

第4回

経年劣化管理に係る

A T E N A との実務レベルの技術的意見交換会

原子力規制庁

第4回 経年劣化管理に係る A T E N A との実務レベルの技術的意見交換会

議事録

1. 日時

令和2年6月1日（月）9：30～12：00

2. 場所

原子力規制委員会13階 会議室A

3. 出席者

原子力規制庁

森下 泰	原子力規制企画課長（進行役）
遠山 眞	技術基盤課長
佐々木 晴子	技術基盤課企画調整官
皆川 武史	技術基盤課技術研究調査官
藤森 昭裕	実用炉審査部門安全管理調査官
塚部 暢之	実用炉審査部門管理官補佐（高経年化対策担当）
義崎 健	実用炉審査部門管理官補佐
村尾 周仁	専門検査部門企画調査官
中田 聡	専門検査部門上席原子力専門検査官
池田 雅昭	システム安全研究部門上席技術研究調査官

原子力エネルギー協議会（ATENA）

富岡 義博	理事
長谷川 順久	部長
石川 達也	副部長
浅原 潤	副部長
中川 純二	副長
谷口 敦	長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼PLM-WG主査）（東京電力ホールディングス株式会社原子力設備管理部設備技術グループマネージャー）

- 門間 健介 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼PLM-WG委員）（東京電力ホールディングス株式会社原子力設備管理部設備技術グループチームリーダー）
- 星野 孝弘 SAケーブル対応作業会委員（東京電力ホールディングス株式会社原子力設備管理部設備技術グループ副長）
- 齋藤 隆允 SAケーブル対応作業会委員（東京電力ホールディングス株式会社原子力設備管理部設備技術グループ主任）
- 村井 荘太郎 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼設備保全WG副主査）（東京電力ホールディングス株式会社原子力運営管理部保守管理グループマネージャー）
- 安藤 拓也 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（東京電力ホールディングス株式会社原子力運営管理部保守管理グループチームリーダー）
- 鈴木 直浩 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼設備保全WG委員）（中部電力株式会社原子力本部原子力部運営グループ課長）
- 宮本 忠之 SAケーブル対応作業会委員（中部電力株式会社原子力本部原子力部運営グループ課長）
- 木村 浩樹 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（中部電力株式会社原子力本部原子力部運営グループ副長）
- 島本 龍 PLM-WG委員（中部電力株式会社原子力本部原子力土建部設計管理グループ課長）
- 高島 昌和 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼設備保全WG主査）（関西電力株式会社原子力事業本部原子力発電部門保守管理グループチーフマネージャー）
- 吉川 博喜 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼設備保全WG委員、製造中止品管理ガイド作業会委員）（関西電力株式会社原子力事業本部原子力発電部門保守管理グループマネージャー）
- 岩崎 正伸 長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員（兼PLM-WG委員）（関西電力株式会社原子力事業本部原子力技術部門高経年対策

		グループチーフマネジャー)
石川 達雄	長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員 (兼PLM-WG副主査) (関西電力株式会社原子力事業本部原子力技術部門高経年対策グループマネジャー)	
池田 隆	SAケーブル対応作業会委員 (関西電力株式会社原子力事業本部原子力発電部門電気設備グループマネジャー)	
北川 高史	PLM-WG委員 (関西電力株式会社原子力事業本部原子力土木建築センター土木建築設備グループ課長)	
横山 知統	長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員 (兼製造中止品管理ガイド作業会) (三菱重工業株式会社軽水炉保全プロジェクト部保全計画高度化G保全計画1T主席チーム統括)	
江口 康隆	SAケーブル対応作業会委員 (三菱重工業株式会社ICTソリューション本部電気計装技術部電気計装設計課主席技師)	
水野 雄大	SAケーブル対応作業会委員 (東芝エネルギーシステムズ株式会社原子力電気システム設計部電気システム設計第一グループ技術主任)	
森 敦史	長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員 (東芝エネルギーシステムズ株式会社原子力システム設計部システム設計第一グループマネジャー)	
今野 隆博	長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG委員 (日立GEニュークリア・エナジー株式会社原子力技術本部シニアプロジェクトマネージャ)	
庄司 弘志	SAケーブル対応作業会委員 (日立GEニュークリア・エナジー株式会社原子力制御計画部電気計装設計グループユニットリーダー主任技師)	
片山 翔平	SAケーブル対応作業会委員 (三菱電機株式会社原子力部放設課)	

4. 議題

(1) 原子力発電所の安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組について

- ・プラント長期停止期間中における保全
- ・重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析

- ・中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響に関する知見

(2) その他

5. 配付資料

議事次第

出席者一覧

資料1 安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組（全体概要）

資料2-1 「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の作成にあたり参考とした現場経験及び知見とその反映について

資料2-2 プラント長期停止期間中における保全ガイドライン（案）

資料2-3 第3回意見交換会 参考資料3への回答

資料2-4 第3回意見交換会 資料3-4「第3回意見交換会の説明依頼事項への回答（プラント長期停止期間中における保全）」の改訂

資料2-5 資料2-1の一部改訂について（当該部抜粋）

資料3-1 第3回意見交換会の説明依頼事項への回答（資料2-2回答③④）の補足説明（SAケーブル知見）

資料3-2 第3回意見交換会の事業者対応状況の説明（資料2-3参考2）の補足説明（コンクリート照射知見）

参考資料1 プラント長期停止期間中における保全ガイドライン等に関するコメント

6. 議事録

○森下原子力規制企画課長 それでは、予定の時刻になりましたので、ただいまから第4回経年劣化管理に係るATENAとの実務レベルの技術的意見交換会を開催したいと思います。

今日も規制庁の原子力規制企画課の森下が議事進行を務めたいと思います。よろしくお願いいたします。

また、今日の意見交換も前回に引き続きまして、新型コロナウイルス感染症対策のため、テレビ会議システムを用いて行います。本日は、7つの拠点と規制庁をつないだ8拠点での会議になります。

出席者の名前は省略いたしますけれども、今日、接続している場所、ATENAのほかに電力会社は関西電力、東京電力、中部電力の3社、それから、メーカーにつきましては、日

立GE、東芝、それから同じ拠点からですけれども三菱重工と新たに三菱電機の参加ということになっております。

今日も公開はインターネット中継のみで傍聴はないという形になっております。御了承ください。

今日の意見交換ですけれども、前回と同じようにATENA側から資料が出ていますので、ATENAのほうから資料に基づいて説明していただいて、その後、意見交換をしたいと思えます。

本日の配付資料につきましては、議事次第の配付資料の一覧で御確認ください。

また、本日の当方の出席者ですけれども、すみません、1名増えておりますので、ケーブル関係で研究部門から池田が、一人増えておりますので、御了承ください。

あと、前回と同じようにWEB会議でのマナーといいますか、ルールですけれども、まず、発言する場合には手を挙げていただきまして、私が指名いたしますので、名前を名乗ってから発言をしていただくようお願いいたします。また、発言する際は、なるべくマイクの近くで、（マイクを）回していただくなどして音声は明瞭になるようにしてください。また、発言しない方、拠点につきましては必ず設定をミュートにするようお願いいたします。また、音声聞き取れない等ありましたら、遠慮なくアクション、あるいは発言なりでその旨を指摘していただきまして、議事進行がスムーズにいくようにしたいと思います。よろしくようお願いいたします。

それでは、議事のほうに入りたいと思えますけれども、まずは、今日はATENAのほうを用意した資料のうちの資料3関係になりますけれども、あと、資料1もあるかと思えますけれども、重大事故の環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析と、中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響に関する知見についての資料3関係の資料からまず説明をしていただいて、それが終わったら資料2関係の経年劣化の議論に移りたいと思えます。

それでは、ATENAのほうから資料1、それから資料3シリーズについて説明をお願いいたします。

どうぞ、ATENA。

○富岡理事（ATENA） ATENA、富岡です。

本日も新型コロナ（ウイルス）感染症（拡大防止）対策の中、会議を開いていただきましてありがとうございます。今、森下課長からありましたように、まずは資料1の説明をさせていただきます。その後、資料3関係のケーブル、コンクリート関係、それから、資料2

関係の長期停止期間中における保全ガイドラインの議論について引き続き資料を御説明したいと思います。

では、よろしく申し上げます。

○長谷川部長（ATENA） ATENAの長谷川です。

資料1を御覧ください。4ページになります。これは毎回提出している資料ですけれども、スケジュールのほうを御覧いただきまして、森下課長から御説明があったとおり、本日、保全と、それからケーブルとコンクリートの知見を御説明します。ケーブルの知見に関しては、関西（電力）の池田さんのほうから、コンクリートに関しては中部（電力）の島本さんのほうから説明します。

では、よろしく申し上げます。

○森下原子力規制企画課長 関西電力、お願いします。

○池田委員（ATENA） 関西電力の池田でございます。本日はよろしくお願いいたします。

では、早速ですけれども、資料3-1をお願いいたします。ケーブルに関する第3回意見交換会の説明依頼事項について回答いたします。

2ページをお願いします。目次です。第3回意見交換会にて規制庁殿より事業者の実施したケーブル試験の詳細に関する説明を御依頼いただきました。PWRは三重同軸ケーブル、BWRはMIケーブルを目次に沿って試験の詳細を御説明いたします。

3ページをお願いいたします。PWRの試験の目的、時期、体制です。SA（重大事故）時の監視パラメータとして原子炉格納容器内に設置している放射線監視モニタについて、図に示すとおり、検出器に接続しているケーブルやコネクタを含め、SA時の高温・高湿環境下における監視機能の健全性確認を目的としております。2013年～14年にかけて電共研にて実施いたしました。

4ページをお願いします。PWRの試験方法です。まず、試験手順について三つに分類しております。

手順1の加速劣化試験では、プラント通常運転中の熱環境を写真の恒温槽にて試験体へ照射します。また、プラント通常運転中の放射線環境を手順2の写真の照射室にて試験体へ照射します。

次に、手順2の放射線照射試験では、SA時の放射線環境を写真の照射室にて試験体へ照射します。

最後に、手順3の蒸気暴露試験では、SA時の蒸気環境を写真の試験装置内で模擬し、実

機と同様の設備構成にて健全性を確認します。この試験期間中にケーブルの絶縁抵抗測定を実施します。

なお、手順3の試験については、規制庁殿と同じ試験場で行っております。

5ページをお願いします。PWRの試験方法の続きです。試験条件について、前ページの試験手順ごとに事業者の試験条件とその設定の考え方を表に示しております。手順1と2の試験後の機能確認では、ケーブルに絶縁低下がなく健全であったことを確認しており、今回の試験に対しては、手順3の蒸気暴露試験による影響が支配的と考えられます。なお、蒸気暴露試験は全てのPWRプラントの既許認可におけるSA環境条件である最高温度、最高圧力を包絡する条件で実施しています。また、試験期間についても既許認可や既PLM評価（高経年化技術評価）では外部支援までの7日間で評価を実施しています。

規格については、JEAG4623（原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針）に準用し、試験手順を設定しています。

6ページをお願いします。PWRの蒸気暴露試験の結果です。既許認可における原子炉格納容器内のSA時の環境条件に基づき、左のグラフのとおり試験条件を設定します。試験中に装置内の温度、圧力を測定しており、右のグラフと表に生の測定データを示しております。試験期間中は、測定データが常に試験条件である150℃、0.5MPaを上回り安定していることを確認しております。

次に、絶縁抵抗測定結果は、下の表に示すとおり、時間が経過するとともに絶縁抵抗値が徐々に低下し、7日目で最も低い値を示しました。この推定要因として、試験前に比べ1日目の絶縁抵抗値が低下している理由は、高温環境によるものと考えられます。その後、2日目以降、徐々に低下している理由は、ケーブル構造図に示している外部シース、内部シース、及び絶縁体が吸湿を否定できない高分子材料であるため、ケーブルの表面より徐々に吸湿したことが一因と考えられます。なお、後ほど御説明いたしますMIケーブルは、ケーブルの表面が金属シースで覆われており、吸湿しないため、絶縁抵抗値が安定しているものと考えられます。

7ページをお願いします。PWRのまとめです。第3回意見交換会でお示しした三重同軸ケーブルの影響確認結果を再掲しております。

蒸気暴露試験で実測した絶縁抵抗値は $2.0 \times 10^{10} \Omega \text{m}$ 以上あることを確認し、PWRプラントの最長ケーブル長200mで $10^8 \Omega$ オーダーとなります。

このケーブルを使用している放射線監視モニタに必要なレンジは、図の灰色の線であり、

10⁶Ωオーダーまでは計器誤差への影響は非常に小さく、PWRプラントのSA環境下においても、三重同軸ケーブルは10⁸Ωオーダーの絶縁抵抗を有しているため、放射線監視モニタに対する測定誤差の影響は小さく、問題ないことを確認いたしました。

