の実施」、「パフォーマンスの監視」、「是正措置の実施」、「継続的な機器信頼性の改善」、「長期のサイクル管理」という 6 種類が含まれる。STP では、過去 1 年間の機器信頼性の成果を出力運転の履歴、計画外出力喪失、発電所の信頼性指標、機器信頼性クロックリセット、などの指標で監視している。
- ・ 同所で機器信頼性の取り組みが成功している原因には、機器信頼性に関して長期間の努力を継続していること、日常的に機器信頼性に注目をおいていること、高い優先度を置いた発電所の体制、にあるとしている。

#### (6) 現場施設

- ・ 調査団訪問の週には 1 号機の非常用ディーゼル発電機及びエッセンシャル冷却水系ポンプ等の OLM を実施しており、これらの機器の作業現場に立ち会った。いずれも 1 週間以内で OLM が終了する工程で進められていた。非常用ディーゼル発電機は 100%容量のものが 3 基設置されており、N+2 の対応となっているが、さらに 1,2 号機共用で移動可能な非常用ディーゼル発電機を備えており、OLM 時の安全確保の対応がとりやすいものとなっている。
- ・ 立会日は初日であったためと思われるが 8 人程度の作業者が対応しており、いずれもが STP の職員ということであった (図 VII-1)。エッセンシャル冷却水系ポンプについては取替えを実施しており、取替え用のポンプはすでにワークショップで整備され、待機状態であった。当該ポンプは冷却用的人造湖 (リザーバー) に面した建屋内にあり、ポンプの取り出し、組み込みには自走式クレーンを使用していた。これはクレーンを常設した場合の経費と比較してこの方法をとっているとのこと。
- ・ OLM とは直接関係無いが、特徴的なものとして以下のものがあつた。
  - ・ タービンフロアには屋根が無いこと
  - ・ リザーバーの洪水による建屋内浸水を防ぐため格納容器の機器搬入口等が高いレベルに設置されていること (図 VII-2)
  - ・ 使用済み燃料ピットに超音波により燃料表面の CRUD を除去する設備を設けていること
  - ・ 使用済み燃料ピットの冷却能力が喪失した場合あるいは周辺の火災を想定して、消火栓からホースにより使用済み燃料ピットに向けて放水できる設備が設置されていること

## 5.2 River Bend 原子力発電所

### (1) 発電所長 Eric Olson 氏の説明

- ・かつては保全作業のほとんどを定検時に行っていたため、同一時期に多数の作業が輻輳していたが、今では全保全作業の8割を OLM で行うことで保全作業が年間で平準化でき、定検用に臨時の作業者を雇用することもなく、プラント・機器を熟知している常駐の作業者のみで作業することができるようになった。
- ・我々管理者も、かつては同一日に複数の立会い等があると、個々の作業に目が届かないことがあったが、OLM 導入により個々の作業に管理の目が行き届くようになり、これらの結果として発電所の安全と品質が向上できた。
- ・安全・品質の向上については、ある1つの施策により改善されたのではなく、様々な施策の積み重ねによるものであると考えている。

### (2) OLM の放射線管理

- ・被ばくリスクの低減のために Hot-Spot（高線量率箇所）の内、影響が大きいもの（Hi-Impact）の 50%（60 箇所⇒30 箇所）をなくした。Hot-Spot の削減には系統フラッシング、サプレッションプール、SFP の除染などを実施している。
- ・年間作業線量管理では、OLM の方が線量管理がしやすい。今後の課題は停止時の作業における線量低減である。
- ・各作業では、24 週間前から準備を開始し、10 から 6 週間前に放射線管理グループを交えて作業と線量の評価を行い、6 週間前で作業計画 10mRem 以上の作業については保全部と放管部でウォークダウンを行う。3 週間前に全ての放射線作業許可が出され、2 週間前で OLM 担当の放管スーパーバイザに引き継がれる。作業週では、OLM 担当の放管スーパーバイザは朝 6 時半の早朝会議「Plan of day Meeting」で当日作業における線量低減に関する説明を行い、作業後は計画線量と実際との差異分析を行い翌日の早朝会議で報告する。早朝会議の後 7 時から各部門でのミーティングを実施する。
- ・発電所エンジニアの勤務は、10 時間／日、4 日／週、で金土日が休日だが、必要な情報は携帯・インターネットに送られ外部から確認できる。
- ・OLM 等で高線量エリアの監視に用いる 3 台のロボットを開発した。2 台が陸用でヒータールームや蒸気漏れ原因調査等に、1 台は水中用でサプレッションチャンバー、使用済み燃料プール等の点検用に使用している。
- ・OLM で線量が多い作業は、CUW 関連、燃料プール関連（前サイクルで燃料リークがあったため）の作業であり、停止時の Worst10 は、CRD 関連、PCV 内 ISI 関連、CUW 関連、RHR 関連作業などである。

### (3) 原子力の安全性について

- ・プラントの安全を確保するため INPO の安全文化の 8 つの原則に従っている。また、OLM (運転中)、停止時のいずれにおいても常に、作業安全、放射線安全等、安全に留意している。
- ・原子力の安全文化の中でいかに停止時の期間を短くできるかということを考えている。2009 年の事業計画には安全性の観点が含まれている。2009 年の事業計画は、①作業パフォーマンスの向上、②分析、計画の強化、③メンテナンス技術の再評価を盛り込んでおり、2010 年の事業計画は、2009 年の 3 つの方針の他に、④回復計画 (Excellence へ向けて)、⑤安全強化、⑥原子力文化の強化、⑦労働環境の改善等の 9 つの重点項目がある。我々の業績も回復から Excellence に向けていく。
- ・発電所も過去はパフォーマンスが低い時期があったが、現在は高い。この高いパフォーマンスを維持することを考えている。2009 年の事業計画は組織全体で前向きに進んでいこう (後ろは振り向かない) ということを表しており、我々がイニシアティブをとるとともに、業界全体のベストプラクティス、また Entergy 内でのベストプラクティスを学んでいくこととしている。

### (4) メンテナンスのサイクルプランについて

- ・6年サイクルでメンテナンスのサイクルプランを立てている。その中で、システムだけではなく、コンポーネントについての停止時のメンテナンスも計画している。6年間を見通し 3 台ある機器は 2 年毎に 1 台点検する等、点検台数の平準化をしている。基本的には一定期間ごとにメンテナンスを実施するが、先のメンテナンスの結果が悪くなかった場合、オンライン情報で異常が見られる場合には、それらの結果を反映させて頻度、期間を調整する。
- ・予防保全 (PM) の計画においては、ハリケーンの時期を避ける等、季節性も考慮している。例えば夏の間は、発電出力が低下することを避けるために、特定のコンポーネントの点検は実施しない。また、ディーゼル機関であれば 11 月～12 月に毎年点検を行う。メンテナンス部門はこの時期に向けて、作業員の残業等も考慮して作業の体制を整えていく。
- ・これまでは燃料取替えサイクル (定検間隔) は 18 ヶ月であったが、今年の 1 月から 24 ヶ月とする計画である。  
予防保全 (PM) と事後保全の割合はおよそ 8 : 2 である。
- ・保全作業に入るまでの事前の対応として 28 週間前から細かなスケジュールをたてて、打合せを行いながら活動している。
  - ・T-28～1 まで様々な会議の実施等。被ばく量の検討も実施する。
  - ・T-15 の段階でメンテナンス部門がどのような修理を追加するか検討。

- ・ T-15～0 まで、メンテナンスの内容は随時変更され随時対応していく。
- ・ T-4 は、メンテナンスの内容確定の確認のため、ウォークダウン。
- ・ T-0 が実施の週。6:30 から責任者が集まって予定と実績について確認する。
- ・ 作業週が終わると反省会を実施する。完了した作業の割合、完了できなかった作業についての理由の検討、改善。被ばくについて予測線量と実測線量の差異の評価。

#### (5) 予防保全 (PM : Preventive Maintenance) について

- ・ PM に際してはまずコンポーネント毎にチェックリストがあり、そのチェックリストによって機器の重要度 (Criticality) が決まる。機器の重要度については、プラントの全機器に対して評価している。
- ・ コンポーネント毎に使用時間・環境等を考えて分類化し、EPRI のテンプレートにあてはめて、PM 上の戦略を立てている。PdM として EPRI のテンプレートに推奨が書かれており、サーモグラフィ、オイル分析、振動測定を行っている。
- ・ コンポーネントを4分類に区分する。重要度は、高、低、Non-critical、Run to Failure の4分類がある。ほとんどが INPO の分類をもとにしている。
- ・ OLM に際して、メンテナンス部門は T-15 の週からコーディネートが始まる。T-6 でエンジニアリングの形が整う。T-2 になるとメンテナンスのスーパーバイザーの責任のもとコーディネートが進められる。
- ・ 作業員の訓練は 18 ヶ月にわたって行われる。INPO で認可されているプログラムであり 18 ヶ月の勤務で、作業の資格が得られる。INPO は我々のプログラムを 2 年毎に評価している。

