

新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

第14回

1. 日時

令和2年12月7日（月）15：00～17：00

2. 場所

原子力規制庁13階 会議室B/C/D

3. 出席者

原子力規制庁

遠山 眞 技術基盤課長

佐々木 晴子 技術基盤課 企画調整官

塚本 直史 システム安全研究部門 主任技術研究調査官

江口 裕 システム安全研究部門 技術研究調査官

小林 貴明 実用炉審査部門 主任安全審査官

田中 敏夫 実用炉審査部門 安全審査専門職

小野 達也 実用炉監視部門 上級原子炉解析専門官

原子力エネルギー協議会（ATENA）

吉津 達弘 部長

関西電力株式会社

吉原 健介 原子力事業本部 原子力安全部門 原子力安全部長

小野岡 博明 原子力事業本部 原子燃料部門 燃料技術グループ チーフマネジャー

塩谷 達也 原子力事業本部 原子力安全部門 安全管理グループ チーフマネジャー

濱野 淳史 原子力事業本部 原子力安全部門 安全管理グループ マネジャー

矢谷 友教 原子力事業本部 原子力安全部門 安全管理グループ リーダー

高橋 公平 原子力事業本部 原子力安全部門 安全管理グループ

三菱重工業株式会社

福田 龍 原子セグメント 安全高度化対策推進部 主席技師

坂田 英之 総合研究所 流体研究部 主席研究員

緒方 智明 原子セグメント 炉心・安全技術部 主席技師

日本原子力発電株式会社

浦邊 守 発電管理室 設備管理グループ 課長

油布 哲 発電管理室 設備管理グループ 課長

東京電力ホールディングス株式会社

菊川 浩 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 原子力設備管理部 設備技術グループ チームリーダー

山内 景介 原子力運営管理部 燃料管理グループ マネージャー

野中 伸仁 原子力運営管理部 燃料管理グループ チームリーダー

上村 孝史 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ マネージャー

#### 4. 議題

- (1) サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に係る事業者意見
- (2) その他

#### 5. 配付資料

資料 1 4 - 1 サンプスクリーン下流側炉内影響LOCA後の炉心長期冷却に係る検討

資料 1 4 - 2 - 1 BWR-ECCSストレナ下流炉内影響の対応状況について

資料 1 4 - 2 - 2 「柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機 9×9燃料（A型）異物フィルタの変更について」へのコメント回答について（一部改訂）

参考資料 1 4 - 2 第42回技術情報検討会資料の42-1-2サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する米国の対応状況及びこれを踏まえた国内対応について（案）

（令和2年8月19日）

#### 6. 議事録

○遠山課長 それでは、定刻になりましたので、第14回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合を開催いたします。

司会進行を務めさせていただきます技術基盤課の遠山でございます。よろしくお願いい

たします。

それでは、議事運営についての説明を佐々木企画調整官よりお願いします。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木でございます。

本日の議事運営ですけれども、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実施いたします。

3拠点と原子力規制庁を結び計4拠点で実施いたします。

本日は出席者のうち三菱重工業の寺前さんが欠席となっておりますので、資料のほうで御確認ください。

本日の配付資料は議事次第の配付資料の一覧に示してございます。

なお、注意事項ですけれども、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大きく挙手する、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。

また、発言する際には、必ずお名前を名乗ってから発言するようにしてください。

資料の説明の際は、資料番号及びページ番号も必ず発言していただき、該当箇所が分かるように説明をお願いいたします。

以上です。

○遠山課長 それでは、引き続き、佐々木企画調整官から今回の意見聴取会の趣旨について説明をお願いします。

○佐々木調整官 原子力規制庁の佐々木でございます。

参考資料14-1を御覧ください。こちらは本年8月に行いました第42回技術情報検討会の資料となっております。

1. のはじめにのところにありますが、原子炉冷却材喪失事故時の保温材の破損等により発生した異物、本日はこれをデブリといいますけれども、これがサンプスクリーンを通過し、炉心へ与える影響、これを今日は炉内下流影響といいますけれども、これについてまとめた資料となっております。

米国及び国内における経緯と対応状況について、当日報告がされましたので、簡単に御紹介したいと思います。

2. の米国における経緯及び対応状況のところがございますが、1992年に発生したスウェーデンのバーセベック発電所におけるストレーナの閉塞事象を契機に、BWRプラントにおいてはストレーナの大型化等によるストレーナ閉塞防止対策が講じられてきております。

また、PWRにおきましても、同じ段落の下のほうにあります。サンプルスクリーンの面積を大幅に増やす等をして、サンプルスクリーンの閉塞するリスクを下げる対応を行っております。

この検討の過程で炉内下流影響という問題が顕在化しまして、アメリカの事業者はこの問題解決のための試験を実施して、その結果をトピカルレポートという形でまとめてございます。

めくっていただきまして2ページ目になりますけれども、このトピカルレポートでは炉内に到達する繊維デブリ量の制限値を設けているんですけども、これが保守的に設定されているため、複数のプラントでその制限値を満たせないということがございまして、米国の規制当局NRCは次のオプションを承認したということで、下に四つのポツが書いてございます。

このオプションは一つ目が、炉内における繊維デブリ量をトピカルレポートのもので使用して評価する。オプション2Aとして、繊維デブリ量の制限を各プラント固有の情報を用いて追加試験や解析することで制限値を定める。オプション2Bといたしまして、炉心入口閉塞によるリスク増分を評価し、リスクが小さいことを示すという方法。オプションの3として、サンプルスクリーンの閉塞と炉内下流側影響を分離して扱って、それぞれオプション1、オプション2Bの手法を用いるということ承認いたしました。

米国の事業者は、いろいろなオプションでもって対応しておりまして、昨年9月、2019年9月のニュースレターの中でPWRオーナーズグループは2020年内にこの対応を完了する見通しだというふうに述べております。

また、BWRプラントについては、PWRで得られた知見を用いて事業者が自主的取組みとしてリスク評価を行いまして、2017年に安全上問題がないとの評価をNRCに提出し、翌年NRCは規制上のアクションは不要というふうに位置づけております。

その下ですけれども、3.として国内の経緯及び対応状況ですが、めくっていただきまして3ページのところに2段落目にあります。日本でも検討が行われまして、ストレーナの閉塞に関しては「非常用炉心冷却設備又は格納容器除熱設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」という形で内規を制定し、事業者はそれぞれ対応しているという状況でございます。

この内規の中では、炉内下流影響の評価については要求していませんけれども、高浜3・4号の新規制基準の適合性審査において、電力事業者はPWR共通の中長期的な安全性向

上の取組みとして検討する旨、表明してございます。

4. のところに今後の予定とありますけれども、二つ目の段落のところ、米国における対応状況を勘案し、PWRプラント及びBWRプラントを対象に、内規等への反映の可否について検討するという事と、検討に際しては国内外の情報収集を継続して行うということで、本日、電力事業者の皆さんに説明をお願いするものでございます。

この内容につきましては10月28日の原子力規制委員会にも、これに付け加える周辺情報も含めまして御報告したところでございます。

以上です。

○遠山課長 ありがとうございます。

それでは、サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に係る事業者意見について事業者からの説明をお願いいたします。

○関西電力（矢谷） 関西電力の矢谷でございます。

それでは、資料14-1を用いて御説明させていただきます。

サンプスクリーン下流側炉内影響LOCA後の炉心長期冷却に係る検討について、これまでの国内PWRの取組状況について御説明いたします。

本件はPWR5電力と三菱重工業にて共同で検討を進めているものでございます。

1ページをお願いいたします。目次ですけれども、本件に取り組む背景、全体計画、試験結果、まとめと大きく四つに分けて御説明させていただきます。

2ページをお願いいたします。背景といたしまして、サンプスクリーン下流側影響の概要について、まず、御説明いたします。

中央の図とスライド右側のフローを併せて見ていただきたいのですが、1次系配管破断が発生しますと、燃料取替用水タンクを水源といたしましてECCS設備、CVスプレイ設備が作動いたしますので、冷却水が再循環サンプへ流入いたします。再循環サンプへ流入する冷却水は配管破断に伴う保温材等のデブリが混ざっておりまして、再循環運転に切り替えると、一部のデブリはサンプスクリーンで捕捉されますが、少量のデブリにつきましてはスクリーンを通過いたしまして炉心へ流入することとなります。これらの少量のデブリによって炉心入口が閉塞し、炉心冷却水量が不足することが懸念されることから、解析や実証試験によってその影響を確認しようと検討を進めているものでございます。

3ページ、お願いいたします。続いて1次系配管破断時の被覆管温度と炉内流速の挙動についてです。

図の①では1次系配管破断により冷却材が流出いたしますが、燃料取替用水タンクを水源とした炉心への注水を行うことで、②のように炉心は再冠水し、燃料被覆管温度も大きく上がることはありません。配管破断直後は破断口からの冷却材流出も多く、炉内流速も数m/s程度となりますが、炉心の冷却が進むにつれて必要な冷却水量も少なくなることから、炉内流速は遅くなっていきます。

再循環サンプに流入した少量のデブリが炉心へ流入するのは炉心の状態も落ち着き、長期冷却を目的とした④の再循環開始以降となります。

低温側配管が破断したと想定した場合、再循環開始以降は炉内の蒸散にあてがわれる冷却材を供給することとなるため、炉心内の流速は10mm/s程度となります。実証試験を行うに当たりまして流速の条件として考慮いたします。

4ページをお願いいたします。低温側配管破断における再循環時の原子炉容器内の流動についてです。

低温側配管から注水される冷却材は、スライド左側の概要図中央の断面図に記載の赤矢印のように一部は炉心をバイパスし配管破断口から流出し、残りは炉内の蒸散による水位の低下にあてがわれます。

