

# 原子力の安全規制の最適化に関する研究会

## 第 6 次海外調査報告書

(英国、スペイン調査)

(訪問期間 2009 年 11 月 30 日 (月) ~12 月 4 日 (金))

2010 年 3 月

日本機械学会第 6 次海外調査団

原子力の安全規制の最適化に関する研究会

## 提 言

### <規制制度の継続的改善>

- ・ 規制制度、検査制度に関しては原子力安全・透明性・効率性・国際協調等の観点から常に見直し、継続的改善を図るべきである。
  - －イギリスの新規発電所建設における規制制度の改善（型式認定の採用等）
  - －スペインにおける規制制度の改善（スイス、ドイツ、フィンランド、米国を調査し米国規制を採用）
- ・ 検討要：型式認定の採用、段階的規制の見直し、原子力安全重視の観点からの精度検討等
- ・ 運転中保全の推進

### <技術力の向上>

- ・ 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躍する人材の技術力向上にも一層努めるべきである。
  - －イギリスにおけるベテラン検査官
  - －スペインの米国規制制度導入に伴う検査官教育
- ・ 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。
  - －たとえば規制当局の頻繁な異動への対応としての JNES の活用

### <安全重視の取り組み>

- ・ 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。
- ・ 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、形式にとらわれるのではなく本質をついた保安活動により、安全性の向上、安全文化の醸成に努力すべきである。
- ・ 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を確認できるように、検査のポイントの整理、フリーアクセスを利用した効果的な検査方法等を検討すべきである。

### <調査の継続>

- ・ 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。

## 目 次

### 総括及び提言

#### I. 調査概要

1. 主旨	I -1
2. 主催	I -1
3. 日程	I -1
4. 訪問機関	I -1
5. 参加者	I -1
6. 調査方法	I -2
7. 調査結果概要	I -2
7.1 HSE/ND(保健安全執行部/原子力局)	I -2
7.2 Sizewell 原子力発電所	I -4
7.3 CSN(原子力安全委員会)	I -6
7.4 Ascó 原子力発電所	I -7
8. 事前勉強会	I -8

表-1 日程及び議事項目

表-2 参加者

#### II. 議事録

1. HSE/ND (11月30日午前)	II -1
2. Sizewell 原子力発電所 (12月1日)	II -27
3. Sizewell 原子力発電所 (12月1日現場視察)	II -35
4. CSN (12月2日午前)	II -38
5. CSN (12月2日午後)	II -44
6. Ascó 原子力発電所 (12月3日)	II -48
6. Ascó 原子力発電所 (12月3日現場視察)	II -51

## I. 調査概要

### 1. 主 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. 主 催

日本機械学会 原子力の安全規制の最適化に関する研究会

### 3. 日 程

2009 年 11 月 30 日（月）～12 月 4 日（金）（5 日間）（表－1）

### 4. 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）

### 5. 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 21 名。詳細は表－2 参加者名簿参照。  
Sizewell B 原子力発電所での全員写真を写真-1 に示す。

### 6. 調査方法

調査は、当方から説明依頼項目を訪問先に送付し、具体的な議事次第は先方に一任する方式とした。そして先方の説明を受けた後に、質疑応答により詳細を適宜確認することとした。

## 7. 訪問調査概要

訪問調査の概要を日程順に以下に示す。個々の議事内容の詳細は「Ⅱ.議事録」を参照されたい。また、説明で用いられた資料は「Ⅲ.添付資料」に示す。

### 7.1 HSE/ND(保健安全執行部/原子力局)

.英国の原子力規制機関である保健安全執行部 (HSE: Health Safety Executive)原子力局を訪問し、運転中原子力発電所に対する効率的な検査の取り組み、新規プラントの一般設計評価、OLM に対する規制上の考え方について説明を受け、質疑応答を行った。説明および質疑応答は非常に丁寧であり、非常に多くの情報が得られた。主要事項を以下に示すが、これらの詳細および、ここでは割愛した事項も多々ある。添付の議事録を是非参照されたい。

なお、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。

#### <新規建設対応>

・英国では 2025 年までに 10~20 基の新規プラント運開を計画している。このために、一般設計評価 (GDA)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、申請者に対するもり窓口を 1 箇所にとりま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。

#### <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が、これ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日間かけて、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なら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。

#### < Sizewell B での運転中保全 >

Sizewell B 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は従来は認めていなかったが、非常用電源系の運転中保全に関し、安全ケース 電源系にバックアップを設けることにより DG の運転中保全によるリスクの増分を最小限に抑えている。

・運転中保全により、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。

## 7.2 Sizewell B 原子力発電所

Sizewell B は 1995 年に運転開始された英国で最初の軽水炉 (W-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。

直前の日曜日に社長が亡くなられたため、お忙しい中、副所長が挨拶と発電所の概要を説明された。その後、発電所見学、予防保全および OLM についての説明と質疑応答がなされた。最後に再度副所長が挨拶のために時間を割いてこられた。そして発電所を見学しての感想と改善点を調査団に尋ねた。最初の挨拶のときに、「発電所を見学して気づいたことが有ったら教えてほしい。」と頼まれたことへの我々の対応を求めたものであった。我々調査団の目で見た発電所の改善事項を聞きたいとの真筆な態度が伺われた。説明および質疑応答で得られた主要事項を以下に示す。詳細は添付の議事録を参照されたい。

<発電所概要> (以下は、副所長の説明に見学時に得られた情報も含めたものである)

・発電所は 1995 年 12 月に運転を開始し、これまで 14 年間運転している。所有運転会社 BE (British Energy) 社が最後に Lost Time Accident(\*1)を生じさせてから、1,300 日が経過し、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。

(\*1) 1 日あるいは 1 シフト単位以上の発電停止を伴う不具合

・正社員は 50 人、フルタイムの協力会社員は 250 人である。

・Sizewell B の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 DG は、2 基ごとに非常用 DG 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 の敷地北側には Sizewell C、D として ERP 2 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。

#### <OLM>

- ・Tech. Spec.での AOT は、米国と同様、予防保全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 時間乃至 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。
- ・非常用電源系の OLM を実施することにより、通常の停止点検日数は 2~3 日短縮されている。

#### <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。

#### <その他>

- ・CAP(是正措置プログラム)で取り上げられる Condition Report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。

#### <発電所見学>

- ・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車室分)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、原子炉冷却材ポンプ(RCP)モータ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っていたり、注意喚起を入念にするなど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。

### 7.3 CSN(原子力安全委員会)

マドリッド市内にあるCSNを訪問し、ROP導入の経緯と導入のための努力、OLMに関する規制、高経年化対策と認可更新の実情について説明を受け、質疑応答をおこなった。なお、先方の要望に応じて、日本側から日本におけるOLMの現状と今後の取り組みについて説明をおこなった。

説明および質疑応答で得られた主要事項を以下に示す。詳細は添付の議事録を是非参照されたい。

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を行い、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。

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。連絡するのは、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は不要であるが、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。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発電所の運転認可更新は、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。

#### 7.4 Ascó 原子力発電所

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 号棟は 1983 年に 2 号機は 1985 年に 930MWe の出力で運開し、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-VandellosII A. I. E.)。この社名は 2000 年に Vandellos2 号機 (WH-PWR、1,087We)も運転する様になったためにつけられたもの。

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、写真付きの確認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。

発電所内のビジターセンター (研修施設にも兼用)で同発電所の設備概要の説明を聞いた後、中央制御室、タービン建屋等を見学した。その後、ROP 導入について説明を受け、質疑応答を行った。説明および質疑応答で得られた主要事項を以下に示す。詳細は添付の議事録を是非参照されたい。

#### <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。

#### <発電所見学>

発電所設備概要の説明を受けた後、中央制御室とタービン建屋を訪問し、その後バスにより冷却塔などを巡った。

- ・Ascó 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。
- ・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

#### 8. 事前勉強会

訪欧調査に出発する前に、調査参加者が集まって事前勉強会を開催した。

表-1 日程及び議事概要

月 日	訪問先	議事事項
11月30日	規 制 当 局 HSE(ND NII)	新規建設対応、運転認可と検査活動、運転中保全
12月1日	Sizewell原子力 発電所	発電所概要、運転中保全、予備品対応、CAP
1月20日	移動	
12月3日	規 制 当 局 (CSN)	スペインの規制システム (ROP)、PSA
12月4日	Ascó 原子力発 電所	発電所概要、ROP の導入

表-2 訪問調査参加者

織	氏名	所 属
原子力安全基盤 機構	水町 涉 [団長]	技術参与
東京大学	岡本 孝司	大学院新領域創成科学研究科教授
原子力安全基盤 機構	小林 正英	企画部技術情報統括室技術規格グループ長
北海道大学	奈良林 直 [副団長]	大学院工学研究科教授
原子力安全・保安 院	小澤 隆寛	原子力発電検査課
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
電事連	関 和也	原子力部 副部長
原技協	代田 寿彦	技術基盤部 保全技術グループ 副部長
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 マネージャー
中部電力	井川 智義	発電本部 原子力部 運営グループ 副長
九州電力	松本 健次	原子力管理部 設備管理グループ 副長
日本原電	楠 丈弘	発電管理室 保全計画 Gr 副長
東芝	清水 俊一	原子力電気計装設計部主幹
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
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
日本NUS	藤井 有蔵	エネルギー事業支援部門 技術顧問
ニューファクト	森本 俊雄	代表取締役
ユーレックス	小倉 篤	スタッフ
通訳	河内 直子 (英)	
通訳	中村 俊子 (西)	



写真－1 Sizewell 原子力発電所にて訪問参加者と Sizewell 職員

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第4次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成21年11月30日(月)08:30～13:30

### 2.場所:

HSE/ND/NII Audetorium

### 3.出席者:

【英国保健安全執行部原子力局原子力施設検査局 (HSE/ND/NII\*)】

\* Health Safety Executive/Nuclear Directorate/Nuclear Installation Inspectorate

Dr. Mike Weightman (HM Chief Inspector of Nuclear Installations / Director of ND)

Mr. Dave Watson (HM Superintending Inspector)

Mr. John Donald. (HM Superintending Inspector)

Ms Sharon Bedford (HM)

### 【機械学会訪欧調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院), 楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立GE), 奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

### 【その他出席者】

河内(英国通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

資料-1: “Regulating the build of new nuclear power reactors”

資料-2: “Effective and Efficient Regulation of Operating NPP”

資料-3: “Sizewell B – On Load Maintenance Regimes”

## 5. 議事概要:

### 5.1 挨拶 (Mike Weightman氏)

今回の調査団受け入れに関する英国側の総責任者Mike Weightman氏から歓迎の挨拶を受けた。挨拶の中で示されたポイントを以下に記す。

- (1)英国では2025年までに10～20基の新規プラント運開を計画している。
- (2)新規プラントは最初からメンテナンス性を考慮したものでなければならない。
- (3)国際協調がますます重要になってきており英国も積極的に取り組んでいる。

なお、現在のHSE職員総数は3,500名、うち原子力関連職員数は300名とのことで、少数精鋭で取り組んでいるとのことである。

英国はGCRで世界に先駆けて商用原子力発電を開始した伝統ある原子力発電国であり、規制に対するスタンスもブレることのない確固としたものを感じた。

その考え方は“Self Regulation by Nuclear Licensees ”であり、NRCの取り組み姿勢に相通じるものがあつた。

注記:以下のプレゼンテーション並びに質疑は、当日の説明者の都合で一部順序が前後したが、事前のアジェンダ順に報告する。

### 5.2 新規建設原子力発電所の安全評価 (Dave Watson氏)

#### 5.2.1 規制組織と準拠法規

(1)原子力発電所の運転会社は以下を必要とする。

- ・原子炉立地許可 (Nuclear Site License)
- ・サイトセキュリティ計画 (Site Security Plan)
- ・環境排出認可 (Environmental Discharge Authorizations)

(2)上記に対応し、原子力発電所の規制にかかわる組織は次のとおりとなっている。

- ・保健安全執行部原子力局 (Health Safety Executive/Nuclear Directorate ; HSE/ND)

原子力施設検査局 (Nuclear Installation Inspectorate ; NII)

民間原子力セキュリティ局 (Office of Civil Nuclear Security ; OCNS)

- ・環境庁 (Environment Agency ; EA)
- ・運輸省 (Department for Transportation)

これらのうち、運輸省は核燃料輸送のみに関与するだけで、その役割は小さく、HSEは主として環境庁と協力体制を取りながら規制を行っている。

(3) 準拠法規は以下のとおりだが、英国は細かく具体的に規定するのではなく、“ゴール”を設定する方式を取っている。

- ・原子力施設法(1965年) Nuclear Installation Act

本法により、サイト使用許可発給並びにNIIの法的立場を明確化。

- ・労働保健安全法(1974年) Health and Safety at Work Law

本法では、安全とは合理的に可能な限度(so far as is reasonably practicable)でリスクを軽減すべしと規定。

- ・NIIの安全評価原則(2006年) NII Safety Assessment Principles
- ・環境規則 Environmental Regulations
- ・セキュリティ規則 Security Regulations
- ・輸送規則 Transportation Regulations

注記: 参考情報として、英国の原子力規制体系(法令・規則・基準体系を含む)を図5-1に示す。

## 5.2.2 SizewellBでの経験と現在の環境

(1)(SizewellB当時の)原子炉立地については、以下に示す3要素に基づき安全審査していた。

- ・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

(2)しかし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

(3)現在、社会の状況・政治を巡る環境・産業界の状況が大きく変動しており、これらを踏まえ新しいアプローチを取ることにした。

- ・中央電力庁(CEGB)の解体による運転会社の多様化に対応
- ・規制の公開性・透明性を希求
- ・公衆並びに産業界に信頼される規制に
- ・産業界側の国際化に対応
- ・規制の国際協調に対応