#### (6) PRA について

- ・ 米国原子力発電所では PRA を使用してスケジュールをたてており、River Bend 原子力発電所ではソフトウェアは EPRI のものに変更を加えて使用しており、CDF の計算も可能。現在 PRA レベル 1 のみの解析であるが、レベル 2 についても数年先には実施できるようにする。プラント停止時のリスク評価は、崩壊熱の除去等について評価するものであるが、他のプラントよりもよくできていると思う。
- ・ マネージャー、オペレーターもソフトウェアを使う。作業週の 6 週間前に、リスクが高いことがわかった場合、細かく計算していき、安全性を改善する場合には、スケジュールを変える場合もある。

#### (7) 管理区域での放射線管理の対応

- ・ 管理区域立ち入りに際し各作業者には計画作業の予想線量と線量限度などを記載したトリップチケットという書面を渡されるが、今回我々が行なうツアーの場合は、発電所所員 (ガイド) がこれを所持した。また、管理区域への入域に当たっては、電子線量計の

初期化および作業許可（RWP）情報の入力をおこなった。入域装備は一般服であり、手袋、専用靴、専用服などは着用しない。但し、ヘルメット、保護眼鏡および安全靴の着用義務があり、皮手袋、耳栓を携帯する。チェックポイントには大型のモニタが設置されており、管理区域内に設置された約 400 台の監視カメラの画像が線量率、空气中汚染濃度とともにリアルタイムで表示されている。画像は切替え可能であり、所員の PC 上でも確認が可能である。

## 6. 総括・提言

米国では 1980 年代後半より計画的な予防保全（PM）として多数の機器に対する OLM が実施されており、安全系の機器については AOT（許容待機除外時間）の範囲内での OLM が行われてきた。また、保守規則（10CFR50.65）対応のもとで OLM に伴うリスクの評価と管理が実施されてきている。

プラント運転中の安全系機器の保守においては、CDF 等のリスク情報の活用を踏まえ、十分な事前の計画やリスク管理措置などの実施によって、リスクの増分は十分抑制することができている。加えて、OLM の実施に伴う作業の平準化等によって保守作業の品質が強化できるといった利点もある。従って米国では、総合的に見てプラントの安全性、信頼性の向上をもたらすという点で、OLM は有効な PM の方策と認識されている。

今回訪問した両発電所の調査内容を中心に具体的な保全に対する取り組みとして、以下のもの等があげられる。

○OLM を実施する場合には、その計画段階及び実施段階で様々なリスク管理措置が行われている。

- ・ 1 年間の計画を立て、約 28 週間ほど前から具体的な計画に入り、約 12 週間ほど前から詳細計画に基づく準備が進められている。
- ・ 安全性を重視し、概ね AOT の 1/2 の時間内で OLM が完了する計画を立てている。作業時間が AOT の範囲内で計画の時間を超える場合にはリスクを計算し作業の延長が可能である。
- ・ 作業時の炉心損傷リスクを計算するリスクモニターを用いて、リスクの評価と管理を確実に実施している。
- ・ 重要機器の保守作業についてモックアップによる訓練を実施し、予備品を用意している。
- ・ 事故緩和機能をより確実にするために他系統（機器）の健全性について事前に確認を行う。また保全実施中は OLM 対象系統の機能が必要となるような事象を引き起こす可能性のある領域での作業の最小化を図り、他系統（機器）の機能が人為的な不注意等により損なわれないよう十分な措置を行う。万一それらの機器にトラブルが発生した場合の対応について体制を確保する等の安全確保体制がなされている。

- ・管理職が朝一番で会議を行い、プラント・作業の状況、リスクの状況等について共通認識を持つとともに必要な対応を行っている。

○ **South Texas Project** 原子力発電所（PWR）では、安全系は N+2 の思想で設計されており、この特長を生かした OLM が実施されている。例えば調査団が訪問したときに OLM を実施していた非常用ディーゼル発電機はユニットごとに 100%能力のものが 3 台設置されている。（これとは別に、1、2 号機共用の 50%能力の移動可能なディーゼル発電機が確保されている。）

また、保全のために AOT を延長する場合にリスク情報が活用されている。

○ **River Bend** 原子力発電所（BWR）の発電所長からは、OLM を実施した場合の安全性について、「OLM により停止時に集中して実施している保守・検査作業を年間を通じて平準化することが可能となり、安全性向上が図れている。」との認識が、以下の観点から示された。

- ・かつては保全作業のほとんどを燃料交換停止時に行っていたため、同一時期に多数の作業が輻輳していたが、今では全保全作業の 8 割を OLM で行うことで計画的に保全作業が行われるとともに年間で平準化でき、プラント・機器を熟知している常駐でかつ優秀な作業員を選んで作業することができるようになった。
- ・燃料交換停止時に安全系機器の保全を行っていたときは同一日に複数作業が集中していたが、OLM 導入により管理者も個々の作業に管理の目が行き届くようになり、これらの結果として発電所の安全と品質が向上できた。
- ・燃料交換停止時の作業は炉心が臨界状態ではないので安全であるといえる。ただし、燃料が装荷された状態で原子炉冷却材圧力バウンダリーの開放が行われたり、格納容器の開放が行われている。OLM ではこのような状況が無いため安全面での有利性がある。

（提 言）

- ① OLM は計画的 PM として最適なものであり、日本でも導入すべきである。
- ② CDF は少し上昇するかもしれないが、作業の均一化、保守環境の向上等により総合的な安全性は向上する。
- ③ ただし、OLM は重要な作業であり、十分な計画を立て、段階的に実施すべきである。
- ④ 米国では綿密な計画の策定、作業員等への適切な訓練が重要としており、日本でもこれらの点について十分対応することが重要である。
- ⑤ 発電所長から作業員までが OLM の重要性及び安全性並びにリスクについて認識して進めていくことが重要である。
- ⑥ 異常発生時の体制、具体的対応を整備しておくことが重要である。

⑦ 安全性の向上のための設備面の増強も必要である（例：移動可能な 50%容量の非常用ディーゼル発電機の保有）。

また、将来炉において OLM の有効活用を行うためには安全系の N+2 設計も視野に入れておくべきである。



図VII-1 非常用 D/G の OLM 状況



図VII-2 リザーバの溢水を考慮した格納容器機器搬入口

第7次（2009年度米国）訪問調査 参加者

	母 体	氏 名	所 属
1	(独)原子力安全基 盤機構	水町 渉 [団長]	技術参与
2	北海道大学	奈良林 直 [副団長]	大学院工学研究科教授
3	北海道電力	河本 貴寛	泊発電所機械保修課
4	東京電力	滝沢 靖史	E P R I 駐在
5	中部電力	水野 道太	浜岡原子力発電所 保修部 設備保全課
6	北陸電力	放生 潤	志賀原子力発電所 保修部課長（保守高度化担 当）
7	関西電力	北条 隆志	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ
8	中国電力	中川 純二	島根原子力発電所 機械保修課
9	東芝	濱田 智広	電力システム社原子力事業部 原子力フィールド技術部 運転プラント担当
10	日立 GE ニュークリ ア・エナジー	手柴 一郎	原子力品質保証部 原子力プラント品質保証課 課長
11	日立 GE ニュークリ ア・エナジー	大城戸 忍	日立事業所 原子力サービス部 保全計画グル ープ 主任技師
12	三菱重工業	佐藤 寿彦	神戸造船所 原子力保全技術部 計画課
13	日本NUS	伊藤 邦雄	取締役・部門長 エネルギー事業支援部門
14	日本NUS	藤井 有蔵	エネルギー事業支援部門 技術顧問
15	ユーレックス	小倉 篤	スタッフ
16	American Electric Power	David W. Miller	Radiation Protection Dept. Cook Nuclear Plant
17	通訳	大田マーシャル かおり	