再循環時にはスライド3で御説明したとおり、炉心は冠水した状態であり、炉内の蒸散による水位低下は10mm/s程度となります。

また、炉心への冷却材供給の駆動力は、ダウンカムと炉心の水頭差となりまして、約20kPaございます。これは冷却材を炉心へ押し込む力が①のダウンカム水頭であり、ここから②のボイドを含む炉心有効長における水頭と③の炉心発生蒸気によるループ圧損を差し引いた値となります。つまり、少量のデブリによる炉心入口の圧損増加が20kPa以下であれば、炉心へ冷却材が供給され、冷却されることとなるため、この20kPaが試験のクライテリアとなります。

次ページで説明いたしますが、高温側配管では、この許容される圧損が100kPaを超過し、低温側配管破断の許容圧損と比較してはるかに高い許容値となります。

5ページをお願いいたします。高温側配管破断における再循環時の原子炉容器内の流動についてです。

高温側配管破断の場合、低温側配管破断の場合と異なり、注水された冷却材は全て炉心を経由して、そのまま高温側の破断口から流出することとなります。炉内の状況といたしましては、蒸散による水位低下は低温側配管破断と同様に10mm/s程度ですが、炉心入口部

の流速は安全注入流量に対応することから30mm/s程度となります。

また、炉内への冷却材供給の駆動力ですが、低温側配管破断によりもダウンカマ水位が高く維持されることから、①のダウンカマ水頭が大きくなりまして、低温側配管破断と比較して水頭差、つまりは冷却材供給の駆動力は大きくなります。

このように高温側配管破断と比較しまして低温側配管破断のほうが炉内への冷却材供給の駆動力が小さく、供給できる圧損も小さくなるため、長期的な炉心冷却維持の観点で保守的な条件といたしまして、低温側配管破断に着目することとさせていただきます。

右下の表でございますが、化学デブリが析出する温度となる再循環後半では、蒸散による水位低下量は小さいため、駆動力の小さい低温側配管破断の場合でもバッフルバレル流路のみで冷却が可能となりますが、化学デブリが析出する前の再循環前半の場合では、駆動力の小さい低温側配管破断においてバッフルバレル流路のみでは供給水量が不足する可能性がございます。

そのため、低温側配管破断を代表して評価を行っており、以降の説明では、低温側配管破断の条件で説明を進めたいと考えております。

6ページをお願いいたします。続いて全体計画について御説明いたします。

7ページをお願いします。

まず、先行する米国の状況を踏まえた取組ですが、再循環サンプスクリーンに関する新規規制基準対応時に中長期的な課題といたしまして事業者が取り組むとしていた事項のうち、現在検討中の事項は、今回報告の「サンプスクリーン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却に関する検討」となります。

炉心長期冷却のシナリオにつきましては、米国と同様に以下を想定してございます。

前半と後半と2段階ございまして、前半は、再循環開始直後で非化学デブリのみ、後半は冷却材温度が低下した後に化学デブリが析出しまして、炉心入口に付着することで圧損が急増するものと仮定してございます。

炉内への冷却供給ルールといたしましては、2段階で考慮しておりまして、前半は炉心入口部、後半はバッフルバレル管流路による冷却となります。

本検討につきましては、先行する米国の検討状況を踏まえ、上記シナリオによりまして原子炉容器内熱流動解析を実施し、炉心入口部の流路が大半閉塞、これは99.5%相当の閉塞があった場合において炉心長期冷却が可能であることを確認してございます。

現在、解析の入力条件である炉心閉塞状況に関しまして、実機を模擬したデブリ投入試

験における検証を実施しているところでございます。

続きまして、8ページをお願いいたします。評価シナリオと検討の概要についてです。

左側の前半、つまり再循環開始直後から化学デブリ析出前ですが、原子炉容器内熱流動解析を実施し、炉心入口の大半99.5%相当が閉塞しても炉心冷却が成立することを確認しております。その上で、解析の前提条件が妥当であることを示すために基礎試験を行いまして、フルスケールの燃料集合体2体を用いた流動試験を行い、解析結果の妥当性を確認いたします。

次に、右側の後半、つまり、冷却材温度低下後の化学デブリ析出後のお話ですけれども、化学デブリ析出によりまして炉心入口が全面閉塞しても、バップルバレル管流路により冷却に必要な流路を確保できることを確認いたします。そのために基礎試験、実機のバップルバレルを模擬した流動試験を実施いたします。

右下の図で示しておりますが、前半のシナリオで期待しているのが炉心入口流路、後半のシナリオで期待しているのがバップルバレル管流路となります。

9ページをお願いいたします。本検討の全体スケジュールについてです。

現在、燃料集合体2体を用いた流動試験によりまして、炉心入口流路による炉心冷却について成立の見込みが得られました。

今後は、基礎試験の拡充や、バップルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認していきます。

本検討につきましては、2021年度を目途に実証試験を完了させ、2022年度を目途に結果を取りまとめる予定でございます。

10ページをお願いいたします。ここからは実施してきたデブリ投入試験についての御説明となります。

11ページをお願いします。大きくは3.1と3.2の基礎試験、3.3の燃料集合体を用いた試験、3.4の海外試験条件との比較に分けて御説明いたします。

12ページをお願いします。試験結果に入る前にデブリ投入試験の試験条件について御説明いたします。

流量は約10～30mm/s、常温、常圧、デブリ条件としては、国内代表プラントとして大飯3、4号のデブリ濃度を基準としており、その3倍の濃度まで高めることで多くの国内プラントのデブリ濃度を包絡した試験としております。

デブリといたしましては、下に写真を載せておりますが、保温材の繊維デブリ、塗装片



などの粒子デブリがございます。

13ページをお願いいたします。基礎試験1といたしまして、簡易小体系でのデブリ通過性確認を行いました。炉心入口部のデブリによる閉塞が発生した場合の影響を確認するために、下部ノズル流路孔、下部ノズル間ギャップを部分模擬した試験を行いました。また、バッフルバレルによる炉心冷却の成立性を確認するためにバッフルバレルを部分模擬した試験を行っております。

14ページをお願いいたします。まず、下部ノズル流路孔を部分模擬した試験についてです。これは再循環開始直後から化学デブリ析出前での事象前半の話になります。

左の図に示しますように、実機では下部ノズルから下から上に通水されるのですが、右に示す図のように、模擬試験としては安定したデブリベッドを形成させるために下降流といたしまして下部ノズルの構造も実機の4分の1領域に相当する単純なメッシュ構造といたしました。これは後ほど話をいたしますが、米国の試験体系を意識したものになります。

試験結果ですけれども、デブリを投入いたしますと、デブリベッドが形成され、圧損が200kPaに到達いたしました。その結果から下部ノズル流路孔はデブリにより全面閉塞する可能性が高く、下部ノズル流路孔以外で冷却材供給に有効な流路を検討することといたしました。

15ページをお願いいたします。

下部ノズル流路孔以外の流路といたしまして、下部ノズル間ギャップがございます。下部ノズル間ギャップとは、左の図に示しますように、下部ノズルと下部ノズルの間の流路のことになります。そのため、基礎試験といたしましては、右の試験装置に示すように、下部ノズルと下部ノズルの間の流路のみを簡易的に切り出した供試体を用いております。

この下部ノズル間ギャップにデブリを投入した結果、右下の図に示しますように、下部ノズル間ギャップはデブリで閉塞をせず、一定の流量を確保できる見通しを得ました。

そのため、この後の流動試験におきましては、実機、下部ノズル2体を用いてギャップを模擬した試験を実施することといたします。

続いて16ページをお願いいたします。続いてバッフルバレル部分模擬試験についてです。これは冷却材温度低下後の化学デブリ析出後の事象後半のお話になります。

左の実機の図でいいますと、炉心入口流路が化学デブリにより全面閉塞した場合においても、黒の矢印で示す流路が存在し、燃料の上から冷却が可能となることを確認いたします。この流路がバッフルバレル管流路となります。バッフルバレル管流路にはフォーマ板が

幾つもあり、このフォーマ板に流路孔があるため、冷却材が流れることとなっています。フォーマ板の流路孔と下部ノズルの流路孔を比較すると、下部ノズル流路孔のほうが径が数倍小さく、また、流路孔に異物フィルタと呼ばれる仕切りがあることから、デブリを捕捉しやすくなってございます。こうした流路孔の形状の違いからフォーマ板の流路孔のほうが下部ノズル流路孔よりデブリが詰まりにくい。つまり、冷却材流路を確保しやすい構造となっております。

このバッフルバレル管流路を模擬した装置が右下の右の図になります。青い矢印で示したように水が流れ、炉心を冷却できることを確認いたします。

17ページをお願いいたします。

試験要件としては表に示すとおり、国内代表プラントを基準として、その濃度の約2倍と保守的な条件で試験を行いました。

詳細な試験結果をお示しします。18ページをお願いいたします。

写真に示しますとおり、フォーマ板にはデブリは堆積するものの流路孔の閉塞は見られず、グラフに示すとおり、供試体管の流量は一定であることが確認できました。このことから、炉心入口部が閉塞した場合においてもバッフルバレル管流路により炉心冷却の見込みを得ることができました。

19ページをお願いいたします。次に、非化学デブリを投入した場合における燃料集合体下部の通水性を確認するために炉心入口部の部分模擬試験を行いました。

基礎試験の2といたしましては、下部ノズル2体体系試験、基礎試験の3といたしましては、下部ノズルに下部グリッドを加えた2体体系で試験を行っております。

20ページをお願いいたします。炉心入口部の部分模擬試験の試験装置についてです。

左上の概略図に示すとおり、タンクにデブリを投入、攪拌し、ポンプでテストセクションに送水いたします。テストセクションのところが炉心入口部を模擬している部分で、基礎試験2では下部ノズルの2体体系、基礎試験3では下部ノズルに下部グリッドを加えた2体体系としております。テストセクションには加圧計や流量計を設置し、デブリ通水による通水計や圧損を確認することとしてございます。実際の試験装置は写真の供試体外観に示すように大がかりなものとなっております。

