

第59回

技術情報検討会

原子力規制委員会

## 第59回 技術情報検討会

### 議事録

#### 1. 日時

令和5年5月25日（木） 10:00～12:15

#### 2. 場所

原子力規制委員会 13階A会議室（TV会議システムを利用）

#### 3. 出席者

原子力規制委員会(NRA)

杉山 智之 原子力規制委員

石渡 明 原子力規制委員

原子力規制庁

市村 知也 原子力規制技監

大島 俊之 原子力規制部長

古金谷敏之 長官官房 緊急事態対策監

森下 泰 長官官房 審議官

小野 祐二 長官官房 審議官

佐藤 暁 長官官房 核物質・放射線総括審議官

木原 昌二 原子力規制部 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席特殊施設分析官

藤森 昭裕 原子力規制部 原子力規制企画課 企画調査官

齋藤 健一 原子力規制部 原子力規制企画課 火災対策室長

岸岡 一彦 原子力規制部 検査監督総括課 上席検査監視官

梶島 一 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門 統括技術研究調査官

小嶋 正義 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門 上席技術研究調査官

舟山 京子 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官（シビアアクシデン

ト担当)

萩沼 真之 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官 (放射線・廃棄物担当)

杉野 英治 長官官房 技術基盤グループ 安全技術管理官 (地震・津波担当)

渡邊 桂一 長官官房 技術基盤グループ 安全規制管理官 (実用炉審査担当)

長谷川清光 長官官房 技術基盤グループ 安全規制管理官 (核燃料施設審査担当)

永瀬 文久 長官官房 技術基盤グループ 技術基盤課 規制基盤技術総括官

宮崎 毅 原子力規制部 検査グループ 専門検査部門 企画調査官

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)

天谷 政樹 安全研究・防災支援部門 規制・国際情報分析室長

事務局 (原子力規制庁)

佐々木晴子 長官官房 技術基盤グループ 技術基盤課 企画調整官

#### 4. 議題

(1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見

1) 最新知見のスクリーニング状況の概要 (自然ハザード以外に関するもの)  
(案)

(2) 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ (2023版)」から得られた知見について

(説明者) 木原 昌二 原子力規制部東京電力福島第一原子力発電所事故対策室  
上席特殊施設分析官

(3) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

1) 火災回路解析に関する米国調査結果

(説明者) 齋藤 健一 原子力規制部原子力規制企画課火災対策室長

岸岡 一彦 原子力規制部検査グループ検査監督総括課 上席検査監視官

2) PWR 1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者の検討から得られた知見 (速報)

(説明者) 小嶋 正義 技術基盤グループ システム安全研究部門 上席技術

## 研究調査官

### 3) 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針 と国外調査結果の概要

(説明者) 佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課企画調整官

## 5. 配布資料

<資料>

### 議題(1)

資料59-1-1 最新知見のスクリーニング状況の概要(自然ハザード以外に関するもの)(案)

### 議題(2)

資料59-2-1-1 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)」から得られた知見について

資料59-2-1-2 東京電力福島第一発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)のポイント

資料59-2-1-3 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会直近の検討状況

### 議題(3)

資料59-3-1 火災回路解析に関する米国調査結果

資料59-3-2 PWR 1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者の検討から得られた知見(速報)

資料59-3-3 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針と国外調査結果の概要

## 6. 議事録

○佐々木企画調整官 定刻になりましたので、ただいまから第59回技術情報検討会を開催します。

本日の議事進行は技術基盤課、佐々木が務めさせていただきます、よろしくお願ひします。

本日の技術情報検討会ですが、テレビ会議システムを用いて実施いたします。

配付資料については、議事次第に記載されている資料一覧にて御確認ください。

なお、注意事項ですが、マイクについては発言中以外は設定をミュートにする、発言を希望する際は挙手する、発言の際はマイクに近づく、音声不明瞭な場合は相互に指摘するなど、円滑な議事運営に御協力をお願いします。発言をする際は、必ず名前を名のってから発言するようにお願いします。また、資料を説明する際には資料番号及びページ番号も必ず発言していただき、該当箇所が明確になるようにしてください。よろしく申し上げます。

それでは、議事に移ります。

まず、議題(1)ですけれども、安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見になります。こちらは最新知見のスクリーニング状況の概要ということで、自然ハザード以外に関するものの資料がついてございますけれども、航空機落下事故に関するデータについてというものですが、本件は3月29日の原子力規制委員会において報告したものでございまして、3月31日に被規制者向け情報通知文書、NRA Information Notice（被規制者向け情報通知文書）ですけれども、こちらを発出しておりますので、本日の説明は省略させていただきます。

それでは、議題(2)に移りたいと思います。「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)」から得られた知見についてということで、説明を東京電力福島第一原子力発電所事故対策室の木原上席特殊施設分析官からお願いいたします。

○木原上席特殊施設分析官 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室の木原です。

それでは、資料59-2-1-1、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)」から得られた知見等についてと、その次の資料、資料59-2-1-2、事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)のポイントについてのこの二つの資料を主に説明させていただきたいと思います。

では、資料の中に入っていきますが、資料59-2-1-2、ポイントのほうになります。通し番号のほうは9ページのほうになります。

今回の事故分析の中間取りまとめにつきましては、前回、中間取りまとめを取りまとめた2021年4月以降から2022年12月まで、1F（東京電力福島第一原子力発電所）の事故分析の検討会のところで議論した内容について取りまとめております。

内容につきましては、大きく三つに分かれておりまして、まず、第一章としまして、シ

ビアアクシデント時のCs-137の移動メカニズムについての考察ということで、こちらのほうは1/2号機のベント配管系の特徴的な汚染パターンからの知見ということで、1/2号機のSGTS(非常用ガス処理系)配管で確認されている汚染について、解析の観点からの知見を整理しております。

二つ目が2号機シールドプラグの汚染からの知見ということで、2号機のシールドプラグで確認されている汚染の状況等からの考察をまとめております。

第二章としまして、落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響ということで、2022年に東京電力とIRID(国際廃炉研究開発機構)のほうが行ってございました1号機の原子炉格納容器の内部調査について得られた情報を整理しております。

第三章、その他の調査項目の進捗などということで、原子力規制庁のほうで実施しております1号機、2号機、3号機、4号機の原子炉建屋内の調査、また、水素爆発の関連で3号機の格納容器の内部で使われていたケーブルや保温材等の加熱試験を行ってございまして、その内容について大きくまとめたものとなります。

次のページに移りまして、3ページ目となります。

まず、1/2号機のベント配管系の汚染ですが、これまでの現地調査におきまして、右上の青い枠で囲ってありますような1号機のサブプレッションチェンバから排気筒に至るまでの経路、そこから2号機のほうの原子炉建屋のほうに行くSGTSのライン、こちらの汚染状況を確認していきますと、当時、ベント作業を行った1号機側のSGTS配管のほうの汚染よりも、ベント作業を行っていない2号機のSGTS配管のほうが高い汚染が確認されております。

これらがどういった過程で生じたのかというところを再現解析ということでコード解析を行っております。何点か境界条件等の見直しを行いつつ、解析を行ったところ、基本的に水蒸気のCs-137を含む水蒸気の凝縮とその凝縮した水が低いところへ流れていったまると、こういったことで、今回の確認されている汚染状況というものが推定されるのではないかとこのところまでまとめております。

水蒸気による移動につきましては、その次のページ、4ページ目になりますが、2号機のシールドプラグの汚染についても同様に関与してきているものと考えております。

2号機のシールドプラグの汚染につきましては、大きく二つの観点から検討を進めてきました。まず、4ページ目にありますように、形状の分析ということで、3Dレーザースキャナーを用いて、シールドプラグの一番上層のところの変形というものを確認してござい

す。その結果が左側の画像になりますが、通常、緑色の部分のところ、真ん中のところで若干青色みがかかってきておりますが、こちらのほうが内側にへこんでいる、下側にへこんでいるという状況を表しております。

こういった変形がどうして生じたのかというところで、自重解析という形で解析を行ったところ、本来ここは1枚のシールドプラグが三つのブロックに分かれておりまして、その内側のブロックにつきましては、自重によって下のほうにある程度へこんでしまうと。そうすると、それぞれのブロックの間の継ぎ目がございまして、この継ぎ目にある程度の空間が生じてしまって、気体の流れ得る経路になり得るというところまで確認をしております。

次のページ、5ページ目になりますが、形状変更に加えまして、実際の汚染状況というものを幾つかの計測方法を用いて確認をしております。

5ページ目の左側にありますように、大きく上層、表面上の汚染を確認するというところで、コリメータをつけたもの、コリメータなしのものという幾つかの計測手法を変えつつ、さらにボーリングコアで厚さ約60cm程度はあるシールドプラグですが、その上端10cm弱ぐらいまでの孔、ボーリングコアを開けまして、その内部で線量を測定するという手法を用いております。

これらの測定結果を次のページ、6ページ目のところで示しておりますが、表面汚染につきましては、主に先ほど話しました継ぎ目というものがブロック三つに分かれている間にありまして、その継ぎ目の上で高い値を示している。また、通常の表面汚染と言いつつ、かなり場所によっては汚染の程度に濃淡があるということが分かってきております。

右側のほうはボーリングコアを抜いたその孔の中での測定を行っております。先ほど10cm程度の孔を開けての測定となっておりますが、表面0cmのところから、基本、2cm、4cm、6cm等と2cm刻みで線量を測定しておりまして、その結果というものを右側のほうに載せております。

こちらのほうはある程度中に入っていくと、線量自体、下がっていく傾向、また、一部のボーリングコアの中では深いところほど高くなっている傾向というものが確認されております。

7ページ目のところになりますが、これらの結果を踏まえまして、いろいろと推論を立てつつ検討をしております。

結論としましては、ある程度のシールドプラグの継ぎ目に高い汚染が確認されているこ

とと、その継ぎ目というものが自重や変形等によって経路として、なり得るだけのすき間が発生しているだろうというところ、実際の汚染状況にかなり濃淡がある、かつ、構造的にシールドプラグの下面にかなりの高い濃度のものがあるだろうというところから、基本的に先ほどのCs-137を含む水蒸気の移動というところと合致しまして、この継ぎ目を伝って水蒸気が移動しつつ、Cs-137を含む水蒸気が移動する中でコンクリートに付着、あるいは定着することで、現在の汚染状況ができたのではないかとというところで推定を立てております。

8ページ目のほうになりますが、こちらは第二章としての原子炉格納容器内の様子と検討状況ということで、1号機のペDESTAL内外の調査状況を整理したものになります。

東京電力とIRIDが調査したところのデータを整理しておりますが、1号機のペDESTALの周辺につきましては、ペDESTALの開口部のところで大きく下から1m程度のところまでコンクリート部が喪失して、中の鉄筋がむき出しになっているような状況が確認されていること、その次のページ等にもありますが、その周辺ではテラス状の構造ということで、広い範囲にわたって堆積物の構造体ができていること、これらの状況というものが確認されてきております。

10ページ目になりますが、こういった状況につきましては、それ以前に行われている2号機のPCV（原子炉格納容器）の内部調査や3号機のPCV内部調査の結果と比較しても、かなり特殊、特異な点というものが確認されていると考えております。

これらの相違もあることから、従来、安全評価等で使われていたMCCI（熔融炉心とコンクリート相互作用）と異なる様相が呈されていることから、こちらの点につきましてはさらなる調査が必要だろうというところで、継続した検討を進めているという状況になります。

11ページにつきましては、先ほどの原子力規制庁で行った1号機から4号機の建屋内の調査の中で、特に4号機につきましては火災痕の確認ができたというところで紹介をしているものになります。