8ページをお願いします。ここからはBWRの試験の目的、時期、体制です。SA時の監視パラメータとして原子炉格納容器内に設置している水素濃度計について、図に示すとおり、検出器に接続しているケーブルや接続部を含め、SA時の高温・高湿環境下における監視機能の健全性確認を目的としています。

2014年～15年にかけて電力自社研にて実施しました。

9ページをお願いします。BWRの試験方法です。手順1と2については、MIケーブルが無機材構成であり、熱と放射線による影響が軽微であるため省略しております。

手順3の蒸気暴露試験は、PWRと同様のため、説明は割愛いたします。

10ページをお願いします。BWRの試験方法の続きです。前ページの試験手順ごとに、事業者の試験条件とその設定の考え方を表に示します。手順1と2の試験については、MIケーブルの絶縁抵抗特性の影響が軽微なため省略し、手順3の試験による影響評価を行っています。

手順3の試験は、BWR代表プラントにおけるSA環境条件を包絡する条件で実施しています。規格については、PWRと同様です。

11ページをお願いします。BWRの蒸気暴露試験の結果です。代表プラントにおける原子炉格納容器内のSA時の環境条件に基づき、左のグラフのとおり試験条件を設定します。試験中に装置内の温度・圧力を測定しており、右のグラフと表に生の測定データを示しております。試験期間中は、測定データが常に試験条件を上回り安定していることを確認しております。

絶縁抵抗測定の結果は、下の表に示すとおり、試験期間中は10⁸Ωmオーダーで安定しており、有意な変化はないと考えております。

12ページをお願いします。BWRのまとめです。第3回意見交換会にてお示ししたMIケーブルの影響確認結果を再掲しております。

蒸気暴露試験で実測した絶縁抵抗値は3.0×10⁸Ωm以上あることを確認し、BWRプラントの最長ケーブル長100mで10⁶Ωオーダーとなります。

このケーブルを使用している水素濃度計は、図のとおり、10⁵Ωオーダーまでは計器誤差への影響は非常に小さく、BWRプラントのSA環境下においても、MIケーブルは10⁶Ωオーダ

一の絶縁抵抗を有していることから、水素濃度計に対する測定誤差の影響は小さく、問題ないことを確認しました。

第3回意見交換会の説明依頼事項への回答は以上です。

なお、今後も規制庁殿とケーブルに関する技術的な意見交換を継続し、双方の研究成果を共有することによって今後の活動促進及び安全性向上に寄与するものと考えてございます。

ケーブルの説明は以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

前回で指摘のありました試験方法など、説明を加えてきているということでございますけれども、試験方法や、P（PWR）とB（BWR）それぞれありますけど、追加で確認したいこととかがあればお願いします。

では、まず池田さん。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

御説明ありがとうございます。装置や何かのこと、随分分かったんですが、幾つかちょっと確認ということで伺いたいと思います。

PWR、BWRとも、そのシステムとしてケーブル、コネクタ、検出器を蒸気暴露装置に入れて、それで抵抗を測っているということですが、基本的には測定回路全体の健全性を確認するためということなので、例えばPWRに関しては、三重同軸ケーブルに、通常、電離箱検出器にかける電圧を印加して、それで、1日に1回電圧を排除して、それで例えばメガで測定したということ考えてよろしいのでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 関西電力、お願いします。

○池田委員（ATENA） 関西電力の池田でございます。

今、池田さんのおっしゃってくださったとおりの考え方で結構でございます。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

了解しました。

ちなみに、ここの蒸気暴露装置の蒸気圧力というのは、これ、ゲージ圧力でよろしいですよ。

○森下原子力規制企画課長 関西電力。

○池田委員（ATENA） 関西電力の池田でございます。

ゲージ圧力で結構でございます。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

了解しました。

あと、もう一件、MIケーブルに関してですが、外側は金属で覆われていて、中に無機材があるということで吸湿性はないということの御説明だったと思います。それは理解したんですけど、コネクタ部分と、そここのところで水が入るとかということをお前、熱収縮チューブで補って、そこから入らないというようなことを伺っています。そのときに、私、MIケーブルの根本的に劣化する原因としては、吸湿したときには完全絶縁抵抗というふうになるというのでMIケーブルの弱点というふうなお話をしたと思うんですが、その認識は間違っていますか、正しいでしょうか、ちょっとコメントをいただけますか。

○森下原子力規制企画課長 では東芝からお願いします。

○水野委員 (ATENA) 東芝の水野ですけれども、今の質問で、MIケーブル自体のシースが何らかで損傷して無機の絶縁材が吸湿したら、もう値が下がりますということですね。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

それを防止するため、吸湿しそうなところ、例えばコネクタとか、そこら辺には収縮チューブを巻いてそれで補強しているという考え方でよろしいのでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東芝、どうぞ。

○水野委員 (ATENA) 接続部等は露出しないように収縮チューブで保護して、中に水分が入らないように保っております。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

理解しました。ありがとうございます。

○森下原子力規制企画課長 じゃあ義崎さん、お願いします。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

ケーブルのほうの環境試験だとか、その方法について説明ありがとうございました。

まず、パワーポイントの4ページ。すみません、5ページですね。PWRのほうから確認なんですけれども、まず、暴露試験の前に加速試験、それから放射試験をやって、その後、やっているということで、こちらのほうは理解いたしました。

その上で、パワーポイント、次のページの6ページのほうに行ってください、こちらのほうも前回の意見交換会でのコメントで、試験条件を明確にしてください、前の資料では、6ページが一番下のケーブルの絶縁抵抗の測定結果だけを示されていたんですが、これだけではなくて、条件のほうを明確にしてくださいということで、その上の三つの図を追

加していただいて、一番左の試験条件、それを包絡するように真ん中のグラフと一番右側のデジタル値をもってして試験条件を包絡した条件でやっているということで理解いたしました。

その上で、1点だけ確認なんですけれども、これは、前回の意見交換会でも質問したんですが、下の暴露試験の中で、7日目に一番絶縁抵抗が小さくなっているということで、こちらについて考察をしてくれということなんですけれども、それについては、*3のところ、「高温、高湿にケーブルがさらされることによって徐々に湿分が内部に侵入することが一因」とあるんですけれども、これは、一般的に内部にということは接続部だとかケーブルの外皮から侵入すると、そういう理解をすればよろしいでしょうか。御説明ください。

○森下原子力規制企画課長 関西電力、お願いします。

○池田委員（ATENA） 関西電力の池田でございます。

今、義崎さんがおっしゃったとおりでございます。6ページ目の、ちょっと見にくくて申し訳ないんですけれども、右の真ん中ぐらいのところにケーブル構造図というのを記載しております。この構造図を見ていただくと、その中に外部シース、あと、内部シース、絶縁体というところがございます。この3カ所が高分子材料で構成しておりますので、蒸気暴露試験という高温、高湿環境になれば、この部分からの吸湿が否定できないということでケーブルの表面から徐々に吸湿されていったということが、今回、一因ではないかというふうに考えてございます。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

了解いたしました。

PWRのほうは以上で、BWRのほうの確認なんですけれども、こちらはパワーポイントの10ページの表なんですけれども、先ほど池田のほうから質問があったんですけれども、加速試験と照射試験を省略しているということで、無機物であるため影響は軽微ということなんですけれども、ここ、軽微の言葉が少し分かりづらくて、ほとんど影響しないということで理解すればよろしいでしょうか。ちょっと補足説明ができればお願いします。

○森下原子力規制企画課長 日立GEからお願いします。

○庄司委員（ATENA） 日立GEの庄司です。

今の御質問のように、ほとんど劣化は起きないという認識です。MIケーブルは、被覆に

主にステンレス材料、あと、絶縁材料には酸化マグネシウムを設置しております。ステンレスにつきましては、金属材料はガンマ線では原子のはじき出しを生じませんので、照射による損傷は生じないと考えております。したがって、ガンマ線による放射線の劣化はありません。

また、ステンレス鋼であれば、250℃とかの高温であれば熱時効による脆化の可能性があります。今回のような通常環境下の条件では劣化しないものと考えております。

そのような形で、MIケーブルの被覆材については熱・放射線の劣化はないものと考えております。

また、絶縁材料の酸化マグネシウムに対してですけれども、ガンマ線によりある種の照射欠陥は生じる可能性があります。酸化マグネシウムは一般に高温、酸化に対して安定しておりますので、通常の格納容器内の温度や放射線や事故時環境では劣化は生じないものと考えております。そのため、このような今回の条件では、ほとんど劣化がないものと考えており、軽微ということで記載しております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

今の説明で理解しました。ほとんど影響はないということで理解いたしました。

同じページでもう1点確認なんですけれども、蒸気暴露試験の四角の中で、考え方の中で「BWR代表プラントにおけるSA環境条件を包絡する」とあるんですけれども、今回はこれでいいんですけど、今後、代表プラントの環境条件を超えることが想定された場合は、それは、その都度、また試験をやられるという考えなんですか。今回の試験はこれでもいいとして、今後の話になるんですけれども、説明をお願いします。

○森下原子力規制企画課長 東京電力、お願いします。

○星野委員（ATENA） 東京電力の星野です。

御指摘のとおり、今後、SA環境条件を上回るような試験環境が出た場合は、今、SA共研、電力共研の中でも試験を計画してございますので、こちらのほうで包絡条件についても評価していきたいというふうに考えてございます。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

理解いたしました。今後、そういったSA環境条件がこれを超えることがあれば、その都度対応していくということで理解いたしました。

最後に確認なんですけれども、パワーポイントの11ページのところで、これもPWRと同

じなんですけれども、蒸気暴露試験の低下のときには、1日目に一番最低値になっていると。その説明、前は、一番最初の温度のピークというか、オーバーシュートがあるので1日目にそういったピークが出ているという説明だったんですけども、今回の説明だと、 10^8 オーダーで安定しているということで、有効数字のほうはあまり関係なくて、 10^8 オーダーでずっと安定している、7日まで安定、7日というか9日か。ずっと暴露試験中は 10^8 オーダーで安定していると、そういう理解でよろしいでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東芝、お願いします。

○水野委員（ATENA） 東芝の水野ですけれども、試験記録を確認してみると、絶縁抵抗を測定したのは実際の話、前回の話でオーバーシュートのお話もしましたが、実際の測定根拠というのは大体 200°C に安定した時点で測定しておりました。

温度の影響ではないと考えられるんですけど、蒸気暴露試験中の絶縁抵抗値、全体を見て分かるんですけど、 10^8 オーダーで絶縁抵抗値は測定場所、実際の測定場所は温度をかけている圧力容器の外に測定機材が、一般環境ですね、通常の。そういうところで測っているんで、その辺の影響もあるんで若干変動しているものと考えます。なので、測定自体は 10^8 オーダーでほとんど変更していないという評価をしております。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

温度のピークはあまり関係なく、 200°C で安定しているときに1回目測定しているということで 10^8 はずっと継続していると、あまり有効数字のほうは関係ないような感じで8乗で安定しているということで理解いたしました。

私からは以上です。

○森下原子力規制企画課長 遠山課長、ありますか。大丈夫ですか。そのほか、確認がある方。池田さん、お願いします。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

1点確認をさせていただきたいんですけど、11ページのMIケーブルの抵抗についてですが、普通、室温で $5.7 \times 10^9 \Omega$ で、試験中は $10^8 \Omega$ 、また $10^9 \Omega$ に戻るということで、MIケーブルというのは温度の依存性というのは、これはないと見るべきなんですか。これ、一桁差があるというのはあまり意味がないことで、あるいは、一桁下がるのでもそれなりの意味があるのかどうか、そこら辺の見解というのはどうなんでしょうか。教えてください。

○森下原子力規制企画課長 中部電力、お願いします。

○宮本委員（ATENA） 中部電力の宮本です。

温度が下がれば絶縁抵抗が下がるという事象自体は、物理現象としまして電子が活性化して、そもそも少ない電子が地面に向かうということであり得る事象でございますので、あらゆる物質で存在する事象と思っております。ただし、もともとその事象の寄与度が絶縁物ということで非常に小さいということで、MIはやはり一桁程度落ちるものの、非常に絶縁抵抗の低下が小さいというふうに理解しております。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

無機材を電子の移動で考えるということではできるのかというのは、ちょっとなんか納得はいかないんですけど、基本的に高分子材料だったら高温領域では確かに抵抗が下がることは物理現象的には分かるんですけど、無機材料に関しても同じことを考えられているということで理解すべきなんではないでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 どうぞ、中部電力。

○宮本委員（ATENA） 確かにおっしゃるとおりで、基本的に100%の完全無機材であれば、おっしゃるとおりだと思いますけれども、そういう面であれば、基本的には、もうほとんど影響がない領域で下がっていると理解していいと思っております。