試験条件は、流量は約10～30mm/s、常温、常圧、デブリ条件といたしましては国内代表プラントのデブリ濃度の3倍として投入をしてございます。

21ページをお願いいたします。まず、基礎試験の2の下部ノズル2体体系試験についてで

す。

左下の図が先ほどのテストセクションに当たるのですが、下部ノズル2体体系の場合、流路が三つございます。一つ目は紫の四角の下部ノズル間ギャップ、二つ目は赤い四角の下部ノズル流路孔、三つ目は緑の四角のテストセクション間ギャップです。テストセクション間ギャップとは、下部ノズルとテストセクションの間のギャップのこととなります。

下部ノズルへのデブリ影響を確認する上で表に示しますとおり、下部ノズル流路孔、テストセクション間ギャップをパラメータとした試験を実施いたしました。

例えば、ケースの1を見ますと、下部ノズル流路孔とテストセクション間ギャップがクローズとなっておりますので、流路は下部ノズル間ギャップのみとなり、条件としては一番厳しいというふうに見ることができます。

22ページをお願いいたします。試験の結果ですが、グラフに示すとおり、いずれのケースにおきましても、一定の流量が確保されました。

ケース1、つまりは流路が下部ノズル間ギャップのみの場合においても、デブリ閉塞の兆しは見られず、一定の流量が維持されています。

ケースの2、3、4の結果を見ても、ケース1と比較して通水された流量が大きいことから、試験パラメータとした下部ノズルの流路孔、テストセクションギャップのおおのが流路として機能していることが分かります。

本試験結果より、下部ノズル体系では、下部ノズル流路孔が完全閉塞した場合であっても、十分な流量を確保でき、下部ノズルの通水性に問題ないことが確認できました。

また、そもそも下部ノズル流路孔は完全に閉塞せず、一定の冷却効果があることも確認できました。

23ページをお願いいたします。続いて基礎試験3の下部ノズルに下部グリッドを加えた2体体系についてです。

下部グリッドを加えた試験が表のケース5になりますが、下部グリッドの影響を確認するため、下部グリッド以外の条件は先ほどのケース4と同様にさせていただきます。図や写真に示しますとおり、下部ノズルの上に下部グリッドを模擬した形で試験をさせていただきます。

24ページをお願いいたします。

試験結果でございますが、下部グリッドを追加したケース5におきまして、下部ノズルのみのケース4と比較して僅かに圧損が増加してございますが、これは下部グリッドにデブリが付着したことによる影響と考えております。

下部グリッドを考慮いたしましても、圧損の増加は僅かであり、通水性に問題がないことが確認できました。

25ページをお願いいたします。基礎試験といたしまして、下部ノズルの通水性、さらに下部グリッドを加えた場合の通水性に問題ないことが確認できたことから、次に実寸大の燃料集合体2体を並べまして非化学デブリを投入した際に燃料集合体内に安定した流路パスが確保され、十分な冷却が可能であることを確認いたします。

26ページをお願いいたします。試験装置ですが、右の写真に示しますように、実寸大の燃料集合体2体を並べて通水試験を行いました。青の矢印で示しますとおり、下部ノズルから水が入り最下段グリッド、中間グリッド、最上段グリッドを経て上部ノズルから水が出ることとなります。全燃料集合体の差圧 $\Delta P9$ に加えまして、燃料集合体のどの部分にデブリが付着したかを把握するため、炉心入口と各グリッド下流との差圧も計測しております。これが左の図に示す $\Delta P1$ から $\Delta P8$ に当たります。

27ページをお願いいたします。試験で計測した差圧をグラフに示します。 $\Delta P1$ から $\Delta P9$ で共通してグラフの最初に圧損の上昇が見られます。しかし、全差圧の大きさが同等であることから、下部ノズルに多くのデブリが捕捉されたことによる圧損上昇であると考えられます。その後は $\Delta P1$ から $\Delta P9$ で共通して緩やかに圧損が上昇し、各差圧の大きさに違いが生じてきます。これは各グリッドにデブリが付着し始めたことによる上昇であると考えられます。一定時間を過ぎますと、差圧は約最大0.6kPaで概ね一定となってございます。

本試験結果より、燃料集合体2体を模擬した試験においても、差圧は約最大で0.6kPaであり、許容圧損である約20kPaと比較して十分な余裕が確保できることが分かりました。

つまり、燃料集合体内に安定した流路パスが確保され、燃料が十分に冷却できるということを確認いたしました。

28ページをお願いいたします。燃料集合体2体を模擬した試験におきまして、炉心冷却の見込みが立ちましたが、米国試験体系と国内試験体系を比較し、本通水試験の妥当性を確認いたします。

29ページをお願いいたします。図に米国の試験体系をお示しします。左の概略図に示しますとおり、テストセクション以外の部分につきましては、これまでに御説明した試験体系と同様です。

ただ、テストセクション部分につきましては、米国では下部ノズルの4分の1の領域を切り取った体系としておりまして、右側の図の赤枠の範囲を模擬しております。この点が2

体試験と2体体系試験としている国内の試験体系との大きな違いになります。

国内の2体体系と米国の4/1体系に起因する差異は大きく三つございます。

一つ目は、下部ノズル間ギャップ、テストセクション間ギャップが存在しないということです。下部ノズル間ギャップは2体の間の流路になりますので、1/4体系では存在しないというのは当然ですけれども、米国では保守的にテストセクション間ギャップも考慮しておりません。

二つ目は、模擬範囲の影響です。米国では1/4体系のため、断面積が小さいことから、デブリがノズル断面に一様に付着し、流路パスが確保されにくくなります。

三つ目は、下部炉心板の効果です。米国では下部炉心板を模擬しておりませんが、国内の2体体系試験では下部ノズルの直下に設置した下部炉心板の流路孔によりましてデブリが下部ノズルに到達する際に一様でなくなる効果がある。つまりは流路が形成されやすいということになります。

大きく三つの違いがありますが、実機の構造を踏まえると、国内の2体体系は、より実機に近い状態で試験を実施していることとなります。

30ページをお願いいたします。試験結果ですが、表に示しますとおり、米国を模擬したケース7の1/4体系では、時間経過とともに圧損が急激に上がっております。

一方で、国内の2体体系、比較として2、4を例にしておりますが、既に御説明したとおり、圧損上昇はほとんどございません。

試験条件を右の表に示しますが、米国と国内でデブリ量など細かい条件は異なるものの、デブリ等に伴う圧損増加は国内の2体体系と比べて米国の1/4体系が圧倒的に大きい結果となりました。

本試験結果より、米国の1/4体系では模擬範囲の影響及び下部炉心板がないため、一様な流れによりデブリが運ばれ、下部ノズルの下面に一様なデブリベッドが形成されることが分かりました。また、国内の2体体系では、下部ノズル間ギャップ及び下部炉心板の流路孔によりまして圧損増加が抑制されていることが分かりました。

本比較によりまして、米国試験体系は実機に対して過度な保守性を持っているということ、また、国内2体体系試験は実機を模擬して下部ノズル間ギャップ及び下部炉心板の流路孔の効果を反映できていることが確認できました。

31ページをお願いいたします。デブリ試験における模擬範囲の圧損の低下の効果の概念について御説明いたします。

これまでの試験結果を見てもそうですが、模擬範囲の影響といたしまして燃料断面が大きくなるにつれ、流路が増加するため、デブリ付着分布が表れやすくなります。デブリ分布が発生すると、局所流速が増減するため、安定したフローパスが形成されることとなります。

この模擬範囲の影響とこれまでの試験結果を合せると、図のイメージとなります。図に示しますとおり、模擬範囲が大きくなるほど、デブリ付着による圧損増加は減っていくこととなります。

つまり、実機では今回の流動試験より格段に模擬範囲が大きくなることから、デブリ付着による圧損は増加しにくく安定したフローパスが形成されることで燃料が十分に冷却できるものと考えております。

32ページをお願いいたします。最後にまとめとなります。

33ページをお願いいたします。

基礎試験及びフルスケールの燃料集合体2体体系試験によりまして、炉心入口流路による炉心冷却について成立の見込みが得られております。

また、米国試験との比較も行いまして、国内2体体系試験での得られた成果、これは妥当であることを確認いたしました。

検討は順調に進んでおりまして、現在、問題となる事項は確認しておりませんが、LOCA後の炉心長期冷却性を確認するためには、バッフルバレル流動試験にて化学デブリの析出後の炉心冷却性の検証が必要となります。

今後の検討項目でございますが、化学デブリが析出後、バッフルバレル流路により冷却材を供給できることを大型体系で最終確認を行うとともに、繊維デブリと粒子デブリの重量比や、その径といった非化学デブリの性状の違いに対する感度を把握するための基礎試験の充実を図っていきたいと考えております。

説明は以上となります。

○遠山課長 ありがとうございます。

続けて、BWRの状況の御報告もお願いできますか。

○日本原電（浦邊） 日本原子力発電の浦邊と申します。

資料14-2-1を用いてBWR-ECCSストレーナ下流側炉内影響について御説明したいと思います。

ページをめくってください。1ページ目ですけれども、まず、「はじめに」ですけれども、

本件は米国においてPWRのサンプスクリーンについて懸念されている課題、俗に言う、GSI-191というものでございますけれども、これについて、この中の一つとして下流側炉内影響について、下流側炉内影響を含めたECCSストレーナの課題に対する国内BWR事業者としての検討状況であったり取組に関して御説明するものでございます。

次のページをお願いします。国内での対応状況について御説明する前に、我々としましての米国の対応状況について参考としているところもございますので、米国での状況を簡単に御説明させていただきたいと思えます。

まず、御存じのとおりだと思いますけれども、1990年代にスウェーデンのバーセベック発電所においてストレーナの閉塞事象がありました。BWRプラントにおいてストレーナ大型化等の閉塞防止対策が講じられております。