最後12ページのほうになりますが、水素関係の試験、実験ということで、3号機のPCVの内部で使われていたケーブルや保温材、塗料、こういったものを東京電力とJAEAでそれぞれ1000℃強まで加熱をして、どういった物質が測定されるかという実験を行っております。

東京電力とJAEAともに加熱することによって、その構成材となっていた有機化合物、これが検出されるというところが確認されておりますが、発生量そのものについては結構限



られている、そこまで大きな量のものが発生するということではないというふうにデータを得ております。

一方で赤枠のほうで書いておりますような、東京電力が行った水蒸気的环境下での試験におきましては、200℃程度の加熱においても、ウレタンの保温材については形状を個体物として加熱をしたのですが、200℃程度のところで液化化してしまっていて、固形の状態を保てないというような情報も得られてきております。

これら確認された事項につきましては、1号機のペDESTAL内外の調査においても、一部保温材が消失しているということと関連しているのではないかと検討会のほうでは考えておきまして、引き続き検討を行っているという状況になります。

資料のほう、若干戻っていただいて、資料59-2-1-1のほうになります。通し番号7ページになります。

以上のような先ほどのポイントを取りまとめたものがこの2枚紙になります。

先ほどのシビアアクシデント時のCs-137の移動メカニズムについては、知見等を踏まえた論点として、水蒸気による移動と凝縮によってできただろうと。

新しいCs-137の移動につきましては、実際の金属やコンクリートへの付着、沈着については、化学形態や放射性同位体比についての観点からの検討が必要と考えておきまして、これについては継続的な検討を行う予定としております。

第二章のほうの落下炉心の挙動等につきましては、確認されている事項として、コンクリートの喪失と堆積物の形成等がありますが、これらの要因や詳しい情報というものは、まだ得られている途中でもありますので、さらなる調査と実験や解析による検討が必要というふうに考えております。

その他の調査項目につきましても、今回は有機化合物の発生という観点でデータを得ておりますが、最終的には水素を燃焼させて、そこに有機化合物、有機ガスが加わることで、どのような爆発への影響を及ぼすかというところを検討課題としておきまして、こちらにつきましては、委託等の形で水素燃焼の試験を追加的に行っているという状況になります。

以上が2023年のポイントということで整理をしておりますが、継続して調査・分析を進めなければいけないという点が多くありまして、引き続き事故分析検討会のところで分析を進めて、新たな知見が得られれば、改めて報告を行うというふうに考えております。

今のが中間取りまとめのポイントになりますが、参考として資料59-2-1-3のほうも準備しております。

先ほど、中間取りまとめにつきましては、2022年の12月のタイミングで取りまとめているという点もありまして、その後の検討会における直近の検討状況というものも参考情報として整理しております。

2ページ目のほうになりますが、この資料におきましてはペDESTALの1号機の格納容器内の調査として、ペDESTAL内部調査というものが2023年3月末に行われておりますので、その内部の状況についての追加情報、1号機の原子炉補機冷却系（RCW）の高汚染ということで、1号機の現地調査の中で確認されている汚染状況について、水素燃焼における可燃性有機ガスの影響ということで、先ほどの水素燃焼に関する試験の状況等について情報を追加しております。

3ページ目、4ページ目がペDESTALの内部の状況ですが、特に4ページ目にありますように、内側全周にわたって下約1m程度の範囲はコンクリートが消失していて、鉄筋がむき出しになっているという状況が確認をされております。

特にコンクリート部の消失につきましては、その要因等につきましては、事故分析検討会で継続して検討を進める予定としております。

5ページ目、6ページ目はRCWの高汚染ということで、6ページ目にありますように、格納容器の中で閉じた系という形で配管が取り回されておまして、原子炉建屋の4階のところでサージタンクのところで大気開放されているという系統になります。

この系統につきまして汚染の状況を調査していきますと、熱交換器、RCW-Hxと書かれている格納容器の右上のところで1,000mSv/hを超える汚染、4階のサージタンクの部分では310mSv/hの汚染ということで、かなり高い汚染が確認されていると。かつ、PCV内の内部調査の結果から、ドライウェルの機器ドレンサンプが設置されているペDESTAL内はかなりコンクリートの消失や堆積物の堆積等の損傷が顕著に見られているところでもありますので、この配管の損傷によってサージタンクを含み一連の系統が汚染されたであろうということを推定しております。

具体的な系統構成等につきましては、現在、東京電力に確認をしており、引き続き事故分析検討会で検討を進めているところです。

最後、7、8ページ目は、先ほどの水素燃焼の絡みで、有機ガスとしてメタンを1%、2%混ぜていくと、水素の燃焼に伴う圧力上昇がどの程度上がるかというところを確認しております。7ページ目にありますように、メタンを数%混ぜることで、燃焼時の最大圧力が増加する傾向というものが確認されてきております。これは引き続き初期温度等の変更

や、加える有機ガスの量を変更したいということで、引き続き実験を続けるということで事故分析検討会では進めているところになります。

以上が今回、事故分析検討会のほうで議論している中間取りまとめの内容、さらに継続して議論を行っている案件の概要となります。

1F室からは以上となります。

○佐々木企画調整官 御説明、ありがとうございました。

それでは質問がありましたら、どうぞ。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 委員の杉山です。

私、この検討会にも出席させていただいているので、質問というのではなくてコメントですけれども、こうやって1Fの福島第一原子力発電所の事故の分析を行う中で、今まで分かっていなかったこと、あるいは、これまでの知見に基づいたシビアアクシデントのコード等を使った推定とは大分違った様相が明らかになってきて、それはすなわち、既設の原子炉システムの安全性を評価しているコード、コードそのものがというよりは、いろんな想定を書き換えなければいけないという可能性が示されているわけで、これを見ながら、今まで注目していなかったところが実はすごく重要であるとか、思っていたのと現象の進み方が違うとか、そういったところをどんどんアップデートしていく、そのためのインプットにしていきたいと考えております。

そういう意味で、この活動はすごく重要だと思っておりますので、引き続き、よろしくお願いたします。

○佐々木企画調整官 小野審議官、お願いします。

○小野審議官 小野です。

今、説明いただいた最後のところ、通しでいうと29ページのところで、これはケーブルとか、そういった保温材で、どういったガスが出てくるかということ整理したものと理解していますけれども、この中で特にメタン系に着目しているようなんですけども、その下のほうを見てみると、プロパンC<sub>3</sub>H<sub>8</sub>というのも出ているように思うんですけど、このぐらゐのガスというのが何種類か出てくるという、こういう結果が得られているという理解でよろしいでしょうか。

○木原上席特殊施設分析官 1F室の木原です。

ケーブルの加熱、保温材等の加熱も通しまして、物によって出てくるもの、有機化合物

の種類というのは異なってきておりまして、大体CH<sub>4</sub>とかC<sub>2</sub>H<sub>4</sub>のラインのものですと、共通的にはある程度出てくると。物によってはまた違う物質というものは出てきております。

○小野審議官 なるほど、分かりました。ありがとうございます。

○佐々木企画調整官 ほかにございますでしょうか。

石渡委員、どうぞ。

○石渡委員 委員の石渡です。

最後の資料の2-1-3ですか、これの25ページにペDESTALの部分の360°の写真が載っているんですけど、特に⑬と書いている一番右側のところを見ると、壁に沿って何か物質が下に垂れて、つららのような形で固まっているような特徴が見られるんです。これについては、溶けて垂れるようなものが何であるかということについては、これは大体見当がついているんですか。

○木原上席特殊施設分析官 1F室の木原です。

御指摘いただいた形成物等につきましても検討会でいろいろ議論をしているんですが、現時点では明確にこれだということまでは来ておりません。

ただ、こちらは格納容器、ペDESTALの内側ということなので、このRPV（原子炉压力容器）の上のほうを見上げると、各種ケーブル等もございまして、一部の観察では、そういったケーブルの溶けたような痕、あるいは配管の保温材で消失している部分もありますので、そういったものからもう少し物質、どういった形成ができたのかというところは検討を進めたいと考えております。

○石渡委員 ケーブルは、そうですね、ただ、これは壁全体にわたって溶けて流れているような感じの構造になっていますよね。ですから、それなりの量があるものでないと、こういうふうにはならない。例えばケーブルの被覆材が溶けたようなことだと、ケーブルそのものも垂れてくるというか、かなり下のほうに落ちてくるものもあるんじゃないかと思うんです。そういうものがあまり見られないので、これは要するに、コンクリートというのは大体方解石という炭酸カルシウムが主成分なんですよね。炭酸カルシウムというのは、そのもの自身だと、660℃ぐらいで溶けるんです。融点がそれぐらいの温度なんです。ですから、もし、上から溶けた核燃料が来て、そこの温度が600℃以上になると、コンクリが多分溶けるんです。そういう状態を表している可能性もあります。これは溶けている物質が何であるかというのは、結構大事だと思うんです。

世の中には、炭酸塩の溶岩を出す火山というのものもあるんですよ。そういうところでは炭

酸塩が溶けた溶岩が流れて出してくるんですね、火口から。いわゆる岩石が溶けたものを出すのが普通の火山なんですけど、物によっては、そういう炭酸塩が溶けたものを出すものとか、硫黄が溶けたものを出すものとか、いろんな種類の火山があって、そういうところでは、こういう溶岩ですから、垂れて、そういうつらら状の構造を作るようなことも見られるわけです。

ぜひ、これはなるべく早くサンプルを、少しでいいので、サンプルを取って、この辺で実際に何が起きているのかということが分かるように調査を進めていただきたいというふうに思います。

以上です。

○佐々木企画調整官 森下審議官、どうぞ。

○森下審議官 石渡委員、コメント、ありがとうございます。

東電と定期的に事故調査について話をしている、その中で我々もこのサンプルを取ってこれないかという話はこれまでもしております。それで、ただロボットが今のロボットだと、取ってこれるサンプルに限りがあって、ちょっと説明がうまくないかもしれませんが、シュッと水を吸い込むときに軽い微粒子状のものが、今、取ってこれるというのがこのロボットの限界なので、もう少し硬いものとか、壁にこびりついているものを取ってこようと思うと、ロボットをどういうものが要るかとか、そういうところから話をしなきゃいけないというふうに理解しております、あと、次回調査に向けて、東京電力のロボットもまた考えるとか言っていましたので、実際取れるのが一番いいというのは、そのとおりだと思いますので、どういうものが取ってこれるのか、技術的にロボットが開発できて、そういうところからやっていきたいと思います。少し時間がやっぱりかかると思います。

○佐々木企画調整官 ほかにございますでしょうか。

市村技監。

○市村技監 市村です。

別のところで、ちょっと確認させてください。12ページなのですがすけれども、一番最後に、「Cs-137の移動経路が常時存在することが分かった」という記載があって、「常時存在する」ということの意味なのですがすけれども、これは1F2号機なので、爆発はしていないけれども、事故の影響を受けている、こういうプラントに中央部のへこみがあって、そういう状況では常時という意味なのか、あるいは通常の健全なプラントでも、同じシールドの重な

った形状、ほぼ同じだと思うので、これは中央部にへこみがあって、線源をシールドする効果はあるけれども、蒸気があるような状況では、普通の健全なプラントでもこういう通路というのは形成されている、それを称して「常時」とおっしゃられているのか、これはどちらですか。

○木原上席特殊施設分析官 1F室の木原です。

通常時のプラント等につきましては、今回の形状測定の中では島根等についても測定をしているんですが、そういったプラントでは確認されていなくて、東京電力の1Fの2号機、さらに5号機等ではこういった形状というものが、下にへこんでいるというような形状が確認されておりまして、いずれも水素爆発等で外的な力が加わっていないという状況、先ほど御指摘がありましたように、水蒸気等の影響も考えられるのですが、そこまでの何が原因というところまでは明確になってはいないのですが、自重等だけでも、ある程度の変形が生じ得るというところから、東京電力のこのサイト内における範囲にはなりますが、常時、こういった継ぎ目のところでのすき間というものが存在したであろうというところを今回整理しております。