○池田上席技術調査官 規制庁の池田です。

理解しました。

○森下原子力規制企画課長 では、遠山課長、お願いします。

○遠山技術基盤課長 技術基盤課の遠山です。

ちょっと確認させてもらいたいんですけども、6ページのPWRでは、試験前に 10^{13} の抵抗が蒸気暴露中は 10^{10} 程度、試験が終わった後でも 10^{11} に少し復帰するものの低下した状態になっていると。これは、恐らく、湿分を吸収して、その効果が残っているためではないかと考えられるんですけども、一方、BWRのMIケーブルの場合は、試験前が 10^9 で試験中 10^8 、試験が終われば、また 10^9 に戻るということで、湿分の効果が特にないので元に復帰するんだというふうに考えられるんですけども、そうしますと、MIケーブルの絶縁抵抗が下がるのは、湿分というよりも温度の効果が支配的だというふうに考えてもよろしいのでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東芝、水野さん。

○水野委員（ATENA） 東芝の水野ですけれども、今、おっしゃっていただいたように、温度による影響だと考えます。

○遠山技術基盤課長 そうしますと、10ページで、もともと高温や放射線の劣化の影響は

ないんだというような整理をされているんですけども、それは、むしろ手順1の部分の温度がそれほど高くないという条件だから影響がないんだ、しかし、200℃まで温度が上がるとやはり絶縁低下という影響が出ますと、そういうふうに理解すればよろしいでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 日立GE、お願いします。

○庄司委員（ATENA） 日立GEの庄司です。

今、おっしゃられたように、通常環境ですと、そこまで、影響は軽微なものと考えておりまして、あくまでも、ここでは200℃に、高温になった条件での絶縁低下と考えております。

以上です。

○遠山技術基盤課長 すみません。そうすると、ちょっとしつこいようですけども、今回、蒸気暴露の試験をしていただいたけれど、高温環境下だけでも、このような結果になるというふうに理解してもよろしいでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 日立GE、庄司さん。

○庄司委員（ATENA） そのように考えて問題ないと考えております。

以上です。

○遠山技術基盤課長 分かりました。ありがとうございます。

○森下原子力規制企画課長 東芝の水野さん、手を挙げられていましたけど、補足ありますか。

○水野委員（ATENA） 東芝の水野ですけども、この絶縁低下、温度で下がっているんですけど、MIケーブル等の劣化による低下じゃなくて温度による低下を考えております。

○遠山技術基盤課長 そのように私も理解いたしました。ありがとうございます。

○森下原子力規制企画課長 そのほか、ありますか。

では、佐々木企画官。

○佐々木企画調整官 6ページの資料について教えていただきたいんですけども、吸湿で値が低下していくという御説明があって、この資料を見ると、7日目でまだ下を打っていないように見えるんですけども、これは吸湿であることとか、あと、どこまで行ったら吸湿が安定するのかということ为例えば吸湿試験とかで確認したりとか、されているのでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 では、三菱電機、お願いします。

○片山委員（ATENA） 三菱電機の片山です。

この試験では、あくまでSAの7日間の条件での試験ということで、どこまでいったらという限界試験のような試験方法では実施しておりません。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

吸湿試験だけをするということもできると思うんですけど、そういうことはしていないという、そういう意味ですかね。

○片山委員（ATENA） そうです。

○佐々木企画調整官 分かりました。ありがとうございます。

○森下原子力規制企画課長 そのほか、ありますでしょうか。確認とか。

それでしたら、資料の3-1については、試験の方法等につきましても我々のほうは理解をした。それから、最後のほうに、それぞれ7ページにPWRのまとめ、12ページにBWRのまとめがあって、結論としてはSA環境下で 10^8 オーダーの抵抗値、絶縁抵抗を有しているので、放射線監視モニタに対する測定誤差の影響は少なく問題がないことを確認した、PWRの三重同軸ケーブルについてですね。それから、12ページのほうであれば、BWRについては、MIケーブルについて、 $10^6 \Omega$ オーダーの絶縁抵抗を有していることから、水素濃度計に対する測定誤差の影響は小さく問題ないことを確認したという、このまとめ。それから、*3などで入っていました考察ですね、そういう温度とかの抵抗値の変化とかに対する、これについても我々としては理解したということで、この資料、よろしいでしょうか。規制庁側。

では、資料の3-1は、これで規制庁側は納得したということで終わりにしたいと思えます。

では、次、資料3-2のほう、よろしいでしょうか。ATENA、お願いします。すみません、中部電力、お願いします。

○島本委員（ATENA） 中部電力の島本です。

本日は、事業者のコンクリートに関する技術開発テーマの御紹介にお時間をいただき、ありがとうございます。それでは、資料3-2を御説明します。

まず、3ページを御覧ください。こちらは、前回の資料2-3、参考2と同じ内容なので御説明を省略します。

次に、4ページを御覧ください。本日は、地下水の化学的侵食、アルカリ骨材反応、機械振動、長期加熱の四つのテーマについて御紹介します。

それでは、次のページをお願いします。本テーマは、コンクリートの浸漬試験による化学的侵食の影響把握、原子力発電所への影響評価を目的として6年間、電力共通研究として実施しました。研究成果としては、実環境下で確認されるような酸、硫酸塩の濃度ではコンクリートの変状はほとんど起こらず、60年の予測評価における変質深さが表面から10mm以下であり、化学的侵食が原子力発電所のコンクリートに及ぼす影響は小さいとの知見を得ております。

具体的な実験結果と調査結果を下の図に示しております。こちらは公開論文からの転載ですが、許諾手続が間に合わず、本日、非公開となっている点をお詫び申し上げます。手続完了次第、マスキングを解除します。

それでは、研究成果に戻りますが、左八つのグラフは、酸と硫酸塩による浸漬試験結果と、その近似式を示しております。化学的侵食によるコンクリートの物理的な変状として、ここでは中性化深さに着目してまとめています。硫酸マグネシウムの濃度5%を除き、中性化と同じく \sqrt{t} 式で表現できることが確認できます。これは、表面からの浸透拡散問題として扱えることを意味しております。一方、硫酸マグネシウムの5%だけは表面剥離が確認されていることから、劣化メカニズムが異なるため、直線近似のt式のほうがフィッティングが良いという結果になっております。詳細は、公開論文を御確認ください。

また、原子力発電所の地下水の成分分析を行った結果が右側のグラフにプロットされています。海側と陸側に分けて整理しています。海側の一部を除くと、浸漬試験の一番緩い試験条件よりも、更に低い値となっています。なお、海側のグラフには参考に一般的な海水濃度を赤丸で示していますが、地下水が海水の影響を受けていることが分かります。前回、規制庁の小嶋さんが塩分の影響にも留意してくださいとコメントされた趣旨にもつながる点かと思えます。

一方で、海水に近い濃度でも浸漬試験の試験条件では中程度以下であり、実験結果からコンクリートへの影響が小さいことを確認できております。

それでは、次のページをお願いします。本テーマは、アルカリ骨材反応による劣化が鉄筋コンクリートの耐震壁の構造性能に与える影響把握を目的として、現在も電力共通研究を継続しております。途中経過ではありますが、現在、得られている研究成果としては、耐震壁の加力実験における最大強度は、アルカリ骨材反応の有無やアルカリ骨材反応進展時の拘束条件にかかわらず、いずれの試験体も電気協会のJEAC4601（原子力発電所耐震設計技術規程）の式によるせん断強度の計算値を上回ったという結果を得ております。

試験体の概要と実験結果を下の図に示しております。左側の図ですが、試験体の黄色い部分に強制的にアルカリ骨材反応を発生させるため、反応性骨材を用いてコンクリートバ一法の安定判定である $1,000\mu$ 以上、膨張させることを目標として試験体を作製し、試験体にひび割れが発生した状態で加力実験を実施しております。拘束条件とは試験体の作製方法の違いで、黄色い部分を自由に膨張させてから周囲のコンクリートを打設した場合と、黄色い部分と一緒に周囲のコンクリートも打設し、周囲に拘束される中で膨張を進展させたかの違いです。

右側の図が加力試験の結果です。赤と青の実線が試験結果で、点線がJEAC式による計算値です。極端なアルカリ骨材反応が発生しても、壁の部材強度は設計上のせん断強度を上回っていることが確認できます。なお、黒線は比較用のアルカリ骨材反応が発生していない試験体の試験結果です。

本テーマについては、シミュレーション解析による再現性確認などを継続して検討しております。

それでは、次のページをお願いします。本テーマは、機械振動に起因する繰り返し荷重、つまり疲労のコンクリートへの影響評価を目的として9年間、電力共通研究として実施しました。研究成果としては、コンクリートの疲労寿命は円柱試験体の圧縮疲労強度式で概ね評価できること、繰り返し載荷後に静的耐力試験を行った結果、上限応力が長期許容引張力以下の場合、アンカー部には剛性低下や耐力低下が発生しないという知見を得ております。

具体的な試験条件と試験結果を下の図に示しております。左側の表のNo.2、5、6が長期許容引張力相当の繰り返し荷重を載荷したケースになります。1,000万回までの繰り返し載荷を実施しております。

その結果が右側のグラフですが、緑色のプロットが長期許容引張力相当の試験結果です。繰り返し載荷後の静的耐力試験結果が青色点線をつないでいる上のプロットですが、耐力低下は発生しておらず、計算上の最大耐力よりも少し大きな値が得られています。また、斜めに入っている線が既往の疲労強度式です。コンクリートの疲労限界が確認できていないことから、このような式になっています。ちなみに、タービン発電機が60年間運転したときの機械振動の繰り返し回数を計算したところ、 10^{11} 程度、縦に引いてある黒の点線になりますが、長期許容引張力程度の応力レベルでは疲労破壊に至らないという想定になります。

これらの評価方法については、今後、学協会における規格基準への反映の中で妥当性を確認いただく予定です。このほかに、アンカーの周りのひび割れ幅の影響、補修効果についても検討しておりますので、詳細は公開論文を御確認ください。

それでは、次のページをお願いします。本テーマは、長期間の加熱を受けるコンクリートの物性変化に関するデータ拡充を目的として、現在も電力共通研究を継続しております。これまでの高経年化評価では長尾らの3.5年間の加熱試験結果から影響評価を行っていませんが、より長期間の加熱試験結果を拡充すること、材料レベルだけではなく部材レベルの性能評価につなげられるような試験結果も得られるように、10年間の加熱試験を実施しています。

左側の写真は、直径10cm、高さ20cmのコンクリート標準試験体を加熱炉に入れる際の密封容器です。こちらでシール条件としたものと、これに入れずにアンシール条件で加熱したものを比較試験しております。加熱温度は、熱影響の評価基準のうち一般部を対象とした65℃と局部を対象とした90℃の2ケースを実施しております。

右側の写真は、50cm角、高さ1mの角柱試験体で片面加熱を受ける部材を模擬しております。右側が加熱試験体であり、底面にパネルヒーターを設置して95℃で加熱して側面を断熱養生しております。来年度、10年目のデータを取得する計画であり、最終取りまとめを行います。途中経過を含めた詳細は、公開論文を御確認ください。

それでは、次のページをお願いします。まとめになります。上二つは、本日、御説明した内容の前提方針となります。そのほか、三つ目、廃止措置プラントを活用した研究の推進が必要と考えております。運転中には調査できない部位から、貴重なデータを取得可能と考えております。最後になりますが、今後も計画的に研究を推進することで、自主的な安全性向上、高経年化技術評価の信頼性向上及び説明性向上に努めてまいります。

最後のページは、本日、御紹介した研究テーマの公開論文リストになります。

御説明は以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

こちらについては、前回の5月22日のときに事業者側から説明があつて、規制当局から示した新知見といたしますか、コンクリート試験の知見に対しては、今後の高経年化の評価で順次、見直していくというのが示されて、それについては当方も納得したということで、そのときに電力がいろいろしている研究の計画について、もう少し説明をお願いしますと言ったものだったと思います。これについて、いろいろ質問とか確認がしたいのがあります。

したら、お願いいたします。

では、藤森さん。

○藤森安全管理調査官 原子力規制庁、藤森です。

最後のまとめの9ページで、最後に今後も計画的に研究を推進するという事で書かれておりますけれども、ATENAとして、こういった電力中央研究（所）とかに対してのATENAとしての位置付けとか役割というのは、どのように考えればいいのか、ちょっと教えていただけますでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 ATENA、どうぞ。