### 5.2.3 新規建設原子炉の安全評価

(1)2段階許認可プロセス(Two Phase Nuclear Licensing Process)の新設

- ・Phase 1 一般設計評価(Generic Design Assessment : GDA)

次の2点を特徴とする。米国のDesign Certificationに相当。

原子炉設計の安全審査

サイト条件は一般的な条件を設定

- ・Phase 2 原子炉立地許認可(Nuclear Site Licensing & Authorization)

次の3点を特徴とする。米国のCombined Operating Licenseに相当。

サイトを特定しての安全審査

運転会社を特定しての安全審査

認可済設計を取り入れた安全審査

(2)Phase 1(以下GDAと称す)は以下の4ステップで構成される。各ステップは以下のとおり。

- ・ステップ1: 準備段階(Preparation)

安全評価ケースにつき初期審査を実施し、申請を公式受理

- ・ステップ2: 基礎審査(Fundamental Overview)

設計が許認可対象として妥当かの審査

ステップ3での評価対象の確認

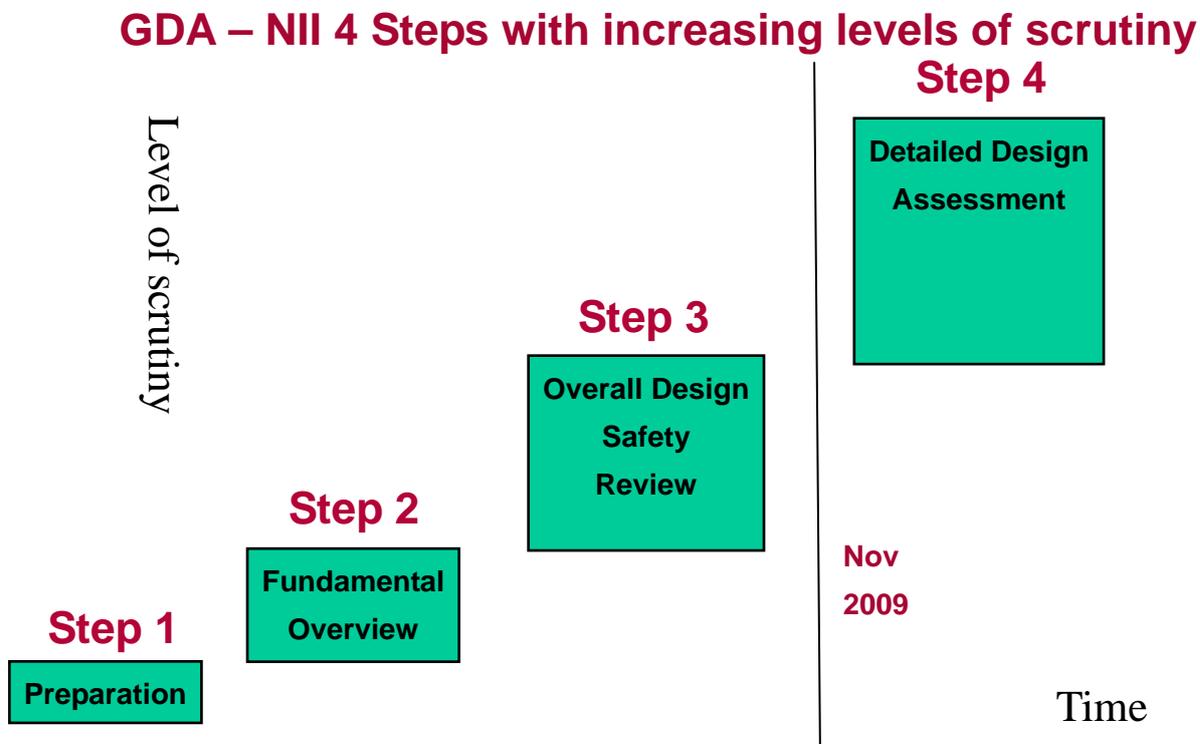
- ・ステップ3: 基本設計に基づく安全審査(Overall Design Safety Review)

- ・ステップ4: 詳細設計に基づく安全審査(Detailed Design Assessment)

ステップが高度になるに従い、より詳細な審査を実施

外部への技術評価委託の増加(ステップ3終了=後述=段階で40社)

注記：ステップの概念（各ステップの青いボックスの面積は審査作業量の多寡を示す。）



(3)GDAの進捗状況

現在2グループから申請があり、審査の進捗状況／今後の計画は以下の通りである。なお、下記2グループ以外にもESBWR、CANDUの申請があったが、これまでにいずれも申請は取り下げられている。

- ・申請グループ      Westinghouse (AP1000)  
                              Areva/EDF UK (EPR)
- ・進捗状況／計画    2007年07月    ステップ1開始
- 2007年08月    ステップ1終了／ステップ2開始    (1ヶ月)
- 2008年03月    ステップ2終了／ステップ3開始    (7ヶ月)
- 2009年11月    ステップ3終了／ステップ4開始    (20ヶ月)
- 2010年05月    環境庁への作業依頼予定
- 2011年06月    ステップ4完了予定

ステップ1／2については報告書公表済み(HPで閲覧可能＊)

＊ <http://www.hse.gov.uk/newreactors>

注記: 帰国後、ステップ3についても公表されていることが判明。参考情報2としてリスト掲載。

・GDAでの審査状況

GDAではNIIが問題点を提起し、重要度により以下の通り分類している。

TQ(Technical Query)

技術的な質問事項

TO(Technical Observation)

追加作業を要求する技術課題

TI(Technical Issue)

解決されない限り認可できない重要課題

EPRでは、ステップ3終了時点で以下の通りの状況となっている。

TQ:521件 TO:39件 TI:2件

TIのうち1件は、digital I & Cである。

AP1000を含め、例えば(1)設計の完成度がまだまだ不足しており(2)極端に低いCDFが放置されている等、現在の申請のままでは認可できないとの感触が示された。

GCR以来英国規制当局が育んできた原子力規制文化には確信を持って対応している様子が窺えた。

一方、GDA開始段階での規制側スタッフ不足、規格・基準の不備(特に土木)等も率直に問題として取り上げており、規制側の能力向上にも更に努めていくものと思われる。

今後の原子力規制の国際協力の中で、英国もしっかりフォローする必要があるのではないかと。

(4)GDAによる安全審査の改革

GDAプロセス採用による改革ポイントとして以下を挙げている。

- ・NII・EA・OCNSによる協働作業
- ・上記3者による共同事務所の設置
- ・規制当局並びに申請者による公開性強化
- ・海外規制当局との密接な協力
- ・NIIによる安全審査の独立性強化

- ・規制のコストパフォーマンス向上

#### (5)Phase 2の進め方

Phase2は運転会社を特定しての安全審査であり、プロセスを通じて運転会社はその能力を高めて行くことを狙いとしている。(運転開始直前に一気に能力を上げるような考え方は取らせない、と。)

Phase2でのNIIとEAの役割分担は以下の通り明確化されている。

- ・サイトの安全審査 \* (Site Licensing) はNIIが担当

\* より正確には、安全審査により申請者である運転会社に原子炉運転ライセンスを付与する、との行為全般を指しているものと推測。

- ・設置許可 (Permitting) はEAが担当

NIIは、設置許可条件が満足されることを建設段階を通じて検査・確認して行かねばならない。

そのためには以下のHold Pointを定め、条件が満足されない限り、工程進捗を認めないこととしている。

- ・T-Specの遵守状況

基礎コンクリート打設開始時

建設許可時

燃料装荷時

運転開始時

- ・文書による要請と(運転会社による)確約

建設段階で適宜

- ・現場での要請と(運転会社による)確認

立会検査時点

NIIはサイト条件・運転会社の能力・設計品質を審査し、EAと協力して立地許可発給に至るが、その後も以下の全ての段階で、検査・安全評価を担当して行く。

- ・建設 (Construction)
- ・運転認可(Commissioning)
- ・運転 (Operation)
- ・保守 (Maintenance)

- ・廃炉 (Decommissioning)

注記: Phase2はまだ未着手の段階にあり、また今回は説明時間が限られていたこともあり、極めて概念的な説明に終わった。Phase1(GDA)の進捗状況を見ながら、今後もフォローすることが望まれる。

## 5.2.4 規制の国際協調

### (1)炉型の国際展開と規制当局の国際交流

- ・EPR Olkiluoto3—フィンランドで建設中
- ・AP1000 初期設計で米DC取得(2002)
- Flamanville3—仏で建設中 (しかしながら多数の検討課題残る)
- Penly3—仏で建設中 改定設計でDC審査中
- EPR—NRCでDC審査中 中国で4基建設開始
- EPR—米で4基計画中 米で6基COL審査中

### ・NIIの世界各国との国際交流

- 14カ国と情報交換契約
- 仏との相互協力(10年間)
- 現在の主たる交流先 — 仏・米・フィンランド
- 海外規制当局との国際会議(含MDEP等) — 30回以上(2008)

### (2)国際協調に対するNIIの現在の見解

#### ・標準化(Standardization)と規制の国際協調(Harmonization)

- NIIは以下の通りの理解
- 標準化 — どこでも同一設計の原子炉を建設
- 規制の協調 — どこでも同一の規制

#### ・標準化に対する見解

- 標準化(Standardization)よりは類似化(Similarity)
- 現在の設計は完全なものではない
- 設計は既に(各国で)異なっている
- 運転会社の好みも各々異なる
- 購入先はローカルである

・規制の協調に対する見解

協調(Harmonization)よりは横通し(Convergence)

各国は各々別の法文化を有す

規制も各々別体系である

規制側が期待するものと標準の横通しは可能

例: MDEP、WENRA、IAEA

・原子炉メーカーへの期待

原子炉メーカー側は、原子炉設計を最高レベルで国際的に統一する方向で主導的役割を果たしてほしい。

・NIIの決意

NIIもGDAを次の方向で引き続き推進する。(運転会社との折衝も開始した由)

透明性の確保

規制によるリスクの軽減

公衆及び産業界の信頼向上

未解決の課題も多数残っているが適切に対応

<質疑>

Q: 英(HSE)・仏(ASN)・フィンランド(STUK)の規制当局がEPRのdigital I&Cにコメントをつけた。説明をお願いしたい。

⇒我々は「EPRのControl&Protection Systemは複雑である」と結論。

巨大なシステムで、インターフェースが非常に多い。例えば、1つボタンを押ただけで、7つの様々なコンピュータに信号が入る。ケースによっては制御系と保護系が繋がっている等。

NIIはdigital化に反対しているわけではないが、Arevaには主として次の2つの要請を行なっている:

・独立性の向上

制御系と保護系は完全分離すべきと考えている。またハードワイヤバックアップシステムの採用を勧めている。

・機器の信頼性が(Areva想定より)低下した場合の評価

Arevaの機器信頼性想定値は正当化しづらいと考えている。

仏・フィンランドの規制当局も同じ考えである。

Q: AP1000に対し、航空機落下事故を評価対象とするのか。

⇒対象とする。

米国ではNRCに対し航空機落下事故評価を入れた改訂版を提出し、我々にもこれを提示してきた。

その後更にShield BuildingのSC構造が新たに問題視されているが、我々も同じ考えである。なお、先週(11/23の週)NRC、NII、WH社の3者で打ち合わせがあったが、WH社は更なる変更を提案してきている。

Q: (EPRに関する)RI、RO、TQ総数の説明があったが、この中にPublic Comment分は入っているのか。

⇒このプロセスはPublic Commentのプロセスとは異なるプロセスである。

Public Commentはまず規制当局に提出されるが、この中で原子炉設計にかかわるものがNIIに回ってくる。このCommentが妥当な質問と(NIIが)評価すれば対象となる。

Q: SSA(Strategic Siting Assessment)をやれば、Licensing ProcessのPHASE 1 & 2の中で省略できるステップが出てくるのか。

⇒複雑な問題。

基本的には別のプロセスであり、SSAは担当省庁が実施するもので、そのLegal Policyに影響されるものである。我々は「英国で使用される原子炉を評価する」立場にある。但し技術的見地から意見を求められたことはある。

Q: 公聴会と言うステップは無くなったのか。またこれによる一般からの不満は無かったのか。

⇒過去のケース(SizewellB)でも公聴会とNIIの評価プロセスは別のプロセスであった。

公聴会は原子力以外も対象とする建設許可のためのプロセスであり、安全評価とは全く関係がないプロセスである。(例えばHeathrow空港の滑走路拡張問題が一例。)

しかしながらSizewellBでは公聴会で安全問題も議論され、3年間かかってしまった。

政府はプロセスを変え、簡潔にしようと取り組み中で、国単位で取り組むべき問題と地方で取り組む問題を分けるべきと考えている。

このような政府の取り組みに対する反対は当然存在する。

Q: 英国の原子力反対派はSellafieldで小児癌が多発していると主張しているようだが、NIIの見解は。  
⇒ (NIIの正式見解ではないとの前置きで) Sellafieldでの職業被ばくと癌発生率との関連性は無いとの調査結果が出ていると認識している。但しこれは環境庁の管轄である。

### 5.3 運転中の原子力発電所に対する規制 (John Donald氏)

#### 【John Donald氏の経歴】

- ・原子力業界で24年になるが、最初の15年はコンサルティング、エンジニアリングの会社にいたが、その後、NIIに勤務して9年間になる。
- ・この9月まで、SizewellB担当の現地検査官
- ・現在は、NII本部にてHM Superintending Inspector