○佐々木企画調整官 杉山委員、お願いします。

○杉山委員 杉山です。

ちょっと補足させていただきますと、今の通しページ12の左側が測定結果で、右側が解析ですけど、それぞれ結果が示している定性的なところは同じですけど、へこみの度合いが全然違うことがよく見ると分かると思います。左側の実測のほうは、周囲の緑色のところが大体ゼロとして、真ん中のへこんでいるところは30mm、40mmのオーダーでへこんでいるわけです。それに対して右側は真ん中の左右の緑色のところに対してへこんでいるところがせいぜい数ミリ、3mm、4mm程度のへこみしかない。つまり、これは右側は物性値をそのまま反映して、自重解析をすると、この程度は少なくともへこむと。実際、1F2号では、それ以上のへこみが観察されたと。その理由はいろいろあるかもしれないが、まだ分かっていないということの木原上席特殊施設分析官はおっしゃっていて、多分、ここの記載の「常時存在する」というのは、健全な施設であっても、自重である程度はすき間があると。つまり、もともとシールドプラグというのは、市村技監がおっしゃったように、気密性に期待しているものではなくて、あくまでも遮蔽だけを期待していると、そういう意味の記載だと思います。

○市村技監 ありがとうございます。意味は理解しました。

ただ、今の木原上席特殊施設分析官が言ったのは、5号機でも計算値を大幅に上回る実測値だと、数十mmのへこみが確認されたとおっしゃられたということによろしいですか。

○木原上席特殊施設分析官 はい、そのとおりです。

○市村技監 事情は分かりました。5号機だと、特に事故そのものの影響は受けていない。ただ、地震であるとかという影響は受けていて、それがどういう影響かというのは分からないということですね。

あと、島根、ほかのプラントのこともおっしゃいましたけれども、杉山委員がおっしゃられていましたけれども、ほかのプラントでもへこみが常時あるものなんですか。自重によっては一定程度はへこんでいるということなんでしょうか。

○木原上席特殊施設分析官 1F室の木原です。

島根等を含めて他サイトのものにつきましては、3Dスキャナーによる左側のいわゆる数十mmのひずみ、ゆがみがないというところまでは確認をしているのですが、右側の自重解析等のような形で解析を回して確認しているというような状況ではございません。

○市村技監 ありがとうございます。

いずれにしろ、自重でも数mm程度のへこみというのはあり得て、そうであれば、コンクリート構造物の形状等から考えて、一定程度の空気が通る、水蒸気が通る可能性のある流路は形成されている可能性があるということですね。理解しました。

○佐々木企画調整官 ほかに御質問はありますか。

古金谷対策監、どうぞ。

○古金谷緊急事態対策監 すみません、古金谷です。

今のことに関連して、ここの場所というのは要はいろんな知見を規制制度に取り込むかどうかというようなところ、何か方向性をつけるというところになるんですが、このプラグの話でいうと、我々は制度というところで何か見直しにつながるとか、現時点からもう一つ先に新たに調査してからののかしらないですけど、そういう議論というのは、今どこかでなされているのですか。どちらかというところ、事故調査は分析というのが中心ですけども、それを受けての知見というところになるんですけど、むしろ、事務局、佐々木企画調整官に聞いたほうがかもしれないですけど、どうですか。

○佐々木企画調整官 佐々木ですけども、今日は作業チームというのが別にございますので、そちらからも出席いただいているのでお答えをお願いします。

藤森企画調査官、お願いします。

○藤森企画調査官 規制企画課の藤森です。

今、御指摘いただいた点ですけれども、最初の木原上席特殊施設分析官のほうからの説明からもあったんですけれども、今の段階では調査・分析、あるいは研究をしている段階だと認識しております。我々としてもその辺の状況を注視しながら、必要に応じて検討を、規制への取り入れ等については必要があれば検討を進めていくという段階だと認識しております。

○古金谷緊急事態対策監 古金谷ですけれども。

これはかなり大きな構造物ですので、何か規制制度に取り入れて、こういう継ぎ目のないようなプラグにしなきゃいけない。そうすると、これをつり上げるクレーンだとか、そういうものも含めて構造を見直さなきゃいけない。かなり大々的ないろんな規制の強化につながるかもしれないんですけれども、そういうところについては、まだこれからという、そういうことですね。はい、了解しました。

○佐々木企画調整官 杉山委員、お願いします。

○杉山委員 杉山です。

今の点に関連してですけど、シールドプラグのすき間に大変多量のセシウムがどうもたまっているらしいということが分かって、これをどう捉えるかによって今後の対応が変わると思います。つまり、これは期せずして、フィルタとして機能したんだと。ですから、これのおかげで環境に放出される分がかなり低減されたんだと見るのか、それとも、ここにこれだけの汚染が生じてしまって、その後の廃止措置等の作業に大きな支障になっていると見るのか、その辺次第で、少なくとも現行のBWR（沸騰水型原子炉）では原子炉ウエルの注水設備を設けております。ですから、継ぎ目があっても、原子炉ウエル注水がうまく機能すれば、もうこのこういった大量の汚染は生じないと予想されるわけで、生じなくしてしまうのがいいのかどうかというところを、今後、考えていく必要があるかと思っています。

ありがとうございます。

○佐々木企画調整官 ほかにございますか。

よろしければ、議題(3)に移りたいと思います。次は国内外の原子力施設の事故・トラブル情報についてということで、一つ目は、火災回路解析に関する米国調査結果について、火災対策室長の齋藤さん、それから、検査監督総括課の岸岡上席検査監視官から説明いただきます。お願いします。



○齋藤火災対策室長 火災対策室の齋藤でございます。

今から資料59-3-1、通しページでいうと31ページ、資料59-3-1の1ページから火災回路解析に関する米国調査結果としてお話をさせていただきたいと思います。

この件につきましては、実際に調査しているのが検査監督総括課の岸岡上席検査監視官でございますので、実際の話は岸岡上席検査監視官から報告していただくとして、私のほうから、まずはこの調査報告の位置づけ、概要と、それから米国における制度がどのようになっているのかということについて簡単に御紹介させていただきます。最後に、また、これの捉え方について、私のほうからお話をさせていただければと考えてございます。

まず、1ページの1番の概要というところを御覧いただければと思います。

もともとこの火災回路解析については、随分前の第12回の技術情報検討会において、「回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」が、要対応技術というふうに分類されたところから始まっております。この際には、火災影響評価のコード化に関する重要性を示すものであるというような話も踏まえて、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めた検討ということを含めて検討を開始したものでございます。この間、技術ノートにおいて「米国における火災時安全停止回路解析の調査」というものが発行されて、その中で様々話が報告されていることから、技術基盤課でまた調査を行って、第51回の技術情報検討会において、「火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査」としての結果を報告したものでございます。

この結果の報告を踏まえて、その次の第52回の技術情報検討会において、この技術について具体的に今後何の調査をするのかということで、4項目ほど挙げておりますが、今回は4項目のうちの火災防護関連の検査について、米国NRC（米国原子力規制委員会）に検査官を派遣して情報収集するといった項目についての結果概要の報告という形になります。なお、この4項目のうち、残りの二つ項目、米国火災防護規制の最近の動向の調査、それと関連するNRCの審査及び検査体制についての文献調査については、今のところは、次回の技術情報検討会において報告する予定ということで、今回はそのうちの一部のところを御報告させていただくというような位置づけというふうに御理解いただければと思います。

次に、実際の調査結果の前に、まず、米国における制度の概要について、日本の話と比較しながら簡単に御説明させていただきたいと思います。同じページの2番の下半分のところでございます。

まず、米国の火災防護規制における基本概念というのは、我が国と同様に火災の発生防

止、それから火災の感知・消火、それから影響軽減という基本的にはこの三つの考え方を  
というのは同じでございます。これらを実現する法体系として、我が国では決定論に基づ  
くという形になってございますけれども、米国においては、決定論に基づくものと確率論  
に基づくものの二つがございます。

具体的には参考1というところですが、この後、10ページをめくった通しページでいう  
と41ページのところに参考1として、資料49-2-3というところに、実際のところが書いて  
ございますが、その次のページ、42ページを見ていただきますと、実際に決定論と確率論  
に基づくイメージの図がここに記載されているところでございます。

アメリカにおいても、決定論、確率論それぞれ火災発生時における原子炉安全停止の達  
成・維持の観点から、決定論、確率論において、この図のとおり、規制要件、技術指針、  
それから標準審査指針、実施ガイドというような形で同時並行で成り立っているというよ  
うな形になっているところでございますけれども、このうち検査においては決定論につい  
ては系統分離対策を確認するような、そういうようなやり方をしております。一方、確率  
論に基づく場合においては、検査は回路レベルでの火災時安全停止解析を行って、詳しく  
は火災区画ごとに火災シナリオの同定であったり、それから事故シーケンスの定量化を行  
うということで、プラント全体におけるリスクが小さいかといったような、そういった内  
容を確認するというような形になっています。

火災回路解析は、主に今の皆さん、見ていただいている通しページでいうと42ページの  
確率論のほうの安全確認を行う方法として回路レベルで火災時安全停止解析の一環として、  
火災シナリオの同定であるとか、事故シーケンスの定量化といったようなものに用いられ  
ていると、そういった位置づけというふうに御理解いただければと思います。

これらを踏まえて、以降、通しページの32ページ、資料でいうと資料59-3-1の2ページ  
以降、岸岡上席検査監視官から火災回路解析の調査をしていただいた結果について御報告  
させていただきたいと考えてございます。よろしくお願いいたします。

○岸岡上席検査監視官 検査監督総括課の岸岡でございます。

昨年11月末から3週間ほど米国に出張して、アメリカの3年物の火災防護検査、同行し  
てまいりました。その結果を報告したいと思っております。

別添の35ページのほうに飛んでいただきたいというふうに思います。アメリカの3年物  
の検査を見てきましたということです。

そのときの意識としては、我々は検査グループなので、これを我々がもしやるとしたら、

何がちょっと足りないのか、あとは、そう言いつつも、今からできることはないのかというようなところを意識しながら見てきました。

これから中身に入りたいと思いますけれども、用語についてお話ししたいと思いますけれども、先ほど冒頭のところで決定論、確率論という話がありましたけれども、NRCの人と話していると、そういう言葉はあまり出てこなくて、代わりにプレスクリプティブな規制要求に適合しているプラント、またはパフォーマンスベースの規制要求に適合しているプラントという言葉を使って議論している感じなので、そのほうが問題の本質を捉えているというふうに思うので、以降の説明については、プレスクリプティブ、パフォーマンスベースというような言葉で説明していきたいと思います。

では、35ページ中身に入りたいと思いますけれども、まず、検査のスコープなんですけれども、これ自体は検査のガイドに規定されていまして、四つの項目をやるというようになっています。一つ目としては、火災発生後にプラントを安全停止できるかというようなところを見ていくというものが①としてあります。二つ目として、火災の防止・検知・抑制の機能を有する設備、検知器だ、ホースだ、あとはスプリンクラーだとか、そういうものです。そういうものを見て、あとは三つ目として、火災防護プログラム、これはFPPと呼んでいますけれども、これは火災版の保安規定みたいなものなんですけれども、その管理の運用状況、遵守状況ですね、それを見て、あとはここは特異だと思うのは四つ目なんですけれども、火災防護プログラム、火災版の保安規定の変更の妥当性というようなところを見ているというところ、これは非常に特異なので、ここについて説明したいと思いますけれども、アメリカにおいて、審査で火災防護プログラム自体が許認可マターになっているんですけれども、プラントを運用した後、FPP自体を事業者が安全評価をして、妥当であれば、ある範囲の中であれば、自由に規制当局に届出なく変更できるというようなシステムになっています。というようなことで検査の現場では、その変更自体にちゃんと妥当であるかというところを見ていくという意味でいうと、検査の現場において、ある意味、我々でいうところの審査の観点でも検査を行っているというようなところがあるのかなというようなところで思っております。これが検査のスコープでございます。