○長谷川部長（ATENA） ATENAの長谷川です。

電力が共通的に行う研究というのは、まず、研究計画そのものはATENAのワーキングで取りまとめております。それから、こういった各々の研究の成果については、それぞれ電力ですとかメーカーさん含めて実施されますけれども、成果自体は適宜、そういうワーキングで共有していくということになります。今回のような保全ガイドですとか、ガイドをインプットにするかどうかというのは、そのデータ見合いといいますか、成果を見て規格基準に持っていくようなものもあるかと思えますし、ATENAのガイドにインプットするようなものもあるのかなというふうには思っております。

以上になります。

○藤森安全管理調査官 原子力規制庁、藤森です。

ありがとうございます。今後も、では、ATENAがリーダーシップをとって研究を計画的に進めていくということで理解いたしました。ありがとうございます。

○森下原子力規制企画課長 ほかに、何かありますでしょうか。

佐々木企画官、どうぞ。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁の佐々木です。

丁寧な御説明、ありがとうございました。最後のページに公開文献リストということで文献が載っているんですけども、このうち、いわゆる査読がされている論文というのは、全部そうなのか、それとも、この中のどれかなのか、ちょっと教えていただきたいなと思います。

というのは、今後、研究成果はいろんな規格類に取り込まれていくような種類のもののように感じたんですけども、そのときに、査読された論文に基づいているかどうかというのもちょっと気になる場所といいますか、公共の査読を受けているかというのも一つ

の視点になるんですけれども、その辺をちょっと教えていただければと思います。

○森下原子力規制企画課長 中部電力、お願いします。

○島本委員（ATENA） 中部電力の島本です。

御指摘のとおりです。査読付論文は、機械振動の二つ目、Journal of Advanced Concrete Technology、こちらと、あと長期加熱の一番最後、SMiRT（国際原子炉構造工学会議）に出しているもの、この二つが査読付論文になります。一番上の化学的侵食に関しては、これはまだ実験結果等の、今、羅列になっていますので、劣化メカニズムも含めて体系的にまとめたものを、今、査読論文に投稿準備中です。あと、アルカリ骨材反応に関しては、まだ実験結果が出たというところなので、これが最終的にまとまったところで、そういった査読論文にも投稿していこうと考えております。

以上になります。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

御説明、ありがとうございます。最終的に査読論文にするという方向性があるということとは分かりましたので、9ページのまとめに書いてありますけれども、評価手法の開発・検証としては、外挿で必要となるメカニズムの解明とかが必要ということで、こういうのにフォーカスを置いて研究されるというのは非常にいいと思いますので、今後も研究成果を公表していただくようお願いいたします。

○森下原子力規制企画課長 そのほか、ございますでしょうか。

そうすると、森下のほうから一つですけど、先ほど、うちの藤森のほうから問いがあったATENAの役割というのに関連して、こういうことがあるのかなというコメントなんですけれども、先ほど電力の共同研究とかの成果をATENAでワーキングで取りまとめて成果を共有するのと、必要な場合はATENAガイドにしたりとか学協会規格へという話がありましたけれども、規制当局と例えばATENAといいますか、事業者の間で、あらかじめ、そういう新知見がまとまったところで共通の理解というようなものにしておいて、個別の事業者のPLMの審査のときに、それが使えるようにしておくというような、そういうツールにしておくというんでしょうか、技術資料集として、というようなことというのは、何かメリットとか、そちら側は感じたりしますでしょうか。

ここで結論、組織としての何かを言ってくれというのではなくて、参加している者としての個人的な考えでも結構です。

どうぞ、ATENA。

○長谷川部長（ATENA） ATENAの長谷川です。

今、森下さんからいただいた話は、前回にもお話しいただいていたことだと思います。いわゆる技術的なところを規制庁さんと、あらかじめ共通理解を得ていくと、技術ベースを合わせていくというところは、我々も大事だと思っておりますので、そこは基本「イエス」ということで進めさせていただければというふうに思います。

電共研と一言、言いましても、いろんなテーマでやっておりますので、その中にはATENAが深く関与しているものもあれば、事業者がATENAとは関係なく事業者として進めていくようなものもありますので、テーマにつきましては、そういうところは、また個別に御相談させていただければというふうには思います。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。具体的にどういうふうにそういうことができるかは別として、一つのアプローチといいますか、手段としては考えられるかなということで認識は一致できたかなと思います。

そのほか。ないようでしたら、追加で説明いただきましたコンクリートの電力側の研究計画についてもよく分かったということでよろしいでしょうか、これで終わりにして。

では、これで資料の3-2も理解したということで終わりにしたいと思います。

それでは、続きまして、資料の2関係のものに入りたいと思いますけれども、よろしいでしょうか。やり方としては、まず、あれですかね、資料の2-3とか2-4とか、回答のほうからやるほうがいいですか、ATENAのほう。進めやすいようにやってもらって、いいんですけれども。

どうぞ、ATENA。

○長谷川部長（ATENA） ATENAの長谷川です。

資料の説明自体は、前回、御説明した表9ですね、分類の考え方の、このあたりを先にやらせていただきたいと思いますので、説明としては資料の2-1と、それに追加で説明する2-5を、まず先行してやらせていただくということでお願いしたいと思います。

○森下原子力規制企画課長 了解しました。お願いします。

○浅原副部長（ATENA） ATENAの浅原です。

それでは、今から説明させていただきたいと思います。先ほど長谷川からもありましたけれども、資料の2-1と2-5を中心になんですけれども、加えて2-2も少し記載の修正を行っておりますので、これを一括で状況を説明させていただきたいと思います。

資料の2-1の一番最初のページ、左上に赤で凡例を書いておりまして、変更点というこ

とで①、②と書いているんですけれども、もう少し、ちょっとこれをブレイクいたしますと、①の中にもいろんな記載の適正化が入っております、変更点としては主に四つの変更が上げられると思っております、それを順を追って説明したいと思っております。

それで、一つ目は、先ほど御紹介したような表9という部分ですね、ちょうど資料2-1の10ページ目を御覧いただきたいと思っております。10ページ目に前回の会合でお出ししました別添Aという取替困難機器・構造物の経年劣化影響の分類凡例、「有」、「無①」、「無②」というふうな凡例がありますけれども、こちらの説明をする資料としてこの表9というのをお示しして、前回の会合でも議論させていただいたんですけれども、前回、いただいたコメントでは、この資料が今後の各事象別の経年劣化影響の相互認識を図る上で非常に大事な前提条件でもありますので、もう少し丁寧に書くことが望ましいというようなお話をいただいております。

主に、経年劣化要因だとか劣化の程度、あと保全活動の目的がどうなっているのか、あとPLM評価書における事象凡例との関係みたいなものも、もう少しひもとく必要があるんじゃないかという御指摘もございまして、それを踏まえて表9をリバイスしてございます。

それで、資料2-5を御覧いただきたいんですけれども、こちらの7ページ目、8ページ目に最新の資料をつけさせていただいております。この資料は、御覧いただきますと、ちょうど大きく三つの列で構成されてございまして、左側が添付資料①③分類と書いて、真ん中の列が別添A対象機器・構造物における経年劣化、それから一番右がATENAガイドにおける分類という整理になります。

構造だけちょっと簡単に御説明しますと、一番左が添付資料①③分類、これはガイドラインの添付資料ということで、一般論で長期停止期間中に想定される経年劣化事象の有／無ということで、○×で判定しているような資料でございまして、そこの分類をまず左に落とさせていただいております。

それから、真ん中の資料は、それを一般論、個別の機器・構造物を部位別に展開したときに、その経年劣化の発生・進展の程度というのはどういうものになるのかということ进行分类した資料ということになっています。

最初の左の2列の分類と説明というのがありますけれども、御覧のとおり、今回取り上げております三つの機器・構造物をジャンル分けしますと、五つぐらいに分類ができるというふうに整理しております。

ここでポイントになりますのが、左側の添付資料の分類で、経年劣化有としながらも、

この真ん中の列でいきますと、経年劣化の発生・進展が想定されない、または極めて小さいというように分類されているものもありまして、これは個別具体的に現場環境なり、設計・製造など、そういう要因を特定しますと、このようにもう少し精緻化するようなことができることを示したものでございまして、その辺りについて、特に分類3、4の部分については、それを解明するような注釈を※2、※3ということに入れさせてもらっているところでございます。

例えば分類3のところは、これ、劣化の程度というのは保管対策次第ですので、その保管対策をとれば、メカニズム的に想定されない、抑制可能であるとか、こういうふうな条件になりますので、その状況をそこで示させてもらっています。

それから、※3については、これは長期停止期間中の保全と違う要因ですね、例えば設計・製作段階において経年劣化要因を排除できるような、あと、既往の現場環境を考えると、有意な経年劣化要因はないというようなケースも考えられますので、そういうものは個別具体的に展開すると、この分類4のような分類になるというような整理を細かく記載させていただきました。

それから、真ん中の列は、対象の部位を示しております。

それから、最後の2列は保全活動ということで、前回の会合でも御指摘いただいた保全活動の目的みたいな部分を、もう少し精緻に記載をさせていただいた欄になります。

それから、一番右はガイドラインの別添Aの分類ということで、以上のような左真ん中の列の分類を踏まえて、ガイドでは、凡例としては「有」、「無①」、「無②」というふうに分類したという展開を書いております。

ちなみに、それぞれの分類の記載については、今回、再度整理させていただいております真ん中の分類の記載なんかも踏まえて、ちょっと説明書きとか定義については、少し記載の適正化を図っております。こちらについては、今回お出しした資料2-2にはまだ反映できていませんので、今回の議論を踏まえつつ、次回以降の会合でガイドラインにも反映したいというふうに思います。

こちらが変更点1点目でございます。

それから、2点目は、資料2-2を御覧いただきたいんですけども、資料2-2の34ページ目を御覧ください。こちらは細かい修正になりますけれども、添付資料①の経年劣化事象の中の劣化という、経年劣化事象に関する想定要否の説明なんですけれども、こちらは前回の会合において、運転していないことによって経年劣化が進展する可能性がある、一つ

の事例としてゴムの交換みたいなものが挙げられるんじゃないかと、そういう御指摘をいただいておりますので、ここを、記載の具体的な劣化の設定としては、ゴム樹脂みたいなやつとか、潤滑剤だとか、こういう、ちょっと分類をもう少し細かく書きつつ、先般のコメントでいただいたような事例もあるということを知るように、記載の適正化を図ったというのが、こちらの修正でございます。これが2点目でございます。

それから、3点目ですけれども、同じく資料2-2のA-1のページを御覧ください。別添Aの1枚目です。こちらは、1.2の留意事項の(2)の対象部位というところを御覧いただきたいんですけども、これは前回の会合で、この別添Aの対象とする取替困難機器・構造物に関しては、部位別に見て、取替困難なものだけを着目しまして、取替可能なものについては、この別添Aじゃなくて、添付資料を参照しながら各社で保全活動をやってほしい、こういう御説明をさせていただいて、具体的に、別添Aの対象としていない機器リスト、部位別リストについては、A-3、A-4という、表ですね、こちらで除外リストというのをちょっと示させていただいたんですけども、前回の会合で、ここに載っているリストだけじゃなくて、もう少し精緻に見たら取り替えができるような部位もあるんじゃないかと、その部分について、もう少し明確にしたらどうかという御指摘をいただいております、それに対する答えとしまして、ここで赤字で書かせていただいているような、今回の別添Aのような作成の基本方針をちょっと書かせていただいております。ここで書いているとおり、部位別という部位は、PLM学会標準（日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」）で示されている部位単位で基本は示すものとして、確かに部位別に見ると、部分的には取替えができるような部位、例えば資料A-7なんかを御覧いただきますと、原子炉圧力容器の構造の例となっておりますけれども、こちらのポンチ絵なり番号なりがあって、例えば⑦-1みたいなところ、入口管台の中でもセーフエンド部分みたいなものについては、取替えが可能だというふうな、実際のそういうふうな知見はあるものの、これ、PLM評価書ベースでは、⑦というものを全て一体物として部位別に整理しているところもありますので、基本は、ちょっとそこの枝の部分まで記載するのではなくて、基本的に固まり単位で、取替可能な部位で、固まり単位で取替可能なものは整理して、そうじゃないものは取替困難ということで、以降の保全ポイント整理にはつなげていくという、これは記載を適正化させていただいております。こちらが3点目でございます。

それから、4点目は、資料2-1に戻っていただきまして、ちょうど2-1の30ページ目以降、ちょっと30ページ目以降に別添Aと技術ベースとの関係という資料がありまして、こちら、

一つ目に説明させていただいた別添Aの経年劣化影響分類、「無①」、「無②」だとか、「有」だとかという部分は、凡例等、その技術的根拠を書き下した資料、右側の補足説明事項というところが中心なんですけども、こちらの記載について、前回の会合でも、まだ、この補足説明資料及び根拠となる文献と、実際に影響の分類との関係が、まだちょっと細かく書き下せていないような事象があるんじゃないかということで、可能な限り丁寧に記載をという御指摘がございましたので、それを今回、更に記載の充実化を図っております。