#### 5.3.1 英国の規制と法体系

法律にはいくつかあるが、主な法律は次の通り。

1965年: 原子力施設法施行

1974年: 労働保健安全法施行

事業者への要求事項を定めた個々の規定には、具体的なやり方、実施しなければならないことを書いている訳ではなくライセンスを取得するために実施しなければならないことだけを規定している。

例えば、運転する上で、必要なDGや安全弁の設置数など、具体的な設備に係る要求などはない。

ライセンスとして満たさなければならない項目は全部で36項目あり、ALARPの原則に従い、合理的に可能な限りリスクを低減することを求めている。ライセンスを付与することによって、事業者に委託する。

事業者に対する規制要件ではないが、英国保健安全執行部(HSE)の原子力局(ND)の検査官が、原子力サイト認可条件に関連した安全性を評価する際や原子力産業界に対する規制を行う際に参照するガイダンスとして、安全評価原則(SAP: Safety Assessment Principles)、TOR(リスクの許容度: ALARPの要求事項に対する基準)といった指針類を定めており、インターネットにも掲載している。

(参考情報1: 図5-1参照)

内容的には、まさに『揺籠から墓場まで』を網羅した指針となっている。

(規制当局の主な役割)

- ・安全文書(設置許可に相当)が安全評価原則(SAP)通りに作成されているか、安全文書の変更あった場合には、それをチェックすることである。
- ・原子力発電所の安全文書に変更が生じた場合は、設備仕様、プロセスなど安全上必要なことは全ての面でチェックすることになる。

【事業者が取得するライセンスの必要条件:36項目】

- ・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。
- ・7、11は事故発生時の緊急対策時の要求事項
- ・22はプラントの設備変更、運用変更時の対応、24がオペレーション方法の変更
- ・26から30は、実際のメンテナンスに対する要求、運転するのに安全上の必要な機能が適用されているか、資格のある人によりメンテナンス、オペレーションが実施されているか、といったことが規定されている。
- ・30以下の項目は、放射性物質の管理、放射性廃棄物の管理への対応が規定されている。
- ・36は2000年に新たに追加されたが、発電所に関わるすべての会社に適用されるものであり、要員数、資格、グループ企業の状況など大幅な組織改正時などには規制として確認することになる。

英国の規制は、ライセンスの必要条件として、細かくこういったことをしなければならないことを定めている訳ではなく、ゴールを設定しているのであり、事業者は自らルール(規制)を設けて、活動しなければならないことになっている。

「The License shall make and implement adequate arrangements to・・・」と表現している条項 : 7,10,11,12,14,15,17,22,28,32,36

- ・これらの条項に対しては、仕様書、ガイド、スストラクションすべてを自ら開発しなければならないということが、事業者に要求されており、自ら作成したルールに従って、自らをコントロールすることになる。

「The License shall ensure・・・」と表現している条項: 23,24,26,30,34

- ・これらの条項に対しては、事業者は、自らルールを定めだけでなく、それに従い事業者には、どこまで実施すれば十分であるかを考えることも要求されている。

(その他)

- ・事業者による自主的な規制というものが基礎になっているが、「13.発電所内に安全委員会の設置」、「17.品質マネジメントシステム」など、義務付けられているものもある。
- ・また、事業者の自主的なルール(規制)の中には、ライセンスの条件が直接に反映されていないものもある。

例えば、事故発生時の報告に係るライセンスの条件については、事業者の社内ルールに記載がある訳ではないが、事故時の対応がしっかりなされているかを確認することで、間接的にライセンスの条件が満たされていることを確認することになる。

実際に、現場にいる検査官としては、BE(BritishEnergy)の施設検査官と、原子力監督官という2名がいる。彼らは、規制側ではなく、事業者側検査官である。

このような事業者による自主的規制の枠組みというのが、すべての発電所の従業員に安全意識を根付かせるためには、一番効果的であると考えている。

### 5.3.2 現地検査のプロセスと結果

他国の規制当局(NRC、フランスなど)とのベンチマークが重要であると考えている。もちろん、各国の規制の状況は違し、スタンダードも違いが、「原子力発電所の安全確保」ということは同じである。

#### (1) 現地検査の概要

- ・NIIの検査官は、現場に常駐するのではなく、年間50日間程度、現場に出向いている。
- ・現場検査官は、似たような現場、姉妹関係にある他の原子力発電所の検査、また事業者の本社検査も行う。
- ・特定の専門家を呼んで検査をすることも重要である。例えば、私は土木工学出身であるが、化学系の検査がある場合は、化学の専門家を招聘することになる。
- ・事業者のグループ活動が重要で、プラント停止時、緊急時にどのような活動をするか、しているのかについて確認することも大切である。
- ・NIIの検査官というのは、法令のもと、免許を持っており、権限を有しているが、その効力は強いため、めったに使うものではない。

#### a. 検査官の活動計画

- ・毎年、縦軸にライセンスの必要条件項目、横軸にカレンダーとした検査計画を立案しているが、ライセンス条件のものによっては、毎年しなくてもよく、例えば3年に1回というものもある。
- ・毎回同じものばかり検査しないように、一覧表の下の方に、機能毎に検査しなければならないこと

を確認できるように管理している。

- ・また、NIIの検査官は、実際の検査だけでなく、それ以外の一般住民とのミーティング、ステークホルダーとの会合、地元の行政当局とのミーティング、環境庁との協議なども行っている。

#### b. 検査結果の評価

- ・検査結果の評価として、スコア付けも実施している。スコアといっても、段階が少ないのであいまいかと思われるかもしれないが、とにかくとりくんでいる。
- ・年初に事業者に対して、検査の計画を提出し、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戻している。
- ・米国のROPとは違って、スコアによって検査量が増減する訳ではなく、あくまでもレギュラトリーレビューのために実施しており、次年度の検査を検討する材料の一つにしかすぎない。
- ・現時点では、各発電所のスコアは非公開としているが、「情報公開法」があるので、開示要請があれば、開示しなければならないと考えている。

#### (2) 現地検査の実施状況

- ・ほとんどの現地検査は、特別な事故でもない限りは、事前に立てた計画通りに実施しているが、その方が事業者も事前に準備もでき効率的と考えている。
- ・ただ、検査によっては、抜き打ちで検査することもある。例えば、朝5時から9時にかけて発電所に行き、夜勤から日勤への当直の交代時に立ち会うこともある。抜き打ち検査は、非常にまれであるが、問題を見つけに行くのではなく、いつも通り実施されていることを確認しに行くとのスタンスである。
- ・一般の住民に対して、NIIというのは、いつでも原子力発電所にアクセスでき、どんな設備、そんなプロセスでも確認している、確認できるということを示すために、抜き打ち検査は重要であると考えている。
- ・現地検査官の検査計画は、検査官が自ら具体的な内容を決めるが、これは、大事なことである。検査官が実際に適用するスタンドアードは同じもので、一貫性はあるが、毎回同じことを検査するわけではないというのが大切である。
- ・また、一人の検査官が同じ発電所を担当するのではなく、新しい人を入れることで、新しい考え方が入るので、3年サイクルでローテーションしている。
- ・一般的な現地検査というのは、3、4週間ごとに、3、4日間実施している。その3、4日間の中で、いくつかのライセンス条項について検査するが、発電所の様々な人とコミュニケーションする。
- ・主な検査対象は、危険物、リスク、リスクの結果、であるが、常にそうしたリスクの高いものだけを

検査している訳ではなく、リスクの低いものを検査することも大切であると考えている。

- ・現地検査の準備として、サイトに行く前に安全ケースを読み直したり、現時点での発電所の情報を確認している。

#### a. Shift Manager Log

- ・現地検査は、基本的にはエビデンススペ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。
- ・また、実際に発電所でおこなわれていることをNIIとしてチェックできるように、Shift Manager(当直長)Logという日誌(5枚)が、週に1回まとめて送られてくることになっている。Shift Managerは経営者ではないので、現場の生の声が届いていると考えており、NIIとしては重要視している。
- ・Shift Manager Logには、原子炉、タービンのオペレーションリスクが、定量的、定性的なリスク指標として記載されており、この指標をみることによって、しっかりリスクがコントロールされているか、未解決の問題が放置されていないか、を確認できる。
- ・このLogは、必ずどの検査官もみており、発電所で発生している細かい些細な事象、Shift Managerが何を気にしているか、も確認することができる。

例えば、SizewellBの空調システムで毎週のように問題があるとLogで報告されているという事例がある。リスクの大きさでは問題はないが、Shift Managerが常に念頭においているというのがLogによりわかる。

- ・NIIのような独立した機関の検査官は、現場から離れた立場で、何を彼らが問題視しているのかということにスポットをあてる。Shift Managerが細かなことに目を奪われないように、細かな問題に対して、良い提案をすることが我々の役割であり、何回も何回も毎週出てくる同じ問題には、私たちが、Shift Managerに変わって、事業者の上層部に意見提言している。これにより、事業者のリソースがムダに使われることを回避できるものと考えている。
- ・Shift ManagerにはPSAなどのリスクに係るスキルが必要であり、Shift Managerの資格として、事業者自らが要求している。ただし、リスクマネジメントとして、リスク評価を実施しているのは、Shift Managerではなく、他も部門の要員が実施している。

#### b. Visit Report Action

- ・検査官としては、多くの検査報告書を作成することになるが、Visit Report Actionは全検査官が作成するものである。
- ・検査の結果、事業者に対して、Visit Report Actionを送付し、改善を提案すると、事業者はそれに対するコミットメントを出すので、その取り組み状況をまた検査することになる。

- ・1年で約20から25程度の提案を出す、ほとんどのものは既に解決済みとなっている。
- ・これ以外のレポートとしては、10年単位のPSR、毎年行われるレビュー会議も記録があるが、これらの記録は、検査の基礎資料となる。

#### 【Visit Report Actionの例】

SizewellBは以前良好な運転を維持していたが、昨年は18ヶ月の1サイクルに4回も発電所が停止した。SizewellBでは再発防止対策を検討したが、同じような問題に直面した世界の発電所を考慮していないことに私は気が付いたので、海外の経験をもとに、よりよりアクションプランを作成するように、Visit Report Action要請したということがあった。

#### c. Action計画

- ・世界各国とやり方が異なるが、英国NIIではAction計画を事業者とNIIの検査官とで調整して作成している。
- ・この主旨は、我々NIIが重要と考えているが、事業者と見解の相違のあるものをAction計画に反映するのに有効だと考えているからである。
- ・NIIがVisit Report Actionなどで課題とした項目をまとめてAction計画を作成するが、項目毎に重み付けとして色分けしている。色が同じであれば、事業者と見解が同じということになる。各項目は、処置されれば、Action計画のリストから外される。

### (3) 介入 (Intervention) プログラム

NIIは検査活動以外に、介入 (Intervention) プログラムも実施している。

- ・これは、いくつかの発電所に共通でみられた事象に対して、トピックスで実施するものであるが、例えば、複数の発電所で同じ問題が見つかった場合、事業者の本社にアプローチして、統一した考えで問題解決を図るように要請することがある。
- ・同じような問題がいくつかの原子力発電所で見られる場合は、個別に対応するのは非効率なので、共通要因に対処すべき箇所に要請することで、効率的に問題解決を促している。

#### 【介入 (Intervention) プログラムの例】

放射性廃棄物管理の問題がいくつかの発電所で共通に確認されたので、本社に要請を出したことがある。

この例の場合、現状を把握し、解決されるまでモニタリングすることになるが、問題解決は簡単ではないので、解決まで3年かかると考えている。ただ、たとえ3年かかったとしても、継続的に改善が図られ、我々の仲裁の必要が着実になくなるのであれば、たとえ3年かかっても良いと思っている。

#### (4) その他

- ・NIIの検査官は、年に50日しか発電所に出向かないので、実際には、発電所にいる事業者の検査官の人達に検査プログラムを実施してもらうことになる。NIIの検査官としては、年初及び四半期ごとに、規制によるレビューミーティングを行う。
- ・このレビューミーティングでは、NII検査官、事業者のマネジメントチームが議論して、前年のレポート、PIなどを考慮した、来年は検査として、どこに注力して、どこを省略するかを議論する。
- ・NII検査官としては、事業者の経営層(マネジメントチーム)に効果的な提言をすることを心掛けている。

#### 5.3.3 英国規制体制の特長

- ・原子力発電所の検査を実施するには、スキルに長けていなければならない。個人としては、それぞれに何らかの技術に長けているが、規制として、検査を実施するためのスキルというのが大切になる。
- ・NIIの検査チームの中には、キャリアとして原子力に関与したことのない検査官もいるし、人数も少ないが、サッカーのように、一つのボールに全員で走るようなことのないように、専門性を生かして、全体をカバーすることが大切であると考えている。例えば、ある発電所で事故が発生した場合、全員がそこに注力しがちであるが、担当を決めて、残りの検査官は、通常の業務をシェアする仕組みとなっている。
- ・HSEのディビジョン1には58人の検査官が在籍しており、10の発電所、8の廃炉プラント、新規サイトという原子力のすべてを担当している。HSE全体では、170名程度の検査官がいるが、60名以下で、全ての民間の原子力発電所をカバーしていることになる。事業者の自主的な検査体系が確立しているから、これだけの少人数でこれだけの検査ができると考えている。
- ・最近では、新規サイトへの対応を意識した採用を行っているが、高齢化した検査官の大量退職にも戦略的にそなえなければならない。
- ・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、同じゴールに向っていくことが重要である。また、同じ検査プログラムで検査を実施するわけであるから、人によってぶれないように、規制側は少人数であることが必要であると考えている。
- ・ただし、規制側の検査官が少人数であるとはいえ、それぞれの検査官に裁量が付与されているので、一貫性を保つというのが解決していかなければならない課題となっている。
- ・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ならないように配慮している。