後ほど御説明しますけれども、これについて国内のプラントも同様の対応を行っております。

その後、米国ではさらにECCSストレーナの課題をBWRにも展開するという動きがございまして、これがGSI-191と呼ばれていますけれども、これについて様々な研究であったりとか、検討がされている状況でございます。

2008年に米国のNRCはこのようにPWRに関して検討した課題に関してBWRに対しても展開するよにということが推奨されました。これを受けて、米国のBWROGでは、炉内下流影響を含めた課題について検討することを表明して検討を行いました。

検討の結果、2017年に米国BWROGでは、炉内下流影響を含めた課題に対してReg. Guided1.174を参照をしながら、最終的にリスク評価を行い、安全上の問題がないとの評価結果を米国NRCに報告しました。

2018年には、NRCは、この評価結果を受けて、BWRに対して追加の規定は不要であることを表明したということが米国の状況でございます。

次のページをお願いします。3.ですけれども、国内BWR事業者間での検討状況、ECCSストレーナ大型化までの経緯を簡単に御説明させていただきます。

2003年の東京電力等における格納容器内の不適切な異物管理を契機として、旧原子力安全委員会において、ストレーナ健全性をめぐる国際動向を勘案し追加対策の要否を検討するように指摘がございました。

以降、事業者は米国における評価手法を参照しながら評価を進めてきましたが、当時の米国はPWRサンプの閉塞の検討を中心に行っており、先ほど御説明した例でございますけ

れども、行っており、その中で得られた知見として、ストレーナに付着した繊維質が1/8inch以上となると安定した薄膜を形成し、ケイ酸カルシウム保温材と混合することで非常に高い圧損を引き起こすという新たな知見が得られた。こちらについては、参考としまして7ページ目に内容の抜粋をつけております。

3ページ目に戻っていただきまして、閉塞に大きく関与する繊維質保温材については、国内BWRサンプは米国と比較して使用量が少ないものの、以下のような対策をすることとします。

黄色い部分でございますけれども、一つ目は、繊維質保温材の可能な限りの撤去、こちらは8ページ目に、ページが飛んで申し訳ないんですけども、参考2ということで記載しております。

8ページ目のほうの参考2でございますけれども、BWRの各地の代表プラントの格納容器内における繊維質保温材の使用量を示してございます。表の下の2行を見ていただきたいんですけども、過去の報告というところがございまして、そこから現状または計画というところに書いてございますように、もともと繊維質保温材は国内プラントでは少なかったんですけども、さらに制限する対策を取っている。もう既に撤去しているプラントもございまして、撤去見込みということで※2を打ってございまして、今後撤去していくというプラントもございまして、いずれにしましても、再稼働までに繊維質を含む保温材を計画的に取り替えるという予定でございます。最終的には繊維質保温材は使わないということで考えております。

すみません、3ページ目に戻っていただきまして、黄色い部分の二つ目の矢羽根になりますけれども、二つ目はストレーナの大型化の対応でございます。これは参考の9ページにございまして、写真をつけておりますけれども、ストレーナを交換して大型化してございます。大型化する際に工認とかございまして、その断面で圧損評価を行っております。

こちらは繊維質保温材がないプラントであっても保守的に繊維質を加えて実際の圧損試験を行って問題がないことを確認しております。これは参考資料4につけておりますけれども、いろいろと飛んで申し訳ないんですけども、10ページ目です。こちらは東電の柏崎刈羽7号機の評価例でございますけれども、ECCSストレーナの大型化の際に伴って、実機デブリ条件による圧損評価を実施しております。この断面で東電の柏崎刈羽7号機に関しては繊維質保温材を用いていなかったんですけども、赤い点線で囲ってございますけれども、



3mm相当の繊維質を含むと、これは先ほど簡単に御説明しました1/8inchを超えると安定的な繊維質の膜ができるということで、これが一つのクライテリアになってございますけれども、それを想定した値ですけれども、1/8inch、3mmに相当する繊維質保温材が含まれているとして評価をしています。これは繊維質保温材はございませんので、保守的な想定でございまして、そういう条件で圧損評価を行って問題ないことを確認するというところでございます。

申し訳ございません。3ページ目に戻っていただきたいんですけども、上記に加えて、定検時の格納容器内の異物混入管理、清掃等を行い異物の低減を実施してございます。これは参考の5として12ページ、13ページにつけてございます。

12ページ目でございまして、写真がございまして、格納容器内に持ち込む工具とかは番号をつけて台帳管理をして、格納容器内に置き忘れることがないようにして、異物が格納容器内に残らないようにという管理をしているところでございます。あと、作業のときにもそういう管理をして、プラント起動前には最終点検を行って、異物が残っていないことを再度確認する、そういう運用をしているところでございます。

13ページ目を見ていただきたいんですけども、こちらはドライウエルのほうの管理です。写真があると思っておりますけれども、左側の写真です。これがベント管といいまして、ピンクのビニールで覆っていますけれども、そこが普段は取られていて、ここがドライウエルからサプレッションプールのほうへつながっているんです。ですので、ここが何も蓋がないと、万が一、異物とかが落ちて、そのまま気づかないとサプレッションプールに落ちてしまうということがございますので、作業前にこういう形で養生して、異物とかが混入しないように管理をしているということでございます。あとは先ほどのサプレッションプールと同様に異物持込管理であったりとか、ドライウエル内の清掃であったり、最終点検をして異物管理を行っております。このような取組で格納容器内に異物が残らないという管理を徹底しているところでございます。

4ページ目に戻っていただきたいんですけども、国内BWR事業者間での取組です。今度はストレーナの大型化以降の対応になります。

こちらは福島第一原子力発電所の事故以降のシビアアクシデント対策、新規制基準対応を行っております。その中でストレーナ評価におきましては、格納容器内塗料などの環境条件が、設定基準事故で想定していた温度条件を超える可能性があるということと、あと、pH制御装置、これは自主対策設備になりますけれども、導入により、PWRにおいては議論

されていたけれども、BWRではこれまであまり考慮されていなかった化学的影響についての確認が必要となるということです、これらの条件を加味した圧損試験をさらに行っております。これらを工認の断面等で確認してございます。

その例として参考の4の11ページですけれども、こちらに東海第2発電所のECCSストレーナの圧損試験の例を記載してございます。こちらのほうに実機デブリ条件というところがございすけれども、そこにSA時発生デブリと、こういうものの条件を加えまして、再度試験行っております。東海発電所につきましても繊維質保温材は使用しておりませんけれども、これも保守的に想定して試験を行いまして、圧損等の問題がないことを確認しているという状況でございます。

○東京電力（門間） 5ページ目から東京電力の門間です。私のほうで御説明させていただきます。

まず、5ページ目、4. でアメリカのBWRオーナーズグループにおけるリスク評価の対応状況についてまとめております。

まず、1. 目ですけれども、繰り返しになりますけれども、アメリカのBWROGのほうはGSI-191で得られた新たな知見に対して、リスク情報を活用したアプローチにて確認を行い、追加の対応が必要がないというところを確認をしてNRCさんのほうに報告をしているというところになります。

二つ目ですけれども、NRCのほうは事業者から、BWROGから出てきた報告書の審査を行い、追加の規制措置については不要であろうというところで評価をいただいているというところ です。

3. 目のほうで、リスク評価の主な概要のほうを記載しております。以下のような内容が考慮されていて、全てのプラントがリスクの増分が小さいというところが確認されているというところで、一つ目のほうがNUREG-1829「専門家からの意見抽出プロセスを用いたLOCA発生頻度の想定」というのに示されたLOCAの起因事象の頻度をPRAモデルのほうに適用しているというところと、あとはCASA Grandeモデル、二つ目、三次元のモデルになりますけれども、配管の破断のサイズですとか、破断する方向、あと位置などについてデブリの発生量ですとか、そこから輸送する量等を評価するようなモデルになっておりまして、それを踏まえてストレーナへの移行量を評価している。

3. 目のほうで、ストレーナの閉塞におけるECCSの機能喪失の確率というところで、これも1/8inchの繊維質の薄膜が形成されると機能喪失度というところで評価を入れていると

いうところ です。

最後のところ、ECCS ストレーナが1/8inchの繊維の薄膜を形成するまでの間については、スレーナを通過した繊維質が燃料の下端のフィルタ、それを閉塞させるというところを仮定してリスクの評価を行っているというところになります。その結果、リスクの増分については小さいであろうということが評価されているというところ です。

その下、黄色い枠の中、囲っているのが国内の状況についてです。これまでのスレーナ対応の際に、同様のリスク評価を実施してスレーナの閉塞事象に対するリスクの増分が小さいというところを当時の保安院さんとともに確認しているというのがありますので、後ほど参考6で御説明いたします。

それとともに、スレーナを通過したデブリによる炉内の下流側の影響についても、アメリカのほうで試験等を実施した結果がございますので、そこについては影響が小さいということが確認されております。これについても参考7で御説明いたします。

では、参考6のほうです。14ページになります。こちらは国内のBWRに対するリスク評価の概要というところで、当時の対応のほうをまとめております。

当時の平成16年に出された報告徴収の回答に合せて既設スレーナのリスク上の影響を見るというところでリスク評価を実施して提出させていただいているというところになります。

評価結果については、旧JENS殿によるリスク評価の結果との比較等も行って内容の確認を行っているというところになります。

四つポイントを挙げておりますけれども、まず一つ目のところは、配管の溶接線の累積破断確率を基にして、配管の破断の発生頻度を採用しているというところになります。

その二つ目のほうが、圧損の喪失確率については分解イベントツリー（DETモデル）を用いてデブリの到達量を評価しているというところになります。

3. 目のところが、これはアメリカとも同様ですけれども、閉塞の条件は3mm、1/8inchをクライテリアに設定しているというところ。

その他としましては、外部水源への切替えというところで、サブプレッションプールではなくて復水貯蔵槽からの水源への切替えというのも対応してできますので、そちらにもクレジットを取って評価をしているというところになります。