特に触った部分は、例えば31ページ目の応力腐食割れ、こちらはここの赤字はそんなに充実化はないんですけれども、文献の説明で、ここでそれらの充実化を図らせていただきました。

それから、クラッド下層部の亀裂、それから36ページ目を御覧いただきまして、Bの圧力容器に関する腐食ということで、一番下の欄、腐食（FAC（流れ加速型腐食）及び全面腐食）、こちらについても、もう少し定量的な説明ができるような記載に見直しております。

それから、その下、37ページ目ですけれども、こちらの全面腐食の基礎ボルト、こちらについては、もう少し定量的な説明をするように、記載の充実化を図っております。

それから、次のページ、38ページ目、摩耗（摺動部）、こちらの摩耗の説明についても、もう少し正確な記載を努めるようにしております。

それから、39ページ目の腐食のコンクリート埋設部（スタッド含む）、この辺りも記載の充実化を図らせていただいております。

主にこの4点が、主な修正点となります。

私からの説明は以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

では、まずは資料2-5であった7ページですけれども、先ほどATENAのほうから説明ありましたけれども、これについて、一番左が高経年のPLMの分類で、有／無という分類になっているけれども、それを今回、別添Aの経年劣化事象は、その隣の分類の1～5ということで、先ほどあった3番目は適切な保管対策を行うということで、劣化をメカニズム的に抑制できるとか、想定されないというようなもの。※2ですね。

それから、分類の4というところは、※3にありますけれども、設計・製作段階において経年劣化要因を排除しているので、これは長期の停止中においては有意な経年劣化が、要因

がないという、そういう分類でということで整理したということですが。

塚部さん。

○塚部管理官補佐 原子力規制庁の塚部です。

今、説明のあった資料2-5の7ページ目について少しお伺いしたいんですが、最初に、一番右のところを高経年化技術評価、PLMとの関係を整理されていて、一番上の「有」のところ、分類で言うと1になりますが、※4がついていて、今回は該当するものがないので「-」にしていますということなんですが、ここは仮に対象となる事象があるような場合については、○事象という整理になるという理解でよろしいでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東京電力、お願いします。

○谷口委員（ATENA） 東京電力の谷口です。

今、お話しいただいたとおりで、停止中でも、発生ですとか進展が有意であるような劣化事象に対しては○になって、それに対してきちっと手当てをすると、そういうことになるかなというふうに思っています。

○塚部管理官補佐 規制庁の塚部です。

ありがとうございます。

その上でなんですが、今回、4のところ、分類の左から2列目の4のところについては、説明としては、経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さいということにされているんですが、一番右のPLMのところは、それぞれ○事象、△事象、▲事象ということで、いろんなカテゴリーの分類がここに入ってしまったっていて、通常、高経年化技術評価をやっている人間だと、ここに書いてある説明、発生・進展が考えられないとか、極めて小さいというものに関しては、▲事象もしくは「-」、こちらの分類で言うと5番目になると思うんですけど、その説明で使われている用語でして、それと考えると、高経年化技術評価のプラクティスとは完全にずれてしまっているなというふうに受け止めるんですが、その辺りはどのようにお考えですか。

○森下原子力規制企画課長 はい、東京電力。

○谷口委員（ATENA） 東京電力の谷口です。

今回、このガイドをまとめるに当たって、分類4のところでは、プラントが止まっていることによって経年劣化の発生とか進展が想定されなくなっている事象、あるいは、その影響が極めて小さい事象だという、そういう整理をさせていただいています。今回は、そういった事象に対して、止まっている間にどういう保全を行うことが重要で

かということガイドにまとめるという活動としてやらせていただきました。それで、実際の劣化事象が、考慮する必要がないものと評価しているもの、あるいは極めて小さいよという評価をしている事象、もしくは○事象として、きちんと日常点検の中で管理をしないといけないですよねというような事象、いろいろ含まれるんですが、こういったものに対して、止まっているときに重要な保全ポイントはどこですかということにしていますので、そういった意味では、若干、PLMでまとめているところとは見方が変わっているのかなというふうに考えています。

○塚部管理官補佐 規制庁の塚部です。

そういう意味で言うと、高経年化技術評価においても、冷温停止というカテゴリーがあって、そこで評価をされているプラントの停止というものを考えると、ここでガイドで言っている、長期停止と言っているものと、基本的には同じことを言っているはずだと理解していて、それにもかかわらず、カテゴリーが変わってしまうというところは、少し理解できないんですが、ちょっと追加で御説明いただけますでしょうか。

○谷口委員（ATENA） 東京電力の谷口です。

その観点でいきますと、止まっている間に想定される劣化事象で、劣化の進展が極めて軽微なものであったとしても、それは点検を全くしないでいいかということ、そういったものではなくて、今までやっていた日常の点検もきちんと継続をして実施していくという、そういったのが重要になってくる事象があるかなというふうに思っています。そういったものに対して、分類4という項目を作って、止まっているからといって、取り立てて何か新しいことをする必要はあるかということ、そういったことではないんだけど、従来どおりの点検をきちっと続けていきましょうねというような意味合いを込めて、今回、分類4という整理をさせていただきました。

○塚部管理官補佐 規制庁、塚部です。

今回、保全ガイドとしては、「有」と、あと「無①」と「無②」というのに分けていて、今の御説明のように、保全が変わるんだということの分類であれば分かるんですけど、例えば「無①」と「無②」の分類によって保全が何か変わるということのも、ガイド上は明確ではないですし、そもそも、このカテゴリー、分類自身にガイドとして何か意味が今あるような状態になっているのかなという観点で読み直してみると、多分、今御説明あったように、保全のモードが変わるんです、やる内容が変わるんですというものを抽出しましたということであれば意味があると思うんですが、この分類論だけをずっと議論してみても、

何となく抽出された事象を説明するための説明を更に行っているというような感じがして、あまり建設的ではないかなという印象を持っています。

○森下原子力規制企画課長 森下からですが、今、塚部さんのほうからありましたけども、ちょっと「無①」、「無②」の、最後、ちょっとこの感じだと、これでずっと時間を費やしてしまうので、それはちょっと置いておいて、ですけれども、資料2-1で、そちらで用意してもらった個々のこちらの対象機器の真ん中のところのものをちょっと確認していくという、個別で見たら、また「無②」とか「無①」というのに最後どう整理するかというのに行けるかもしれないので、ちょっと個別のものの方に入るやり方にしたいと思うんですけれども、よろしいですかね。資料2-1の関連部分をエビデンスベースで確認していくというやり方にしたいと思いますけど、皆さん、よろしいですか。

どうぞ、ATENA。

○長谷川部長（ATENA） 長谷川です。

今の森下さんの進め方で、ぜひ、よろしく願います。真ん中の中段が、我々、ATENAのワーキングで、技術的な観点から分類した、五つに分類しておりますので、この真ん中がどうなのかというところで、まず議論いただければというふうに思います。

○森下原子力規制企画課長 分かりました。

それでは、資料2-1、かなり技術的には分厚いものですが、ちょっと丁寧にやりたいと思います。

まず、資料2-1の6ページですけれども、ATENAのほうで、c. 長期停止期間中は想定不要と整理できる経年劣化事象というカテゴリーで、その中で、c-1. 機械設備系、それからc-2. コンクリート構造物ということで、これについては、別紙1、別紙2というふうに飛んでいるという形になっています。

別紙1というのは、同じ資料の14ページになりますけども、まず最初に確認したいのは、図1の使用環境についてのところですが、この図では、冷温停止になって、しばらくたって燃料装荷の前までということですが、もう少し詳しく、17ページのほうに前提条件、表1という形でまとめてくれています。原子炉圧力容器については100℃未満、放射線の照射は運転に伴う照射の影響を受けない状態、格納容器は空気（常温・常圧）、コンクリート構造物は温度、運転時の周辺機器からの高い熱影響を受けない、放射線照射は運転に伴う照射の影響を受けない、機械振動は停止中の機器の使用状態を踏まえて個別に考慮するという条件になっています。これはこれで、前提条件なので、是ということによる

しいかと思えます。

その上で、次の18ページですけれども、別紙2ということで、長期停止期間中は想定不要としている経年劣化事象ということで、添付資料①ということで、a～gまでの七つを挙げています。これは機器を使用しないので、停止中にはですね、それで劣化の発生・進展の可能性が極めて小さいと判断できる事象ということで、一つ一つちょっと見ていきたいと思えますけれども、まず、a.の放射線による劣化というのは、隣の19ページですね、19ページで、長期停止中は、放射線の影響は無視できるほど小さいということで、長期停止期間中は想定不要ということで、その下に、表で経年劣化事象、中性子照射脆化等から挙げてあって、想定される設備の例というのがありますけれども、この主張といいますか、整理は、※1、これまでの高経年化技術評価、それから学会標準を基に抽出と。それから、もう一つは、電力が11社でやった技術レポートで考慮する必要はないということで、あと、また個別で個表出てきますけれども、大きくはそういうふうにとまとめられています。このa.については、うちのほうで何か異存とか反論とかありますでしょうか。止まっている間は進まないということで、脆化とかは。

では、これはこれでオーケーということで。

それから、20ページはb.の熱時効ですけれども、この熱時効は250℃以上の高温環境下で想定されるので、停止期間中には機器を使用しない場合は想定不要ということで、熱時効というものについて、想定される設備の例も挙げておりますけれども、これも同じく、これまでの高経年化技術評価の結果、それから学会標準、電力の共通のレポートから来ていますけれども、これもよろしいですよ。

それから、21ページのc.の疲労割れですけれども、疲労割れは機器の使用に伴い発生するということで、機器を使用しない場合は想定不要ということで、なお書きで、通常保全と異なる使用条件に変更する場合は留意が必要とあることで、添付資料②というのがありますが、また、なお書きの説明はちょっと後でもらうとして、疲労割れについては、ここにプラントの起動・停止による温度・圧力変動によるもの、それから運転中の熱、温度のゆらぎによるもの、それから3番目、機器の使用の振動によるもの、これも機器の使用に伴う繰返し応力ということで、これもいずれもこれまでの高経年化のものから来ていますけれども。

まず、なお書きについて、ちょっと説明をお願いしますでしょうか、電力のほうから。これ、留意が必要という意味もちょっとよく分からないんですけど。

では、関西電力ですかね。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川でございます。

今、御質問のありました、なお書きですけれども、添付資料①の中では、特に必要な情報ではないんですけれども、この資料全体を見たときに、疲労割れというものを停止中に一切考慮しないでいいという誤解を与えないように、機器を使用する場合は、当然、疲労割れが生じますし、停止中だと、疲労割れがより厳しい状況になる可能性もありますので、単純に停止中疲労割れは要らないんだと誤解されないように、なお書きは付けさせていただいているということでございます。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

そうですね、機器を使用する際は留意が必要ということですね。補足みたいなもので。

次、22ページは、d.は冷却材の流れによる劣化ということで、これは機器の使用に伴い発生するので、停止期間中は機器を使用しない場合は想定不要ということで、FAC（流れ加速型腐食）、それからエロージョン、キャビテーションということで、これはこれまでの高経年化技術評価、学会標準からということで、これについても異論はないですよ。

それから、23ページ目のe.の摩耗ですけれども、これも停止期間中に機器を使用しない場合は想定不要ということで、摩耗については、機器の使用に伴って、機器の摺動部に生じるもの、それから機器の使用に伴う振動、熱移動により生じるものということで、これもこれまでの高経年化技術評価の結果等からということになっていますけれども、これも異存はないということですね、特に。

それから、24ページのf.ですけれども、電圧の印加／通電による劣化ということで、これも停止期間中に機器を使用しない場合は想定不要ということで、絶縁特性の低下、導通不良、断線ということで、これは※1がついているものは、これは三つともついていますね。これまでの高経年化技術評価、学会標準。それから、※2、酸化・塵埃付着に伴うものは、機器を使用しない場合でも発生する可能性があるので留意が必要。それから、※3、これは水素再結合装置でしょうか、ほう酸水を内包して保管する場合は、通電された状態と。ほう酸水が固まらないようにということで、留意が必要ということで。これについては、何か確認とかないですか。大丈夫ですか。何かちょっと。

確認ですけれども、※2とか※3は、想定は不要ということなんですか。

関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川です。

まず、※2ですけれども、こちらは導通不良の原因としまして、ATENAガイドでは、学会標準で接点損傷と酸化・塵埃付着という二つの起因を考慮しておりまして、そのうち接点損傷によるものは、使用に伴い発生するものですので、今回、添付資料①では想定不要としておりますけれども、もう一つ、導通不良の原因として、酸化で酸化被膜ができるでありますとか、ほこりが入ります。そういうものは停止中でも想定されますので、導通不良そのものが全く起きないというわけではないという、そういう誤解を与えないように注記をさせていただいているものでございます。