次に、検査の前提なんですけれども、我々が見に行ったSt lucie原子力発電所は、パフォーマンスベースの要求事項に適合しているプラントということになります。そこでさっきの火災防護プログラムの変更の話になるんですけれども、こういうパフォーマンスベースの規制要求に適合しているプラントについては、リスク増分が $10^{-7}$ というものを超

えなければ、リスクが多少増加しても、火災防護プログラムを変更してもよいというようなことになっていまして、プラントを運用しながら、そのところを事業者はどんどん変更していくわけですけれども、そのところが妥当かなというようなことを検査の中で彼らは見ているというようなところが一つあります。

二つ目のポツなんですけれども、これがパフォーマンスベースの適合しているプラントの特徴を捉えているところだと思うんですけれども、火災ハザード解析だとか、火災PRA（確率論的リスク評価）、火災時の安全停止解析というようなものを解析をがちっと事業者はやっています、その結果を火災防護プログラムに反映しているというようなところなんですけれども、今回見てきたSt lucie市のプラントみたいなところは、先ほど言いましたように、パフォーマンスベースの規制要求を適合しているというようなこと、こういうプラントについては、設計要求自体が、設計目標自体が定量化されていて、これをクリアするための確認として火災防護設計について定量的な解析がなされていると。その定量的な解析として、火災ハザード解析だとか火災PRA、火災時の安全停止解析ということが十分なされているというようなことで、現場の検査官は、この解析結果を手かかりにしながら検査を進めていると。解析の前提条件と現場の実際が合っているとかというような見方をしながら、検査をしているというようなことです。

簡単な例で言いますと、例えば、安全上重要な火災区画があったとします。そこについて可燃物の持込みを厳しく管理するというようなことで設備対応を緩和しているような運用をやっているようなところもありますけれども、そういうようなところに対しては、本当に厳しく可燃物の持込みが制限されているか、それができていないと、解析の前提が崩れるというようなことで、その解析の結果だとか、解析の前提と現場の状態を見比べて検査しているというようなところがあります。あとは解析の内容の妥当性も判断する上で、解析をやる上での規制要求だとか、技術基準というものは、それは規制のほうで準備したものもあれば、民間基準もありますけれども、そういうものの適合性も見ているというようなことで、この検査をやる上では、こういう種々の解析結果だとか、解析の妥当性を担保するための規制要求、技術基準、そういうのが前提になっている、それがあってこそその検査だと、こういう検査だというようなところが分かりました。

あとは36ページの三つ目のポツなんですけれども、火災時の停止能力を確保する上で、設備対応はもちろんのことなんですけれども、随分、人間の操作、リカバリー操作、リカバリーアクションと彼らは呼んでいますけれども、それに頼っているところがある。それ

にクレジットを随分取っているところがあるというようなことで、そういう人間系の操作が火災時に確実にできているかというような観点からの検査の視点というようなものも非常に重要なところでございます。

というようなことで、こういうことが検査の前提になっておりますというようなことで

す。

(3)、いよいよ実際何をやっていたのかというところですけども、(3)のところですけども、実際にNRCの検査官がやってきたことを火災解析の実績も含めて御説明したいと思います。

まず、ステップ-I ということで、サンプルの選定というようなことで、ここでさっきスコープということで、四つあるというふうにいいましたけれども、今回の報告に限っては、火災時の安全停止能力の検証というところの活動について紹介したいと思います。ほかのところについても見習うところはございましたけれども、そっちは検査官向けの報告書というところにまとめておりますので、こっちはアメリカの検査の際立ったところということで、停止時能力の検証ということの観点から検査というところを御説明したいと思います。

一つ目、ステップ-I としてサンプルの選定というようなところなんですけれども、これについては内部事象のPRAの機器のランキングだとか、あとは火災PRAだとか、さっきも説明しましたような火災の種々の解析を見ながら、どの系統、どの機器を今回検査対象としてサンプルにするかということを選定するわけですけども、今回については補助給水システムを検査のサンプルとしましたというようなことです。御存じだと思いますけれども、補助給水ポンプ、補助給水システム自体は、プラントを安全停止状態に持っていく上で非常に重要なものですけども、PWR（加圧水型原子炉）ですけども、日本と同じ設計になっていまして、このプラントは2基のSG（蒸気発生器）を持っているんですけども、それぞれのSGについてプラントがトリップした際には、SGで残留熱を除去していくと。その際のSGへの補給は補助給水で行うということになっています。

37ページに行ってもらいたいと思いますけども、補助給水としては、このプラントは何を用意しているかということなんですけども、電動の補助給水ポンプA系用のものとB系用のものを持っておりますというようなこと、それに加えてタービン動の補助給水ポンプを持っています。日本と同じですね。ということで持っていますというようなことなんですけども、じゃあ、火災時はどういう運用にしているかというようなことなんですけど、火災時

については、電動の補助給水ポンプのほうがTDの、タービン動の補助給水ポンプよりも起動が楽だというようなことで、電動の補助給水ポンプを優先的に使って火災時は対応するというようなことになっています。

三つ目のポツですけれども、この電動補助給水ポンプの容量ですけれども、1系統のみで、SGは二つありますけれども、それぞれに電動給水ポンプがありますけれども、その1系統を起動するだけで、プラントトリップ後の残留熱は除去できるという容量を持っている。すなわち、火災後の停止時の安定停止状態に持っていく上では、どちらかが生きていれば大丈夫だよというようなことになっています。

その下にNRC検査官からのアドバイスというようなことなんですけれども、ここで私、聞いてみました。補助給水ポンプはPWRで重要なのは自明のことなのでという意味でいうと、検査の対象、サンプルを選定する上では、火災PRAがなくてもいけるんじゃないかなというようなことを聞いてみたんですけれども、そうしたところ、彼らは、いやいや、そうでもない、今回はたまたま補助給水ポンプというふうになったのですけれども、特にアメリカでは火災時にしか使わない安全上重要な機器というのがあります。そういうものは普通の内部事象のPRAのモデルの中では出てこないんです。だから火災時に重要なものというものを拾うという意味では、火災PRAも必要なんですよというようなことで、これは参照して検査の対象を絞り込まなければいけないというようなことで、火災PRAは重要ですよというお話をしておりました。

補助給水ポンプを検査対応しようとするというようなところは決まって、今度はステップ-IIのところなんですけれども、検査の方針というようなところなんですけれども、これについては準備段階の中でいろいろ主に解析の図書、それを読み込みながら、みんなで議論して決めましたというようなこと、どういうことを決めたかということなんですけれども、そのところが作業の結果のところを書きましたけれども、任意の火災エリアにて、電動の補助給水ポンプ1系統が機能喪失するような火災が発生したときに、同じ火災によって、もう一つの電動補助給水ポンプが喪失しないというような形で事業者が手当てをしている火災防護策があるだろうから、それが妥当であり、実効性があることを現場の状況も確認しながら、検査で確認していきましょうというところが、みんなで共通目標として掲げられましたというようなところがあります。

これに沿ってチームメンバー、4人のチーム構成でしたけれども、それぞれが動くわけなんですけれども、ステップ-IIIとして具体的な作業として何をやっていきましたかという

ころがステップ-Ⅲですけれども、ステップ-Ⅲ-1として、火災によって電動の補助給水ポンプのA系なりB系なりを機能喪失せしめる可能性がある機器の特定、これが火災で壊れちゃったら、電動の補助給水ポンプは1系統喪失しますよというようなものが何があるかということ拾うというような作業をまずやりましたというようなこと。この作業については、作業の実施のところに書いておりますけれども、まず、そういう機器としては動的機器に絞ろうじゃないかというようなこと。静的機器はのけておいて、動的機器でそのものはどんなものがあるかというようなことを探しましょうと。じゃあ、どこから探すかということですけども、配管計装図（P&ID）を見て、その中で電動補助給水ポンプがこれが損傷したら使えなくなるという動的機器を探しましたと。その中ではホットショートによる回路の誤作動も考慮していますよというようなことです。

38ページに行っていたら、作業の結果ですけども、作業の結果として、まず、どんなものを拾ったかということなんですけども、電動補助給水ポンプA系に属する動的機器、これは当たり前ですけども、電動補助給水の系統を構成する機器、ポンプ本体はもちろんのこと、サポート系、あとはそこに附属している、そこを構成している電動弁だったりとか、空気作動弁という動的機器、こういうものが火災によって損傷したら駄目だよというようなことで、これは見ていこうじゃないかというようなことでピックアップしましたと。

あと、それとともに、今回メインになったんですけども、電動補助給水ポンプ系統のA系とB系のタイライン、クロスタイラインについている電動弁、これについては、例えば、火災によってSGのBに給水することができないというようなときに、電動の補助給水ポンプのA系を使ってSGのAに水を入れて、残留熱を除去しますよというときに、このクロスタイが開くと、使えないBのほうに水が行ってしまうので、これはまずいということで、これが閉まっていなきゃいけない。これがもし火災の影響で開いてしまったら駄目ですよということで、これも見ましょうというようなこと、あとはMDの電動の補助給水ポンプを給水配管に接続系統について空気作動弁というようなこと、こんなところを配管計装図を見ながらピックアップしていきましたよというようなこと、これについて一つ一つ見ていきたいと思いますということになりました。

それで次、Ⅲ-2のところのステップ、次のステップですけども、Ⅲ-1でリストアップした機器についてですけども、これについてプラントを火災時の後に安全停止する上で、必要かどうか、解析でクレジットを取っているかどうかというようなところを見極めまし

ようということです。

これでは向こうには便利なものがありまして、Essential Equipment Listという解析結果を一つコンパイルしたものがあつたんですけども、それを見ると、各種解析において、さっき特定した機器が安全上停止する上で重要なものとしてクレジットされているか、されていないかというようなところが分かるので、そんなリストを参照して、そこに載っていないものは今後の検査からは対象から落とすというようなこと、ここに載っていないということは、火災時に安全停止する上で、その機器の動作は期待しないということなので、それはいいだろうということで、その機器に、そのリストに載っているものだけを見ていくというような形で絞り込みをいたしましたというようなことです。

次にステップ-IIIですけれども、ここでは、そういう重要な機器は絞り込めました。その重要な機器について、それが損傷してしまうような火災が起こるような火災区域はどこですかというようなこと。そこで火災が起こったときに電動補助給水ポンプのA系とB系両方が機能喪失しないように事業者が手当てしている火災防護対策にはどんなものがありますかというようなことであつたり、そういう火災防護対策が不要というようなことであれば、不要なものについて妥当性をどういうふうに事業者は検証しましたかというようなところを見ていくというようなことで、結局、結果として、どんなものが両方喪失しないために、どんな手当てをしているかというようなところが作業の結果として出てきましたというようなことで、二つ出てきたんですけども、一つ目として出てきたのが中央制御室にて火災が発生した場合に遠隔操作盤への切替操作というようなことが出てきました。これは当たり前の話だと思うんですけども、中央制御室には全ての制御をするための遠隔操作スイッチがあるわけですけれども、ここが燃えると、全部使えなくなっちゃうというようなことで、ここで火災が発生した際には遠隔操作盤に切替操作をして、そっちから操作をするというようなことで、そういうリカバリーアクションが必要というようなことで、それがMD-AとBが共倒れしない火災の対策として一つ浮かび上がりましたというようなことです。