状況としては、下の矢羽根になりますけれども、アメリカのBWROGと類似したリスク評価をしているというところ。現状は、繊維質の保温材は撤去するという方針とスレーナ

について表面積を大きくする大型化をしているというところと定期的な清掃というところを実施しておりますので、ストレーナが機能喪失するリスクは低いだらうというふうに考えております。

あと、参考7にも示しますけれども、下流影響についても、シュラウド内外の両方からの上からの注水とかもできますので、影響き極めて小さいのではないかとこのところになります。

続きまして参考7のほうで炉内下流影響に対する検討状況というところで、15ページにまとめております。

ストレーナを通過したデブリによる炉内下流側の影響については、東電の6、7号機の9×9燃料異物フィルタの変更時の燃料意見聴取会にて議論がされているというところになります。

委員からのコメントとしては、ストレーナを通過したデブリによる燃料フィルタの閉塞影響を設計上どのぐらい考慮しているのかというようなコメントに対しての回答をさせていただいているというところになります。

コメントの概要を二つ記載しておりますけれども、一つ目のほうが燃料フィルタの閉塞影響について、当時、アメリカのほうで閉塞試験を実施した結果がありまして、繊維状異物が堆積した場合でも一定の冷却材流量が確保されるということが評価されております。

その下の矢羽根のほうですけれども、これは構造的なところになりますけれども、燃料フィルタが完全に閉塞した場合でも、チャンネルボックスと燃料集合体の水頭差が発生しますので、チャンネルボックスと下部指示板の隙間については、これははめ合いの構造になっておりますので、隙間から燃料集合体側のほうに冷却材がある程度供給されるのではないかとこのところで冷却は継続されるというふうに考えております。

16ページのほうが炉内下流影響に対する、先ほどの構造的なところのイメージをポンチ絵で記載しております。

低圧注水で炉内の下から冷却材を供給すると、左側の図になりますけれども、燃料デブリフィルタのほうに閉塞が懸念されるというところになります。右側の拡大した図でいきますと、右側にチャンネルボックスとありまして、下に下部タイプレートというところがありまして、チャンネルボックスと下部タイプレートの隙間がはめ合い構造になりますので、この隙間から中のほうに冷却材が供給されるのではないかとこのところで構造を記載しております。

それで、先ほど、炉内の閉塞の試験の状況について参考でもう1枚資料をまとめております。当時、規制庁さん、原子力安全・保安院殿とコメント回答した資料のほうに試験の概要がありますので、簡単にこちらの紹介をさせていただければと思います。

9×9燃料（A型）異物フィルタの変更についてへのコメント回答についてというところの資料の10ページ目を御覧いただければと思います。簡単に米国で実施した繊維質の試験、閉塞試験についてですけれども、混合タンクに異物を投入して、試験ループの構成のほうですけれども、ポンプで流して模擬燃料体のほうのデブリフィルタのほうに閉塞するかどうかというところを見ております。

11ページが結果になりますけれども、冷却材流量の流れが紫色の点線で示されておりまして、圧損が徐々に上がってくるんですけれども、ある一定の冷却材流量は確保されるというようところが示されております。

下の写真が試験に用いた繊維状の異物の状況で、12ページのほうが試験後の写真になります。こちらは下部指示板のほうにこういった形で異物が詰まるんですけれども、一定の流量は確保されるというところになっております。

元の資料のほうに戻りまして、6ページ目、今後の予定のほうに行きたいと思います。

まずは大きい方針としては、繊維質の保温材については、全プラント、計画的に撤去を進めていくというところと引き続き格納容器内の清掃等で繊維質による異物の発生防止に努めていきたいというふうに考えております。

現在までの得られた知見から下流の炉内影響に関しては、大きな懸念はないというふうを考えており、現時点で試験、研究等については具体的な計画はBWRのほうはございませんけれども、引き続きアメリカの知見等を確認しながら、必要に応じて国内の対応を検討していきたいというふうに考えております。

説明のほうは以上になります。

○遠山課長 ありがとうございます。

それでは、今いただいた資料14-1、資料14-2-1及び資料14-2-2について、規制庁側から質問あるいは意見があればお願いします。

○塚本調査官 原子力規制庁の塚本です。

それでは資料14-1について質問させていただきます。

ページ4、4ページ目に試験のクライテリアということで20kPaという言葉であったり、ページの7、8に「99.5%を閉塞したとしても」という、そういった条件であったり、あと

8ページに「炉心冷却が成立することを確認した」というような文言がございます。

ここで炉心冷却、長期炉心冷却の要件というか、何をもって長期冷却が成立したというふうに設定されたか、それについて御説明いただきたいと思っております。

よろしく申し上げます。

○遠山課長 関西電力さん、お願いします。

すみません、声が聞こえないのですが。

○関西電力（矢谷） 関西電力の矢谷です。

まず、炉心冷却の長期冷却のシナリオということで、圧損とかの情報、例えば20kPaというような話もございましたけれども、ここは20kPaまで行かなければ、当然、水が入っていくというところになってくるようになりますので、そこが一つの基準として、今、考えている、低温側配管のほうに着目するという背景の御説明からにはなりますけれども、20kPa以内であれば、当然、圧損の結果として水が入っていくということになりますので、冷却が長期的にできると。そのときに、今、確認していますのは、部分閉塞で99.5%というお話もございましたけれども、これは解析のほうで、少しでも隙間があれば水が入っていく、その水によって冷却ができるということを解析で確認しております。その結果、実際に、それが本当に実機としてそうなっているかということを確認する上で、実証試験のほうをきっちり行っていつている。それは流路が、今、実証試験のほうで部分模擬と燃料集合体2体の話を御説明しましたけれども、そこで流路が閉塞しないということが確認できた。それであれば、必要な流路が確保できるので、水はきちんと送られるということで、冷却のほうがきちんとできると。圧損も至っていないので20kPaというところに対しても十分に低いところでも水が供給できるということで、長期的に炉心が冷却できていくということが確認できるというふうに考えてございます。

○塚本調査官 規制庁、塚本です。ありがとうございました。

○三菱重工（福田） 三菱重工、福田と申します。

今の矢谷さんの回答を補足させていただきます。

今、おっしゃっていただいた再循環開始直後の水位、炉心のコラプスド水位が基本変わらないというところ、資料で言いますと、3枚目の④の再循環過程の被覆管温度、これが再循環開始直後からデブリが閉塞しても変わらないというのは、我々が目指すところです。ただ、これは保守的な判断基準です。

実はもっと我々、今日の趣旨からは割愛させていただきますけれども、燃料のダブルク

エンチ試験というのを、燃料の関係者の電力さんと燃料メーカーを合わせて電力委託で実施させていただいています。図の再循環過程でもし炉心の水位が下がって被覆管の温度が上がったときに、何度まで上がって、そして再度また水が冠水してクエンチしたときに被覆管が切断しない、分断しないという、その被覆管温度の条件を設定しています。

その結果ですと、最初のECCSの基準の1,200℃まで上がっても、1度は破断口からの流出、2度目は再循環でデブリの閉塞によって水位が下がって炉心が、被覆管の温度が上がったとしても、その後の冠水のクエンチでも、やはり1,200℃まではもつという確認をしておりますので、本当はその後ろに1,200℃という基準がございます。ただ、私らは説明性といったところから、実際の最初の解析、それから積み重ね上げてきた燃料のデブリ投入試験で水位を下げないで維持できるというところで御説明ができるのではないかとということで、今日のような御説明をさせていただいた次第です。

以上です。

○塚本調査官 規制庁、塚本です。

ありがとうございました。

今、おっしゃられたのは、実際は試験で何度までもつといったことを確認していった上で、ただ、実際には水が十分にあるということで温度は上がらないということでもって確認していると、そういうふうに理解しました。

同じような質問にはなるかもしれないんですけども、もう一つ質問としましては、今回、低温側配管の破断の例ということで、そちらの条件でやっておられまして、高温側の場合は最初からバフフルバレルから水が入っているということで、今言われた意味で温度が上がらない、だからこちらは試験で確認しないというふうに理解したんですけども、そのところは解析等で実際、高温側配管破断の条件でやられて、温度が上がらなさそうであるという、そういう確認をされたという理解でよろしいですか。

○遠山課長 三菱重工、福田さん。

○三菱重工（福田） 三菱重工、福田でございます。

36ページの参考の資料を御説明させていただきます。

まず、右上の表、これは関西さんからも御説明いただきましたけれども、赤い部分が燃料からの下からデブリが閉塞しても通水が期待されるということで、燃料にデブリを投入する試験は、この右上の表の四つの枠のうちの一つ、低温側配管の事象の前半、非化学デブリだけが析出する事象です。残りの三つは試験は燃料の試験ではなくて、バフフルバレ

ルのところに化学デブリ、あるいは非化学デブリが通水しても孔が大きい、あるいは仕切りがないということで確認していくということで、これについては、本日前半に部分模擬の体系でやりました。

今後の予定ということで、もう少し体系を大きくして、あるいは燃料を横に並べてという体系で確認していく予定です。

じゃあなぜこの右の赤いのが低温側配管だけで、事象前半は高温側配管が要らないかというのが36ページの下の左のほうの図です。それが再循環開始直後にデブリが炉心閉塞したと仮定しまして、その条件は面積的には100%閉塞をさせています。縦軸がデブリ閉塞とともに黄色と青のライン、これが低温側配管です。それぞれ無限大の圧損係数ではないんですけども、有限の圧損係数を管部でやると、被覆管温度が黄色の場合は1, 200°Cを超えてしまうと。青いのも途中で温度が上がって後で回復すると。一方、高温側配管なんですけれども、それは赤のラインで、ここは全面閉塞で、かつ圧損係数も無限大の条件にしていますけれども、被覆管温度はずっと再循環開始直後と同じです。