## VIII. 第8次訪問調査（米国）

### 1. 趣旨

本研究会では原子力安全規制の最適化の検討を進める中で、諸外国の原子力にかかる規制側、民間側の関係組織を訪問し、プラントの設計、建設、運転の各段階における安全規制及びそれに対する産業界側の対応等について実態調査・意見交換を行い、その成果をわが国の原子力安全規制の最適化に資することを基本的目標の一つとしている。

2010年度は米国を訪問し、以下の調査を行った。

- (1) 実効的なプラント運用を図る観点から安全を確保しつつ稼働率の向上を図ることが重要となっている。そこで、その主要方策としての運転中保全（OLM：On Line Maintenance）・状態監視保全（CBM：Condition Based Maintenance）、等の効率的な保全、長期サイクル運転、出力増強について米国の規制側及び事業者の具体的対応について調査を行った。あわせて各国で共通課題となっている寿命延長（運転認可更新）への対応についても規制側、事業者側の対応について調査を行った。
- (2) わが国では2006年の耐震指針の改訂を受けて事業者は既設発電所の耐震評価の見直しを実施してきた。これは建設当時の耐震基準で評価された発電所に対し、新しい基準を当てはめることになるが、米国では一般にこのような場合バックフィットルールに基づき適用の妥当性を検討している。本調査では米国でのバックフィット、バックチェックの考え方、適用例について調査するとともに基準地震動（揺れの最大加速度）の考え方等についても情報を入手した。
- (3) その他、原子力分野における規制の有効性評価の仕組み、手法等についても調査する。

### 2. 日程

2011年1月17日（月）～1月21日（金）（5日間）

### 3. 訪問箇所

（米国）

- ・ 米国原子力規制委員会（NRC）本部
- ・ 米国原子力エネルギー協会（NEI：Nuclear Energy Institute）
- ・ Susquehanna 原子力発電所（Pennsylvania Power & Light（PPL）他が所有、PPLが運転）
- ・ Diablo Canyon 原子力発電所（Pacific Gas & Electric が所有、運転）

#### 4. 参加者

水町渉団長（原子力安全基盤機構技術参与）他総勢 23 名。（詳細は章末参加者名簿）

#### 5. 訪問調査概要

##### 5.1 米国原子力規制委員会（NRC）本部

###### (1)保守規則を踏まえた OLM

- ・保守規則では保守活動によるリスクの増加を評価し、管理することが求められているが、これは保守に伴うリスクを最小化し、適切に管理するための効果的な方法となっている。
- ・なお、NRC は保守規則を 1991 年に公布してから、事業者側が NUMARC93-01 を作成し、原子力発電所における保守規則の対応状況をチェックした後、1996 年に保守規則の施行を行っている。
- ・米国の原子力発電所のパフォーマンスは過去 15 年間向上してきているが、これは主として運転、保守方策の改善、経済的因子への着目、管理者層の注目の増加によるところが大きいと考えられている。
- ・保守規則はパフォーマンス・ベースの規則であるため、その要件への適合方法に関して事業者にはある程度の柔軟性が与えられている。
- ・注意する点として保守規則は、以下のことを要求するものではない。
  - ・予防保全（PM：Preventive Maintenance）の実施
  - ・文書化された手順書の作成と遵守または記録の維持
  - ・NRC に報告すること
  - ・特定の目標またはパフォーマンス基準の策定
  - ・PRA を実施すること（ただし、プラントのほとんどは PRA のツールを持っており、PRA を実施している）
  - ・定量的リスク評価の実施または文書化
  - ・特定のリスク管理活動の実施
- ・リスクの評価のためのツールとして現在事業者は PRA を使用しているが、NRC としては必ずしも PRA を実施する必要は無く、納得できる手法であればそれを使用してよいとなっている。ただし、これまで申請されたものは PRA を使用している。
- ・OLM では当該安全機器を意図的に停止させて保全を行うことになるが日本ではそれを問題視する意見があり、全体的な安全性の向上ではなく、OLM 時に PRA 評価で少しリスクが上昇する点に焦点を当てた意見が出されること等を説明したのに対し、米国では機器が故障した場合運転中に当該機器を除外し、きちんと補修することについては問題ないとの考えであり、むしろなぜ故障発生することが事前にわからなかったのかという

点を問題にするということであった。

## 5.2 米国原子力エネルギー協会 (NEI)

### (1) Exelon 社の出力増強

- Exelon は米国 10 地点に 17 プラント(BWR 12 基 PWR 5 基)を有する世界有数(米国最大・世界第 3 位)の原子力発電会社で、傘下の原子力発電所のパフォーマンス (2009 年度) は以下の通りきわめて優秀である。

平均稼働率：94% 平均燃料交換日数：25 日(米国平均 38 日 @2008)

発電原価：\$16.07/MWh(1.61 円/kWh)

- 出力増強について Exelon では 2017 年までに 1,300~1,500MWe を計画 (米国では最大) しており、そのタイプごとの内訳は

①MR&CU 237~266MWe 計画期間 3~4 年

(出力回復/機器アップグレード:Megawatt Recovery & Component Upgrades)

②MUR 187~234MWe 計画期間 2~3 年

(測定精度向上形出力増強:Measurement Uncertainty Recapture)

③EPU 899~1,016MWe 計画期間 5~6 年

(拡張型出力増強:Extended Power Upgrades)

- 出力増強の各タイプの特徴は以下の通り。
  - MR&CU は新技術を導入した主要機器 (発電機、高圧/低圧タービン、電動機等) に設備を更新するもので、NRC の承認は不要である。
  - MUR は給水流量計に新技術を採用したもので、出力増加は最大で 1.7%。NRC の承認が必要。
  - EPU は機器のグレードアップや解析評価技術の向上の組み合わせで、出力増加は最大で 20%。NRC の承認が必要である。
- 出力増強のプロセスは 3 段階になっている。
  - Phase1 : NSSS/BOP の対象機器の評価、冷却池温度の検討、燃料の要件の確認
  - Phase2 : 設計・解析評価の実施、環境影響評価、コスト評価・出力目標値確定
  - Phase3 : 経営判断の実施
- NRC の認可を迅速に取得するのは経営上きわめて重要で、過去に実績のある評価手法を使用すること、最終承認までに変更がある規則への対応について考慮すること等気を付けている。現在標準の審査期間は 14 ヶ月であるが大幅に遅延した例もある。
- 技術評価項目としては原子炉安全評価、系統安全性評価、BOP 評価等が必要である。リスク評価上の留意点としては他プラントでの経験や産業界の最新の實力の理解、適用可能な設計と運転上のマージン、材料の現状把握、出力増強後のプラント挙動の予測等がある。また、主要リスクとしては冷却機能の制約、格納容器過圧クレジット、BWR 路ない構造物、タービン/発電機、復水器、使用済み燃料プール等がある。

## (2) Exelon 社の OLM

- ・ Exelon では 24 ヶ月サイクル、停止期間の極小化を踏まえ、停止期間 18 日を経営目標に設定し OLM もそれを達成するための方策として積極的に取り組んでいる。
- ・ OLM の仕組みとしてはリスクの重要度を考慮しつつ、Tech. Spec. で定められた許容待機除外時間の 50%以内での作業完了を目標。作業 28 週間前に対象 OLM の検討を開始する。重要機器の OLM は 24 時間体制で行うとともに、実行部隊は社員のみで請負業者には頼らない体制としている。

## (3) Exelon 社の認可更新（寿命延長）

### (a) 認可更新の仕組み

- ・ 米国の認可更新については 10CFR Part54 に示されており、当初の認可期間 40 年間に對し 20 年間運転延長で 60 年間の運転認可となる。60 年から 80 年の 20 年間の更なる運転延長の申請も認められている。（但し、これはまだだれも実施していない。）
- ・ 認可更新の申請を行う者は Part54 に基づく原子力安全についての書類、Part51 に基づく環境報告の書類を作成する必要がある。通常申請書類の作成には 27 ヶ月かかる。また、審査は通常 22 ヶ月かかるが、問題（介入：intervention）があれば 30 ヶ月またはそれ以上かかることがある。介入については公聴会で市民が説明に納得できない場合、裁判所での審理が行われることになり、これは技術審査のプロセスとは別に行われる。介入の中には州よりのものもあり、ニュージャージー州が Exelon の Oyster Creek の認可更新に対し問題を提起した。しかし多くの州、地方自治体、組合は原子力に対して好意的である。