もう一つ出てきたが②のところですけども、現場におけるタービン補助給水ポンプの起動というようなことなんですけども、これについても、やっぱり「へえ」と思ったんですけども、最初の命題としては、電動の補助給水ポンプのA系とB系両方が共倒れすることを回避するような方策を見ていきたいと思いますというようなことだったんですけども、決定的にプレスク립ティブな規制要件はそれで合致しているということなんで、それを見て



いこうということだったんですけれども、事業者としては深層防護として、二つが共倒れしないように手だてはしているんだけれども、その二つが共倒れしたときのためにタービン動の補助給水ポンプを現場で起動するという手だてを講じていたので、それについても見ることにしました。

じゃあ何でそういうことを規制要求の枠を超えてやっているかというようなことなんですけれども、彼らは火災PRAをやるんですけれども、火災PRAをやったところ、電動の補助給水ポンプは交流電源が必要なんですけれども、交流電源をDG（ディーゼル発電機）の信頼性を見たところ、そのプラントについては非常用DGの信頼性があまり高くないというようなことで、規制要求上は電動補助給水ポンプのどちらかが火災のときに起動できれば、それでいいということになっているんですけれども、そう言いつつも、火災PRAをやると、DGの信頼性が低いということなので、これでは心配だというようなことで、どちらかがいけないようにはしているんだけれども、深層防護の位置づけとして、それに加えてタービン動の補助給水ポンプを現場で起動するというような手だてもやっていますよというような手だてを整備していたので、それについても見ようじゃないかというようなことにしました。

これは有効的だなと思ったのは、プレスクリプティブな規制要求では満たしているんだけれども、火災PRAをやると、それでは十分じゃないというようなことが明らかとなって出てきたので、それでもってそれ以上のことをやるというようなことがパフォーマンスベースでは出てくるというようなところで、パフォーマンスベースが強力なところが見えたかなというようなところがあります。

次、39ページに行ってください、そういう二つのこと、中央制御室にて火災が発生したときの遠隔操作盤への切替えと、あと現場におけるタービン動補助給水ポンプの起動ということについて、それがどういうふうにできているかというようなことを、どういうふうに確認したかというようなところなんですけれども、そここのところが39ページの作業の結果のところを書きましたけれども、一つは、事業者とともに手順書を携えて現場のウォークダウンをしています。それで事業者には手順書に沿って、これはどういうふうにするんだというふうに、彼らはジョブパフォーマンスウォッチというふうに呼んでいますけれども、現場で運転員に模擬操作として、火災が発生したときはこの遮断器を落として、こちらの遮断器を入れて、それでここの鍵を開けて遠隔操作盤を生かして、スイッチを入れて、どうのこうのという、そういう一連の操作を手順書に沿って模擬操作、やったふりをして、

それが確かに時間どおりに無理なくできるというようなことを確認したり、あとは手順書の内容を見て、この手順書に沿ってやれば、ちゃんとできるというようなことを確認するというようなことで、そういうようなことで、二つの補助給水ポンプがこけないような形で手当てしているリカバリーアクションが、ちゃんとできるというようなことを検査において確認してきましたというようなことです。そんなところが一連の検査と活動でした。

あとは回路解析のところを特出ししましたけれども、(4)に書いていますけれども、回路解析なんですけれども、これも検査官が一からやるということじゃなくて、さっき言った停止時安全解析の中で、事業者が回路解析をやっていますので、その回路解析が正しいかどうか、正しいということをするために、事業者のやったものをなぞるというような形で回路解析を見ていたということになります。

結局、そのこのところの対象は何をしたかということなんですけれども、さっきサンプル選定のところで説明しました電動補助給水ポンプのA系とB系をつなぐタイラインのところクロスタイバルブのところの回路解析を見ていましたというようなことです。

これについてなんですけれども、事業者の解析を見ると、ある非常用電気室ですけれども、そこで火災が発生した場合、B系の電動補助給水ポンプが使えなくなりますというような火災のエリアとして非常用電気室がありますと。そこには同じように、さっき言ったクロスタイバルブのモータのコントロールセンタ、遮断器がありますと。そこも燃えるということで、そういう意味でいうと、このクロスタイバルブも使えなくなりますということなんですけれども、これは常時閉なので、ただ単に使えなくなるだけではないんですけども、もし、これで火災のときに電動の補助給水ポンプのBが使えなくなって、かつ、ホットショートでクロスタイバルブが開いてしまうというようなことになると、せっかく生きている電動の補助給水ポンプのA系で水を送り出しても、それが使えないB系のほうに行ってしまうというようなことで、アウトだというようなことで、そうならないというようなことを回路解析によって事業者は実証していて、それが事業者の停止時安全解析に書いてあるんですけども、それが正しいかどうかということ、また、検査官として独立した立場で回路解析をやってみましたというようなことです。

回路解析の実施というところが③のところのところに書いていますけれども、どういうことをやったかというようなことなんですけれども、40ページを見ていただくと、結局、我々、EWD方式のシーケンス図を用いて、それを使って火災時にいろんな短絡だとか地絡のケースを頭の中でシミュレーションして、火災時にMCC（モーターコントロールセンター）が燃えたと

きに、ここが地絡するじゃないか、ここが短絡するじゃないかというようなところを、その短絡・地絡したときに、このバルブは動くのか、動かないのかというようなことをシーケンス図を見ながら頭の中でシミュレーションをして、結局、これが燃えたとしても、これは本来閉まっている弁で、ホットショートで開くはずがないというようなことを回路解析をやって確認したので、これは事業者の回路解析が間違っていないというようなことを確認できましたというようなところで、これ正しいということで、そういうような形の検査活動をやっていたというようなことです。

火災回路解析については、私が前にアメリカに行ったときも、今回はパフォーマンスベースの規制要求に適合しているプラントでしたけれども、そうじゃない日本と同じようなプレスク립ティブな規制要求に対応しているプラントでも火災回路解析、広く使われていますので、そういう意味でいうと、この幾つかの局面で、この技術は我々の検査活動の中でも使えるんじゃないかというふうに考えまして、実際どういうふうにやっているかという手法を検査官向けに細かく解説した資料も別途作っております、もし、これを使う局面があったときには、我々の検査ができるようにというような形で、そういうものも報告書に添付して作っておりますというようなことです。

以上が検査グループとしてNRCのやっている3年物の火災防護検査について調査した結果の報告でございます。

以上でございます。

○齋藤火災対策室長 それでは、本資料の3ページ、通しでいうと33ページのところ、3番の今後の対応、今回の今報告させていただいた事象をどのように活用していくかというような観点からの今後の対応について、現在の考え方をお話ししたいと思います。

まず、我が国の用語としては決定論とそれから確率論というような話ですが、我が国においては基本的には発電用の原子炉を停止する機能が損なわれることがないように措置を講ずることが要求されているといったことに対しては、具体的な手法として火災防護審査基準を定めていて、それは基本的には決定論に基づくそうした考え方で対応しているというところでございます。

具体的には、アメリカのいわゆる決定論に基づく対応と同等に系統分離対策を基本的にはこういったものについて確認しているということであって、アメリカのような火災回路解析については基本的には確認しているわけではないということが、前提条件としてあるということが、まず一つあることを念頭に置いて、じゃあ、今回のこの調査がどのような

効果をもたらすのかというような一つの考え方でございますが、その次の段落、米国ではと書いてある段落のところですが、まず、このお話を総括的に話しすると、具体的な検査方針をまず策定して、それから機器の特定であるとか、それから火災解析における当該機器の扱いであるとか、火災防護対策の妥当性といったような形を基本的には一つのターゲットを定めて、それに対して順序よく、要はシナリオを作るようなストーリー性をもって検査していくというような手法であったというようなことを具体的な事例として、今、報告させていただいたものでございます。

これについては、このような手法については、脚注の6番というところですが、昨年、美浜発電所3号機の火災防護の不備に関する、いわゆる系統分離の不備について同様の考え方をいながら、基本的にはリスクについて評価をするというようなことを試みるという点では、また別の手法として、こうしたものを今回調査できたというふうに考えてございます。

実際にはこうしたことについては、日米における火災防護に対して規制の違いというようなものはあるというところがございますけれども、火災の影響軽減対策における検査においては、火災防護のプログラムに不備があった場合、基本的にはいろいろと火災区域、火災区画内の安全機能を有する構築物、それから系統機器に対して、どのように影響を与えるかといった観点からの指摘を行う上では極めて有意義だというふうに考えております。

これまで日本においては、アメリカにおけるこうした調査は幾つか行っているところがございます。今回の話を踏まえて、また、これまでの調査を踏まえて、それから、一番最初にも御報告申し上げましたとおり、次回予定している火災防護の規制の最近の動向であるとか、それから関連する米国の審査・検査の制度に係る文献調査といったものを次回報告する予定としておりますけれども、こうしたものとセットにして、今後、中長期的対応として、これら収集した情報を分析して規制の反映の要否について、今後、検討することとしていきたいというふうに考えてございます。

なお、今回の調査でお分かりのとおり、事業者での対応といったことも極めて重要だというふうに考えてございます。なので、第52回の中で四つのうちの最後の項目としてもありますけれども、事業者の対応状況について基本的には状況を確認しておきたいと考えておきまして、一番最後の段落のところがございますけれども、ATENAに対して短期対応としてLER（米国事業者事象報告書）情報の分析をする、それから中長期対応として火災PRAにおける回路解析を検討するというふうに言われていることについて、適宜、聴取したい

というふうに考えてございます。

以上、火災回路解析に関する米国調査結果の報告という形になります。

以上でございます。

○佐々木企画調整官 御説明、ありがとうございました。

質問、お願いします。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 委員の杉山です。

非常に興味深い話で面白かったです。

米国においては、火災防護プログラム、FPPですか、これが変更が比較的フレキシブルに事業者側でできるということが、まず、驚きというか、それを検査チームがFPPの妥当性を確認した上で、当然、FPPに従って、きちんとアクションが取られているかも確認する。この妥当性確認の中には、当然、相当PRAなども含めた広くて深い知識が求められるような気がして、これは、そうすると、NRC側というのは相当そういう高いレベルの検査官を用意しているということなんですかね。

○岸岡上席検査監視官 そうですね。今回のチームでも原子力安全について、ちゃんと理解している人間がやっていますし、その中でも特に回路解析があるので、電気について精通している人間がやっていました。そういう意味でいうと、アメリカ型のこういう検査をやる上では、体制ということも工夫する必要があるかと思います。その能力があることもしかりなんですけど、その人たちが今回紹介したような一連の解析結果を手がかりに、そういうところを見ていきますので、それがないと、ちょっと難しいかなという気はしました。

○杉山委員 それで、私、実は火災防護に関する検査というと、今の御説明でいうとこのプレスク립ティブなやり方で割とチェックリスト的な見方をしていくのかなと思っていたんですけど、今のような定量評価が含まれると、非常に重要になると。そのときに評価した結果の合否というか、そのFPPが妥当であるかどうかを判断するような定量的な審査基準のようなものもあるんですか。

○岸岡上席検査監視官 はい、それが後ろ49ページの参考文献につけておりますけれども、こういうものが整備されていて、これに基づいて彼らは解析をやっていますので、ということでは、これをやろうとすると、解析結果とともに根拠となる遵守すべきレギュレーション、それについては民間基準のものもあるんですけれども、それもないと、この検

査をやるのは難しいかなというふうに思いました。これに沿った上で、彼らは事業者の火災防護プログラムの変更の是非を判断する上で実施している評価みたいなものの妥当性は、これに沿って判断しておりますので、こういうものも整備することも必要かなというふうに思いました。