それをもう少し現象的に見たのが、右のほうの図です。これは黒い破線が炉心から蒸発していく崩壊熱によって、大体再循環開始直後20分ということは2%ぐらいの崩壊熱、その蒸散量の積算を黒い破線です。それに対してホットレッグブレークは赤のラインで、積算ですけれども、20分の開始直後から、これは再循環開始直後の時間ですけれども、ずっと上回っていると。ところが低温側配管の青と黄色のところは最終的には上回るんですけども、20分開始から30分の間で下回っているところがあると。それで炉心からの蒸発のほうが先に行ってしまうと、供給が追いつかないということで、左の図のような被覆管の温度の上げ下げが入っています。

じゃあ、これはどこに違いがあるかということ、それが37ページのところを見ていただきたいんですけども、高温側配管は、右の図ですけれども、炉心の入口が完全に水を通さないとしても、ちょっと見にくいんですが、炉心と原子炉容器の間の炉心槽バレル、燃料の回りのバッフルプレートの間、バッフルプレートとバレルの間の水位が炉心上部よりも上に来ています。それがちょうど二つの図の間のところに再循環開始直後のCLBにおいてはバッフルバレルの水位が低いと書いてございますが、その右のほうに向かっていく矢印、ここで炉心の外側のバレルバレルの水位がすぐに炉心上部から通水できるようになると。ところが、左側のほうは、よく見ると、バッフルバレルの上の側に白い細い部分が見えます。これは実際に二相流のところ、バレルバレルのところは発熱はございません



ので、水になっています。一方、炉心のほうは発熱があるので、蒸気が混ざっていて、この炉心の入り口と炉心の出口、これはつながっていますので、水頭差が保つようになっています。この状態で左の図で炉心の入り口を閉塞してしまうと、炉心から水が行きにくい、それからバッフルバレルからも炉心乗り越えて通水するにはちょっと時間遅れがかかる、そういう観点からこの差が出ています。

なので、右側の高温側配管のほうは燃料がすぐにふさがっていても、バッフルバレルのほうからバッフルプレートを乗り越えることなく炉心にすぐに横流れが生じて通水が行われる、そういうことをごさいます。

○塚本調査官 規制庁、塚本です。

御説明、ありがとうございます。理解しました。

もう一つ、先ほど、試験で1,200℃とおっしゃられたんですけども、米国のトピカルレポートなどを見ますと、長期冷却の要件として、よく華氏800度であったり、あるいは燃料棒の付着50mil、あと、今回、WCAP-17788に準じたような評価だと思いますけれども、そちらなんかを見ますと、ホウ酸の析出、こちら長期冷却の成立の要件のような形で示しているようなんですけども、ここで質問としましては、まず試験が1,200℃、そこで大丈夫だという確認をされているんでは思うんですけども、アメリカとのなぜ違うのかという、もし見解があれば教えていただきたいのと、あとはホウ酸の析出や燃料棒の付着、その辺は問題なからうということで、今回記載していないということか、その辺を教えてくださいいただければと思います。お願いします。

○遠山課長 三菱重工、お願いします。

○三菱重工（福田） 三菱重工、福田のほうで答えさせていただきます。

まず前半の800Fですけど、確かに非常に低いです。ただ見方が違っておまして、これは私が把握しているところでは、アメリカでは過度の被覆管の腐食が進むと、腐食加速が進む温度ということで、そういう材料的な話から、しかも、それは長期間というところで設定されています。ただ、我々はECCSの炉心冷却と同じように被覆管がクエンチ時の熱衝撃荷重で破断しないことと、被覆管には燃料貯蔵の設計にもよりますが、急冷されると被覆管に引っ張り荷重が起きます。そこに至るような高温酸化脆化が起らないこと、脆化量と何度でその脆化量に至ったかと、その二つのファクターが重要なんですけど、そういうところをクエンチインテグラル試験といいまして、被覆管に荷重を与えながら高温酸化脆化させたものが、分断するかしないかという確認を、そもそものブローダウン過

程と再冠水過程での判断基準値、PCP1, 200℃、ECR15%を決めるときと。今回も再循環過程でのどこまでデブリの閉塞で炉心冷却形状がクエンチされたときに維持されるかと、そういう試験を別途行っています。

一方、アメリカのほうは、1,204℃でしたか、そういう2,500Fを設定するときというのは、まだ日本のようなクエンチインテグラル試験をやっておりませんで、高温酸化脆化した後、リング圧縮とか、あるいは水に投げ込んでという非常に簡易的な試験をやっておりますので、それはECCS性能の判断基準です。ましてや、デブリによる長期冷却影響、再循環モードでの長期冷却影響というのは、そこまではやっておりませんので、この点については日本側のほうがアメリカでやっていないような手の混んだ試験をそもそもの炉心冷却形状維持という本来の目的に沿って丁寧に試験をやると、1,200℃までもったというところで、そこは簡易に800Fを設定したというのは非常に合理的だと思いますけど、そもそもターゲットが違うと思います。

それから、2番目の被覆管のホウ酸水がある中でデブリが付着してというところなんですけれども、それは我々はまだ試験は実施していません。今後、先行する米国の、都合のいいというわけではなくて、合理的に知見を得ながら勉強しながら、足りないところは埋めていくつもりですけれども、アメリカでも単管で蒸発でホウ酸水でデブリを入れながら付着するかしらないかという試験がございます。その結果では、まず、付着という面で流路閉塞、あるいは流路面積が小さくなるということは見られなかったという知見がございます。少なくとも、蒸気が発生しているような部分はですね。なので、我々も流路面積の閉塞減少という意味では、炉心入口部、あるいは、そのすぐ上のグリッドと燃料バンドル部、そういう狭いところに引っかかるか、引っかからないかという、いわゆるろ過されるか、されないかといったような観点でやっております。

ただし、多少の厚さでも被覆管の表面に、そういうデブリ影響、あるいはホウ酸析出影響でミクロンオーダーの膜がついた場合には、多少なりとも熱伝達性能に影響があって、被覆管の温度評価に影響がないわけではありませんので、こういった評価は世界でもやられておりますので、我々もその点は必ず、解析的においてはしていこうというふうに思っています。

以上です。

○塚本調査官 ありがとうございます。非常によく分かりました。

○江口調査官 規制庁の江口と申します。

引き続き資料14-1について質問させていただきたいのですが、8ページとかでLOCA後の流路冷却の流路の方法としまして、化学デブリの析出前、析出後に分けて異なる流路での冷却を想定していますが、化学デブリの析出時間についてどういう想定で、どんな物質が析出するか、時間はどのぐらいでといったところの見解があれば教えてください。

○遠山課長 関西電力、お願いします。

○関西電力（矢谷） 関西電力、矢谷です。

化学デブリの析出しましては80分というところを想定してございます。化学デブリが何かということですが、保温材の含有物質ということから、アルミニウムであるとか、ケイ素というものがございまして、それらが化学反応によって溶出される析出物としてオキシ水酸化アルミニウム、あるいはナトリウムアルミニウムケイ酸塩といったものが化学デブリとして出てくるものと考えてございます。

○遠山課長 三菱重工、お願いします。

○三菱重工（福田） すみません。三菱重工、福田です。

あと、それとともに、80分の根拠なんですけれども、事故後80分、LOCA発生開始後、それから再循環開始後60分なんですけど、これは水温が炉心入口部で80℃以下になったら、今申し上げたオキシ水酸化アルミニウムとか、その他もろもろが析出する可能性があって、それまでの繊維、それから粒子デブリで作成された非化学デブリによるデブリベッドの上に粘着性の膜というか、洗濯のりみたいなのが貼って圧損が急増するというふうに考えています。

ただ、これには保守性が二つございます。80℃というのは、まだ解析を実施するときの一般的な知見の大きめの温度を使っています。今、我々の知見では、今後、解析の精度を上げていくという観点では、PWRのほとんどのプラント、スプレイ材を何を使っているかにもよりますが、pHにもよるんですが、大体70℃を下回っております。まず、そこで時間が80分よりもっともっと後に行く、崩壊熱がもっと下がっているときにいくと思われま。80分では、LOCA開始後出力として1.4%相当に来ております。

もう一つの保守性は、炉心の入口部の水温ではなくて、でっかい原子炉容器の一番下の下部プレナムのところの水温を解析コードで算出しまして、それが80℃になるといった時間で、大体LOCA開始後80分後、あるいは再循環開始後60分後というふうに定めていますが、実際はプラントによっても差があるとはいえ、もっともっと大きく後ろに行くというふうに捉えています。ただ最初の解析では、そういう設定をさせていただいたということです。

○江口調査官 化学デブリの根拠について、よく分かりました。

続いての質問なんですけれど、化学デブリ析出前は炉心の集合体入口を経由する流路でもって冷却をします。そのために2体集合体の試験等を行って圧損が小さくて流量が確保できるというところを試験している状況と理解していますが、ということは、集合体の試験というのは80分までを一つの目安として圧損を測ると、そういう試験を想定しているという理解でよろしいですか。

○遠山課長 三菱重工、お願いします。

○三菱重工（福田） 基本的には80分でいいんですけども、もっと保守的に常温、常圧でやっています。常温、常温ですと、圧損という関わることにに関して、まず密度、それから動粘性係数ということで、常温、常圧でやったほうが圧損が高く出る方向に行きます。それで例えば2体集合体ですと0.5kPa、一方、低温側配管破断では20kPaというのはこれは実際の高温での解析から水頭差で得られたものですが、それに対応する評価のほうは、より圧損の厳しくなる常温、常圧ということなので、それはLOCA直後、それから再循環開始直後、それから80分まで、あるいは最後まで網羅したような条件でやっていると考えています。