- ・英国におけるリスクの取扱いは、米国のような確率論基準と、フランスのような決定論基準のちょうど中間と思っている。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。
- ・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」という意味であるが、NIIの考え方の基本となっている。

その他、留意していることは、

- ①多くの分野を効率的に検査するために目標を設定して、細かいことに手をとられないようにすること
- ②ライセンスは10年維持されている間も、安全文書は必要な変更手続きを行うが、書面でのやりとりは、避けるようにしており、ペーパーワークは必要最小限に抑えること
  - ・重要度の高いものを変更する場合は、認可が必要
  - ・次に、事業者が発電所に設置している「安全委員会」にて審議
  - ・更に、重要度の低いものは、事業者自主で変更可能
- ③効率的にサンプリングを行い、事前に資料を読み込み、あらかじめ問題点の見込みをつけてから現場に出向くこと
- ④「必要な時に、必要な影響力を行使する」こと

<質疑> : 上記の本文中にすべて反映

#### 5.4 Sizewell B発電所運転中保全へのNIIの取組み (John Donald氏)

(Sizewell Bの特徴)

- ・英国で開発されたGCRの設計会社BDCはガス炉の会社であったが、系統分離の考えがしっかりしていたので、それをSizewell Bの設計会社WHの設計に展開することを要求
- ・1つの原子炉、4ループ、2つのタービン、4トレイン、運転中には格納容器内にアクセスしないと前提の設計
- ・米国のASME SecXIとほぼ同じであるが、供用期間中、供用期間外のSR(サーベランス)は、TS(テックスペック)の中で規定

- ・安全上重要な系統、設備に係る運転中保全是、NIIとしてコントロール

(1995年に建設されてからのSizewell BでのTSの変更点)

- ・FAC(Flow Assited Corrosion Monitoring)のモニタリング : 運転中に実施
- ・Boric Acid Corrosion Program : Davis Besse対応として運転停止中に実施
- ・非常用電源系のメンテナンス : 安全ケースの見直し(AOT 7日間に延長)により、運転中に実施
  - > Sizewell Bが4つのトレインになっていなければ、合意しなかった。
  - > Separation Groupは4つあり、重要な系統は、4つの電源から供給可能。
  - > 電源系にバックアップを設けたことにより、DGの運転中保全でのリスク増分を最小限に抑えている。

(運転中保全に対する考え方)

- ・以前なら、保全是停止中でないと認めていなかったが、運転中にもできる安全ケースを認めることになった、しかし、一度に一つの系統しか認めないことになっている。
- ・PSAの評価結果を踏まえ、ワークプランニングプログラムに基づいて、運転中保全是計画されている。
- ・運転中保全により、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。

<質疑>

Q1. NIIとしては決定論的に運転中保全を考えているのか、4トレインというが、N+2ではないのか。

⇒4トレインというのは、N+2であり、単一故障を想定した予備1、保全1である。安全系はN+2であるが、運転中保全をするためには、TSのAOT範囲内に作業を終えることを要求している。

## 参考情報1: 英国の原子力規制体制

英国の原子力規制は、以下の諸機関により執行されている。

今回訪問した原子力施設検査局(Nuclear Installations Inspectorate: NII)は規制の実務を担う機関である。

i)保健安全施行部(Health Safety Executive : HSE)

HSEは、産業界の安全全般に対する許認可権限を有している(職員数は訪問時点で約3,500名)。諮問機関として、原子力安全諮問委員会(NuSAC)があり、HSEに対し、それぞれ専門的かつ技術的に助言する役割を担っている。

ii)原子力局(Nuclear Directorate : ND)

原子力局(ND:Nuclear Directorate)は、HSEの1部門で、以下の6部からなり、原子力の許認可業務を担当している。(職員数は訪問時点で約300名)職員の半数以上は原子力安全検査官(許認可条件や他の原子力関連法律との適合性のチェックを行う)である。

第1部:民間原子力発電所

第2部:燃料サイクル関連及び研究施設

第3部:防衛関連原子力施設

第4部:原子力安全研究及び戦略

第5部:民間原子力セキュリティ局

第6部:原子力許認可システム開発

iii)原子力施設検査局(Nuclear Installations Inspectorate : NII)

原子力施設検査局は、原子力局の一部を構成し、原子力局の執行部隊として位置付けられ、原子力局長が主席検査官を併任している。

具体的な検査作業は、サイト、認可事業者の施設での、認可条件、安全確保、その他の法的義務への適合性審査のために実施され、これにより、強制措置などの規制内容を決定する。

主要原子力発電所には通常1、2名の担当検査官が充てられている。検査や審査はサンプリングベースで実施され、サンプルの量や範囲は、案件の危険性や初期検査結果に基づいて決められている。

安全に関する責任は事業者が負うという基本原則であり、事業者により提供される情報の正確性、安全に係わる事象を保健安全執行部に遅滞無く報告することとなっており、米国NRCの規制方式と極めて似通っているとの感を持った。

NIIの検査官は必要な専門的な資格を持っており、多くは原子力産業で働いた経験があるが、継続的に訓練を受けることが義務付けられている。

なお、英国の原子力関連の法令・規則・基準の体系を図5-1に示すが、HSEは「労働保健安全法」ならびに「原子力施設法」に準拠して許認可に当たっている。

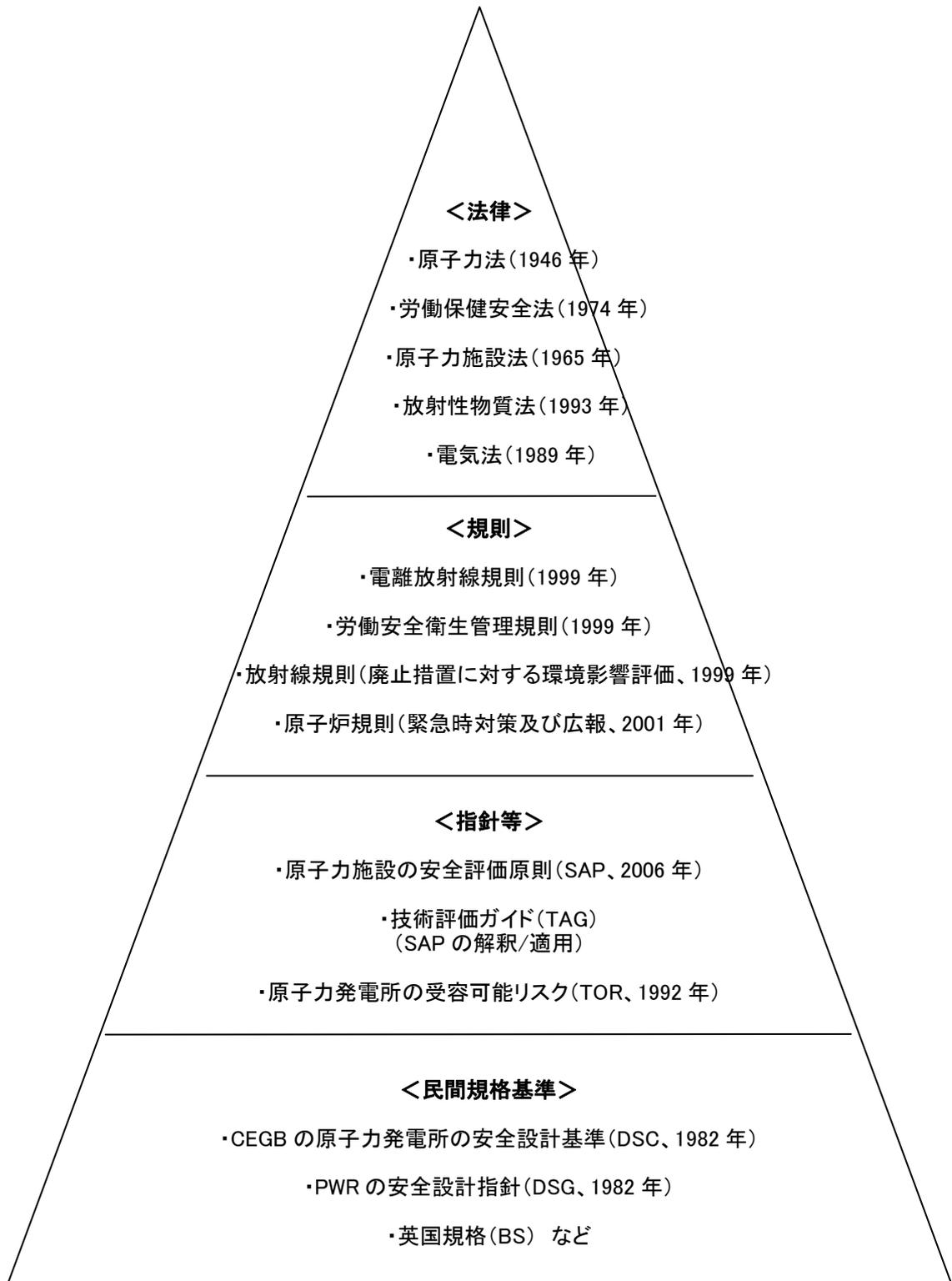


図5-1 英国の原子力関連の法令・規則・基準の体系

## 参考情報 2:HSE GDA Step3 報告書リスト

(WH AP1000 および EDF/Areva EPR)

<http://www.hse.gov.uk> より

WH AP1000 の一般設計評価報告書	新型原子炉の一般設計評価(GDA)のステップ 3 として WH の AP1000 の設計の安全性及びセキュリティについて審査した結果を要約したレポート。(詳細な技術的評価結果は以下)
WH AP1000 の内部災害評価	AP1000 の内部災害評価をまとめたレポート。 WH が検討している評価ケースには足りないところがあり、今後更なる評価が必要と指摘している。
WH AP1000 の建築設計と外部災害評価	AP1000 の建屋設計と外部事故を評価したレポート。 遮蔽建屋に従来の RC 構造と SCS 構造を取り入れている点に問題があると指摘している。
WH AP1000 の確率論的安全解析	AP1000 の確率論的安全解析を評価したレポート。 評価範囲や評価方法、データに不足な部分があるものの、炉心損傷頻度や大量放出頻度の評価はある程度満足できるものとしている。
WH AP1000 の故障解析評価	AP1000 の故障解析を評価したレポート。 WH の安全解析はほぼ満足できるが更に検討すべき分野があるとして具体的に列挙している。
WH AP1000 の計測制御システムの評価	AP1000 の計測制御システムを評価したレポート。 AP1000 の計測制御システムの構成は容認できるものではあるが、更なる検討が必要な点があるとしている。
WH AP1000 の電気系統の評価	AP1000 の電気系統を評価したレポート。 WH は全般的に満足すべき安全解析を行っているが、更に検討すべき点と追加すべき情報を列挙している。
WH AP1000 の燃料設計の評価	AP1000 の燃料設計を評価したレポート。 WH は広範な安全解析を行っているが、更に検討すべきと考えられる点を列挙している。
WH AP1000 の放射線防護の評価	AP1000 の放射線防護を評価したレポート。 ステップ 4 での検討課題などを挙げているものの、現段階では放射線防護に関連する安全解析は十分行われているとしている。

WH AP1000 のメカニカルエンジニアリングの評価	AP1000 の機器設計を評価したレポート。 WH の提案している静的炉心冷却系の Squib 弁に懸念を示しているほか、機器の安全上の分類法がイギリスの規制と一致していないことなどを指摘している。
WH AP1000 の構造健全性の評価	AP1000 の機器の構造健全性を評価したレポート。 原子炉容器や蒸気発生器の材料などにつき検討し、重機に使用される低合金フェライト鋼の化学成分などステップ 4 以降に検討すべき問題点を挙げている。
WH AP1000 のヒューマンファクターの評価	AP1000 のヒューマンファクターを評価したレポート。 WH が検討しているヒューマンファクターの範囲と程度が十分なものか疑問があると、ステップ 4 での検討を求めている。
WH AP1000 の品質保証体系の評価	AP1000 の品質保証体系を評価したレポート。 WH の品質保証体系はよくできていると評価する一方、イギリスのプラントにどれだけうまく適用されるか、疑点もあるとしている。
WH AP1000 の放射性廃棄物対策と廃止措置の評価	AP1000 の放射性廃棄物対策と廃止措置対策を評価したレポート。 これまでの審査過程では重大な問題や設計変更を要する事項は見付かかっていないとしている。
WH AP1000 のセキュリティ評価	AP1000 のセキュリティ対策を評価したレポート。 これまでのところ重大な問題は見付からなかったとしている。
EDF/ Areva EPR の一般設計評価報告書	新型原子炉の一般設計評価(GDA)のステップ 3 として Areva, EDF の EPR の設計の安全性及びセキュリティについて審査した結果を要約したレポート。(詳細な技術的評価結果は以下)
EDF/ Areva EPR の内部災害評価	EPR の内部災害評価をまとめたレポート。 安全上重要な機器やプラントの多重性、分離性に問題があり、十分な分離が行われていない点があると指摘している。
EDF/ Areva EPR の建築設計と外部災害評価	EPR の建屋設計と外部事故を評価したレポート。 建築設計においてイギリスとは異なる規格、基準を適用しており、今後その妥当性などを実証する必要があると指摘している。
EDF/ Areva EPR の確率論的安全解析	EPR の確率論的安全解析を評価したレポート。 提供された情報に不足な部分があるものの、検討範囲や方法、技術は容認できるものだと評価している。