○杉山委員 ありがとうございます。

いろいろ興味は尽きないですけども、このお題で今後もまだ続くということで楽しみにしております。ありがとうございます。

○佐々木企画調整官 ほかにございますでしょうか。

大島部長、どうぞ。

○大島部長 規制部長の大島でございます。

まず、長期間にわたる現地調査、本当にお疲れさまでした。また、とても分かりやすく資料をまとめていただき、ありがとうございます。

もしも分かれば教えていただきたいんですけども、2点ありまして、1点は、今回、NRCが行った検査のところが届出が不要になっている部分についてという前提に立って入っていているんですが、一方で、回路解析というのは、多分、事前に、もちろんこれは事業者から資料を受けて、先ほども電気回路に詳しい人がついて行かないと駄目だったというところで、我々が通常やっている検査のやり方では対応できないんだろうなと思いつつも、この辺、ちゃんと回路解析まで見られるようにチームが組まれたという経緯がもしも分かれば教えていただきたいのが1点と、それからもう1点、資料でいうと通しページで38ページの一番最後ですか、火災防護で深層防護の観点から追加で見たと、いわゆる我々の感覚でいうと、自主的な設備対応というところを調査で見ているというところで、何か同じような課題が今後も我々のほうもいろいろ出てくると思っているんですけども、NRCと事業者との関係で、こういう自主的な設備を調査しているというところで、気にせずやっているのか、そういう事業者側もちゃんと積極的に情報を出して対応しているのか、もしもお気づきのことがあれば教えていただければと思います。

以上です。

○岸岡上席検査監視官 まずは回路解析をやっている人の話ですけども、どういうふうにこの技術を学んだんだという話は聞いてみました。これは電気の分野だけですけども、これを普通の電気工学、大学で教える話じゃないので、どうやって勉強しているのかというふうに聞いたら、NRCの中で十分にトレーニングを受けているというような話を聞きました。

これが興味深かったのは、今はどうか分からないんですけども、昔はEPRIが、アメリカ電力中央研究所が音頭を取って規制当局と事業者と一緒に勉強会みたいなものを開いて、それでやって勉強していたというような話で、当初は事業者と一緒に勉強していたというようなことです。いずれにしても、そういうちゃんとしたトレーニングを受けた方が回路解析を行っていたというようなところですよ。

ただ、私が見た感じ、シーケンス図を見ながら、頭の中でホットショート、シミュレーションするという技術は、電力会社の運転をやった方は、大体そういうトレーニングはなされているので、もし、そういうバックグラウンドがある方がうちにおられるというようなことであれば、そこはないものねだりではないかなというような話というふうには考えております。

あと、もう一つ、深層防護的に事業者がやっているものについてですけども、これについては、プリスク립ティブにはオーケーなんですけれども、CDF（炉心損傷頻度）を見ると、それが効いてくるというようなことでいうと、重要なものというようなことで、これは自主的なものであるけれども、重要なものと位置づけて、事業者も規制当局もやっている、そういう認識で、別に自主的だからということでプリスク립ティブな規制要求から範囲が出たからということで分け隔てはしておらなかったというふうに考えております。

○大島部長 ありがとうございます。

○佐々木企画調整官 古金谷対策監、お願いします。

○古金谷緊急事態対策監 今の大島部長の2点目の質問の関係でいうと、我々も日本にこの検査制度と同じものを導入したときに、規制要求を満たしているかどうかというところもあるけれども、いわゆるセルフスタンダードという自主基準、そこを自分たちで課している、自分たちのルールに沿っているかどうかというところも、我々は検査としては見ましよう。それは今、岸岡上席検査監視官がおっしゃったように、基本、リスクの高いものは制度で要求しているはずだけれども、抜けもあるかもしれないよねというところで、今回のこれでいうと、DGの信頼性が低いからということで、TDのほうがCDFに効いてくる、リスクPRAに効いてくるということを見に行っただろうと思うんですけど、我々も一応その考え方は取り入れているというところで、少し補足しておきます。

○佐々木企画調整官 ありがとうございます。

ほかにございますか。

佐藤審議官、どうぞ。

○佐藤核物質・放射線総括審議官 総括審議官の佐藤ですけど。

ちょっと気になったというか、関心があったのが、FPPが届出不要、自分たちでリスク増分がある範囲で収まれば、届出不要でFPPを変更ということを経容しているということですけども、実際にどれぐらい変更を自分たちでやったというような実績があるんでしょうか。

○岸岡上席検査監視官 かなりどんどん変えているような感じでした。それで私も見てびっくりしたようなお話、一例ですけど、お話ししようと思えますけども、検査官がウォークダウンしてプラントを見ましたと。その中で結構可燃物がいっぱい置いてあったりということで、「あれ、これどうしたんだ」と思ったら、「あんたたち、火災防護プログラムというか、手順書には可燃物の見回りをしろというふうに書いてあるけど、それやっていないんじゃないの」というふうに検査官が言いました。そうしたら、事業者のほうは「ああ、そうですね、これは3年前に技術評価して、これは見回りは不要というようなことにしました」というようなこと、検査官の指摘を受けて、「じゃあ、私たちの是正措置としてやることは火災の見回りの手順書自体があるということが間違いなので、これを廃止するというのを私たちの是正措置にします」というふうにいってたりなんかして、そういうレベルで、どんどん変えていく。だから、いいことなのか、悪いことなのか分からないんですけども、そういうレベルでダイナミックで、どんどん事業者として無駄と思うところは削っているというふうには私は見えました。

○佐藤核物質・放射線統括審議官 佐藤ですけども。

であるならば、この検査が3年置きなみたいなこともお話しされていましたが、そういうのが積み積みと、かなり火災防護のそもそものプログラムが変質していくようなところ、何が言いたいかというと、最終的に全体を見通しての火災防護の適切性みたいなものは、これはそういう本質的なところを見ているんですよ、当然。

○岸岡上席検査監視官 はい。このFPP自体を変えていいといっても、そこにはやっぱり制限があって、パフォーマンスベースドを適用しているプラントについては、 $10^{-7}$ を超えるような変更については、ちゃんと届けてくださいといっているし、プレスクリプティブなプラントについては、FPPを変更してもいいんですけども、これは定性的にリスクが上がるようなものについては届出をしてくださいということで、一応枠があるので、その枠の中でやってくださいということになっているので、あまり変なことにはならないとい



うことを、そのところで担保しているのかなというふうに思いました。

○佐々木企画調整官 すみません、ちょっと遮りますけれども、補足があるそうなのでお願いします。

○梶島統括技術研究調査官 システム安全研究部門の梶島と申します。

アメリカの原子力プラントにおける火災防護規制は、10CFR50.48というものでございます。この中には(A)、(B)、(C)というものがございまして、今日、御報告があったものは(C)ということになります。

アメリカの新設プラントの場合は(A)、技術指針はレギュラトリーガイド1.189になりますので、いわゆる決定論になります。今日、報告いただいたのは少し違う話かなと思っております。アメリカでは既設のプラントに関しましては、決定論と確率論が選べるんですけども、新設の場合は、選べなくなっています。

それともう一つ、決定論で回路解析をやっていないかといいますと、そうではなくて、審査の段階、検査の段階、あと事業者ということで三つございまして、審査の段階では火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持という規制要件に関しましては、系統分離対策を規制要求しておりますので、民間の回路解析のガイドNEI00-01に基づく回路解析の実務というのは審査の対象外になってございます。

検査の段階なんですけども、3年ごとの火災防護検査におきましては、回路解析に関する確認作業というものが検査手順書の(FPTI) IP71111.21N.05に基づいて、特定の検査項目がある場合に、そういうものが存在する場合に実施されます。

特定の検査項目とは何かといいますと、安全停止に重要な機器であるが、安全停止の成功パスを構成しておらず、あと10CFR50の附則のR/III.G.2項、これはいわゆる系統分離ですが、これに適合しないケーブルが存在する場合があります。それから、事業者が安全停止能力に対して潜在的な影響が存在しないことを証明するために回路解析をやっている場合がございます。

事業者の対応なんですけども、事業者は3年ごとの火災防護検査において火災時安全停止解析又は代替停止解析、あと火災PRAの概要版等を提出することになっておりまして、検査官のレビューを受けることになってございます。回路解析につきましては、火災PRAの一部でございまして、事業者が回路解析を自ら実施して、摘出した火災による多重誤作動等、こういう問題があれば、その事例をLERで報告するということになってございます。

以上になります。

○佐々木企画調整官 森下審議官、お願いします。

○森下審議官 梶島統括技術研究調査官、ありがとうございます。

多分、別途報告するという調査で、もう少し審査とか検査の面で、今、御説明していただいたものを、もう少し勉強を我々はしたほうがいいかなというふうに、今日の議論をして感じています。

その上で、全く同じような導入の仕方じゃないにしても、今日は岸岡上席検査監視官が言ったような検査にも応用できるものがあるんじゃないかとか、今の我々の制度の中でも使えるものがあるんじゃないかとか、そういう議論がもう少しできたらいいなと思いました。

それが何かというのについては、先ほど補足してもらったような説明も含めて、もう少し情報を出してもらって勉強したほうがいいかなというふうに感じています、今の段階では。

以上です。

○佐々木企画調整官 ありがとうございます。

ほかにございますか。

市村技監。

○市村技監 市村です。

ありがとうございます。

日本と米国の規制の仕方も違うので、審査の仕方も違うし検査の仕方も違うので、必ずしも直接比較ができないから、なかなか難しいとは思いますがけれども、火災防護なるものをできているかというのを確認していくための手法として、今回調査いただいたことは、非常に有用な知見だというふうには思います。

それで、米国では、先ほども議論があったように、プレスクリプティブとリスクインフォームドと、火災についてはどっちかの規制というふうだとすると、聞き漏らしたかもしれませんが、プレスクリプティブな規制を選んだ事業者も、今回と同じようなある種の事象を仮定したような、模擬したような検査というのを実施はされているのでしょうか。

○岸岡上席検査監視官 回路解析という意味でですか。

○市村技監 はい。

○岸岡上席検査監視官 私、以前2016年にもアメリカにちょっと駐在していたことがあるので、そのときに見たときには、検査官が、そっちはプレスク립ティブな炉でしたけれども、見ていました。どういう見方をするかというと、10CFRのAppendix Rでは、結局、ホットショートの可能性のあるところはちゃんと手当てをしなければいけないよという規制があるので、ホットショートで誤動作するようなところはどこかということ特定する上で、事業者は回路解析、プレスク립ティブな炉についても、やっけていて、そのところの妥当性を確認しているところを見ましたので、そういう意味でいうと、そういう炉でもこの技術は広く使っていたと私は認識しております。

○市村技監 ありがとうございます。

日本の場合は決定論というか、プレスク립ティブということで規制がされていて、プレスク립ティブも相当程度、仕様を規定化されて、審査で確認をされ、その上で審査の中で実際に影響緩和というか、軽減かな、影響評価、あるDB事象が起こったときに、最も厳しいものが起こったときに、火災対策が効果を発揮して、そのDB事象が制定できるかどうかというのをたしかやっていたと思うんですけども、したがって、米国が、今、検査のほうで見ているストーリーを立てて検査をしているというのは、日本の場合は、相当程度審査側にも含まれているんじゃないかというふうに、ちょっと思って聞いていたのですが、その理解は正しいでしょうか。

○岸岡上席検査監視官 私も同じような印象を受けました。

○齋藤火災対策室長 火災対策室の齋藤です。

今の技監の御質問についてですけれども、基本的には深層防護という形で、今のお言葉でいくと、仕様をもって確認していく。ただし、その仕様でもって確認したことを火災影響評価ガイドを使って、要は定量的に火災の影響軽減の部分については確認していくという手法になっておりますので、日本の場合は、そういった理解で正しいかと考えてございます。