### (b) 技術管理対応

- ・ 認可更新をする場合には次の手順で経年劣化の評価を行う。
  - ・ プラント全体の SSC を調査し、この規則の範囲に含まれるかどうかを判断する。
  - ・ 対象は安全系、非安全系の機器で安全系の作動に影響を与えるもの、全交流電源喪失等規制されているイベント事象で必要になってくるもの。
  - ・ 評価対象として静的機器の経年劣化をスクリーニングする。
  - ・ 経年劣化の評価対象機器についてどのような管理をするのかを決める。
- ・ 経年劣化の管理方法としては既存のプログラム（例えば ASME Sec X I の ISI）、既存プログラムに一部変更あるいは追加したもの、または新しいプログラムを開発して管理することが考えられる。全体として 50 程度のプログラムで管理されることになる。
- ・ 埋設配管・埋設ケーブルの劣化評価は予兆が判りにくい点があり、二つのプログラムを実施しなければならない。状況（陰極防食されているものなのか、コンクリートで固めているものなのか、土壌にどれくらい近いのか等）によってどの検査が必

要なのか決まる。

ケーブルの場合、標準的な管理として濡れないようにすること及び6年毎にケーブルの試験をすることがある。埋設配管を地上に移設するという大規模な対応を行った場合もある。

検査の方法としてメガ試験（絶縁抵抗測定）、タンデルタ試験（誘電正接：絶縁材の劣化測定）等があり、トレンドをとって劣化傾向を見る。

- ・米国の原子力発電所 104 プラントのうち、61 プラントが認可済み、21 プラントが NRC の審査中である。

#### (c) 80 年への運転延長

- ・60 年から 80 年への運転延長に対しては延長のためのイニシアティブ (initiative) について EPRI の「長期運転タスクフォース」で検討している。ここでは必要な研究の実施を目的としており、例えば寿命が限定されているものや材料の劣化等の研究をしている。また、NEI では「60 年以上の寿命イニシアティブ」を進めており、ここでは更なる認可更新のための枠組み作りを行っている。2015 年頃には 80 年までの延長を申請するパイロット的なプラントが出てくると思われ、最初の申請は Constellation 社が行う可能性が高い。

#### (4) バックフィット対応

- ・バックフィット規則 (10CFR50.109) の目的は NRC から実施を要求される運転や設計の変更で、それらを行うことによって公衆の健康及び安全あるいは国家の安全を著しく増加させるものでないものであるにもかかわらず不当にコストがかかるものを実施させられないよう事業者を守ることである。

従ってバックフィット規則では NRC が事業者にバックフィットを要求する場合には、NRC がバックフィットの分析を行わなければならないとしている。この分析には 2 つの事柄が関与しており、バックフィットが公衆の安全、国家の安全に著しく貢献するものか、変更する場合のコストが正当化できるものであるかということである。

- ・規則が正しく実施された場合のメリットとして、規制が予見できるようになること、また事業者にとっては重要な安全性に関する事項についてより適切に NRC のリソース (スタッフ) を利用することを保証することにもなる点である。
- ・一方、NRC がバックフィットの要請をする場合に分析しなくても良い例外として以下の 3 項目がある。
  - a. バックフィットの要請が既存の規則に適合させるためのものである場合
  - b. 施設が公衆の健康と安全に対して適切な防護を提供することを確保するために規則が必要であり、それが国家の防衛及び安全保障に適合していること。
  - c. 公衆の健康と安全の保護及び国家の安全保障の定義あるいは再定義を含む規制活動で

あること。

- ・この規則は NRC が自らの負荷を大きくさせるものであることから NRC が要求する事項をバックフィットとして定義づけたくない気持ちがあり、当該の要請は既存の規則を明確化しているだけであると主張することが多いが、業界側はその要件の正当性を NRC が分析した上で出すべきとの考えからその要件がバックフィットに該当すると主張する傾向が強い。そのため意見の相違が発生するという問題がある。

### 5.3 Susquehanna 原子力発電所

Susquehanna 原子力発電所では 2 基の GE-BWR 型炉が稼働中である。

1 号機：電気出力 130 万 kW（出力増強後）	運転開始：1983.6.8
2 号機：電気出力 130 万 kW（2011 年出力増強後）	運転開始：1985.2.12

#### (1) OLM

- ・ほとんどの安全系設備は OLM の対象となっており、OLM 実施に伴う設備の待機除外時間は厳密にシステム支援ツール（SOW：System Outage Window）で管理している。PRA ベースの炉心損傷リスクを把握した上で実施しており、点検は重要設備については 24 時間体制で実施され、管理者はスケジュール管理と設備管理を行う 2 名となっている。
- ・OLM 実施のメリットとしては、・停止時点検の期間短縮および対象範囲の低減、・停止時点検のみでは不足していた保全内容のフォローが可能、という点があり、課題としては、PRA で評価されている通り、炉心損傷頻度（CDF：Core Damage Frequency）が高くなる場合があること、管理及び準備に多くのリソース（人的資源）を必要とすることおよび予測しきれないトラブルにより待機除外時間が長くなることが考えられる。
- ・OLM で重要な隔離については、高温高圧箇所の隔離はダブルアイソレーションを基本とし、隔離機器に不具合があった場合は隔離範囲の縮小や隔離機器の点検で対応している。また、事前に隔離機器（弁等）の試験を行い隔離可能であることを確認している。アイスプラグ（窒素ブランケット使用）による隔離も行っている。
- ・訪問団は中央制御室用換気空調系チラーユニットの OLM 現場を調査した。今回の OLM は、チラーユニットの冷媒の漏洩が発見され補修するもの。許容待機除外時間は 7 日間であるが、点検作業の計画補修期間は 4 日間で、許容待機除外時間の約半分程度。OLM の実施期間中、当該系統の他トレインの運転機器との隔離を明確に行うため、運転中機器には区画による立入禁止措置および運転停止禁止の注意喚起の標識（ピンク色）が掲示されていた。また、機器設置エリア付近の扉にも同様な標識（ピンク色）が掲示されていた（図Ⅷ-1、2）。なお、今回の OLM 実施について、事業者から規制当局に報告等は行っていない。検査官が自主的に巡回するので、その際に許容待機除外時間（AOT：Allowed Outage Time）の標識を認識する。

## (2) 予備品

- ・予備品については大型機器として以下のものを含むが、OLM と直接関連付けてはいない。(起動変圧器、非常用 D/G (ディーゼル機関、発電機)、インバーター、再循環ポンプ、制御棒、制御棒駆動装置、LPCI ポンプ及びモーター、LPCS ポンプ及びモーター、CS ポンプ及びモーター、RHR ポンプ及びモーター、SW ポンプ及びモーター、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁等)
- ・事業者間で相互に協力して再循環ポンプ、PCIC ポンプ及びタービン、HPCI ポンプ及びタービン等について、予備品の融通管理 (PIM : pooled inventory management) を行っており、「高額な設備」「製作に時間を要する設備」についてもオンサイトで管理している。

## (3)CBM

- ・CBM の対象機器、監視パラメータとしては以下がある。
  - ・ 回転機器(ポンプ/ファン/タービン/モーター)の振動や油分析
  - ・ 電動及び空気作動弁診断
  - ・ 変圧器などの電氣的診断
  - ・ 非常用ディーゼル機関診断
  - ・ 給水加熱器などの熱交換器点検 (ECT) や配管肉厚測定 (配管隔離が必要)
- ・CBM の対象機器はプラント運転継続や原子炉安全性上重要なものや過去の運転状況からパフォーマンスが若干低下していることが確認された場合が対象となる。

CBM の結果より、24 ヶ月運転を考慮して点検内容 (分解するか否かなどの計画) を判断している。

CBM による利点としては、「プラントの全体的な信頼性向上」「コスト低減」があり、また、状態監視保全で点検時期を延ばした例としては、電動弁のグリス分析結果から電動弁点検間隔を伸ばした例がある。

## (4) 出力増強

- ・Susquehanna 原子力発電所では当初出力 3293MWt(1050MWe)に対し 4 ステップの出力増強(電気出力で計約 24%)を行っている。ステップ 4 は Extended Power Uprate (EPU) として大幅な出力増強 (電気出力で約 12%) を達成している。
  - ・ステップ 1:3441MWt(1100MWe) (1994~1995) 原子炉の既存のマージン利用
  - ・ステップ 2 : 3489MWt(1115MWe) (2001~2002) 給水流量計の精度向上
  - ・ステップ 3 : 3489MWt(1165MWe) (2003~2004) 高圧、低圧タービンの改造
  - ・ステップ 4 : 3952MWt(1300MWe) (2008~2011) EPU (蒸気乾燥器の改造等)
- ・EPU における技術面の変更項目としては以下のものがある。
  - ・ 蒸気乾燥器、・ 高圧タービン、・ 中性子監視システム、・ 原子炉給水ポンプタービン、・