EDF/Areva EPR の故障解析評価	EPR の故障解析を評価したレポート。 EDF/Areva の安全解析はほぼ満足できるが更に検討すべき分野があるとして具体的に列挙している。
EDF/Areva EPR の計測制御システムの評価	EPR の計測制御システムを評価したレポート。 EPR の I&C は複雑で、独立性などに問題がある。また、クラス 1 の表示器と手動制御装置が欠落しており、改善が必要と結論している。
EDF/Areva EPR の電気系統の評価	EPR の電気系統を評価したレポート。 EDF/Areva は全般的に満足すべき安全解析を行っているが、更に検討すべき点と追加すべき情報を列挙している。
EDF/Areva EPR の燃料設計の評価	EPR の燃料設計を評価したレポート。 燃料アセンブリの照射成長、クラッドの生成、応力腐食割れなどについて更なる検討が必要と指摘している。
EDF/Areva EPR の放射線防護の評価	EPR の放射線防護を評価したレポート。 ステップ 4 での検討課題などを挙げているものの、現段階では放射線防護に関連する安全解析は十分行われているとしている。
EDF/Areva EPR のメカニカルエンジニアリングの評価	EPR の機器設計を評価したレポート。 機器の安全機能の分類や機器の分類がイギリスの規制と一致していない点を指摘している。
EDF/Areva EPR の構造健全性の評価	EPR の機器の構造健全性を評価したレポート。 原子炉容器や蒸気発生器の材料などにつき検討し、重機に使用される低合金フェライト鋼の化学成分などステップ 4 以降に検討すべき問題点を挙げている。
EDF/Areva EPR のヒューマンファクターの評価	EPR のヒューマンファクターを評価したレポート。 フラマンビルでの実績もあり、十分な検討が行われており、解析モデルも妥当だと認めている。
EDF/Areva EPR の品質保証体系の評価	EPR の品質保証体系を評価したレポート。 EDF/Areva の品質保証体系はよく確立されているとし、フラマンビルの設計変更がよく反映されるよう期待している。
EDF/Areva EPR の放射性廃棄物対策と廃止措置の評価	EPR の放射性廃棄物対策と廃止措置対策を評価したレポート。 これまでの審査過程では重大な問題や設計変更を要する事項は見付かっていないとしている。

EDF/Areva EPR のセキュリティ評価	EPR のセキュリティ対策を評価したレポート。 これまでのところ重大な問題は見付からなかったとしている。
-------------------------	---

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第4次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成21年12月1日(火)10:30~14:45(但し、途中現場視察および昼食を含む)

### 2.場所:

Sizewell B 発電所

### 3.出席者:

【British Energy】(以下、BE社という)

Jim Crawford(Acting Station Director), Gordon Carey(Systems Health Group Head),

Colin Tucker(Nuclear Safety Engineer), Niki Spatchett(Community Liaison Officer)

### 【機械学会訪欧調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院),  
楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE),  
奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田  
(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

### 【その他出席者】

河内(英国通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

資料-1:Welcome to Sizewell B

資料-2:Preventative Maintenance

資料-3:Sizewell B power station Information pack

資料-4:UK NEW NUCLEAR

## 5.議事概要:

### (1) Sizewell B 発電所の概要説明

日曜日に所長がなくなったため、お忙しい状況の中、Jim Crawford 副所長が発電所概要を説明してくださった。冒頭に、火災時、発電所緊急時の避難等について説明があったこと、週ごとに変わる安全メッセージの紹介があったのが印象的であった(「薬を服用しているなら上司に報告すること。業務に差し障りがあるかもしれない」等)。

#### <発電概要>

- 1995年2月に運転を開始し、これまで14年間運転している。
- 定格は1,200MWeであるが、現在の発電量は1,199MWeであり、200万世帯へ電力を供給している。
- 原子炉一つに650MWのタービンが2系列となっている。  
(建設時に国産タービンを用いる方針であったが、当時国産の1000MW級タービンの実績がなく、実績のある最大のものが650MW向けであったため、それを採用して2系列としたとのこと)
- これまでに、6,700万tのCO<sub>2</sub>を削減している計算になる。

#### <安全性に関するデータ>

- BE社が最後にLost Time Accident(\*1)を生じさせてから、1,300日が経過している。  
(\*1)1日あるいは1シフト単位以上の発電停止を伴う不具合
- 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。
- 原子力に関する報告事象が最後に生じてから、1,090日が経過している。
- 環境に関する報告事象が最後に生じてから、1,344日が経過している。

#### <人員>

- 正社員は500人、フルタイムの協力会社員は250人である。
- 研修員が23名おり、そのうちの8名を最近雇った。
- 3,000万£(約45億円)を給与として地域に貢献している。
- 社員は半径25マイル以内に住んでいる。

#### <訓練>

- 新しいトレーニング設備を建設した。昨年1年間で延べ74,900時間の訓練を行った。内訳の主なものは、運転に関するものが34,800時間、メンテナンスに関するものが9,500時間、協力会社が6,400時間である。
- 5つの訓練プログラムを有しており、「Interim Accreditation(中間認定)」を受けている。

#### <地元への貢献>

- Niki Spatchett氏は、コミュニティリエゾンとして地元対応を行っている。
- パブリックミーティング、教育、支援行為、寄付、チャリティ等を実施している。

## (2) 予防保全について

事前に送付していた質問に対する回答という形で、Gordon Carey 氏, Colin Tucker 氏の両名から説明があった。

### <背景ならびにルール>

- 少数の系統が2トレインであることを除き、殆どの系統が4トレインであるため、そのうちの1系統をメンテナンスのために隔離してもリスクの上昇を抑えられる。
- Tech Spec は、米国の MERITS Tech Spec に基づいたものとなっており、その Tech Spec SR3.0.2 によると、いかなるプラントモードにおいても1トレインを故意に止めてよいことになっていることから、発電中にメンテや試験を実施できる。
- 通常は、一度に実施するのは数項目に限定されており、事前に NII に知らせている。

### <非常用電源系のメンテナンス>

- 1トレインに属する機器を全て、最大7日間発電中に止める許可を得たが、このために Tech Spec の変更が必要で、新しい Safe Case (全体質疑で確認)を作成するのに2年を要した。実際には、低電圧系は常用電源に接続することによりリスクを抑え、高電圧系をシャットダウンした。
- 今年初めて実施し、燃料交換停止時の作業量を低減することができた。

### ◆ 質疑応答

- Q 1トレインを隔離することは、元々 Tech Spec で許容されているのではないかと？
- ⇒ 元々の Tech Spec で許容されていた停止期間は24時間乃至3日間であった。それを7日間まで延長したということ。
- Q N+2 の設計になっているという理解でよいか。
- ⇒ そのとおり。安全に必要な系統数+単一故障+メンテナンス、ということ。
- Q Safety Case の申請では、NII にリスク評価結果を提示して了解をもらったのか？
- ⇒ そのとおり。決定論的・確率論的双方の評価結果を提示した。
- Q 「7日間」の意味合いを教えてください。24時間作業を実施するのかわか。
- ⇒ AOT が7日間(24×7=168時間)という意味である。24時間作業を実施することを想定している。作業はAOTの60%で完了するよう計画するが、実際には少し越えて5.5日を要した。
- Q シフト数は？
- ⇒ 作業に応じて2シフトと3シフトを採用した。
- Q 通常定検日数の低減効果はどの程度か？
- ⇒ 2~3日ぐらいではないか。どのグループのメンテをやるのかによって変わってくる。変圧器のメンテがあるときには効果が小さい。

### <組織:図1>

- 予防保全は、System Health 部署が、「このとき、こういったメンテが必要になる」という判断を行い、Work Management 部署が、実行に移す計画書を作成する。実行するのは Maintenance 部署である。計画のレビューは、TSSD(Technical and Safety Support Department)の Nuclear Safety と、Operation 部署が行う。Work Management 部署は、次サイ

クルの計画も立案する。Outage 部署は、燃料交換停止のみを所掌する。

◆質疑応答

Q 計画に関する情報・図書はどのように管理しているのか？

⇒ Passport システムを利用している。関係者全員がアクセスし、情報の共有化をしている。

Q QA の組織はどこに属しているのか？

⇒ TSSD 部署の中にある。

Q CI(Continuous Improvement)と QA の違いは何か？

⇒ CI は、仕事のやり方・プロセスを継続的に改善する部署である。7~8 名で構成されている。

Q CI はどのくらいの数の指標を扱っているのか？

⇒ 上位の Key Performance Indicator は 15 くらい。下位のものはたくさんある。

<今後の課題>

■ Reserve Ultimate Heatsink: 海水の凍結やくらげ等の海生物の影響にて通常の冷却系が十分でなくなることもあるため、100%×2 系統の冷却塔を備えている。現在、半分しか機能していないが、性能としては 100%が維持できている。

■ Electrical separation group: 計画に 1 年を要した。

■ Essential Diesels: 現在計画中。

<予兆診断>

■ CCP を除く安全系のポンプに適用しており、潤滑油診断・状態監視・運転不能時間時間のカウンタ・full flow 試験を行い、System Health Engineer が、6,18 ヶ月おきに評価する。必要と判断されたら on load でメンテナンスを行う。

<メンテナンス前の安全性評価と管理>

■ 以下のことを実施する。

>クリティカルになるタスクの洗い出し

>Trip Quality Plan のリスク評価

>維持されるトレインの保護

>作業前後のブリーフィング

■ 定検時のリスク評価としては、定性的なリスクの大小(深層防護のレベル)を表上で 3 色に色分けをして明確化する(EPRI の ORAM を用いている模様:図2)。これは、社内の独立チームが定検前にレビューする。

■ 運転中保全の計画に際しては、縦軸を炉心損傷係数の相対値としたグラフ(Risk Watcher)を毎週作成する。本グラフも 3 色に色分けされている。

◆質疑応答

Q リスクの評価結果は、事前に NII へ提示するのか？

⇒ No。社内だけのレビューであり、規制側に出す必要はない。

Q リスク評価の実績も出していないのか？

⇒ 必要ない。検査官はサンプルを見ることはある。NII はプロセスを見ている。

Q NII からは、毎週月曜日に、リスク評価の入ったシフトマネージャが作成する報告書を提出しているように聞いているが？

当該報告書に記載されているのは、安全性のリスクだけではなく、商業的なリスク評価を含む総合的なリスク評価結果である。

#### <予備品>

■ 下記の考え方で準備している

>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。

>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

>Oリングやガスケットといった' Soft' 部材については発注が必要。

>RCP ポンプインターナルは調達中である。

>タービンロータの予備品は4年前に調達した。経済上の判断による。定検期間外にメンテしてローテーションすることが経済的と判断した。ローテーションによって不具合が生じたことはない。

#### ◆質疑応答

Q TBM と CBM 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。

Q MO 弁は、トレンド評価で問題なければいつまでもオーバーホールしないのか？

⇒ 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。

Q 弁の診断装置は何を使っているのか？

⇒ 米国製のバイパーという装置を使っている。

Q カテゴリごとに点検の最大期間を設定しているのか？

⇒ Yes。最もリスクの低いものは 108 ヶ月、最短は 36 ヶ月である。

#### ◆全体質疑

Q Safety Culture Survey は、CI 部門が実施するのか。

⇒ そのとおり。前回 2007 年に実施し、次回は 2010 年に予定しており、contractor も含めて実施する。

Q CAP のボリューム感は。

⇒ Condition Report が 1 日に約 30 件、1 年で約 1 万件である。

- Q Safety Case はどのくらいの量あるのか。
- ⇒ 20,000 冊の図書である。サマリバージョンは、本棚 2 段分ぐらいで、米国の FSAR と同程度だと思って欲しい。
- Q Safety Case の変更はすべて NII に事前申請か？
- ⇒ マイナチェンジは事後報告でよいが、そうでないものは事前承認が必要。
- Q Safety Case の変更管理は誰がどのように行うのか？
- ⇒ Passport システムを用いている。
- Q 燃料プールのホウ素濃度を高めていると聞いたが、どのくらいか？
- ⇒ 2,500ppm である。ラック内に燃料がある場合はホウ素は必要はないが、燃料落下事故等でラックの外に燃料がある場合に臨界とならないようホウ素を使用している。
- Q Sizewell B は、N+2 と言っていたが、Reserve Ultimate Heat Sink は違うのでは？
- ⇒ そのとおりである。複雑であるが、1つで 100%容量をもっている。
- Q DG の運転中保全にあたり、代替の設備を使用すると NII で聞いているが、どのようなものか？
- ⇒ DG を追加するなど設備を新たに設けるわけではない。電源の Inter Connection を行うだけである。
- Q 電源系は複雑なので、当該 Safety Case をいただけないか？
- ⇒ 何か適切なものを別途送付する。