○市村技監 ありがとうございます。

そうすると、先ほどの梶島統括技術研究調査官の解説もありましたけれども、次回以降、米国の制度、それから仕組みなんかを説明してくれるということなので、そのときに日本の仕組みとの関係性みたいなものを言っただけだと、さらに米国から得られた知見がどこに日本のさらに体制、対策を強化する上で役立つのかというのが明確になってくるのかなと思いますので、また、次回以降、議論させてもらえればと思います。

○岸岡上席検査監視官 すみません、検査監督統括課の岸岡ですけれども。

制度も大切だと思うんですけれども、プラントの実態を見た上で、この技術の適用性を考えることも重要だと思っていて、というのは、制度は置いておいて、例えばプラント停止中のプラントの系統構成というのは運転中と違うんですよね。その中で、この弁が開いたら大変なことになる、この弁が閉まったら大変なことになるというようなものがあるわけなんですけれども、そういうものについては事業者は、そういうことにならないようにということで、スイッチを切って動かないようにして運用しているというような、そういうような運用をしているような弁とかもあるんですけれども、ただ、それ自体については、こういう技術を使っているんじゃないなくて、彼らの長年の経験の上でそういうことをやっていたりするので、そういうところに抜けがないかというようなところで、こういうようなものを使っていくとかというようなことも考えられるので、また、制度とは別にこういうものが現場で使えるか使えないかというところは、現場目線で考えていくことも重要なのかなというふうに思います。

○市村技監 ありがとうございます。

私もそういう意図を言ったつもりなんですけれども、制度を比較して、日本の場合は米国で検査といっているものが審査でカバーされているからいいじゃないかというつもりはなくて、それはそれとして、火災対策の実効性があるかどうかという実を確認する手法として検査上の工夫があるのであれば、それは取り入れていくべきだろうと、そういうものをぜひ提示いただいて、御議論できたらいいなというふうに思っています。

○佐々木企画調整官 すみません。いろいろ御議論あろうかと思えますけれども、次に移らせていただきたいと思えます。

次は二つ目ですけれども、PWR1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者の検討から得られた知見（速報）ということで、システム安全研究部門の小嶋上席技術研究調査官から御報告いただきます。

○小嶋上席技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

資料59-3-2を御覧ください。通しの53ページでございます。こちらはPWR加圧水型の原子炉の1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者の検討から得られた知見について、本日、速報させていただきます。

まず、1ポツの概要でございます。

令和2年ですけれども、大飯3号機の加圧器スプレイライン配管溶接部で検出された応力

腐食割れ、SCCと呼ばれているところについては、令和3年度の原子力規制委員会において、事業者による調査について継続して説明を受けるということとしております。

昨年、令和4年6月の事業者意見の聴取に関わる会合でございますけど、ここでは亀裂のメカニズム、あと健全性評価、そして超音波探傷試験(UT)による検査技術の向上、これらに関する事業者の取組について説明を受けて、また、第54回の技術情報検討会でも報告しているところでございます。

先月4月末ですけれども、原子力エネルギー協議会、ATENAと呼ばれるところですけど、との面談におきまして、令和4年度、昨年度の進捗状況及び結果について資料を受領しております。

本日は、その資料において新知見と思われる情報が含まれてございましたので、その概要について共有させていただきます。

下の2ポツ目を御覧ください。まず、(1)といたしまして、事象の概要についておさらいをさせていただきます。

大飯3号機の加圧器スプレイライン配管溶接部で検出されたSCCでございますけど、これは管台とエルボとの間で溶接部のエルボ側、ここで発生しております。また、このSCCは溶接金属と溶接熱影響部との境界で発生しております、その大きさは長さが約60mm、深さが約4.4mmでございました。

それでは次のページを御覧ください。資料の2ページ目も通しの54ページ目でございます。ここでATENAの面談で得た情報について紹介させていただきます。

まず、図1の配管平面図を御覧ください。先ほど御説明いたしましたように、SCCは管台とエルボとの間の溶接部における溶接部のエルボ側、ここで発生しています。当該管Tと記載された箇所の溶接部で発生してございます。また、エルボと直管の間にも溶接部がございまして、今回、比較管Hと記載された箇所の溶接部でございます。事業者は、当該管と比較管の溶接部に対して詳細調査を実施しております。

図2の配管断面図を御覧ください。左側は当該管、右側は比較管の断面をイメージしたものでございます。青い長方形で示された部位に対して詳細な調査が行われています。当該管では0°、90°、160°、270°、320°の5か所、このうち0°と320°のところで亀裂があったということです。また、比較管は0°、90°、180°、220°の4方位、これらについて調査してございます。

それでは詳細調査の結果概要について説明させていただきます。

図3を御覧ください。これら三つの写真でございますけれども、これは当該管と比較管の断面マクロ・ミクロ観察結果を示しています。左側の写真は当該管の0°方向の観察結果でございます。右側の写真、こちらは比較管、これの180°方向の観察結果でございます。左側の当該管に大きな亀裂があるのが分かります。この大きな亀裂がSCC、応力腐食割れでございます。また、SCCの左側に四角で囲まれたところがございますけれども、この部位において1結晶粒程度のMicrostructurally Small Crack、MSCと呼ばれる超音波探傷試験(UT)などの非破壊検査では検出できない極めて小さなクラックが認められました。本日、MSC、これをマイクロクラックと呼ばせていただきます。

また、図3の右側の写真、比較管にも四角のところですけど、1結晶粒程度のマイクロクラックが認められております。

このマイクロクラックが認められたということが、本日、新知見として紹介すること、事業者からの情報になります。

それでは図4を御覧ください。左上の写真でございますけれども、当該管のSCC先端部のこれは電子画像を示してございます。右上の写真ですけれども、これは当該管のマイクロクラック部の電子画像になります。左上がSCC、右上がマイクロクラックの電子画像です。これらにおける酸素原子に関するエネルギー分散型X線分光分析の結果が下側の画像になります。左側が当該管のSCCの先端部、右側が当該管のマイクロクラック部の結果になります。酸素原子が検出された場合には、その部位が黄色で示されるようになっております。左下のSCC部分ですけれども、ここでは黒色、黒いままでございますので、酸化物は検出されていないということが分かります。すなわちSCCの進展性が示唆されたという説明が事業者からございました。

一方で、右下の画像ですけれども、こちらのマイクロクラック部では黄色で示された酸化物が検出されています。すなわちマイクロクラック部では酸化物の形成によって、このクラックについては長時間の停留が示唆されたというふうな説明がございました。酸化物の形成でございますけれども、これは酸化被膜による不動態の形成というふうに解釈していただければいいと思います。

次のページを御覧ください。資料の3ページ目、通しの55ページ目でございます。

事業者は、先ほどの当該管の5方向と比較管の4方向、これらについて溶接線を挟んで両側におけるマイクロビッカース硬さ試験を実施してございます。図5に硬さ測定の結果を示します。左側が当該管、右側が比較管の結果でございます。この上段が最大値、下段は

平均値の結果を示してございます。試験記号がHV0.01と記載されていますので、試験力は0.09807Nでございます。

この硬さ測定ですけれども、溶接部の境界の近傍で実施されてございます。字が小さくて見えにくくなっておりますけれども、左側の当該管の一番左の棒から順に0°のエルボ側、その右側が0°の管台側、その右が3番目ですけれども、320°のエルボ側と320°の管台側、その右が90°エルボ側と90°管台側、その右が160°エルボ側と160°管台側、そして、一番右二つですけれども、270°エルボ側、270°管台側の硬さを示しています。つまり一番左と左から3番目、これが0°のエルボ側と320°のエルボ側なので、そこが亀裂の発生したところというふうに見ていただければいいです。一番左のエルボ側において硬さが最大約300、この平均が下のところですけど、約280の結果となっております。

右側の比較管ですけれども、一番左の棒から順に0°のエルボ側、0°の配管側、その右が90°エルボ側、90°の配管側、その右が180°のエルボ側、180°の配管側、一番右二つが220°のエルボ側、220°の配管側の硬さを示してございます。

右上の最大値は左から2番目の0°方向の配管側、ここで最大約280、平均は右下ですけれども、一番左の0°のエルボ側で約240の結果を示してございます。当該管のうち、特にSCCが検出された0°のエルボ側と320°のエルボ側において硬さが高い傾向にあるということが分かると思います。

図5の下の文章を御覧ください。今回、検出されたマイクロクラックですけれども、1結晶粒程度の大きさということが分かっています。事業者も建設時の溶接のとき、または運転の際に粒界結合力の低下で生じた可能性について明らかにするためにも、追加した当該管、今回の5方位と、あと比較管の4方位、これらの詳細観察や分析での評価が今後も必要だというふうな話がありました。

それでは、その下、3ポツ目、今後の対応について説明させていただきます。

これまで説明いたしましたとおり、ATENAですけれども、詳細調査においてマイクロクラックが求められたという新たな情報が得られたという説明がありました。しかしながら、亀裂発生メカニズムの特定だとか、差別化には至っていないということで、本年度、令和5年度も検討を継続するというような説明がありました。

そのために、今回、マイクロクラックも含めまして、事業者の検討結果につきましては、今後、公開による事業者意見の聴取に係る会合等において説明をまた受けたいと思っております。会合で得られた情報については、今回のように、技術情報検討会でも報告させて

いただきたいと思います。

私からの速報は以上です。

○佐々木企画調整官 ありがとうございます。

御質問をどうぞ。

小野審議官。

○小野審議官 審議官、小野です。

少し説明を聞いて理解が進んだように思うんですけども、もう少し教えていただきたいと思うのは、マイクロクラックと呼ばれているものなのですが、先ほど、酸化物が停滞している状態にあるという御説明をいただいたとっておりますが、これは現時点での知見で考えると、そういったことを見ると、進展性があまりないというふうに理解してよいかという、ここについて教えていただけますでしょうか。

○小嶋上席技術研究調査官 システム安全研究部門の小嶋です。

今回、酸化物が認められたということは、長時間、酸化物不動態ができている可能性が高いということ、また、一結晶粒程度ということていくと、そのところで止まっている可能性もあるので、比較的早い段階でこういったクラックが発生した上で、その後、進展が停滞していると、そのように我々は考えてございます。

○小野審議官 分かりました。ありがとうございます。

○佐々木企画調整官 ほかに御質問はありますか。

よろしければ次の議題に進みたいと思います。最後の議題ですけれども、非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針と国外調査結果の概要について、私、技術基盤課、佐々木のほうから御説明いたします。

資料のほうは59-3-3になります。通しで85ページを御覧ください。

こちらは非常用ディーゼル発電機（EDG）の24時間連続運転試験について、事業者が施設管理PDCAのインプットとするとして自主的に実施したものです。

こちらの試験計画が終わりましたので、ATENAより資料を受領したということで御紹介すると、国際的な対応状況について調査をいたしましたので、それについても併せて御説明いたします。

2ポツのほうは、ATENAより受領した資料の概要ということで、まず、運転試験そのものの試験結果ですけれども、表1にございますように、対象とした18台のうち16台については良好な結果、2台については不具合が発生したが、電源供給機能に影響しない事象であ



るということを確認しましたということになっています。

めくっていただきまして、資料の2ページですけれども、2.2試験目的の達成状況というところで、(1)現状のメンテナンスの妥当性の確認というところについては、24時間連続運転した結果、各パラメータについて異常は確認されなかったということと、それから、2台に不具合を生じましたけれども、原因調査を行った上で、設備対策をしたので、EDGの信頼性向上を図ることができたというふうなことが説明されています。

三つ目のポツですけれども、各社にてメンテナンス体制ごとに代表1台で実施したので、メンテナンスの妥当性は確保されているということが説明されています。

(2)の運転実績の蓄積のところですが、二つ目のポツにあります。24時間運転に起因する新たな劣化モードは確認されなかったということと、三つ目ですけれども、今回、定期検査時の試運転と24時間連続運転試験の実績を比較すると、有意な差がないので、運転実績は十分に蓄積されているとありました。