※3は、少しちょっと毛色が違いますけれども、ヒートトレースを使わない、ちょっとそこが、使わないというのが少し現場で分かりづらい可能性があるかなというふうに思っております。配管自体は使っていないけれども、ヒートトレースが使われているという、そういう状態が、当初、配管を使わないことで誤解が生じる可能性があるということで、念のため、配管自体は使用していなくても、その周りのヒートトレースを使っている場合は、その断線というのは考慮が必要ですよという、そういう、少し書き分けて注意書きをさせていただいていると、そういうものでございます。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 留意が必要というワードなんですけれども、想定不要というのじゃなくて、※2の場合、やっぱり想定しておきなさいよという、そういう理解でいいんですか。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力、石川です。

その理解で結構です。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 では、後でも出てきますけど、全体に、留意が必要というワードは、ちょっと現場思いじゃないような気がしますけども、分かりました。これは想定ですね。※3も、そうですね。そういうヒートトレースが通電されている場合は、想定しておきなさいよということですね。

g. ですけども、特定の機器を使用する場合に想定される劣化ということで、これは停止期間中にその機器を使用しない場合は想定不要ということで、この表に書いてあるようなクリープ、露点腐食、硫酸露点腐食かな、高温酸化等々が挙げられています。これも高経

年化のこれまでの結果から抽出したものということで、これについても特段違和感といえますか、異論はないですね。

そうすると、次ですけれども、次の26ページなんですけれども、添付の2で、コンクリートの強度低下・遮蔽能力低下ですけれども、これはプラントの運転に伴い発生、進展するものであって、停止期間中は想定不要ということで、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下ということで、熱、放射線照射によるものということはないということですが、これも問題ないですね。分かりました。

あと、27ページに参考ということで、これはさっき説明があったのかな。何か説明されますか。変更箇所というのがあります。

ATENAのほう。

○浅原副部長（ATENA） すみません、ATENA、浅原です。

ここの記載は、第2回の会合で説明をさせていただいた説明内容になりまして、ちょっと第1回会合で提示しております、あ、すみません、第3回ですね、の会合で説明した内容になっておりまして、従来、想定（×）というふうに判定していたものを、考え方をより精緻に見直した結果、（×）判定に見直しましたということとをちょっと説明させていただいたというのが残っております、今回ちょっとここを特に議論していただく必要はないと思っています。ここに書いている事項を今の想定（○）（×）のところに反映しているものと理解していただければと思います。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 特によろしいでしょうか。

そうしたら、そういう大きなところのちょっと経年劣化事象を確認したところで、別添Aの技術ベースとの関係というところで別紙の4ですか、30ページからの、個別のところに行きたいと思います。先ほどの添付資料①の考え方がベースにあって、それを更に技術ベース2ということで技術的に補足をしているという形になっておりますので。

30ページですけれども、今回ちょっと無の①とか②とかというところまでは、ここは行けないような気がするんですけど、まだ定義みたいところができていませんが、その前までの想定する必要はないかあるかとか、そういうのはやれると思いますので進めたいと思います。

まず、PWRの原子炉圧力容器の関係ですけれども、経年劣化事象、低サイクル疲労ということで、これについては、説明のところ停止中は大きな圧力・温度変動はないというこ

とで、右側に低サイクル疲労というのは、運転状態の温度・圧力の変化、応力の変動が繰り返され、ゆっくりと局所的、微小な変形が蓄積する疲労現象ということで、原子炉压力容器の管台部の形状不連続部に応力が集中しやすいということで、それについては工事計画認可申請書、PLM評価書において、プラント起動・停止の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通した疲労の蓄積程度を評価していると。

そして、停止期間中には、次のパラですけれども、起動・停止のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、低サイクル疲労の進展を想定する必要はないということで、後ろのほうに技術ベースの2ということで来ているのが、まず、61ページのをちょっと見ていただきたいんですけど、疲労割れの3ということで、これまで泊1号、高浜1・2号、敦賀2号、泊2号の高経年化評価書の中で、2.3.1と書いてありますね、冷却材出入口管台等の疲労割れということで、本事象については冷温停止状態では進展することがないと。

さらに、59ページですね、2番目のエビデンスということで、疲労割れの1というもので、電力11社の経年劣化の技術レポートの中で、5)プラント長期停止の影響ということで、プラント長期停止期間中にはこのような過渡事象が発生しないということから、プラント長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないと。

さらに、60ページですけれども、EPRIのレビューでも、それをアグリーしてもらっているということです。

これについては何かこちら規制庁側でありますでしょうか。

藤森さん、塚部さん、どうですか。オーケーですね、この考え方は。

こういうふうな形でちょっと確認して行って、無の①とか②はちょっと置いといてという形で進めていいですか、今日。

では、次は、その下の中性子照射脆化、同じくPWRの原子炉压力容器ですけれども、下部胴等ということで、右側ですけれども、原子炉压力容器に使用されている低合金鋼は、運転中に中性子の照射を受けるということになってはいますけれども、そうすると、靱性の低下が生じると。

ですけれども、次のパラですけれども、停止期間中は燃料の核分裂反応が起こっていないことから、中性子の照射による影響を考慮する必要はないということで、これのエビデンスが中性子照射脆化の1、2、3ですから、まず、67ページですね。同じように、これまでの高経年化技術評価のものですけれども、同じく泊1号等の高経年化評価の中で、照射脆化の3ということで、冷温停止状態においては燃料からの中性子照射がないことから、中性

子照射脆化は今後進展しないと。

それから、65ページが電力の11社の技術レポートということで、5)ということで、プラント長期停止の影響。プラント長期停止中は核分裂反応が起こらないことから、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないと。

66ページに同じくEPRIのレビューでもそれをアグリーしているということです。

これについてもどうでしょうか。オーケーですね。

続いて、31ページに移りますけども、応力腐食割れですね。冷却材入口管台等ということになっていますけども、これについては、停止中の、真ん中の説明のところですけども、経年劣化の影響ということで、一次冷却材の温度は100℃未満ですけども、応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことが必要ということで、右側、補足説明事項ということで、SCCが、材料、環境、応力条件が重畳した場合に発生と。ただ、3因子のうち一つを取り除くことによって発生を防止することができるということで、その次のパラグラフ、PWRについては、600系ニッケル基合金はSCC発生の懸念が大きいということで、ピーニングの実施、それから、耐SCC性の高い690系ニッケル基合金の施工をしているプラントがあると。

それから、停止期間中においては、溶存酸素容量として8ppmになることが想定されるけれども、100℃未満の低温環境ではSCCの感受性は極めて小さいということで、停止期間中においても、適切な水質管理を実施することで、SCCの発生を抑制することができるということで、これがSCCの1~4というので技術ベースの2というものが出ていますけども、これは、例えば72ページを見ていただいて、SCCの4ですけども、電力従事者の技術レポートの中で、日本機械学会規格、それからASMEでは、100℃以下ではSCCの発生の可能性が低いとしていると。PWRの損傷事例の云々については、先ほどのピーニングとか応力改善措置をしていて、SCCが発生する可能性はほとんどないと考えられるというような文献。

それから、2番目、71ページの資料については、電力共同研究でニッケル690合金のPWSCCのSTEP5試験の中間報告とありますけども、これはちょっと見方、これがエビデンスになっているというものの説明をお願いしますでしょうか。

関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川でございます。

こちら690系ニッケル基合金を定荷重で応力のSCC試験、継続を今もずっとしているものですけども、今、 10^5 以上の時間ずっと継続をして引っ張り続けておりますけれども、

試験オーダーは360℃で、水質はPWRの一次系水質で引っ張り続けておりますけれども、現在に至るまでに破断するというデータは得られておりませんので、690系ニッケル基合金の耐SCC性というのは今のところあるというふうに考えておるといところでございます。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 これは今も続けているんですね。でも、破断したのがないという状況、ということですね。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川です。

そのとおりでございます。今も継続しておりますけれども、破断データが得られておりません。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 その10⁵でというものなんですけど、このデータでいいですか。もし何かまだ説明が必要というんだったらちょっと保留にするとかありますけど。

藤森さんとか塚部さん、どうですかね。納得。いいですか、説明を。

納得です。

それから、70ページのSCCの2は、これはマスキングされているんですかね。100℃以下では、亀裂の進展が見られないというところだけあれなんですけども、F. P. Fordさんの文献。ちょっとこれ、どういうふうに見ればいいのか、ちょっと説明をお願いできますか。

東京電力。

○門間委員（ATENA） 東京電力の門間です。

資料2-5のほうで、5ページ目に少し記載のほうを充実させておりますので、そちらで御説明したいと思います。

○森下原子力規制企画課長 資料2-5。

○門間委員（ATENA） 資料2-5の5ページ目になります。

○森下原子力規制企画課長 ページをお願いします、もう一度。

○門間委員（ATENA） 5ページ目になります。SCC2の文献ですけれども、100℃以下ではSCCの発生・進展が認められないというところですけども、グラフは鋭敏化させたSUS304ですね、オーステナイト系ステンレス鋼を対象に、溶存酸素が飽和の条件、8ppmの条件で、SCCの進展の温度依存性を試験したデータになります。この図から、温度が左に横軸、低く行くほど、亀裂進展速度、これは縦軸になりますけれども、それは低下してい

くというところの傾向が見られておりますので、100℃以下ではSCCの発生が認められていないというところになります。長期停止期間中における原子炉圧力容器の温度については100℃未満になりますので、厳しい溶存酸素、飽和の条件を想定した場合でも、100℃以下ではSCCが発生していないというところが確認できるかと思います。

以上になります。

○森下原子力規制企画課長 下向きの矢印がある、プロットされているのはSCCが発生しなかった場合ということですね。

○門間委員（ATENA） そうですね。一番下のほうにも補足で入れておりますけれども、矢印の下向きのほうはSCCが発生しなかった場合ということで付けておりますので、よろしくをお願いします。

○森下原子力規制企画課長 このデータ、よろしいでしょうか。疑問あるなら保留にしますけど。

藤森さん、塚部さん、よろしいですか。別に保留してもいいんですよ。もうちょっと聞きたいからというので、ちょっと納得できないと思ったら。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

今、御説明いただいた論文については、非常に有名な論文ですし、規制のベースになっているものなので、何か説明はそういう関係と結びつけてしたほうがいいんじゃないのかと申し上げた、どこかの会議で申し上げたと思うんですけど、それに対応していただけたと思っていますので、特にコメントはありません。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

あとは、69ページのSCCの1ですけども、これは金属学会のオーステナイトステンレス鋼の温度依存性のデータというのですが、ここの下にあるようなものを書いてあったということなんですか。これ、ちょっと資料がよく分からないんですけど、69ページですね。

東京電力。

○門間委員（ATENA） 東京電力の門間です。

金属学会の秋の大会のほうでそこら辺御説明をしているんですけど、ちょっと図表のほうは付けられないということがありますので、エッセンスだけ記載しておりますけれども、BWR環境中での試験の結果、隙間付きの曲げ試験の結果、ステンレス鋼に対して、鋭敏化させたステンレス鋼に対して100℃以上、あとは非鋭敏化ステンレス鋼では200℃以上で

SCCの発生が認められているというところがありますので、低い温度では同様に100℃以下ではSCCの発生が認められていないというところがありますので、ちょっと記載だけで恐縮ですが、そういったところが学会で発表されているというところになります。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。恐らく真実なんでしょうけども、もうちょっと資料が親切にならないかなというのはちょっとありますね。これでオーケーという、ほかのがありますからいいですけども。

そうすると、先ほど、31ページに戻りますけれども、停止期間中に適切な水質管理を実施することでSCCの発生を抑制することができるという書いている、この書きぶりについては当方、オーケーということよろしいですか。

次は、クラッド下層部の亀裂ということで、下部胴等というところなんですけど、これは、異種金属が接合されているクラッドの下層部の亀裂ですけども、これは原子炉压力容器の製作時に、低合金鋼に溶接施工が適切ではないことによって、亀裂が発生すると、そういうものが懸念されるということで、PWRプラントは、製作時に溶接入熱を管理して、亀裂が発生しない領域で、32ページですけども施工されているということで、発生の可能性は小さいと。

本事象は製作時の溶接施工管理により発生を防止しているということで、これがUCCの1ということなんですけど、75ページですね。補足とかが入っているので、どなたかメーカー、三菱重工技報ですから三菱重工のほうからですかね、この資料の説明をちょっとしていただければと思いますけど、75ページの、よろしいでしょうか。