ちなみに、基礎試験の一環として、2体試験で、集合体じゃないんですけど、下部の2体試験をやったときに、我々、常温、常圧から常圧で60℃まで上げた試験をやっています。そうすると、物性、密度とか、粘性係数が変わるんですけど、1割だったか、1割5分だったかと記憶しているんですけど、圧損が低下するという結果が得られて、ほぼ物性値に即した値が得られているということからも、常温、常圧でやることの保守性というのは、定量的にも裏取りができていないかと思っています。

○江口調査官 規制庁、江口です。

今後の試験の結果、解析の結果を含めてのまとめ方とも関連するかもしれませんが、80分なら80分までは集合体入口からの冷却、化学デブリが析出した後は代替流路経由の冷却と。長期冷却というのをどのぐらいの長いスパンで長い時間冷却すると想定しているということと関連するかもしれませんが、最終的にその期間において、デブリの分布とかも考慮して、ある一定の定常状態に落ち着くのか、それとも時々刻々状況が変化し得るのかというところも考慮しながら結果をまとめてもらえたらなと思っています。

以上、コメントです。

もう一つ質問、そもそも論みたいになるかもしれませんが、海外の規制動向なんかを見

ていますと、繊維デブリが多いプラントというのは、今、御説明いただいたように、試験をやったり、代替流路なんかを考えたりといったいろいろ説明がより複雑になるような状況というふうに理解しているんですが、そもそも繊維デブリが出る保温材を撤去するとかということは、国内のPWRプラントでは可能ではないんですか。

○遠山課長 関西電力、お願いします。

○関西電力（矢谷） 関西電力、矢谷です。

保温材の撤去の計画につきましてですが、まず、再循環サンプスクリーン自体、BWRさんのほうでも御説明がございましたけれども、大型化のほうをしていると。かなり表面積のほうも大きくしております。今、デブリをきちんとスクリーンに捕捉しつつ、注水性を確保できているというのが、まず状況でございます。

その上で、今、我々のほうは、本日御説明した試験をきっちりと行っていきまして、最終的に保温材の撤去が必要かどうかという判断につきましては、現在の試験の結果を踏まえて最終的に判断をしたいと。ただ、やはり、今の試験結果を見る限りは、現状の保温材の状況においても問題はない、撤去する可能性は低いというふうに考えてございます。

○江口調査官 ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか何かありますか。

○塚本調査官 原子力規制庁、塚本です。

今度は資料14-2-1、BWRのほうについて1点だけ、質問というよりも確認に近いんですけども、今回の資料を作っていただいたトーンとしましては、国内については繊維の保温材を繊維以外に替えるということで、基本的にあとは清掃などで繊維が出ない、繊維がなくなるような方向でやりますということだと思っておりますけれども、5ページで米国ですとリスク評価ということで、下流側も考慮した形でリスク評価を行いましたというような記載が、三つ目のポツの一番下のところに書いてあるんですけども、BWRのほうについては、国内は繊維がなくなるということで、こういった評価はする必要がない、安全上問題がないと、そういう認識でよろしいですか。確認になります。

○遠山課長 東京電力、お願いします。

○東京電力（上村） 東京電力の上村でございます。

御理解のとおりで結構です。14ページ目に、ECCSストレーナを報告徴収したようなときに御提示申し上げたPRAの結果を示しております。この当時は既設のストレーナ、すごい小さなストレーナであっても、繊維質が1/8inchの薄膜形成をするかしないかと着眼点で

評価をしています。

今は、これは繊維質の撤去とかで、さらに加えて大型化というものを採用してございますので、同じようなリスク評価ををするとしても、これは全てのECCSが問題なく動くという前提条件になりますので、リスク評価として増分で見える部分がないといえますか、やるまでもないということになります。

そのために格納容器内においては、その条件を維持するために引き続き清掃して繊維質保温材についても撤去を進めるということを進めている次第です。

以上です。

○塚本調査官 ありがとうございます。

これは14ページなんですけれども、これは昔の古いストレーナの条件でやられたということで、これは今さら感はあるんですけれども、この当時は当然下流側の影響みたいなものは、この評価の中に入っていなかったと思うんですけれども、仮にそれが入ったとしても、ここへ出てきたリスクとしては、この当時は当然繊維質も考慮したりしていたので、ちょっと違うんでしょうけれども、変わらないというか。

○東京電力（上村） 東電の上村でございます。

おっしゃるとおりで、16ページにチャンネルボックスの下流側からの仮に繊維が集まった場合というイメージ図を示しておりますけれども、まず、そもそも繊維がないので、流路がふさがれるという要因がなくなるということと、また、14ページは昔の評価ではありますけれども、全ECCSが動くということは、炉心の下側から注水、RHR系とか、あとは上側からのシュラウド内への注水、PCSと、そういったものを両方から使えるということになりますと、炉心として脅威になるような燃料に水がうまく行かないということも想定しづらいということになりますので、そもそも14ページでは下流側の影響は考えていません。しかしながら、ECCSストレーナが大型化をして繊維を撤去して健全だということを考えると、下流側を踏まえてもリスクの上昇として何か悪影響を与えるものがあるかという点、それはないという理解になります。

すみません、伝わったでしょうか。

○塚本調査官 規制庁、塚本です。

ありがとうございます。よく分かりました。

もう一つ、すみません。五月雨式で申し訳ないんですけれども、繊維の保温材を替えて、例えば金属などに替わるのかなと思うんですけれども、例えば金属であると、硬い異物が

発生することになるかと思うんですけれども、それによって燃料の下部の閉塞リスクは下がるとは思うんですけれども、例えば細いところの配管への摩耗であったり、その辺りのリスクは基本そんなに変わらないという、そういう認識でよろしいでしょうか。

○東京電力（上村） 東電の原子炉安全技術グループの上村でございます。

金属保温材が粉砕するときに、そこまで細かなものが生じるかどうかはありますけれども、実態としては従来の影響と今の知見に照らして考える影響は変わらないというふうに考えております。

以上です。

○塚本調査官 分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 ほかに。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

資料14-1のほうで質問したいんですけれども、この資料の12ページのところに写真が載っていて、一番右側に潜在粒子とありますけれども、これはどういう物質で何を模擬しているのかを説明いただけますでしょうか。

○遠山課長 三菱重工、お願いします。

○三菱重工（緒方） 三菱重工の緒方です。

潜在粒子というのは、格納容器内の床等に落ちている砂やちりのようなほこりとか、そういうものを模擬したもので、実際も試験に使用しているのは珪砂という砂のようなものを使っております。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

そうすると、私はこの化学デブリというものを聞いたときに、先ほどの御説明の中で流体の中には水酸化アルミかホウ酸とかが溶けていて、80℃ぐらいで析出するというようなお話が、私の聞き間違いかも分からないですけど、あったとされていて、これを模擬しているのかなと思ったんですが、そういうわけではないということですかね。そうすると、それはどこで模擬されているんでしょうか、教えてください。

○遠山課長 関西電力、お願いします。

○関西電力（矢谷） 関西電力の矢谷です。

今ほど御説明しました12ページのところですけれども、これは前半のところでは非化学デブリと呼ばれている化学デブリが析出する前のときの試験としてお示しをしております、化学デブリ析出後の試験、バッフルバレルの流路で冷却していくという、その試験につき

ましてはまだ今後の話になってまいります。そのときには当然化学デブリとしても考慮して、入れて試験のほうは実施いたします。

すみません、資料の17ページになりますけれども、基礎試験のほうで事象後半のバツフルバレルを模擬した試験、17ページのほうに示しておりますけれども、この場合には化学デブリのほうは入れた状態で試験のほうは実施してございます。大型体系のほうは後ほどになります。

以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

そうしますと、先ほどの御説明からしたら、溶けているものが80℃で析出するという現象も模擬するのでしょうか。というのは、溶解している物質が析出するときは核になるものがあると析出しやすいと思いますので、そういう場合もありますので、その場合は孔の溝の部分に沿って析出したりするんじゃないのかなと思ったりするんですけど、そういうことも模擬の範囲に考慮されているのかどうか、教えてください。

○遠山課長 三菱重工、お願いします。

○三菱重工(福田) 三菱重工、福田です。

多分、今だとプラントにもよるんですが、80℃よりもう少し低い温度、70℃ぐらいとちょっと析出するという傾向です。これは本質的な問題ではないんですけれども。我々の試験は、これも先行のアメリカでの試験、三菱重工もアメリカに行ってサンプルデブリには随分いじめられまして、苦労したんですね。そのときに常温の中にも最初から析出した状態としてオキシ水酸化アルミニウムに代表させまして、それを入れています。ただ、その前に今までお話がありました非化学デブリという、御指摘いただきました12ページのように、最初、繊維デブリで糸みみたいなものが網を張ります、基本的には。それから粒子デブリというものがその間を埋めていくと。先ほどのBWRさんの御説明にもあったと思いますけど、そういうデブリベッドが形成されたところの上にぴたっとくっつくといったところなので、温度が高いうちはそういう溝のところにも非化学デブリでデブリベッドというのが、ある意味、ミクロで見ると、孔が空いているんですけれども、流路を閉塞するように面を張るような形になって、その上にさらに化学デブリが上にくっつく。デブリの流路孔みみたいなところをほじくると、ハチの子みみたいなものが出てきます。そういったイメージになります。

以上です。



○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

御説明、ありがとうございます。

どこまで模擬して実験をするのかというのをちょっと関心があったのでお聞きしましたけれども、同じような質問なんですけれども、14の2-1のほうに今度はBWRプラントの繊維質保温材、すみません、8ページを見ておまして、BWRプラントの繊維質保温材の使用状況ということで、代表プラントの使用量は計画値としてはゼロになるということになっていますけれども、これは仮に繊維質保温材をゼロにしたとしても、PWRの試験のように塗料片とか潜在粒子とか、あるいは流体中の化学物質とかがあると思うので、こういうものについてはBWRとしてはどういうふうに考えているのかというのを説明いただけますか。