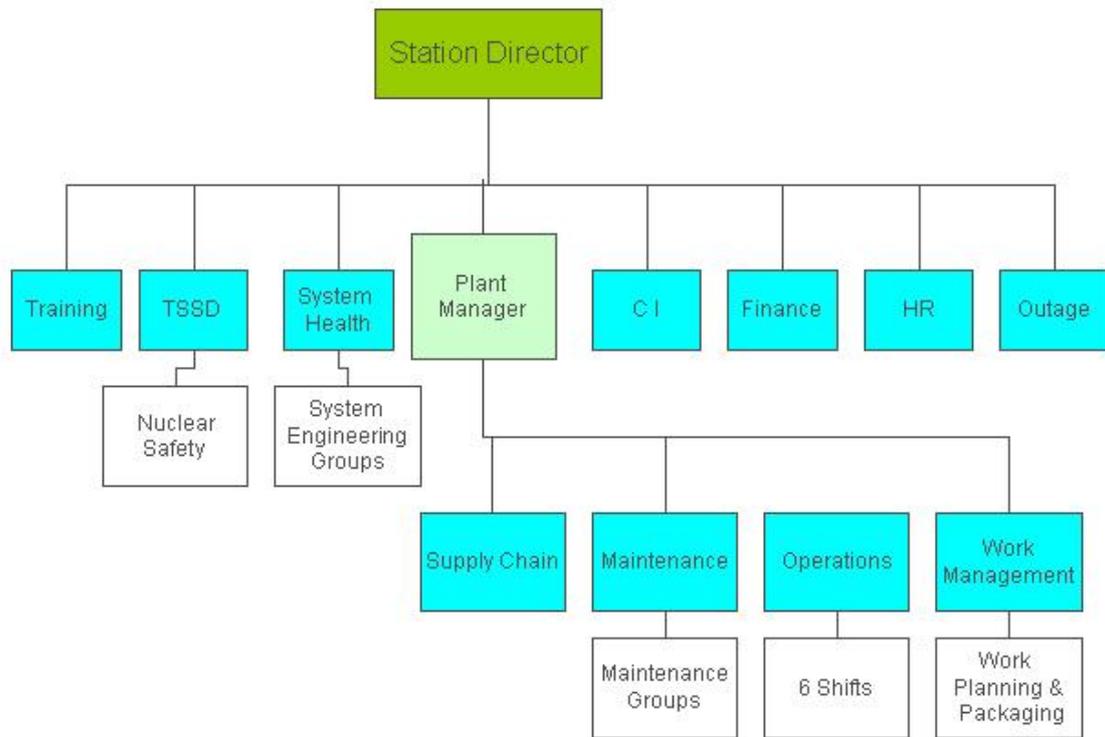


図1 Sizewell B 発電所組織図 (概要)

> ORAM Outage Risk Assessment & Management

	September																					
	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
OVERALL STATUS					1						2							3	4			
REACTIVITY CONTROL									1													
DECAY HEAT REMOVAL																					1	
CONTAINMENT			1						2a						2b						3	
INVENTORY CONTROL									1						2							
VITAL SUPPORT SYSTEMS								1														
AC ELECTRIC POWER			1								2		3	4	5	6	7				8	
DC ELECTRIC POWER										1			2	3	4							
INSTRUMENTATION					1	2			3					4	5			6	7	8		
FUEL STORAGE POND																						
HVAC SYSTEMS										1			2		3							
Mode	Mode 4		Mode 3				Mode 6		Defuelled		Mode 6		Mode 3		Mode 4							
Sub-mode			RF Pool Not Filled						RF Pool Filled		RF Pool Not Filled											
Containment			Achievable				Ensrd		Achievable		Ensured		Achievable									

Subject to independent review prior to outage.

8

図2 停止時の安全評価

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第4次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成 21 年 12 月 1 日(火)11:00～12:30

### 2.場所:

British Energy SIZEWELL B 発電所

### 3.出席者:

#### 【BE 社 SIZEWELL B 発電所】

Jim Crawford(Acting Station Director), Gordon Carey(Systems Health Group Head),  
Colin Tucker(Nuclear Safety Engineer), Niki Spatchett(Community Liaison Officer) 他

#### 【機械学会訪米調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院),  
楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE),  
奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田  
(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

#### 【その他出席者】

河内(英国通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

## 5.議事概要:

発電所副所長の挨拶、簡単な注意事項を受けたあと、サイトツアーに出発した。

サイトツアーは参加者を2班に分けて実施した。

ツアーのルートは以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プール(SFP)
- ・ タービン建屋(TB)
- ・ その他(非常用ディーゼル(DG)建屋、メンテナンス建屋、補助冷却設備(Reserve Ultimate Heat Sink)等)

以下に各設備における特色を記す。

### 1. SFP

ホウ素濃度がゼロでも未臨界を維持する設計とはなっていない。燃料がラックに入っていればホウ素がなくとも未臨界は維持できるが、燃料がラックの外で落下するなどの事故時を想定してホウ素を添加している。(なお、どのような事故を想定しているかは不明)ホウ素濃度は2,500ppm以上としており、これは原子炉停止時の一次冷却材ホウ素濃度と同等であり、日本における実際のSFPホウ素濃度と変わりはない。

使用済み燃料貯蔵容量は少なく、また許認可上、使用済み燃料のサイト外搬出が認められていないため、このままのペースでは2015年には、受け入れ余裕がなくなる。よって、現在発電所構内に乾式貯蔵設備(ドライキャスク)の建設を計画中である。このような状況下で、再処理の実施は現時点では計画されていないが、今後検討されるかもしれない。

燃料全数(193体)装荷にかかる時間は約40時間でSFPから炉心へ移動が可能。(取り出しも同様)

ちなみに、燃料ラックは自立式で特に耐震サポートはなく、燃料を全部入れると重くなりすぎて耐震で持たないため、容量の3/4程度までしか入れられない。

### 2. TB

Sizewell Bのタービンは50%x2基構成になっている。これは、建設時に英国内で調達可能で信頼性のある蒸気タービンが、Sizewell Bの100%容量を1基でカバーできないための策である。一方、TB自体は巨大な建物であり、2基のタービンを並列に設置し、その間に十分な広さのあるメンテナンススペースを確保している。(50t補助クレーンを持つ100tクレーンが2基備えられていた。)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とのこと。

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車室分)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運転時に実施している。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。

### 3. 非常用DG

4基の非常用DGは、2基ごとに非常用DG建屋に設置されている。非常用DGの容量としては、1

基をメンテナンス中に、1基が故障しても問題ないものとなっている。

#### 4. メンテナンス建屋

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)が設けられており、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運転時の点検が可能である。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、原子炉冷却材ポンプ(RCP)モータ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。

#### 5. RUHS

RUHS が Sizewell B 特有の設備であり、安全系の海水取水が、くらの襲来や凍結により万一不可能になった場合の安全系最終ヒートシンクの役割を持つ、空冷設備である。容量としては2系統で安全系200%分であるが、現在は1系統(安全系100%分)のみ設備として生きているとのことである。本設備は海岸沿いに設置されており塩害に悩まされているとのこと。

#### 6. その他

Sizewell B の敷地北側には 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。

今回、ご好意により管理区域内に入域したが入域管理・汚染管理は日本と大きく異なっていた。一方、異物管理については SFP の手すりにシートを張っていたり、注意喚起を入念にするなど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、非常にきれいであった。また、天井を走るケーブル類は、通路等の人が出入りする箇所については、スチール板を張るなり、火災用防火扉等随所に火災防護の対応をしていた。また、我々のツアー開始に際してもサイレン発信時の注意事項を説明するなど、特に火災防護に対する意識が高いと感じた。

我々の感想についても、フィードバックをしたいとのことであったため、全身モニタで多重にチェックされていること、火災防護がしっかりされていることを先方に伝えた。

耐震については、0.14G で設計しているとのこと。

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第6次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成 21年12月3日(木) 10:00 ~ 12:00

### 2.場所:

CSN (Consejo de Seguridad Nuclear)

### 3.出席者:

#### 【CSN出席者 所属】

Mr. Fernando Franco Matilla (International Relations Technical Cabinet of the President)

Mr. Javier Zarzuela Jimenez (Subdirector General de Instalaciones Nucleares Deputy Director of Nuclear Installations)

Mis. Asunción Barquín (Subdirector General de Ingenieria Deputy Director of Nuclear Installations)

Mr. José M. Figueras (Mechanical and Structural Engineering Branch Technical Acvisor)

Mr. F. Javier Blasco Vallejo (Coordinador Technico de Sistemas Auxiliares y Mantenimiento Subdireccion General de Lngenieria)

Mr. Javier Zarzuela Jimenez (Subdirector General de Instaiaciones Nucleares Deputy Director of Nuclear Installations)

Mr. Antonio Munuera Bassols (Subdirector General de Ingenieria)

#### 【機械学会訪欧調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院), 楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE), 奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

#### 【その他出席者】

中村(スペイン通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

資料-1: Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) (Integrated System for Plants Oversight)

資料-2: FEPC Activities for the implementation of On-Line Maintenance (FEPC)

資料-3: Mantenimiento a potencia (CSN Position on the On-Line Maintenance)

資料-4: Sta. M<sup>a</sup> de Garoña (SMG) NPP “Ageing Management Integrated Program” for LTO application (License renewal).CSN Inspection and Assessment tasks

## 5.議事概要:

### (1)イントロダクション

- ・対応者: Mr. Fernando Franco Matilla
- ・日本機械学会の訪問に対し、歓迎の言葉があった。
- ・スペインには8つのNPPがあり現在、7つが稼働中で1つが休止中である。
- ・明日は、ASCO発電所を訪問されるとのことだが、本日はCSNより原子力規制について紹介する。
- ・ご存知の様に、スペインの原子力規制は、米国のROPをベースとしている。
- ・最新の原子力規制システム(SISC: Sistema Integrado de Supervisión de Centrales)、「シスと呼ばれている」に関しては、Mr. Javier Zarzuela Jimenez(ハビエル氏)が説明し、規制システムの改善に関するOLMについては、Mis. Asunción Barquín(バルキン氏)が、また、Aging、寿命、ライセンス更新に関しては、Mr. José M. Figueras(フェゲル氏)が行うとの紹介があった。
- ・本日は、日本側からもOLMの導入準備に関するプレゼンを予定されていると聞いており、プレゼン終了後に、協議の時間も取っている。本日の会議に出席しているCSNメンバーの方の紹介があった。
- ・日本側を代表して、水町団長より、調査団のメンバー、目的、活動概要について紹介があった。
- ・本調査団は、副団長として東大の岡本教授、規制を代表する検査官、電力会社のマネジャー、メーカー3社のマネジャーなど様々な立場の者が参加するユニークな調査団であり、日本機械学会の研究会としての活動である旨、紹介があった。
- ・本研究会は、多様な立場の人が一体となって原子力安全を推進している。日本では約80年前に電気事業法によって定期検査が規制されて来たが、当時の水力発電所等のポンプ等は故障が多く、1年毎に止めて点検をすることが規定されており、このため、昨年まで原子力プラントにおいても、1年に1回の定期検査が実施されていた。本研究会はこの様な点を改善するための活動を進め、原子力プラントでは今年から、18ヶ月、24ヶ月の運転が可能となっている。
- ・日本における原子力規制は、多様な過去の経緯や経験をベースとして、最近では米国のROP等の良い所と日本の良い所を組み合わせ、改善を進めて来た。スペインでは、米国のROPを取り入れたと聞いているが、その適用において、良い所、悪い所について教えて頂きたい等、本調査団の概要紹介と挨拶があった。

### (2) Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) (Integrated System for Plants Oversight)

- ・説明者: Mr. Javier Zarzuela Jimenez
- ・米国のROPは良く理解されていると思うので、ROPの説明は省略し、「シス」と呼ばれているスペインの規制について紹介する旨、説明があった。
- ・スペインでは、2000年に、CSNと事業者で協議し、規制システムを再構築した。主たる目的は、原子力規制の管理システムを改善することであり、スイス、ドイツ、フィンランド、米国を訪問し調査した。この結果、米国のROP方式を採用することを決定した。
- ・米国方式を導入した理由として、1)スペインのNPPのほとんどが米国製であること、2)米国の規制方式は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、他にも、透明性が高い、原子力規制に注力している等の説明があった。
- ・米国のROPについては理解されていると思うが、規制システムの構成(SISC SUPERVISION

SCHEME)、性能指標(Performance Indicators)の評価、基準、評価結果の色付け、アクション・マトリックス、等々、米国と同じにしている。また、プラントで問題が発生した場合は、CSNより人員を派遣して対応し、対応後の3ヶ月後、1年後に評価、確認を実施しているが、この様な点も米国方式と同様である。

- ・CSNの重要な役目は、改善プログラム(CAP: Corrective Actions Program)の評価、事業者と真摯に協議するシステムを構築すること、そして、PAとして、一般公衆がプラントの様々な情報にアクセスできる様に、インターネット上に公開すること、これも米国方式と同じである。

- ・CSNの具体的な活動は、2004年9月に、米国方式をスペインに適用するために、1)ROPの手順等をスペイン語に翻訳、2)その手順等をスペインの状況と照合、3)手順について再検討、見直しを実施しスペイン版を作成した。

- ・2005年7月に、スペイン版の原子力規制のパイロット版を出版した。

- ・2006年に、正式な実行システムを策定し、2007年の第一四半期より施行した。

- ・米国方式を取り入れていない点は、クロス・カutting・イシューに関する部分であり、これは単に米国に追従するのではなく、少し距離を置いて検討中である。なお、来年1月にパイロットとして実施を計画予定。

Q)クロス・カutting・イシューについて米国と何が異なっているのか？

A)米国のROPでは、3つのCROSS CUTTING AREASに、13のコンポーネント(評価要素)があり、その下に、60のAspect(評価項目)があるが、スペインでは、3つのエリアまでを検討し、12のコンポーネントについて検討中であるが、60の評価項目についてはまだ検討していない点が異なっている。

- ・スペイン版ROP(SISC)を導入する場合、検査官の教育が重要であり、1名の検査官は8時間、2日間(計16時間)の教育を実施している。この教育は、年に5回開催している。教育には米国よりスペイン語のできる検査官が来ている。

Q)教育は、16時間を年5回、受講するのか？

A)スペインでは、サイトに2名の検査官を派遣しているが、同じ時期に2名が受講することはできず、出張等もあるため、同じ教育を5回開催し、分散して受講できる様にしている。16時間を5回、受講すると言う意味ではない。