どうぞ、三菱重工。

○横山委員（ATENA） 三菱重工の横山でございます。

このグラフは、三菱重工技報ということで、三菱の社内で研究した成果をまとめて発表させていただいたものになります。もともとクラッド下層部の亀裂につきましては、原子炉压力容器の肉盛溶接部の熱影響部に見られる再熱割れです。割れは溶接のビードの重なり、下部の初期のビードの溶接時に加熱された熱影響部粗大粒域で、次のビードにより再加熱された部分で発生します。溶接熱処理のときにクリープ延性が低下し、条件によって発生することが分かっています。その条件を三菱の社内研究で確認いたしまして、材料成分と溶接入熱の関係で防止できることを確認したのになります。

以上でございます。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。これは、それと74ページですかね、その前、違うか、UCCの1だけだから、これだけか。

あとは、これでオーケーということでもいいんですかね。

どうぞ、佐々木企画官。

○佐々木企画調整官 私ども、この資料をあらかじめレビューさせていただいて、参考資料のほうに質問を取りまとめているんですけども、2ページのほうの3ポツに書きましたが、ここと同じところに該当すると思うんですけども、製作時の溶接施工管理により発生を防止しているから考慮する必要はないと書いてあるんですけども、ごめんなさい、ちょっと正確に、こちらの資料を見ると、そうですね、製作時に再熱割れが発生しない材料を使っていますということで、溶接施工管理により発生を防止していると。この質問上は、防止しているということと実際に発生していないということは同じじゃないので、防止しないような施工法をしているとともに、例えば検査をしているなり何なりの説明が必要じゃないかなと思いますし、現在、何かの欠陥があったとしても評価不要欠陥であれば評価しなくて欠陥とみなさなくていいということですけども、それが低サイクル疲労で進展するということを多分考慮して、特別点検の対象になると思いますので、それとの関係性を明確に記載するほうがいいんじゃないかというふうに思ってこの質問をしています。お答えいただければと思います。

○森下原子力規制企画課長 佐々木企画官、うちの質問のほうは、あれは資料何の何番だっけ。

○佐々木企画調整官 参考資料。

○森下原子力規制企画課長 参考資料1の1ポツですかね。

2ページの、裏側のこれですね、資料2-3の、3ポツですね。これに対する答えは。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川でございます。

御指摘いただきましたとおり、発生を防止することということと、実際に発生していないという、そこは同義でないというところは認識してございます。クラッド下層部の亀裂というのは、今説明いただきましたけれども、製作時に発生防止しているものですがけれども、亀裂が完全にないというふうに考えているわけではございません。可能性は全く否定できるというふうなところではないというのは理解しておりますので、その亀裂が発生、進展していないか、そういうことを確認するために特別点検、運転延長の際、実施するこ

とは必要、そのようには考えてございます。今回のガイドで整理しておりますのは、プラントが長期停止したことによって劣化が発生もしくは進展するような要因がある劣化事象、そういうものに対して適切な保全活動を行うことを目的として策定しておりますので、長期停止したことが要因となって新たに亀裂が発生するとか、長期停止中に亀裂が進展するとか、そういうものではないというふうなことで現在のところまとめたもの、そういうものでございます。

以上です。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

趣旨は分かりますけど、記載の内容があまり良くないんじゃないのかなと思ったので、コメントしています。

それと、この最後のところについている表9との関係で確認ですけども、この中で点検する対象なのに入っているんですけど、このクラッド下の亀裂というのが。この点検というのは、その長期停止中に点検するから大丈夫と、そういう説明になるんでしょうか。そこをちょっと教えてください。

○森下原子力規制企画課長 関西電力。

○石川委員（ATENA） 表9の「○」ですけれども、注記のほうにも書いてございますけれども、通常保全サイクルで実施する点検は当然、長期停止だからやめるというわけではないということなんですけれども、基本的には長期停止中ですので、先ほど、特別点検と申しましたけれども、長期停止中に特別にやるということはないんですけれども、例えば運転延長が、タイミングがたまたま長期停止中にきましたと。そういうことになれば、当然、長期停止中に特別点検をする、そういうことも考えられると思います。

以上です。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

それは決められた点検なのでそれでいいかと思いますが、この表の書き方としては、何か長期停止中に点検するみたいに見えるので、どうなのかなと思ったのでコメントしました。

○森下原子力規制企画課長 どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） 了解です。そのような誤解を与えるということは了解いたしました。少し記載はまた検討させていただきます。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 よろしいですか。

そういうのは、ここの書きぶりというか、結論はいいんですか。それとも、ちょっとここはペンディングですかね。製作時に発生を防止しているというので、まだ議論があるということですよ。では、ここはちょっとペンディングで。

次、ピittingですけども、上部胴フランジのところ、これは上蓋を開放して保管している場合は、シート部、狭隘部にならないので発災を抑制する保管管理が、狭隘部にならないけれども、発災を抑制する保管管理が必要というのが説明に書いてあって、右側に補足説明事項ですけども、上蓋が閉止している場合、ピittingの発生が想定されると。長期停止期間中は、上蓋が開放された状態で保管される場合は、狭隘部でなくなることからピittingの想定は不要と。

泊3号を除く国内のPWRプラントでは、ステンレス鋼クラッドが施されておらず、低合金部分の全面腐食の発生が懸念されると。

このようなプラントについては、保管対策として低合金鋼の接液を防ぐための養生を行うと、発災を防止することができる。上蓋を閉止する前には、腐食の発生がないことを確認するため点検を行うと。

腐食は通常の保全活動により管理可能ということで、腐食の2、腐食の3ということで、これは、だから高経年化の評価がないのだな。

腐食の2というのが78ページですね。電力従事者の技術レポートで、腐食については、長期停止時についても通常時と同様な点検、水質管理、再塗装を実施するなどの保全管理実施、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能であるという事業者のレポート、それから、79ページはそれをアグリーしているEPRIのレビューという、この二つなんですけど、これについてはどうでしょうか、腐食のもの。これは、もともと高経年化のあれじゃないということなんですか、通常保全のあれなので。高経年化評価のものはないかな。一応、まあ、よろしいですかね、腐食は普通に管理すればいいということですかね。では、これはこれでオーケーと。

それで、ちょっとすごく細かいんですけど、ここのさっきの二つぐらいのピittingとクラッドのものなんですけど、添付資料①と何か技術ベース1ってリンクされているんですけど、具体的には、これ添付資料の①のどこをリンクしているんですか。例えばさっきのピittingだったら補足説明事項の真ん中に「低合金鋼部分の全面腐食の発生が懸念される。（添付資料①）」というのがあるんですけど、どこを見ればいいのかがちょ

っと、探して、ないんですけど。

○森下原子力規制企画課長 ちょっと時間がないのでいいです、また今度で。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） すみません、関西電力の石川でございます。

添付資料①のほうですね、全面腐食は資料2-2の22ページです。22ページですけれども、特にその添付資料①ですので、具体的な機器を特定してございませんので、低合金鋼が腐植環境にあれば全面腐食が起きますよという、そういうところが添付資料①であります。その停止中に想定4になっていますよと、そういうところがひも付けられていると、そういうことでございます。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 分かりました。何かエビデンスで用意しているというよりも、資料のリンクとして書いているだけですね。そういう理解でいいですね。エビデンスになるのは技術ベース2のほうということでしょうか。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） 関西電力の石川ですけれども、その理解で結構です。添付資料①からの展開を書いているということです。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 やっぱり、そうしたらここを消すんじゃないですかね、添付資料もあるし、根拠とする技術ベースとかって何か結構探したんですけど、混乱を招くだけなので、そういうのが何箇所かあるので、ちょっと最後は注意したほうがいいと思いますけど。

先へ行きます。

次、BWRの原子炉圧力容器が34ページからですけども、同じように低サイクル疲労、ノズル、セーフエンドということで、これもPと同じですね、低サイクル疲労のところは。

63ページかな、技術ベース2ということで、63ページに疲労割れ5ということで、柏崎5号機、それから、1号機、それから、浜岡3号の高経年化評価ということで、ノズル等の疲労割れということで、冷温停止状態においては有意な加熱過渡はなく、今後の疲労割れの発生、進展の可能性はないということですね。

これはよろしいですかね。これはオーケーということで。

次、中性子照射脆化、胴部ということで、これもPWRと同じで、68ページに技術ベース

の2で、これも同じく柏崎5号炉等の高経年化評価で胴の中性子照射脆化ということで、冷温停止状態において劣化進展する事情ではないため、健全性に対して影響を及ぼす可能性はないと判断すると、これもよろしいですね。

それから35ページ、応力腐食割れ、計装ノズル等ということで、これは右側ですけれども、補足説明事項、通常保全でオーステナイト系ステンレス鋼、NI基合金を使用した部位にSCCの発生の懸念が大きいということで、BWRについては（IHSI）により溶接残留応力を改善という対策を取っていると。

その後はPWRと同じで、100℃未満、管理された水質環境下においてはSCCの感受性が極めて小さい云々ですけども、この根拠もPWRと同じですね。SCC1.2.6.4ですね。特にこれもよろしいですかね。特にないですかね。オーケーということで。

次は、36ページ、クラッド下層部の亀裂ということで、胴部等ということで、これはクラッド下層部の亀裂については、全米溶接協会の報告書、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接法が重畳した場合に発生する可能性があるということで、材料の改善（化学成分）、溶接方法の改善を図ることで製作時に亀裂発生を防止できるということで、UCC2ということで、これは76ページですけども、ここはちょっと説明をしていただければと思いますけども。

東京電力、お願いします。

○門間委員（ATENA） 東京電力の門間です。

UCC2の文献ですけども、クラッド下層部の亀裂については、全米の溶接協会の報告書ですね、これWRC-197というものですけども、において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されていて、低合金鋼の材料の改善、あとは溶接工法の改善を図ることで発生防止ができるということが示されております。

国内のBWRの圧力容器に関しては、上記報告書の発生防止対策を踏まえて溶接条件の検証をしてクラッド溶接は施工しておりますので、UCC発生の可能性は低いというところがあります。

文献のほうですけども、ちょっと直接文献のほうを開示するというところが難しかったので、公開できる範囲のところを概要で記載しております。

一番下のほうですね、概要のところの6行目ぐらいから、クラッド下層部の亀裂を誘発する3つの要素の組合せとあります。溶接による粗大化した結晶構造ですとか、残留応力

パターン、あとは熱処理ですね、クリープ延性が低い範囲の温度領域での熱処理というところで、高入熱条件によるクラッド溶接において、特に溶接パスを重ねている場合には、粗大化した結晶構造、あとは、残留応力の形成というところで亀裂が発生するというところがありますので、溶接後の熱処理は亀裂が発生する温度環境となるというところがありますので、こういった視点も踏まえて、発生防止対策、材料の改善と、あと溶接工法の改善というところを実施しておりますので、製造時に対して対策を取っているというところで発生する可能性は低いと考えております。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 これもこの文献、こういうことをやれば発生しないとかという条件は示しているんですけど、日本の我が国のこのBWRのプラントがそうならないというものについては、何かエビデンスが足りないような気がするんですけど、どうですか。足りている。

どうぞ、東京電力。

○谷口委員（ATENA） 東京電力の谷口でございます。

ここの記載の内容につきましては、先ほどもちょっと触れましたが、WRCのホームページ、今の概要のところまでは書いてあるんですが、それ以上は販売をされている技術報告書になりますので、ちょっとこういったところには載せることができませんでした。

ただし、個別のPLMの審査の中では、事象の御説明として、こういうことをしていますという御説明をさせていただいております。そういった中で御覧いただけるかなと思うんですが、これは実際の圧力容器の製造のノウハウに関わる場所ですので、ちょっと細かい内容について、ここで全部ということはちょっと難しいかなと思いますが、すみません、東芝さん、日立さんで、そういった内容に触れない範囲で、製造されている観点から何か補足いただけるような内容はございますでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東芝。

○森委員（ATENA） 東芝、森です。

このWRCの報告書のほうで試験している材料というのは、国内の東芝、その他他社さんの材料を支給して試験しております。試験をしておりますので、基本的に国内のほうの製造メーカー、東芝でRPVを調達する場合はIHIなんですけれども、そちらのほうの材料支給をしておりますして試験するというので、ベンダーの製造管理とはつながっているものになります。

あと、公開できる情報としては、IHIも当時のWRCが出た後に、三菱重工さんと同じような個別の技術レポートとかというのも公開ベースでありますので、そういう情報を提供していくことは可能です。

確認していくことは一緒に、入熱と化学成分の管理をすれば割れないということを示したものになります。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 では、どうぞ、日立GE。