また(3)については長時間運転の実績の蓄積という点ですけれども、今回の試験結果を踏まえると、24時間運転の定期的な実施は不要というふうにまとめてございます。

ただし、長時間運転の実績を蓄積することは重要と考えているということで、その下の表2にございますけれども、このような条件で運転実績を蓄積するという説明がありまして、運転時間としては定格100%になったから3～8時間の連続運転を、実施頻度としては機関点検が一巡するごとに、これを8～10定検ということだそうですけれども、これごとに各社抜取りで1台実施するというふうに説明されています。

2.3の今後の対応方針のところですが、以上を踏まえ、定期検査ごとの24時間運転は不要と考えるということとして、今後、何か新しい劣化モード等が見つかった場合には、実施を検討する。

三つ目ですけれども、定期検査時のEDG運転等において、表2に書いてあるような条件で運転実績を蓄積ということが今後の対応として説明されています。

めくっていただきまして3ページになりますけれども、3ポツのところ、国際的な試験状況の概要ということで取りまとめてございます。

こちらはOECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）の中に電気系統のワーキンググループがありますので、日本のほうから提案をしてアンケートを取ってもらった結果の速報になっておりまして、概要を表の形でまとめたものです。

日本を含む11か国から回答がありまして、24時間以上の連続運転試験を定期的実施し

ている国は9か国、していない国は日本を含み2か国ということになっています。

また、対象のEDGは実施している国で分かっている範囲では、全てのEDGについて行っており、頻度は定検毎のような短い期間でやっている国もあれば、10年といった長い期間でやっている国もあるということが分かっております。

4ポツのところでは今後の対応の案ですけれども、以上のような説明を資料でいただきましたけれど、3行目のところから書きましたが、事業者は、これまで30分から2.5時間の連続運転試験を定格100%で定検ごとに実施しておりまして、これからやるとしている3～8時間の連続運転を10年以上の間隔、8～10定検は10年以上の間隔になると思うんですけれども、これで実施するという関係性、それは説明されていないというふうに考えます。また、設置許可基準規則第12条には、安全機能の重要度が高い設備については、外部電源が利用できない場合においても機能できることを求めておりまして、この解釈のほうには、長期間の説明のうち、短期間と長期間の境は24時間という説明がありまして、この24時間というものと現在の試験、それから今後やるとしている試験の関係は説明を受ける必要があると思っております。また、さらに国際的な全てのEDGについて24時間以上の連続運転をするのが主流ということも把握いたしました。

以上を踏まえ、これらの点の妥当性について、公開で意見を聴取することにしたと思います。

御説明は以上です。

質問をお願いいたします。

小野審議官、お願いします。

○小野審議官 審議官、小野です。

私の意見ではなくて、大島部長が都合があって席を外されまして、メモを渡されましたので、メモを読み上げたいと思います。

今、説明いただいた4. 今後の対応（案）のところなんですけれども、「国際的には全てのEDGについて24時間以上の連続運転試験を実施するのが主流である」とあるわけですけれども、その理由や保守管理の違いなどを踏まえた丁寧な検討といいますか、調査というのが必要と考える。これが一つ目です。

あと二つ目、事業者が技術的根拠をもってこのような対応をするということであれば、必ずしも諸外国と同様である必要はないのではないかとこのように言っております。これが二つ目です。

あと三つ目、事業者から聞き取るだけではなく、原子力規制庁は諸外国と情報交換をするルートがありますので、それを活用するなどして、原子力規制庁でも調査をしていただきたいというこの三つの御意見がありました。

以上です。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

御意見、ありがとうございました。

おっしゃるように、概略をもってしてどうこうという議論するのはよくないということはお分かっておりますので、今、御指摘いただいた点を踏まえて、調査して報告したいというふうに思います。

ほかにございますでしょうか。

杉山委員、お願いします。

○杉山委員 委員の杉山です。

今の国際比較の点なんですけども、日本においてはEDGが最後の電源ではないですね。さらに、その後に交流電源設備を備えているわけであって、そういった設備構成も海外と違いがあるんじゃないかと思います。

さらに後が控えているからEDGの備えを甘くしていいというつもりではないんですけれども、やはり、複数ある対策のうちの一つなのか、それが最後のとりでなのかで、その辺も考え方は違いが出る可能性はありますので、そういった海外の設備構成も含めて比較できるといいなと思いました。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

ありがとうございます。

その辺のところについては、さっき御指摘いただいたように、国際関係を利用して、なぜ、そういう試験をさせているのか、あるいは、自主的にやっている国と規制要求としてやっている国があるようなのです。その辺の関係を可能な限り聞き取って、判断の材料にしたいというふうに思います。

ほかにございますでしょうか。

石渡委員、お願いいたします。

○石渡委員 8~10定検相当ごとに機関点検が一巡するごとに抜取りで1台実施するというのは、実際にはこれは何年ぐらいになるんですか、8~10定検、相当長いですね、これは。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

定検の期間がどのぐらいかによるんですけども、大体12か月運転して、数か月止まるということになりますので、少なくとも10年以上にはなるというふうに思いますので、10定検になると、かなり15年とか行くかも分からないです。

○石渡委員 だから、ということは、そもそも、例えば30年越える原発は10年ごとにきちんと長期運転の管理計画を出して、10年ごとに評価をしましょうという流れに今なっているわけですから、それを10年以上放っておいてもいいでしょうということはないと思うんですよね。こういうような案を出してくるというのは、非常に私は安全に対する意識が低いんだと思うんですよ。

特に24時間運転を実際にやらせてみて、最初の頃、トラブルが続発したわけですよ。やはり、これはそういう点で、これはきちんと動いてもらわないといけないものですから、本当は24時間でも不足なわけですよ。実際にそういう事故が起きた場合は、24時間でそれが収束するとは限らないわけで、もっと長い期間、ずっと運転しなきゃいけないかもしれないわけですから、そういう点で、これでいいというふうには私はとても思えないですね。

以上です。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

御意見、ありがとうございます。

運転を長期にわたっていくこととの関係と、それから、実際に事故が起きたら、もっと長く使うということの関係も問うようにしたいと思います。

古金谷対策監。

○古金谷緊急事態対策監 対策監の古金谷です。

これは恐らくこういう定例試験とか、そういうことのやり方というのは、アメリカなんかのやり方を倣って導入したと思うんですけども、一方で、これは検査をやっているときに、こういう定例試験について、アメリカの検査官と意見交換したときに、一つ問題になったのは、プレコンディショニングをやっているかどうかという話で、向こうの人からすると、そんなのあり得ないだろうというのは、普通に我々やってきたという歴史があって、それはどちらかということ、本当に機能が維持できているかを確認するというよりも、DGが壊れちゃうじゃないですかという、どちらかということ、設備維持のためにプレコンディショニングをやっておかないと、動かしたときに壊れちゃうかもしれないというよう

な観点で、日本に取り入れるときに、そういうふうにしてきたんだろうと思うんです。

今回の24時間運転とかというものも、恐らく同じなんじゃないかなと思うんです。外国からこういうやり方を導入するときに、これぐらいやっておけばいいんじゃないかというようなところの打算的なところで今の現状があるのかもしれないなというふうに思いますので、先ほどの杉山委員、あるいは大島部長の御指摘のように、背景事情というんですか、各国がなぜやっているかという根拠みたいなものとか、そういうものをしっかりと我々として調査する必要があるかなと思いますし、一方で、事業者のほうでも真面目に考えてほしいなというところはあると思います。こういう提案をしてきたというところで、今、佐々木企画調整官から話があったように、何でこの3時間から8時間でいいのか、石渡委員からも御指摘があった、この頻度でいいのかというようなどころについては、彼らも国際的なものと比べて、いや、これで大丈夫なんだというのであれば、そういう主張をしていったらいいんじゃないかなと思いました。

以上です。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

ありがとうございます。

公開会合のときに聞き取るようにしたいと思います。

佐藤審議官。

○佐藤核物質・放射線総括審議官 審議官、佐藤ですけど、僕はいつもこの話になると、一つ腑に落ちないのがディーゼル発電機なるものは、とても普通の汎用品のようなどいうか、とても熟度の高まったという、ある程度の設備だと思うんですよね。それにもかかわらず、よその国でも連続運転試験の頻度とかがばらばらであるというところは、これはどう理解したらいいのかなというのがあって、そういう意味では、僕は事業者もさることながら、ATENAなので、多分、メーカーも入っていると思いますけど、そういったところの観点ですよね。そもそもディーゼル発電機を非常用で使うというのはレアなのかどうかは知りませんが、そういった性能維持にとって、こういった頻度で稼働させるのが一番いいのかというところのメカとして、メカニズムとして、そういった見解も聞いていただきたいなと思います。

○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

ATENAにはメーカーの人も入っていますので、その辺、確認したいと思います。

ほかにございますか。

森下審議官、お願いします。

○森下審議官 審議官の森下です。

今回の試験結果を見ると、18台中2台というのは、割合でいったら1割以上、待機しているDGがあるから安全には影響はないとは言え、1割以上で不具合が出たという結果があって、今日、報告を聞いた限りでは、事業者の今後の点検や起動の確認の仕方とかを見る限りは、そういうのを減らしていこう、もっと発生率を下げたいという感じは全く感じ取れなくて、把握さえ、ちゃんと動くのだろうかというデータを取ろうという気がちょっと感じられないというのが残念で、それはゼロにはならないかもしれないけれども、今回の結果を踏まえて、それを減らしていくんだという、不具合が起きるのをという、それが事業者のほうから感じ取れるような動きをしてもらいたい、非常に残念だなと思います。

以上です。

○佐々木企画調整官 ありがとうございます。

ほかに。

市村技監、お願いします。

○市村技監 市村です。

もうたくさん御指摘をいただいて、国内の事業者の考え方などをよく聞くということ、それから国際的な状況についても、よく調べるということで、続けてもらったらいいと思いますけれども、それぞれの、例えば、日本であれば、頻繁にサーベイランスはやっていて、分解点検も必要な頻度でやっていて、その上でこの仕組みをどう位置づけようかということだし、すなわち、各国によって、このDGを確実に動かそうという仕組みの全体像は、多分、全然違うんですよね。だから、それはよく分析をしておかないと、この側面だけを見て判断しようとする、ちょっと違う判断をしてしまう可能性があるというのは注意する必要があると思うし、それから、佐藤審議官が、こんな汎用な機械なのに、何でこんなに試験の仕方も違うし、ばらばらなんだろうなというのを考えると、答えはないんですけれども、例えば、車とかでも、世界でみんな同じような車を使っているのに、がっつり2年ごとに車検制度を持っている日本と車検制度なんてないという国もあって、いや、壊れたら直せばいいんですという国もあるし、もちろん、それと比較するのは物すごい乱暴なんだけれども、こういう汎用な機械物であっても、恐らく各国いろんな御主張があって、違うのだと思います。だから、日本の規制当局の責任を持っている規制委員会として、

この問題をどう位置づけるかというのは、頭の整理をして、しっかり説明できる仕組みをつくっていく必要があると思うので、引き続き、よく調査をしていただければと思います。  
○佐々木企画調整官 技術基盤課、佐々木です。

いろいろな御意見をいただきましたので、公開で意見を聞き取るとともに、十分な調査をして、それなりの説明ができるようなバックグラウンドを準備する必要があると認識しましたので、お時間いただいて検討させていただきたいと思います。

それでは、一通り本日の議題については説明が終わりましたので、全体を通じて何かございますでしょうか。

それでは長時間にわたり失礼いたしました。これで今日の会合を終わりにしたいと思います。

ありがとうございました。