- ・教育については、米国より多大な協力を得ている。例えば、スペインでは当初、検査官を米国に9ヶ月派遣したこともあり、米国の検査官と行動を共にし、規制の仕方等について学習している。2006年9月には、6名の検査官が米国の規制システムを学習するために米国に行っている。

- ・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。

- ・米国の規制との差異は、原子力安全のコーナーストーンについては差異はないが、放射線防護は、米国と欧州の規格の相違により、EU、スペインのDOSEレベルは米国よりも低くなっている。また、Emergency Cornerstoneもスペインは米国よりも低くなっている。この違いは、米国の場合、発電所周

辺までが対象範囲に含まれるが、スペインでは発電所の境界内のみとしているためである。

・スペインが独自に追加している項目としては、1) Aging Management, 2) Organization and Human Factors, 3) Updating and Maintenance of PSA, 4) Training for Operational Radiological Protection、及び5) 罰則、罰金の規程がある。

・5) 罰則、罰金の規程において、米国は規制に対する違反について罰則を規定しているが、スペインでは、1) 実際にプラントにダメージが発生した場合、2) 虚偽の報告をした場合、3) 内部告発をした者に対し不利益を与えた場合、の3点について重要視している。

Q)放射線防護の基準の違いは？

A)米国のDOSEレベルは、100mSv/5年、50mSv/年に対し、スペインでは、20mSv/年である。

・PSAについては、代表プラントのPSAでなく、個別プラントのPSA評価を実施している。

Q)規制(CSN)と事業者は、同じPSAモデルを所有しているのか？

A)そうだ。

Q)ソフトウェアもDBも同じものを使用しているのか？

A)そうだ。

Q)米国では、事業者が詳細な評価を実施し、NRCは簡易的な評価を実施しているが、スペインは、米国の方式と異なっているのか？

A)米国ではその通りだが、スペインでは個別プラントの評価のみを実施している。その結果は、Webで公表しているので、事例を見て貰えれば分かる。(Webに繋ごうとしたが繋がらず、結局、事例は見せられなかった。)

A)スペインでは、PSAが安全評価の最終スタディーとなる。事業者は、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。(結局、事業者の実施しているPSAを、規制(CSN)が評価しているので、上記の様なQ&Aとなったものと考えられる。)

Q)米国のFSARと同じと言うことか？

A)違う。FSARは実施している。スペインではこれに追加してPSAがあると言う意味だ。PSAはライセンス関連の書類の一部と考えて欲しい。

・CSNIは、2008年に、SISCの Self Assessment を実施している。2010年にも実施予定である。

・Self Assessmentの結果、評価方式の改善を実施した。1つ目は、不適合事例の評価に時間が掛かり過ぎている点、2つ目は、検査方法(表現)に不明確(曖昧)なものがあった点である。このため、米国ROPとは異なる新しい評価項目を追加している。

・1人の検査官が不適合を見つけ、他の検査官が異なる不適合、あるいは類似した不適合を見つけた

場合等、検査官が一緒になって再評価を実施することで、不適合の評価の時間短縮を図った。

Q) 検査官が一緒になって再評価とは、サイトに派遣した2名の検査官のことか？

A) CAN本部の検査官がサイトに行き、年間約20回の検査を行っている。

Q) リスクに関わる検査官の人数は？

A) リスクスペシャリストは6～7名がいる。

Q) プラント毎か？

A) 違う。

Q) 個々のプラントに個別の検査官がいるのか？

A) 違う。事業者と検査官で意見が分かれた時等、リスクに関する検査官がリスクを再評価している。

・Self Assessmentの結果、スペインの規制は、米国と実施していることは同じであるが、1)リソース(人員数)が不足している、2)米国は検査官だけで構成する規制組織があり、24時間対応している。これに対して、スペインの検査官は、通常の検査に加えて、事業者からの審査依頼(発電所の出力増加等)の分析も実施している。優先順位を決めて対応しているが、リソースが不足している。

・出力増加の件は、具体的には、アルマラス発電所の8%の出力増加に関する審査、承認作業である。この案件は承認されている。ここでの検査官の作業は例えば、過去の事故、不適合の分析等である。

Q) 日本では、出力増加等の重要な事項は本部の検査官が評価するが？

A) サイトの検査官(常駐の2名)はプラントの検査のみであり、出力増加等の問題は、本部の検査官が対応する。

C) 結局と日本と同じ対応である、ということ。

・検査結果は、米国ROP同様に、色(緑、白、黄、赤)付けしている。例えば、ASCO発電所は、過去6四半期継続して「黄」である。その中の5回は同じ原因(放射能の外部漏えい)である。対応はしているが完全に解決できていない。

Q) Self Assessmentの方法は米国と同じか？

A) そうだ。

Q) 検査料金は？米国は結構、高い料金と聞いているが？検査結果の「色」が悪くなると、検査料金が高くなるが、成績の良い事業者にとっては少なくても済む(インセンティブとなっている)

A) CSNは技術者の育成、投入を推進する予定であり、一層の強化を図っているが、事業者は一定の検査料を納めている。米国とは異なっている。2008年、2009年は例えば、ASCO発電所の検査に多大な労量を費やしたが、検査料はトリリーヨ発電所と同じである。検査料の一定は法律で決まっている。

Q) 検査の結果(色)が悪くなると検査は増えるのか？(検査料は別として)

A) その点は米国と同じである。ASCO発電所に対しては20回の追加検査を実施している。

Q) ASCO発電所の追加検査は、2007年から2009年第2Qの10四半期での数字か？

A) 2008年4月から2009年10月の間で20回の追加検査をしている。

Q) 米国には、基本検査があるが、スペインの検査項目も同じか？

A) 同じだ。

Q) スペインにはドイツより輸入したプラントがあるが、それも同じ検査か？

A) 同じである。トリーリョがそうだ。但し、安全性の指標はシステム毎に対応するものであり、CSNと事業者とで決定される。

日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第6次訪欧調査議事録

1.日時:

平成 21年12月3日(木) 12:00 ~ 14:30

2.場所:

CSN (Consejo de Seguridad Nuclear)

3.出席者:

**【CSN出席者 所属】**

Mr. Fernando Franco Matilla (International Relations Technical Cabinet of the President)

Mr. Javier Zarzuela Jimenez (Subdirector General de Instalaciones Nucleares Deputy Director of Nuclear Installations)

Miss. Asunción Barquín (Subdirector General de Ingenieria Deputy Director of Nuclear Installations)

Mr. José M. Figueras (Mechanical and Structural Engineering Branch Technical Advisor)

Mr. F. Javier Blasco Vallejo (Coordinador Technico de Sistemas Auxiliares y Mantenimiento Subdireccion General de Lngeneria)

Mr. Javier Zarzuela Jimenez (Subdirector General de Instalaciones Nucleares Deputy Director of Nuclear Installations)

Mr. Antonio Munuera Bassols (Subdirector General de Ingenieria)

**【機械学会訪欧調査団】**

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構), 井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院), 楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE), 奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

**【その他出席者】**

中村(スペイン通訳), 小倉(ユーレックス)

4.資料:

資料-1: Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) (Integrated System for Plants Oversight)

資料-2: FEPC Activities for the implementation of On-Line Maintenance (FEPC)

資料-3: Mantenimiento a potencia (CSN Position on the On-Line Maintenance)

資料-4: Sta. M<sup>a</sup> de Garoña (SMG) NPP “Ageing Management Integrated Program” for LTO application (License renewal).CSN Inspection and Assessment tasks

## 5.議事概要:

### (1) 日本のオンラインメンテナンス(以下「OLM」という。)の活動について

【説明者: 関西電力(株)出野氏】

資料-2 に基づき、説明を行った。説明概要は以下のとおり。

- ・日本には10社の電気事業社からなる業界団体として電気事業連合(以下「電事連」という。)がある。
- ・電事連では、2008年からOLMに係る検討を始め、3段階のステップで実施していくことを検討しており、原子力安全保安院が中心のオープンな審議会で議論を行い、現在は第1ステップのシングルシステムのOLMを実施する予定である。
- ・条件としてはUA時間を検討し、AOTの時間内で行う等、事前に安全評価を実施する必要がある。
- ・今後の課題としては、AOT時間の延長、マルチシステムへのOLM適用等、着実にステップアップすることである。

#### ■質疑応答

特になし。

### (2) Mantenimiento a potencia (CSN Position on the On-Line Maintenance)

【説明者: Miss. Asunción Barquín】

資料-3 に基づき、説明があった。留意点は以下のとおり。

- ・スペインのメンテナンスに係る CSN 規定には、IS-15の指導書、これを補足する安全ガイド G.S 1.18 がある。IS-15はNRC保守規則(10CFR50.65)と同じで、G.S 1.18 はNRC保守規則の民間ガイダンス NUMARC 93-01 をベースとして作成されている。
- ・OLMIは、作業中の突発事象を考慮し、LCO(スペインではCLO)内で許可された時間の60%以内で計画されなければならないとしている。
- ・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。何故ならば、現段階で、LCOの条件を満足することが難しいためである。
- ・事業者は、OLM の年間計画を CSN に提出することとしている。その時に、フィージビリティの分析評価の結果も提出しなければならない。
- ・TS 又は PSA モデルに準拠して改訂されたものは CSN の監査を受けることとしている。
- ・実際の発電所において、10CFR50.65 (a)(4) の遵守状況に係る検査の責任は、CSNの常駐検査員に責任がある。検査の手順は、NRC IP-71111.13 をベースにした PT.IV.211 が適用される。また、Maintenance Riskや emergency work control による評価は3カ月毎に行われる。
- ・検査員によって検出された不具合は、SISC によってカテゴリーに分類される。

#### ■質疑応答

Q. NUMARC 93-01 11.3.4 では、Single-OLM の定量的評価は必ずしも必要ないと記載されているが、スペインではその記載を認知した上で、定量的評価を行っているのか。

A. その通り。また、Multiple-OLM においても、定量的、定性的評価を行い、さらに実施可能かの分析を行えばOLMを行うことが可能である。

Q. OLMにおいて、例えば、1回の許認可をもらえれば、それ以降の許認可の申請は必要ないといった制度になっているのか。

A. OLM 実施にあたり許認可は必要なく、必要条件を満たしていれば良いが、OLM の実施前にCSN への通達は必要としている。

Q. CSN へ事前に通達する目的は何か。

A. CSN 検査員が事前に対応できるようにするためである。

Q. WH 社製 PWR の発電所で OLM を実施しないのは、AOT が3日という理由か。

A. OLMを実施するかの決定は事業主が行うものであり、事業主が実施しないと言っているからである。

Q. AOT を長くする申請は出てきているのか。また、規制側はそれを受ける体制ができてきているのか。

A. TRILLO 発電所より、非常用DGの AOT を長くする申請があった。これをCSN で認めた。

Q. これは技術仕様書の時間が長くなったということか。

A. その通り。AOT の延長を許可した。

Q. 非常用DGの場合、アメリカでは最大30日まで AOT を認められているが、スペインも認められるのか。

A. 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。

Q. OLMが実施可能と判断されれば、1年中、OLMを実施することも可能か。

A. いくつかの必要条件はあるが、それを満たせば実施可能である。

(3) Sta. M<sup>a</sup> de Garoña (SMG) NPP “Ageing Management Integrated Program” for LTO application (License renewal).CSN Inspection and Assessment tasks

【説明者: Mr. José M. Figueras】

資料-4 に基づき、説明があった。留意点は以下のとおり。

・スペインの原子力は、現在、WH 社製 PWR が5基、KWU社製 PWR が1基、GE 社製 BWR が2基を所有している。この中で、一番、古いプラントはGE社製 BWR による Sta. M<sup>a</sup> de Garoña (以下「SMG」という。)発電所である。SMG発電所は、1971年に運転を開始し、スペインで初めて、40年以上の運転認可を更新したプラントである。世代的には、福島第一1号機と同じである。

・SMG発電所の運転認可の更新にあたり、膨大なドキュメントがあり、更新に係るデータをCSNに提出することとしている。スペインの原子力規制では、運転認可終了前にドキュメントの提出を求めるとしており、SMG発電所では今から3年前の2006年に書類は提出済みである。

・Ageing Management Integrated Program(以下「AMP」という。)は、10 CFR 54、NEI Guide95-10、NUREG-1801 (GALL)がベースとなっている。その他に、防災関連は 10 CFR 54、Station blackout は 10 CFR 63 等を適用している。

・SMG発電所では、電気、機械等関係で73種、構造物関係で70種の分析を行った結果、最終的に

は電気、機械等関係で57種、構造物関係で21種となった。これらは安全に関するもので、43種のAMPが必要となった。43種のうちの9種は GALL に記載されていなかったものである。GALL に記載されていないものとして、CRDH(制御棒水圧制御ユニット)、HVAC(換気空調系)等がある。

・Structure Time Limting Analysis(TLAA)については、28項目実施した。25項目についてはGALLに記載があったが、原子炉建屋クレーン等の3項目についてはGALLに記載がなかったため、SMG発電所の中で作りあげた。

・CSNでは、AMPに関して、全体の10%~15%のサンプリングし、検査・分析を行えば信頼性が得られるという結論になった。

・SMG発電所以外の発電所については、2018年~2020年の間、運転更新時期を迎える。今回、行ったSMG発電所をモデルとして、エイジングの問題を考えていけば、もう少し時間の短縮も図れるし、効果的、効率的に実施できるのでないかと考えている。