復水ポンプ、・給水ヒーター、・復水脱塩装置、・開閉所設備、・原子炉給水ポンプタービンスピード制御、・原子炉水位レベル制御、・原子炉再循環流量制御

- ・ EPU については技術的な変更は 75 項目にわたっており、機器改造は 2 ステップで実施している。 認可申請事項は・ NUMAC の中性子監視システム、・ ロッドブロックシステム、・ 高濃度ボロン SLC、・ 放出再評価、・ 熱出力増強他がある。

LOCA 解析上での PCV の圧力は EPU に実施しても炉心自体に変更がないため、インベントリが同じで問題はない。また、長期的には崩壊熱が増えるが RHR のマージンの中で対応可能である。

- ・ EPU に要した費用は明言されなかったが、出力増強の費用は 5 年以内で回収できる見込みとのこと。

#### (5) OLM 等での被ばく低減対応

- ・ OLM 実施等に伴う放射線被ばく低減のために以下の支援ツールを開発・活用している。

(Web を利用し幅広く職員等が情報を入手できるものが多い)

- ① FinBot (キャタピラ付きの移動ロボットで遠隔で放射線量の測定が可能)
- ② Dose Rate Projection Model (線量率予測モデル)
- ③ Daily Dose (毎日の線量予測)
- ④ SOW (System Outage Windows) (系統別の待機除外作業枠)
- ⑤ Panoramics (ビデオによる現場写真のライブラリ)
- ⑥ ALARA Video (作業実施記録のビデオ)
- ⑦ Teamwork for HP Technicians (放射線管理技術者のためのチームワーク)
- ⑧ コミュニケーション (高リスク作業前の連絡)

### 5.4 Diablo Canyon 原子力発電所

#### (1) 運転の概要

- ・ Diablo Canyon 原子力発電所では 2 基の 4 ループ WH 型炉が稼働中である。

1 号機：電気出力 110 万 kW	運転開始：1985.5.7
2 号機：電気出力 110 万 kW	運転開始：1986.3.13

#### (2) 運転認可更新

- ・ Diablo Canyon 原子力発電所の現状の運転認可期間は 1 号機及び 2 号機が 40 年、乾式キャスク貯蔵施設は 20 年となっており、現在、1、2 号機の運転認可更新を行っている。
- ・ Diablo Canyon 原子力発電所では、周辺の 4～5 の発電所とアライアンス (STARS と呼ばれる) を組んで協力しており、これには認可更新に対する協力も含まれる。(アライア

- ンスの仲間では、Wolf Creek、Palo Verde で認可更新の申請書をすでに提出している。)
- 2009 年に運転許可更新の申請を提出済みであり、一般的に審査は 2～3 年を要しているが、カリフォルニアは市民の介入が非常に強いとため 3～5 年かかると予想している。
  - NRC の安全評価、環境評価に加えて、さらに法律的な審査（公聴会）が必要である。NRC が定めた安全系の SSC の評価は、材料の評価、環境の評価、経年劣化に関する評価が要求されており、静的機器が評価の対象である。  
上記の内容は、GALL レポートに記載してある。  
運転認可更新に当たっては、劣化管理プログラムを 40 程度作成することが義務付けられているが、このプログラムの 80%程度は、既存の監視プログラムとほぼ同じである。
  - 今後、1 号機、2 号機の運転認可更新において、新たな設備改造は不要と考えている。（なお、乾式キャスク貯蔵施設では追加の 20 年間の監視が必要と考えている。）
  - 地震動等、耐震設計の条件については、耐震設計に関する評価を継続的に実施しているため、運転認可更新時には耐震設計の再評価は実施しない。
  - コンクリートの経年劣化に関する評価はアメリカのコンクリート協会（ACI）のガイドラインに従って 10 年ごとに監視を実施しているため、運転許可更新時に再評価はしない。
  - 配管系の金属疲労の他に、SCC や減肉の評価も実施する。
    - 埋設配管等については決められたサンプルを対象に検査を実施する。電気ケーブルは銅管になっているが、常にドライであるかをチェックする。NRC の要求により、ケーブルを 6 年間の周期で検査をしなければならない。また、電気（カソード）防食監視の利用率が 90%以上であることが必要である。
  - NRC の要件では、炉内構造物の検査プログラムと容器の脆化サーベイランス・プログラムが必要。認可更新とは別に炉容器上蓋の交換をした。その様な設計変更の際には認可更新にかかわる追加の評価をしている。上蓋交換の際に、環境性能 60 年間の保証をもらった。ケーブルの評価も実施した。
  - 制御盤は、動的機器として取り扱われ、認可更新では再評価の要件ではない。

### (3) PRA プログラム

- リスク管理とは、プラントの構成、規制、人や機器のパフォーマンス等が変化した時、これを評価するための管理方法で、以前の決定論による方法から、リスク・パフォーマンスに基づく管理へと移行している。PRA は NRC の規制要求を満足させる、体系的なプロセスにより安全を強化する、また、運転コストを下げることを目的としている。PRA により、設計の特徴に基づいたリスクレベルを決定する。  
PG&E では、1980 年代より PRA による地震のモデル化を実施し、2011 年には PRA のモデルが更新される（近年では 5 年毎に更新）。
- PRA は以下のようなものに適用されている。
  - －保守規則（MR）のパフォーマンス基準の設定

- －OLM のリスク評価
- －Tec.Spec.の許容待機除外時間の延長
- －CDF 以上の事象が発生した場合の管理プログラム
- －SG 取替、認可更新等の技術的なサポート
- －ISI、火災防護のリスク情報を活用したプログラム
- －原子炉監視プロセス（ROP：Reactor Oversight Process）への適用（NRC から指摘があった場合の説明等に使用）

- ・CDF、LERF は OLM にとって非常に重要な情報であり、OLM の際には PRA を通じた考察が必要。CDF の 25%、LERF の 6%が OLM に関連する機器によるものとなっている。
- ・SSC の信頼性を維持するため、運転中に必要な PM のみを実施、同時に待機除外となる SSC の数を最小にする、リスクの高い複数の SSC の待機除外は避ける等により、OLM によるリスクを最小限にする。  
以前は現在のような PRA モデルがなかったためリスクの高い機器も同時に待機除外していたこともあり、今から考えるとリスクが大きかった。（現在は以前のリスクの 1/5）
- ・地震の PRA に影響を与えるものの例としてはタービン建屋や 230kV の開閉所がある。非常用ディーゼル発電機や重要な電源がタービン建屋にあること、また、開閉所は敷地外にあることから、地震の裕度が少ないためである。

#### (4) OLM プログラム

- ・OLM の対象としては D/G や安全系のポンプ等が含まれる。定期的な保全（オイルサンプリング、オイル交換、カップリング点検、清掃等）は半分以上を OLM で実施しており、大型ポンプや D/G では校正部品の一括取替えも実施する。安全弁の保全も取替えで対応している。なお、細かい修理や不具合の是正処置が必要な場合は、プラント停止時に実施する。
- ・D/G は 10 年前から OLM を実施しており、各ユニット 3 基のうち 2 基を運転中、1 基をプラント停止中に実施。  
保守を実施する前後でのエンジンパフォーマンス（シリンダー圧力、タイミングを服務）の比較も実施している。
- ・OLM のうち半分程度は予想外の事象に遭遇するが、AOT 内に解決しなかったということはなく、通常許容待機除外時間（7日間）に対し、半日から 2 日前に終了している。
- ・プラント停止期間は 30 日程度を目指しており、停止時に D/G の保守を実施する場合の問題点として作業員が優先順位の高い作業にとられることにより停止期間内に作業が完了しないことがある。
- ・大型の予備品としては海水ポンプ、復水ポンプ、復水ブースタポンプ、余熱除去ポンプのポンプ・モーター、また、D/G のエンジン・発電機等を保有している。

- ・保全にかかる他の電力やメーカーと情報共有として例えば D/G では、D/G のオーナーズグループがあり、情報共有を行っている。また、EPRI を通じて、D/G・ポンプユーザーズグループで情報交換を行っている。

#### (5) 状態監視保全

- ・状態監視保全の対象機器はマスタリストに記載されているが、監視パラメータは振動、赤外線温度評価、オイル分析である。マスタリストはもとは信頼性重視保全のために作成されたもので、信頼性重視保全とは米国の航空業界が使用していた手法で以下の機能を維持することを目標とする。