○今野委員（ATENA） 日立GEでございます。

今、BWRについて東芝さんも御説明しましたが、弊社の場合は、圧力容器についてバブコック日立と、今はMHPS（三菱日立パワーシステムズ）という形で変わりましたが、同様に、この試験ですとか、あと入熱の管理については実施していますので、そこについて今は当初おっしゃっているように、どの辺までデータを割るかというところを、少しずつ、電力さん、事業者とも協議した上で出されるものは出すということで進めたいと思います。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。では、これはもう一遍ちょっと残しておいてということでもいいですかね、また、今日はここまで。

では、次、FACです。腐食ですけども、これは主蒸気ノズル等ということなんですけども、これは説明のところですね、停止中は蒸気が高速で流れる環境でないことからFACは発生しない。停止中は冷却材の温度が100℃未満と低く、全面腐食の影響は小さいが、水質管理を適切に行うことが必要ということで、それで、37ページですかね、赤字で追加されていますけど、高経年化評価で腐食データ、1年当たりの腐食進展率、これが20年程度停止した場合でも、腐食量は概ね0.2mm程度、BWRのRPVの内面については設計段階で考慮している腐食代1.6mに対しても十分に小さいと。腐食は通常の保全活動により管理可能というようなことで、77ページですね、腐食の1ということで、これも赤字とかがいっぱい入っていますから、腐食技術便覧ですか、ちょっと説明をしていただいでよろしいでしょうか。

どうぞ、東京電力。

○門間委員（ATENA） 東京電力の門間です。

腐食1の文献のところを御説明したいと思います。77ページになります。

グラフのほうは、炭素鋼に対する温度と、あと腐食の傾向を示すために載せているというところになります。

炉水の温度が、横軸のグラフで50℃程度、低い場合の腐食量と縦軸ですね、あと、プラント運転状態の280℃程度を見ると、概ね腐食量としては同程度の傾向かというところで考えております。

プラントの高経年化技術評価のほうでは、下記文献に示すような腐食量ですね、これは200時間のデータでの腐食量ですけれども、ここから1年間腐食した場合どうなるかというところの腐食の進展率ですね、これを換算、算出して、腐食の評価式がありますので、そちらのほうに入れて想定する運転期間ですね、例えば、60年運転した場合にどのくらい腐食するかというところの評価をしております。

この考え方と同様に、長期停止中の100℃未満における腐食量ですね、このグラフでいうところを150mg/dm²ぐらいのところとして停止中の腐食量を評価した場合だと、例えばプラントが20年ぐらい停止したという場合においても、その腐食量としては概ね0.2mm程度というところで評価しております。

一方で、BWRの設計段階で考慮している腐食代としましては、主蒸気ノズル、もしくは、低合金鋼の部位に対しては1.6mm程度を見込んでおりますので、それに比べても停止中の腐食量としては十分に小さいというところで、停止中の腐食の影響は小さいというところは御説明しているというところになります。

以上です。

○森下原子力規制企画課長 ありがとうございます。

それから、78ページに腐食の2ということで、電力11社のレポートということで、プラント長期停止の影響ということで、腐食については、通常時と同様に点検、水質管理の実施、再塗装を実施するなどの保全管理の実施、それから、長期停止中における事象の進展を適切に把握・管理することが可能ということで、EPRIもそれをアグリーしているということで。データについては、これで結構納得ということだと思います。

どうぞ、遠山課長。

○遠山技術基盤課長 すみません、単純な質問ですけれども、運転中の温度280℃ぐらいと低温では腐食量が少ないということなんですけれども、途中の温度で腐食量が増えるようなデータが示されているのは、これは何か理由があるのでしょうか。

○門間委員（ATENA） 東京電力の門間です。

グラフのほうですね、これは溶存酸素を変えた場合に腐食量はどうか、温度と溶存酸素を含めた傾向になっておりまして、8mg、8ppmぐらいの飽和要件ですと、やはり温度

が150℃とか200℃ぐらいだと腐食量が高くなるというような傾向になっております。

この場合ですと、運転状態280℃ぐらいのところと、低温状態ですね、50℃ぐらいのところの腐食量、多少ちょっと低温状態のほうが高いところもありますけれども、概ね同じような傾向を示しているというところで、御説明をしているというところになります。

以上です。

○遠山技術基盤課長 溶存酸素の量が影響するということはわかるんですけども、その酸素の量があると、途中の温度で腐食が増えるという何かメカニズムというのはお分かりなんでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東京電力。

○門間委員（ATENA） すみません、東電の門間です。

ちょっと具体的に中間ぐらいの温度のところに溶存酸素というところの知見のほうを把握していない部分がありますので、別途確認して御説明させていただきたいと思います。

○森下原子力規制企画課長 では、この腐食の1のものもしかかりということ。

あと、腐食の基礎ボルトのところ、これも原子炉压力容器の基礎ボルト、停止中は窒素ガス雰囲気から空気雰囲気ということで、腐食の影響が懸念されるが、空調運転をして格納容器の環境を維持するというのと、基礎ボルトの目視点検を実施することで健全性の維持が可能ということで、腐食の影響は小さいと、腐食想定量が60年で0.3mmというようなことで、あとは、通常の保全で、38ページですけども、腐食は管理可能ということで、もう一つ、参考として、基礎ボルトの目視点検は、高経年化技術評価においても有意な腐食は認められないということを示しているということ、ありました。

腐食の2、3、4で78ページですかね、これは一緒だな。

これについてはどうでしょうか。腐食の4、80ページですね、東海第二のものですね。さっき書いたような目視点検で出ていないという形ですけども、これについてはオーケーですか。

では、これはオーケーで。

今日はちょっとここまでに一遍したいと思いますけど、最後は摩耗で摺動部ということで、BWRのスタビライザブラケットということで、ここについては右側、摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、地震のみ摺動するものということで、プラントの運転・停止によって発生する劣化要因ではないと。これはそういうことですかね。

どうぞ。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

参考資料1のほうにも質問したんですけれども、2ページを見ていただきまして、3ポツ、資料2-3についての(2)のところ、別の資料に対するコメントで同じ部分なんですけれども、スタビライザ等の摩耗については、プラント状態によらず地震時のみ発生するんだったら、停止期間中も地震は発生するので、摩耗の発生・進展を考慮すべきじゃないかというふうに思っています、これについて資料2-5のほうで追加の説明をしていただいたと思うんですけれども、ちょっとその辺を説明していただけないでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 東京電力。

○谷口委員(ATENA) 東京電力の谷口でございます。

今ほどおっしゃっていただいたとおり、スタビライザの摩耗はその後の地震によって揺れることで、そのときにこすれて摩耗するという、そういう事象ですので、そのプラントが止まったことによって劣化が進展するとか、発生するというものではありません。

先ほど申し上げた、今回そういった観点で資料をまとめさせていただいておりますので、そのプラントが止まって、この摩耗に対して何か追加で保全をする必要があるかという、そういうことではないので、今回、資料としてはこういうふうにまとめさせていただいています。

ただし、御指摘のとおりで、大きな地震があったときに、我々、地震後点検というのをするように、各社さん、マニュアルで定めていて、東電も実施するようになっていますが、そういった中では、こういった実際に地震によって摺動して摩耗する可能性があるところというのは、きちっと点検をするというふうに定められていて、それはそっちの地震側のルールできちんと担保されるものだというふうに思っていますので、止まっていることで何かそこに対しての追加のメンテナンスは要らないですよという、そういう趣旨でまとめさせていただきました。

以上でございます。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

運転時でも停止時でも関係なく、地震のときに点検するということがわかりました。

この資料には、「無②」に分類すると書いてあって、この「無①」と「無②」について今日議論しなかったもので、その分についてはこの記載がいいかどうかはちょっとわからないんですけれども、説明の御趣旨は、私の疑問は、わかりました。

○森下原子力規制企画課長 それでは、ちょっとすみません。あと10分少々になりました

ので、これ参考資料1の関係の確認ですかね。そっちのほうにちょっと移らせてください。

どうぞ、佐々木企画官。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

今日、御説明いただきましたかったのは、この参考資料1にまとめてありまして、このうち資料の2-5として、こういうふうに対応しましたということが記載されてあるものもありますし、そうでないものもありますので、この辺はちょっと取りまとめて、ATENAになるのかわからないですけども、ちょっと御説明いただければと思います。

○森下原子力規制企画課長 この参考資料の1の1.のほうから、まだやっていないものを順番に説明してもらえばいいのかな。

ATENA、どうぞ。

○長谷川部長（ATENA） ATENA、長谷川です。

ちょっと時間も限られていますので、かいつまんでになりますけども御説明します。次回にまた書面で回答させていただきたいと思います。

1番の(1)の(a)と(b)、こちらにつきましては、今回の資料2-5の表9の中で対応しているというものになります。

それから、(c)ですけども、クラッド下層部の亀裂につきましては、先ほどのやりとりのとおり、特別点検できちっとやりますということで、記載のほうは見直しさせていただきます。

コンクリート埋設部につきましても、UCCと同様に、通常時の点検として格納容器の全体漏洩ということになりますけども、そちらで点検するというようになります。

(d)ですけども、こちらコンクリートのほうは、ガイドの記載と整合していないのではないのかというところにつきましては、今回の表9の分類5の中に入っているコンクリートの熱と放射線の照射の影響ということになります。こちらのほうは、表9の※9ですね、基本的に追加の点検は要りませんというような整理にしていますけども、ガイドのほうは日常の点検を継続しましょうということで、少し前広に記載をしているということになります。

表9ときちっと合わせるという意味では、当該部の※1については削除しても構わないとは思いますが、あくまでも前広にという意味で書いているということになります。

(2)の(a)表中の「-」、こちらにつきましては資料2-5で御説明したとおりということになります。

それから、(b)ですね、2ページ目に行ってくださいまして、塚部さんからも御質問があ

ったとおり、つまり、PLMの分類と異なることで現場が混乱するのではないのかという御質問をいただいております。こちらのほうは、我々も現場のほうにも確認しまして、混乱はないんじゃないかということを確認しております。

理由としては、現場の点検計画を作るときには、いろんなインプット情報があります。PLMも当然踏まえていますし、OEもありますし、新たな知見もあれば、それをインプットにして、最後には一つの点検計画にまとめて現場は運用しているということになります。

今回、そのATENAのガイドとして、停止中に特に留意が必要な保全ということで、新たなインプットとして、QMSにのっとして処理された上で、最終的なその一つの点検計画にまとまっていきますので、実際、点検計画をまとめるという意味では混乱はないんじゃないのかなというのが一つです。

それから、ある電力さんでは、今までATENAのガイドでやっていたような点検に、きちんとハイライトを当ててやってなかったというようなところもありましたので、そこは前向きに点検していきたいと御意見をいただいている電力さんもございます、そういう意味でも分類については、このままでいいんじゃないのかなというのが今のATENAの考えにあります。

2. (1)、こちらの「点検」というワードにつきましては、フロー図を見ていただきますと、点検対象か保管対象かと、その対象物を二つに仕分けるという観点で点検とっておきまして、フローの中のこの勾配部の点検で何か点検するんですというものではないということで、ちょっとすみません、こちらは記載が不親切だったかもしれないです。対象を点検対象か保管対象に分けるという趣旨になります。

3. (1)は先ほど議論したというふうに思います。

それから、(2)につきましても、先ほど東電さんからお答えいただいたということになります。

4. (1)につきましては、基本的にはこの説明が変わっているんじゃないかという御趣旨の質問かなと思いましたがけれども、我々、技術的な説明は変えていなくて、まず、タービンと比べて非常に小さいですという、これをファクトとしてございます。

その上で、そうであるので影響が極めて小さいと判断しておりますというのが我々の説明ということになります。

すみません、簡単に流しましたけども、次回書面で回答させていただきます。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

ありがとうございました。

○森下原子力規制企画課長 では、これについては、また次回にちょっと確認をするという事で。

今日はちょっと中途半端になってしまったんですけども、ATENAが用意してきた資料2-1の別紙の4が38ページまでという感じになりまして、その中でもう少し説明をしてもらいたいというのは、PWRの原子炉圧力容器であれば31ページの応力腐食割れのところ、それから、BWRの原子炉圧力容器であれば36ページのクラッド下層部の亀裂、それから、その下の腐食というところだったかと思います。認識は合っていますかね。

どうぞ、関西電力。

○石川委員（ATENA） すみません、関西電力の石川ですけども、PWRで確認残っておりますのは、先ほど応力腐食割れとおっしゃいましたけども、クラッド下層部の亀裂の間違いという受止めよろしいでしょうか。

○森下原子力規制企画課長 クラッド下層部のところですね。訂正します。

それでは、ほぼちょっと定刻になってきましたので、今日はこのちょっと途中というところで終わります。また次回、続きからしたいと思えますし、ATENAのほうも次回書面で用意するといったところも含めて対応をお願いいたします。

それでは、本日のATENAとの意見交換会はこれで終了したいと思います。

それでは、接続を切ってください。