#### ■ 質疑応答

Q. SMG発電所の運転更新について、10年ではなく、4年認可となったのは如何に。

A. 実際、SMG発電所からは10年認可の申請があった。これを受け、CSNで評価、分析を行った結果、10年は認められるという結果を出した。スペインでは、運転更新の認可はCSNではなく、経済省が行っており、そこで、4年と認可された。したがって、CSNでは4年とした根拠は不明である。おそらく、これには政治的背景があると思われる。というのは、現在のスペイン政府は、スペインのエネルギー計画としてソーラー、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からだと思われる。

以 上

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第4次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成20年12月4日(金)10:00～15:00

### 2.場所:

Ascó 原子力発電所

### 3.出席者:

Jaume Ferrus (Ascó NPP Visitors Centre)

Angel Lopera Broto (Direction of Communication and External Relationships)

Mariano Masot (Operational Safety Manager)

Fector Hernandez (PSA Manager)

#### 【機械学会訪欧調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院),  
楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE),  
藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田(東京電力),  
村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

#### 【その他出席者】

中村(スペイン通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

資料-1: Mantenimiento a potencia (ROP に関する説明パワーポイント)

資料-2: Memoria anual ANAV2008 (ANAV 社年報 2008 年版)

資料-3: La Centrlas Nucleares Espanolas en 2008 (スペイン原子力発電所年報 2008 年版)

## 5.議事概要:

発電所入り口でのセキュリティーチェックを受けた後、ビジターセンター(教育施設も併設)にて打合せおよび発電所見学を実施した。

議事次第としては、まず、先方から発電所概要説明があり、当方から感謝を込めた挨拶の後、発電所見学に際しての注意事項と見学箇所に関する概要説明を受けてから発電所を見学。再度ビジターセンターに戻り、Ascó 原子力発電所における ROP の取り組みに関する説明を受けた。

### 1. 発電所入口のセキュリティーチェック

我々が訪問した際は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、写真付きの確認書にサインを求められる。訪問者はサイン入りの確認書とチェックポイントを通過する場合に必要な磁気カードを渡された。この確認書及び磁気カードは退出時に返却する形になっている。

カメラは一括袋に入れられシールした形で戻される。これも退出時に袋のシールを発電所側に解いてもらう形になる。

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セキュリティーチェックポイントでガードマン及び犬により確認が行われた。

### 2. Ascó 発電所の設備概要と見学

見学は、中央制御室とタービン建屋を訪問しその後バスにより冷却塔などを巡った。

#### (1)設備概要

Ascó 発電所には W 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 の出力で運開し、その後 1995 年に 970MWe に、2000 年に 1030MWe に出力をアップ。運転サイクルは当初 12 ヶ月であったが、1995 年の出力アップ時に 18 ヶ月サイクルに移行。

運転会社は ANAV (Asociación Nuclear Ascó-Vandellos II A.I.E)という社名。この社名は 2000 年に Vandellos 2号機(W-PWR,1,087MWe)も運転する様になったためにつけられたもの。なお、Vandellos 1号機は GCR で既に運転を終了している。これらのプラントの所有会社は ENDESA と IBERDRORLA である。両者の所有比率を下記のとおり。

	ENDESA	IBERDRORLA
Ascó-1	100%	
Ascó-2	85%	15%
Vandellos-2	72%	28%

(資料2による)

Ascó 発電所の通常運転時の職員数は、社員約 800 人、内契約社員約 400 人である。

Ascó 発電所は内陸部に設置されており、近くを流れる Ebro 川の河川水を冷却用に使用している。堰によって Ebro 川の水位を確保し、地下に設置された循環水ポンプによって導水路を通してその河川水を循環水として復水器に送り込んでいる。復水器を通り温度が上昇した循環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。

当初 1,2 号機に対し強制冷却の冷却塔が 20 基設置されていたが、プラントの出力アップにより新たに自然冷却の冷却塔が設置された。訪問時は 2 号機のみが運転中であり、自然循環の冷却塔のみで循環水を冷却していた。冷却塔で冷却された循環水は Ebro 川に戻されるが、発電所では Ebro 川の環境を保全するため川に戻す循環水の温度上昇を 3°C以内に押さえている。自然冷却塔への循環水の水路は最大流量 20m<sup>3</sup>/s のコンクリート製配管 2 本が設置されており、自然冷却塔は循環水を 8.7°C冷却する能力を持っている。

## (2) 制御室

Ascó 発電所では 1 号機と 2 号機はツイン設計ではなく、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日本では美浜 1,2 号機の当初の制御盤に類似している。監視盤に数枚の CRT(1 枚はタービンを監視しているとのこと)が設置されているが基本的に当初の構造がそのまま受け継がれているようである。中央制御室の中心付近にある運転員の机及び椅子の辺りはフロアーが低くなっているが、運転員が座ったままでは監視盤下部の表示灯は操作盤が邪魔をして確認できないのではないかと思える。

運転チームは 7 直あり、1 日 3 交代制。各直には運転員のライセンスを所有している者が 3 人含まれている。なお、運転員は私服であり制服を着用していない。

## (3) タービン等

格納容器はテンドンの保持部が見られ、PCCV 製と判断され、上部はドーム状になっている。

タービンは WH 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(日本では電気出力 80 万 kW~90 万 kW の PWR 場合低圧タービンは通常 3 基である)となっている。

1,2 号機の発電機で発生した電力は特高開閉所を経由して 4 系統の送電線により需要地に送られている。発電機の発生電圧は 21,000v であり、それを主変圧器で 380,000V に昇圧している。

起動(予備)変圧器は主変圧器とは異なり 110,000V の送電線と繋がっておりこれを 6,900V に変圧して発電所内の機器に電力を供給する。

なお、原子炉建屋と特高開閉所ならびに冷却塔のエリアとの間には鉄道の線路が通っている。

## (4) 機器保全の効率化に対する考慮

主変圧器、起動(予備)変圧器の補修を迅速に行うために変圧器を移動させるためのレールが常設されている。我々が訪問した時には起動(予備)変圧器のレールのもう一方の端に運用しているものと同じ変圧器が保管(屋外)されていたが、説明者の話では補修時の取替えのために保管されているものではないとのことであった。取替用の変圧器は別の場所に保管されているとのこと。

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。訪問時 2 号機は運転中であり、もし 2 号機用のものということであればローテーション用のものとも考えられる。一方、現在停止中の 1 号機のものの可能性もあり、その場合は格納容器内の保守点検用スペースが狭いため持ち出されたことも考えられる。

## 日本機械学会「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」第4次訪欧調査議事録

### 1.日時:

平成 21 年 12 月 4 日(金)13:00～15:00

### 2.場所:ASCO 発電所

### 3.出席者:

#### 【ANAV】

Mariano Masot (Operational Safety Manager)

Hector Hernandez (PSA Manager)

#### 【機械学会訪欧調査団】

水町団長(原子力安全基盤機構), 岡本副団長(東京大学), 小林幹事(原子力安全基盤機構),  
井川(中部電力), 出野(関西電力), 大山(エナジス), 小澤(原子力安全・保安院),  
楠(日本原子力発電), 清水(東芝), 代田(日本原子力技術協会), 関(電事連), 多田(日立 GE),  
奈良林(北海道大学), 藤井(日本エヌ・ユー・エス株式会社), 松本(九州電力), 宮口(三菱), 宮田  
(東京電力), 村上(原子力安全基盤機構), 森本(ニューファクト),

#### 【その他出席者】

河内(英国通訳), 中村(スペイン通訳), 小倉(ユーレックス)

### 4.資料:

資料-1: ANAV への SISC の導入について(Lessons Learned)

## 5.議事概要:

米国の ROP に相当する SISC の概要について、ANAV よりプレゼンが行われ、それに対して質疑応答を行った。

### (1) SISC の概要についての説明

#### 1) 背景 (Mariano)

- 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)を導入することとなった。
- 2005 年 7 月に原子力安全の中心となる以下の分野でパイロットテストを開始した。
  - ・ 安全指標の計算
  - ・ 検査結果の指摘事項に関する運転員とのコミュニケーション
  - ・ リスクマトリクスの評価と適用プロセス
- 2005 年 12 月に放射線防護、緊急時対応分野に対しても導入を開始。
- 2007 年 1 月から新しい検査制度として完全導入され、新しい指標に基づくシステムチックなレビューとアクションマトリクスが運用され、2008 年には、CSN によるオペレーションシステムに対する最初のサーベイが完了した。
  - ・ 指標に関連して、表示やデータ転送に関するコンピュータプログラムが開発され、導入された。
  - ・ ANAV では、これに対応するための責任や制限時間や製品を定義する規則(PG-3.19)を作成した。

#### 2) 評価プロセスについて

##### (ア) 安全指標(インディケータ) (Mariano)

- ・ CSN に担当部門(センター)があり、3 週間以内にデータを転送する必要がある。
  - ・ WANO の指標に加えて MSPI や緊急時対応に対する指標を導入
  - ・ 指標のしきい値は、米国 ROP と同じである。(NEI の資料等を検討した結果)が翻訳には苦労した。(社会文化の違いが影響)
  - ・ インディケータの変更はセンターを介さないと不可能
  - ・ 導入の結果、いくつかの不都合があった。(ROP をそのまま適用したことによる)
    - ・ 例 1) 7000h 毎の計画外停止: 手動停止含む(SISC)、含まない(WANO)
    - ・ 例 2) 四半期報告を 3W 以内にまとめること → 時間的余裕少ない
    - ・ 例 3) 1 次冷却系漏えい: T-Spec に抵触しなくてもインディケータの色が変わる
- CSN に提案した結果、CSN 基準改定(T-Spec と色が一致)

##### 〈PSA について〉 (Hector)

- ・ AOT について実態より厳しい設定がされていたため、データを集積し AOT を修正する方向で議論している(フィジビリティスタディ)

- ・ 50%ETF(廃液処理施設)でも T-Spec 上は問題ないが、インディケータでは、7000h 毎に 6 回の計画外停止と同等レベルとなっており、安全に対する均一性という観点で問題がある。
- ・ 国際的な指標(INES)との不整合の可能性が指摘された。(放射性物質漏えいで INES レベル 2 に対し放射線防護インディケータが緑)

(イ) 検査と指摘事項(Findings) (Mariano)

- ・ 基本検査+リスク・放射線等を考慮した検査を実施。
- ・ 1 年前にプレスタディシ分析、問題点を明確化した。  
→ エリア毎に責任者を明確にし、エリア間のコミュニケーションが向上した。
- ・ 検査終了後に大会議(発電所+検査官)を行い、結果を電力会社に報告する。

(メリット)

- ・ 迅速対応(CSN 報告、不具合対応)
- ・ 分類及び重要テーマ浮上により対策容易

(デメリット)

- ・ 手順が決まっており、これを計画に盛り込むために時間がかかる
- ・ CSN 報告からのフィードバックがないと分類がわからない
- ・ 議事録に技術的ではない個人的意見が入ることがある  
→ 採点により正しい対応が取りづらくなった
- ・ 結果は HP 公表義務があるが、細かい技術的なところまで載せすぎである
- ・ 総じて、これらの対応が業務の大部分を占めるようになってきた

(ウ) 結果とアクションマトリクス (Mariano)

- ・ 情報コミュニケーションのシンプル化のために手順を改善(米国 CAP に相当)

(メリット)

- ・ 明確な分類によりアクションが取りやすくなった
- ・ 重要な問題を議論できる時間が持てるようになった

(デメリット)

- ・ 分類のために、PSA に影響を与え関連作業の負担が生じた
- ・ 検査官が不具合発見した場合、直接分類され、公表される  
→ CSN との緻密な議論となり、不具合が解決されずに放置されることが懸念  
→ 検査官により取扱いが異なることから、内容登録する Quality Guarantee Manual に影響

3) SISC の総括的な評価 (Mariano)

○ 公共へのコミュニケーションが重要

- ・ SISC は良いツールであるが、一般人にリスク情報を明確に示すために注意が必要

→ 国際的な評価とどのように合致させていくかが問題

○ 透明性が高いシステムである

- CSN による分類公表よりも前に発電所 HP にて情報が公表される

→ 分類が遅れた場合に誤解を与えることが懸念

(2) 主な質疑応答

Q: 色分けは、NRC の ROP と同様にメジャーな不具合のみ色分けか

A: 同様である。CSN が公表するのはメジャーのみで、発電所は全てである。

・分類された不具合に対する解決までの猶予は 1 年間である。

・また、早く解決されれば HP 掲載されないため、電力のインセンティブになっている。

・SISC プログラムが導入されて電力が採点にこだわるようになった(PSA 責任者の負担増となっている)

Q: PSA 部門は何人か

A: ASCO I II & VANDELLOS で 12 人(少なくて困っている)

Q: 発電所 HP で事前に公表される情報は何か

A: 不具合内容と安全指標(インジケータ)である。

Q: CAP に挙がる件数は何件か

A: 8000~10000 件/年(NRC と同程度)である。

Q: AOT 延長を CSN に要請しているのか(岡本先生個別質問)

A: 要請したが、CSN からは今は時期ではないと断られている。

6. 感想

米国 ROP をそのまま適用したことにより導入時はかなり苦労されているようであるが、それでも使えると考えられるものを吸収し迅速に実機でトライしていく姿勢は素晴らしいと思う。(色々な問題を抱えながらも、胸を張って米国と同じと言えるところに、たくましさとしなやかさを感じた。)

この素早い行動力は日本も見習うべきであり、安全レベルが明確に落ちることのない行動に対しては更なる積極性が必要であると考え(日本では、ルールメイキングのプロセスに時間がかかり過ぎではないか)。

また規制や公衆とのコミュニケーションについては日本と同様に苦労されており、改めてその難しさと重要性を認識した(グローバルな問題であると)。その国の社会文化に応じて地道に誠実に対処していくしかない問題である。

以上