- ・プラントの重要な機能を特定し、保守もその重要な機能を維持するために実施する。
- ・時間で保全するのではなく、状態で保全を実施する。
- ・重要な機能は何か、その機能をサポートするために必要なものを構成部品単位で検討する。

その結果、2年毎に実施していた保全を状態を監視することで、2年間待つ必要がなくまた、2年以上の間隔で実施できるようになる。

- ・機器について状態監視保全と時間管理保全に区分するのは適切でないと考えている。例えばモーターでは振動は状態監視保全の対象となるが、断熱材の異常を予想するパラメータはないのでこの部分は時間管理保全となる。
- ・状態監視結果により保全の間隔を変えることがあり、具体的な例として復水ポンプのカップリング潤滑油交換の間隔を当初のメーカー指定に対し油分析の結果をもとに延長することとした。

#### (6) 運転サイクル延長

- ・Diablo Canyon 原子力発電所の長期サイクル運転は5年間で21-20-19ヶ月サイクルを繰り返すもので、1~3週間のコストダウンを見込んでいる。  
運転サイクルの延長は24ヶ月で評価を実施しており、5wt%の燃料の50%取替えで対応している。Tech. Spec.も18ヶ月から24ヶ月に移行しており、計装制御装置の調整周期やドリフトの評価、PMの間隔も24ヶ月で評価している。24ヶ月運転サイクルへの移行に対し安全系の機器及び保全プログラムでカバーされている機器はすべて健全性評価の対象とした。

#### (7) 耐震設計

- ・事前に提出していた質問項目に対する回答として以下の説明があった。
- ・Diablo Canyon 原子力発電所の耐震評価でバックフィットの対象となったものはこれまでない。建設時に Hosgri 断層が発見され、その対応として改修工事（強化工事）を実施したがこれはバックフィットと考えていない。

なお、本日の最初の説明では海水の取水施設は、津波に対策でスノーケルを改修し、電動機が水没しないようにしているが、この改造はバックフィットとして実施されているとの説明があった。

- **Diablo Canyon** 原子力発電所ではこれまでも何度か小さな地震を経験してきたが、プラントが（地震加速度で）トリップしたことはない。なお、トリップのセット値は重力加速度  $G$  の 30% である。これまで経験した一番大きな地震でも  $G$  の 4% 程度であった。地震発生後の点検内容については手順が定められており、停止の判断も記載している。地震後の対応は業界文書に書かれており、そのひとつが **EPRI NP-5930** で **OBE** (**Operating Basis Earthquake**) を超えたかどうかのクライテリアが記載されている。**(EPRI NP-6695** も公開されており参照のこと)
- 応答スペクトルの活用について決定論的評価手法では応答スペクトルを使用しており、確率論的評価手法では地震ハザードカーブを使用している。
- 地震応答解析手法に関する新たな研究・開発について **Diablo Canyon** 原子力発電所では特に実施していない。一方、地質・地震動関連ではいろいろと取り組んでいる。
- 地震応答解析結果（応力評価）のチェックの例としては以前 **San Simeon Earthquake** (2003) が起こったときに建物での観測された応答と解析計算した応答を比較した結果、増幅されることがわかった。
- **Diablo Canyon** 原子力発電所は **LTSP** にてすべての地震 **PRA** が適用されている。情報は常に更新している。また、脆弱性データについては約 20 年前にできたが、現在有識者と更新について協議しており、2011 年に更新することになっている。
- **PG&E** 社は新潟県中越沖地震発生を踏まえた対応として、**PG&E** 内部での地震戦略チームを策定し、教訓の反映を検討した。結果として、**Diablo Canyon** 原子力発電所では火災に対してはタンクなどがしっかりしていること、また消防隊員が常に常駐していること、人的リソースも十分であり、対外的な通信網も確立していることを確認した。対応すべき問題点としては、廃棄物ドラムの貯蔵法であり、ドラムのサポートなどのガイドラインを変更している。その他、外部に漏洩がないようなシール方法やブローアウトパネルの復旧方法など手順書をしっかりと策定した。
- 地震時等に規制当局への連絡や一般の人に知らせるシステムとしては緊急事態計画の中で定めている。通知システムは電話で **NRC** やカリフォルニア州の通知されることになっている。**PG&E** の中に報道関係者に通知する部署もある。なお、地震直後の対応ではないが（地震に対応する）運転経験などは **INPO** や **WANO** を通して情報を発信している。
- 地震後の点検については定められている機器を全数点検している。なお、2003 年に地震があり地震後の健全性を確認する点検を 1 号機で実施した（点検設備数は 100 設備程度であり、2 号機は 1 号機と同様であり問題ない。）
- 地震観測システムのセンサ類の設置場所として地表面や原子炉建屋の基礎、原子炉格納容器の内部には 2 個、タービンの基礎等がある。あとは燃料ピットの床などにも設置し

ている。

#### (8)その他

カリフォルニア州は温排水の海洋への直接放出を禁止したが、Diablo Canyon 原子力発電所の対応として冷却塔による冷却は必要な淡水の量が確保できないので困難であるとのことであった。従って海洋直接放出が認められないならプラント停止に追い込まれる可能性が強いが、Diablo Canyon 原子力発電所による電力供給の重要性を考えるとそのようにはならないであろうとの認識であった。

#### 5.5 Pacific Gas &Electric Co.等

Pacific Gas &Electric Co.及び Diablo Canyon 原子力発電所で地震の影響評価についての説明があった。

- ・ Diablo Canyon 原子力発電所の建設許可レビュー中の 1978 年頃、原子炉安全諮問委員会 (ACRS : Advisory Committee on Reactor Safeguards) が概ね 10 年ごとに地震設計に関する再評価を PG&E に推奨した。この要求は、Diablo Canyon 原子力発電所の運転認可の条件となった。

これを踏まえ PG&E 社は長期地震プログラム (LTSP) を実施し、地質学・地震関連の新しい情報等の確認、地震及び地震動の大きさの再評価、Diablo Canyon 原子力発電所への影響について決定論的及び確率論的評価をまとめたものを 1988 年に NRC に提出し、1991 年に承認された。

その時点で Diablo Canyon 原子力発電所付近の主要な断層として Hosgri 断層、Los Osos 断層、San Luis Bay 断層が確認されており、Hosgri 断層の地震動による応答スペクトルが他を包絡していることが確認された。

- ・ PG&E 社はその後も地質科学部門を設置し、LTSP Update の調査・評価活動を実施してきている。

その中で 2008 年に発電所に近い場所に断層が存在することが確認され、2 年間かけて詳細調査および新しい情報に基づく地震影響評価を実施した。

PG&E 社はその結果を 2011 年 1 月 19 日の公聴会で NRC に説明した。

- ・ 従来、海岸沿いの深さの浅い海域はその物理的状況から十分な調査がなされていなかった。今回の調査でこの海域の発電所から 600m 離れた場所に断層 (Shoreline) が確認され、断層長さが 23km、断層形状は横ずれ断層 (strike-slip)、傾斜は概ね垂直、深さ 8km ~15km のところにある断層であった。また、すべり速度は 0.2~0.3mm/年である。

従来の断層に加え Shoreline 断層を加えた形で新しい情報を含めて今回評価を行った結果は以下の通り。

- ・断層のサイズをベースにしたマグニチュードは Hosgri で 7.1、Los Osos はマグニチュード 6.5、Shoreline はマグニチュード 6、また、San Luis Bay の一部が活動するとマグニチュード 6.3 となった。
- ・Diablo Canyon 原子力発電所での地震動の不確かさは過去 20 年間の知識とモデルの改良で地震ハザードの不確かさが低減した。
- ・決定論的評価では地震動スペクトルは 1991 年 LTSP/SSER34 に比べ小さくなり、Diablo Canyon 原子力発電所の耐震余裕は 1991 年に比べ大きくなった。
- ・PRA に使用する 3~8.5Hz の間の応答スペクトルは、1998 年の LTSP の結果に比べ小さくなり、Diablo Canyon 原子力発電所の地震によるリスクは、1988 年当時の CDF $3.8E-5$  からより小さくなり  $2.1E-5$  となった。
- ・Shoreline 断層による CDF は、全体の地震リスクの 20%程度に寄与している。
- ・長期地震プログラムは 1984 年から 1991 年まで実施し 4200 万ドルかかった。2006 年に更新の研究を始め、これまで 1200 万ドル、今後追加で 3000 万ドルかかる。Shoreline 断層が見つかった時点（2009 年）で、その部分に資金を集中した。Shoreline 断層だけでは 400 万ドル以上を費やしている。