○遠山課長 原電、お願いします。

○日本原電（油布） 原電の油布と申します。

その点に関しましては、既にSA条件での新規規制基準で化学デブリ、それから塗料等を考慮したときの破損試験をやってございます。閉塞の観点からの議論であれば、今まで意見交換しているとおおり、まず、繊維質があって、それから粒子状、それから化学デブリなどを捕捉して、圧損が立つというようなことになりますので、繊維質がなければ、詰まるという観点からは影響がないと思います。

以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

では、おっしゃった影響がないというのは何か実験をされた結果としておっしゃっているということですか。

○日本原電（油布） 原電、油布です。

14-2の資料の10ページ、11ページ目、これがまさにSA条件で圧損試験をやった結果をお示ししたものでございます。11ページ目がSA条件で圧損試験をやった結果でございます。

ちなみにこの試験をSA時の工認時の説明資料と一緒にございます。

以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

これは閉塞の実験データだと思うので、どのぐらい通過したかとか、そういうのもこの中にはないけれども、把握されているという、そういうことですか。

○日本原電（油布） 原電の油布ですけれども。

仮に通過したとしても、それは閉塞は、通過していますから、繊維質がないので閉塞はしていないと考えてございます。

以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

分かりました。ありがとうございます。

○小林審査官 原子力規制庁、実用炉審査部門の小林です。

すごく簡単な質問で申し訳ないんですけども、資料14-2-1をお願いします。

先ほど、こちらの佐々木、あと塚本のほうから質問の中で、今後、金属性の保温材を使うという話がありましたけれども、本当に初歩的な質問で申し訳ないんですけども、金属性の保温材というのは、破損した場合、大体どれぐらいの大きさのデブリになるのか、そのデブリの大きさがストレーナに対してどれぐらいの影響があるのか、仮にストレーナを通り抜けたときに、燃料集合体にデブリフィルタに止まるとどまると思うんですけど、その場合、どれぐらい閉塞するのか、閉塞によって、あまり影響はないと思うんですけども、燃料の冷却水についてどれぐらい影響があるのかということをも分検討されていると思うんですが、それについて簡単に説明いただければと思います。

○遠山課長 日本原電、お願いします。

○日本原電（油布） 日本原子力発電、油布です。

金属保温材の大きさは、まさに11ページの試験のときには、大きさも併せてお示しした上で、SAの工認審査のときに御説明させていただいておまして、工認でいけば、ECCS系のストレーナメッシュが2mmなんですけれども、これより小さくなるというようなことはなかったです。実際のもは金属箔みたいな形状をしておまして、それが通過することはないと考えておりますので、下流機器に対して摩耗とか、そういうことは評価する必要はないという大きさでございまして。

以上です。

○小林審査官 原子力規制庁の小林です。

今、回答の中で、金属保温材の破損した場合の金属箔というか、その大きさはストレーナの目の粗さに比べると、十分大きいという話を伺いました。多分、工認の評価とかの中で、破損範囲とか、ZOIですか、それとかを考えた上で金属箔の量はあまり大したことがなくて、それでなおかつ、ストレーナが大型化しているからECCS、多少、ストレーナに金属箔が多少くっついたとしても、十分圧損が小さくて、ちゃんと水が流れるという認識で

よろしいでしょうか。

○遠山課長 日本原電、お願いします。

○日本原電（油布） 原電の油布です。

御認識のとおりでございます。11ページにお示ししましたデブリ条件がZOI内の金属保温材も挿入して破損試験をやって評価した結果でございます。

以上です。

○小林審査官 原子力規制庁の小林です。

分かりました。ありがとうございました。

私からは以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

資料14-1の9ページについて質問ですけれども、いろいろな技術的な説明をさせていただいて、これからも試験を続けていくということで、2022年に結果を取りまとめるということで、もし必要な対応があったらなされるというふうに思うんですけれども、この実施したものというのは、あるいは途中の過程とか、そういうのは事業者の皆さんから報告をくださるんですか。それとも、私どもが集まって聞かなければいけないのか。今後、どういうふうにこれを私たちが認識していけばいいのがちょっと分からないんですけども、その点についてはATENAの役割みたいなものはあるんだったら、教えてほしいです。

○遠山課長 ATENA、お願いします。

○ATENA（吉津） ATENAの吉津でございます。

本件につきましては、基本的には冒頭御説明がございましたが、再稼働審査の中での議論、それから米国における安全問題の議論、そういったものをきっかけに事業者の自主活動としてプラントへの安全性の影響を現在確認しているというふうに認識してございます。

5年前ぐらいから、先ほどから説明がありますとおり、自主活動として試験を実施してきておりまして、また、その結果も適宜段階的な結果を学会等公開の場で説明いただいているという状況でございます。

そういった意味で、今後も事業者が主体となって責任をもって御説明、公開の場、あるいは規制機関への適宜説明があるとATENAとしては認識しております。

ATENAは、どういう関わりを持つかなんですけれども、今、申しましたとおり、現状は要はプラントへの影響があるなし、そういったところを確認している今はフェーズだというふうに認識してございます。

そういった意味で、そういう中で新知見、あるいは安全性への影響、こういったものが見えてきたら、ATENAとしては関与していくのかなというふうに認識してございます。そういう意味で事業者再度の自主活動を今後ウォッチしていきたいというふうに考えてございます。

以上でございます。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

そうすると、今後も適宜進捗状況を皆さんにお聞きしていかなければいけないのかなというふうに認識しました。

PWR電力の御説明からしたら、技術的な検討をされるということですが、BWR電力のほうの御説明としては、金属保温材に交換するというところで、代表プラントについてはゼロにする計画がありますということだったんですけども、全プラントについて行うのか、全部交換しないプラントについてはどうするのかとか、その辺がはっきり分からなかったんですけども、それについてはどういうふうに御説明いただけるのでしょうか。

○遠山課長 日本原電、お願いします。

○日本原電（油布） 原電の油布と申します。

資料14-2-1の8ページに、今、佐々木さんがおっしゃったとおり、現状または計画値ということで、ゼロにして……、審査中のプラントはゼロと書いていまして、SA審査がまだのところは※をふって今後撤去するのでということを表示させていただいています。なので、その期限も再稼働までと考えていまして、各事業者が再稼働のSA工認のときに、そういった御説明をすることになるかと考えております。

以上です。

○佐々木調整官 原子力規制庁、佐々木です。

そうすると、まとまってどうなるかは、私たちが理解するというよりは、個別の審査において各事業者から説明がされると、そういう意味ですか。

○遠山課長 日本原電、お願いします。

○日本原電（油布） 御認識のとおりと考えています。

○佐々木調整官 分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 そのほかは何かありますでしょうか。

私から最後に一つ質問なんですけれども、今回、PWRの資料のタイトルにあるように、本件LOCA後の炉心の長期冷却ということで捉えていただいていると思います。先ほど、ク

エンチ、あるいは再クエンチのときの燃料の被覆管の健全性の話がありましたけれども、サンプスクリーン、あるいはストレーナの閉塞だけでなく、長期間にわたるLOCA後の冷却というフェーズにおいて、何か燃料の健全性に関して課題だと考えているというようなことがあるのでしょうか。あるいは、ないと考えているのでしょうか。その辺をPWR、BWRそれぞれ、もしお考えがあればお聞かせ願いたいのですが。

三菱重工、福田さん。

○三菱重工（福田） 三菱重工、福田です。

先ほどの800Fに関わる話もあります。被覆管温度がどの程度高い温度で推移するかによっては、やはりLOCA後といえども、炉内の燃料健全性の腐食のようなその延長で腐食の加速が起きて、減肉が進んでということも考えなければいけないかもしれません。

ただ、今、我々が目指しているような再循環開始から実質的な炉心水位が低下しない、被覆管温度が最初のスタートの時点で維持されるという話であれば、それが守られるという前提条件では特に思い当たることはないかなということで、やはり、我々はこういう検討をし始めてきて、今の段階では、再循環開始直後の温度が変わらないだろうと、そういう評価に行き着くと考えておりますけれども、今後、その方向によって柔軟に考えていくべき話ではないかなと思っています。

御指摘いただいたところはメーカーとしては認識すべきところだと思っています。

以上です。

○遠山課長 ありがとうございます。

東電、お願いします。

○東京電力（上村） 東京電力の上村でございます。

今のところは、あまり思い当たる所がないといえますか、まず、ECCSストレーナが閉塞をしないということであれば、初期の冠水とか、ABWRは初期から冠水をしている、LOCAにおいても初期から冠水をしているプラントなんですけれども。冠水が維持されているということが極めて大事であって、一旦冠水が維持されたら、流路という観点ではあまり燃料温度に対して影響を与えるものではないという認識です。

ただ、これから米国なんかの話のウォッチを継続して、していく中で、今のところ、思い当たる所はないんですけれども、そういったことであれば、適宜対応していくのかなとは思いましたが、今のお答えからすると、燃料の長期冷却という観点で懸念はありませんというのがお答えになります。

以上です。

○遠山課長 分かりました。ありがとうございます。

本日は、PWR、BWR共に資料に基づく説明をありがとうございました。

本日の質疑で規制庁としてある程度理解が進んだところがございます。今後、私どもで現在の事業者の検討状況をまとめさせていただきますが、その過程で、もしも質問、聞きたいことがあれば、お聞きすることがあるかもしれません。ですので、基本的には、今日頂いた資料と質疑で我々の整理を進めますけれども、場合によってはもう一度会合を開くことがあるかもしれませんが、現時点では基本的に次回の会合を予測する、あるいはお願いするというものではないと考えております。

事業者側で何か最後に申し上げたいことがあればお願いします。

○東京電力（門間） 東電側は特にございません。

○遠山課長 関西電力、お願いします。

○関西電力（矢谷） 関西電力も特にございません。

○遠山課長 どうもありがとうございました。

それでは、本日の第14回事業者意見の聴取に係る会合を終了したいと思います。

皆様、ありがとうございました。