## 6. 総括・提言

### 【総括】

今回の調査では電力事業者については Susquehanna 原子力発電所（Pennsylvania Power & Light Co. : PPL が所有）、米国原子力エネルギー協会（Nuclear Energy Institute : NEI 当日の打合せでは Exelon Nuclear Co.の方々が多くを説明された）、Diablo Canyon 原子力発電所（Pacific Gas & Electric Co. : PG&E が所有）の活動状況について情報を得た。

各事業者は保全の最適化（OLM、CBM）、出力増強（Power Uprate）、長期サイクル運転（Operating Cycle Extension）、LR 等に対して積極的な取り組みを行っている。

これら積極的な取り組みにより稼働率の向上、電気出力の増強が図られ、原子力発電所の能力を有効に活用した形での運用が進んでいる。Exelon 社では 2009 年度の原子力発電指標として 平均稼働率：94%、平均燃料交換日数：25 日、発電原価：\$16.07 /MWh(1.61 円/kwh)を達成している。

米国の調査ではいつも感じることであるが、事業者の担当されている方々が様々な対応を行う中で自信と誇りを持ち、かつ責任を持って原子力発電所の運用を実効あるものにしていこうと努力されている様がありありと見受けられた。

米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）とは保守規則、OLMについて打ち合わせたが、NRCは規制当局としてその時点での事業者側の運用状況を踏まえ、事業者とのコミュニケーション、連携を大切にしながら、明確な基準の策定、判断を行うことを心がけているという印象を受けた。

また、その際安全の確保と事業者が効率よく発電所の運用が出来ることの両方のバランスを適切にとることが念頭におかれていると感じた。

Diablo Canyon 原子力発電所は西海岸に位置しており、地震を多く経験しているため建設当初より、地震への対応について努力がなされている。その中で地震が発生した場合の対応について十分な整備がなされている点は注目すべきもののひとつであった。

また、PG&Eは我々が訪問した前日（2011.1.19）にNRCの公聴会で以前の評価では考慮に入れていなかった Shoreline 断層を含めた付近の断層に対する評価についての説明をおこなっており、その内容について我々も多くの説明を受けた。

以上の調査において注目すべき具体的なものとして以下のものがある

#### ◆保全の最適化

##### 1. OLM

(1)米国ではOLMを適切に進めるためにNRCは保守規則で事業者に対しリスク管理の義務を明確にし、事業者もそれを踏まえ具体的な対応の標準を整備している。また規制側は保守規則を施行するに際し、事業者側の標準作りの期間を考慮し、事業者側の対応状況をチェックしたうえで規則を施行している。

(2)米国の保守規則では事業者は保全に伴うリスクを管理しなければならないとしているが、リスク管理の方法については規則では規定されていない。ただし、今まで事業者から出されたリスク管理の手法はPRAである。

(3)ExelonではOLMについてリスクの重要度を考慮しつつ、Tech. Spec.で定められたAOTの50%以内（米国の標準）での完了を目標としている。作業開始28週前に対象OLMの検討を開始し、他のOLMとの十分な調整を図っている。

また、Diablo Canyon 原子力発電所ではSSCの信頼性を維持するため、OLMでは運転中に必要なPMのみを実施し、同時に待機除外となるSSCの数を最小にする、リスクの高い複数のSSCの待機除外は避ける等により、OLMでの安全確保を図っている。

(4)OLMでの系統隔離は極めて重要でありSusquehanna 原子力発電所では、高温高圧箇所の隔離はダブルアイソレーションを基本とし、特別な表示を行っている。また、

可能な範囲で隔離弁に不具合があるかどうかの確認を行っており、ドレン弁やベント弁に不具合が見つかった場合は第2弁による隔離としている。また、アイスプラグ(窒素ブランケット使用)による隔離も行っている。

(5)OLM では3系統のうち1系統の保全を行っている間、他の系統が運転可能な状態を確保できていることが重要である。Susquehanna 原子力発電所では OLM の実施期間中、運転可能な状態を確保しておく必要がある機器を保護する観点から立ち入り禁止等の注意喚起の方法として目立つ標識 (Pink Tag) を運用している。

(6)Exelon では24ヶ月運転をベースとして、保全もそれに対応した形で計画されていることから信頼性確保の点も含め積極的な OLM が実施されている。

## 2. 状態監視保全

(1)Susquehanna 原子力発電所では電動機、空気作動弁、変圧器、ディーゼル発電機等幅広い機器に対して状態監視保全を適用している。またその効果として機器の信頼性を向上させるとともに運転期間の延長(電動弁のグリス分析結果に基づく点検時期の延長等)が図れている。

Diablo Canyon 原子力発電所でも幅広い機器に対して状態監視保全を実施している。状態監視による点検間隔の見直しもあり、復水ポンプのカップリング潤滑油交換について潤滑油の分析を行った結果を踏まえ、間隔を延長している。

(2)Diablo Canyon 原子力発電所では一つの機器に対する保全手法として状態の変化が監視できる部分とそうでない部分があることから機器の部位ごとに適切な保全パターンを適用している。

## 3. 保全全般

(1) 各原子力発電所で予備品として大型機器を保有しており (Susquehanna 原子力発電所では「製作に時間を要する設備」「高額な設備」等を考慮)、これらはトラブルが発生した場合に、停止期間を短縮し、迅速な立ち上げを図るものである。

(Susquehanna ではこれら大型の予備品保有を OLM 結びつけているわけではないとのこと)。また、Susquehanna 原子力発電所では効果的な予備品の活用を図るため、事業者間で予備品の融通管理の仕組みを共有している。

(2)Susquehanna 原子力発電所では作業員の被曝の低減を図るため、線量測定用のロボット、各エリアの空間線量率(出力変化に伴う予測も行う)の表示、各機器設置場所の映像での確認システム、過去の保守作業のビデオライブラリ等が Web 等を活用し

て誰でも利用できるようになっている。これらは OLM でも利用され、被曝低減が図られている。

#### ◆ 出力増強

米国では多くの原子力発電所で出力増強をおこなっており、その総計は 5,810MWe に上っている。Susquehanna 原子力発電所では 4 段階の出力増強で熱出力で約 20% の増加 (3,293MWt→3,952MWt) が認可された。一方、電気出力ではタービンを換えて効率の向上も図っており、約 24% (1,050MWe→1,300MWe) の増強率を達成している。これら出力増強により熱エネルギーの効率的な活用が図られている。

#### ◆ 認可更新 (寿命延長)

(1)米国では当初の運転認可期間は 40 年であったが、認可更新に関する連邦規則 10CFR54 により、20 年の延長 (計 60 年) が認められている。これに基づき多くの原子力発電所が静的機器に対する劣化評価を行い、運転延長の認可を受けており、原子力発電所の能力の有効活用がなされている。

(2)米国では 60 年から 80 年に向けての寿命延長への事業者の対応として技術面、枠組み作りについて EPRI、NEI に集約した形でのイニシアチブが進んでいる。

#### ◆ バックフィット、

米国ではバックフィット規則が制定されており、同規則によると、当該施設が公衆の健康と安全に対して適切な防護を提供することを確保する場合等を除いて、NRC がバックフィットを課す場合には、「安全性が実質的に向上すること」と「それに要する費用が正当化されること」を示すためのバックフィット解析が必要であるとしている。NRC では規則の解釈の変更等を近年バックフィットと位置付けることを避ける傾向があり、産業界との認識の違いもあるが、バックフィット規則により規則改定の妥当性を客観的に評価する仕組みが作られている。

#### ◆ 地震対応

(1)Diablo Canyon 原子力発電所では地震発生後の点検内容については手順が定められており、停止の判断も記載されている。地震後の対応は事業者側の文書に書かれており、EPRI NP-5930 では OBE (Operating Basis Earthquake) を超えたかどうかのクライテリアが記載されている。

(2) Diablo Canyon 原子力発電所では発電所から 600m 離れたところに断層 (Shoreline) が発見されたことから、この断層を含めた付近の断層について詳細

調査を行い、地震の影響評価について詳細モデルを使って解析している。モデルの開発に際しては大学も協力しており、より高度な評価技術の開発等について関係者が協力して取り組んでいる。また、評価の過程では事業者と NRC で適宜情報交換を行い、最終評価結果については NRC に報告を行うとともに地元で公聴会を開催し、一般市民に対しても公開されている。一連の評価結果について調査団も詳細な説明を受けた。

#### 【提言】

今回の調査結果より、平成 22 年度訪米調査団は以下を提言する。

原子力発電所の安全を確保した上で、その能力を十分に活用する点から保全の最適化 (OLM、CBM 等)、出力増強、長期サイクル運転、LR 等の項目はきわめて重要であり、規制側、事業者側はこれらを推進するために連携して積極的な取り組みを行うべきである。

#### ◆ 保全の最適化

##### 1. OLM

OLM の有効な点として停止時のみの保安全管理では作業が錯綜し、管理が難しいが、運転中に保全を行うことにより、管理がしやすくなり安全が向上すること、停止時での作業が減り稼働率が向上すること等があげられる。さらに、長期サイクル運転での機器の信頼性を確保するためにも OLM は有効である。これらの利点を安全確保を前提に確実に生かすためには

- (1) 規制側、事業者側がそれぞれの立場で OLM 実施に必要な枠組みを明確にするし、相互に認識をあわせてコミュニケーションをとりつつ具体的な実施に向けて連携して取り組んでいくべきである。この点については NRC における保守規則、OLM への対応の考え方がさんこうになる。
- (2) 事業者は OLM の実施について長期的かつ綿密な計画を立て、計画に従って着実に準備を進めていくことが重要であり、また、保全作業の実施計画は不測のトラブル等も考慮した幅広い対応が行えるものであることも必要である。計画での作業時間については許容待機除外時間の半分以下で行えるものとするのが基本と考えられる。わが国において OLM を導入する場合、これら米国における経験を反映するとともに十分シミュレーションを行い、妥当性の確認を事前に行うことが効果的である。
- (3) OLM における適切なリスク管理は重要であり、リスク管理手法として定量的な手法 (例えば PRA) および定性的手法 (例えば専門家パネルによる技術検討) 等が考えられる

が、幅広く有効でかつ説得力のあるリスク評価手法を検討することが望ましい。この点について今回の調査における NRC の説明が参考になる。

- (4) OLM の確実な実施については人員体制の確保や保全に関する機器の管理、隔離手法等についても確実に行う仕組みを作ることが重要であり、また、ヒューマンエラー等の防止の観点から職員の立ち入り制限等の仕組みの整備等が重要である。この点については Susquehanna 原子力発電所の対応が参考となる。

## 2. 状態監視保全

- (1) わが国で長期サイクル運転の導入、OLM 全への対応を進める中で状態監視保全を幅広い機器に適用し、効率的で実効のある保全を行うとともに、機器の信頼性確保による安定した長期サイクル運転継続を確立することが望ましい。

- (2) 機器の点検間隔の確認や機器の保全時期の延長等を行うに際し、状態監視保全を積極的に活用すべきである。

- (3) Diablo Canyon 原子力発電所では保全手法について機器の部位レベルでの適用を行っている。わが国でも保全の手法を個々の機器単位で固定するのではなく、部位レベルでの状態監視技術の有効性なども踏まえつつ、保全の手法を柔軟に適用することが望ましい。

## 3. 保全全般

- (1) 米国の原子力発電所ではトラブルが発生した場合にプラントの運転停止期間を大幅に短縮し、迅速な立ち上げを図るための予備品として大型機器を保有している。わが国でも、予備品保有の目的のひとつとして、機器トラブル時のプラント停止期間を可能な限り短縮することがあり、米国と考え方に基本的な違いはない。その際に工事計画認可の手続きを必要とする場合があり、迅速な再起動に繋がらないこともある。この点については認可手続きも踏まえ、社内外の予備品の融通を推進する等効率的な再起動の方策を検討することが重要である。

- (2) 保全実施時の作業員被曝低減への積極的な取り組みが重要であり、この点については Susquehanna 原子力発電所で実施している遠隔の線量測定装置、各エリアの線量率の表示、現場状況の事前確認を遠隔で行えるツール、教育用資料等の整備等を参考にすることが望ましい。

### ◆ 出力増強

Susquehanna 原子力発電所では出力増強により熱出力を 20%増加させ、タービン効率の向上を踏まえ電気出力を 24%の増加させている。わが国においても既存の原子力発電所の出力増強を積極的におこなうことにより原子力発電の総出力を増加させ、熱エネルギーの効率的活用を図ることが重要である。

◆ 認可更新（寿命延長）

(1) Susquehanna 原子力発電所等米国の多くの原子力発電所では、静的機器の経年劣化の評価結果に基づき 40 年から 60 年への運転期間延長の認可を取得している。わが国でも既に 40 年を超えて運転することが認められたプラントが出てきているが、今後とも原子力発電所の能力の有効活用の点から寿命延長の対応を進めていくべきである。

(2) 米国では、今後 60 年から 80 年への運転期間の延長を目指していくために各電力が協力してのイニシアティブが進められている。わが国においても今後安全性の確保を前提に 80 年への寿命延長を目指す場合に、電力間での連携を密にして効率的な検討を行なうことが重要である。

◆ バックフィット

米国におけるバックフィットはわが国の地震対策におけるいわゆるバックフィット、バックチェックの認識とは異なり、安全に関する新たな知見が得られた場合のバックフィットについての判断として公衆の放射線障害の防護の観点とコストの観点を基準にすることを規則で明記している。わが国でバックフィットに関する検討を行うに際し、上記を含めた米国のバックフィットの目的、考え方、現状の運用等について知見を集めることは重要と考える。

◆ 地震対応

(1) わが国では地震発生後の詳細な点検内容や再起動の基準は必ずしも明確でないため、再起動に長期間を有する事例が発生している。わが国においても Diablo Canyon 原子力発電所等米国内の原子力発電所のうち地震対応の標準が充実しているプラントを参考に再起動基準等の整備を行うことが望ましい。

(2) Diablo Canyon 原子力発電所では 600m 離れたところに新たに発見された Shoreline 断層を含めた付近の断層による地震の影響を詳細モデルを作り、解析評価した結果を NRC に報告するとともに公聴会でその内容を一般に公開している。上記モデルや解析手法はわが国で発電所至近に位置する断層の影響に対する評価を行う場合にも参考とすることが望ましい。また、耐震に係る新しい技術開発にかかる関係者間の協力、

事業者側と規制側とのコミュニケーション、地元の住民等に対する説明の仕組み等についても参考にする点が多い。



図VIII-1 立ち入りエリアの注意事項表示



図VIII-2 取り扱い注意機器の表示

**第8次(2010年度米国)訪問調査 参加者**

	母体	氏名	所属
1	(独)原子力安全基盤機構	水町渉(団長)	技術参与
2	北海道大学	奈良林 直 (副団長)	大学院工学研究科教授
3	東北大学	高木敏行 (副団長)	教授 流体科学研究所 副所長
4	東京大学	岡本孝司 (副団長)	大学院新領域創成科学研究科教授
5	東京大学	木村浩 (副団長)	大学院工学系研究科原子力専攻 准教授
6	日本エヌ・ユー・エス	伊藤邦雄	取締役・部門長 エネルギー事業支援部門
7	エナジス	大山健	顧問
8	電源開発	小川 真吾	原子力建設部 運営計画グループ
9	日本原子力発電	鴨志田哲雄	発電管理室 保全計画グループ 主任
10	原子力安全・保安院	河村浩芳	原子力発電検査課 保安規定係長
11	関西電力	日下 浩作	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ マネージャ
12	三菱重工業	小山 正弘	原子力事業本部 原子力技術部 軽水炉技術課
13	中部電力	佐野 忠之	浜岡原子力発電所 保守部 設備保全課 専門課長
14	四国電力	曾我部真一	伊方発電所 保守グループ 副リーダー
15	東京電力	高田 壽仁	新潟県中越沖地震対策センター地震対策総括 グループ主任
16	北陸電力	野村雄二	志賀原子力発電所 保守部 保守計画課 副課長
17	東芝	羽田野琢磨	原子力機器設計部 耐震・強度技術担当 主務
18	日本エヌ・ユー・エス	藤井有蔵	技術顧問
19	(社)日本原子力技術協会	森本 敏昭	技術基盤部 保全技術グループ 副長
20	日立 GE	吉成 和博	日立事業所 原子力サービス部 保全計画グループ 技師
21	ユーレックス	小倉篤	スタッフ
22	American Electric Power	David W. Miller	Radiation Protection Dept. Cook Nuclear Plant
23	通訳	大田かおり	