

新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

第19回

1. 日時

令和4年6月16日（木）10:00～11:59

2. 場所

原子力規制委員会 13階A会議室

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 シビアアクシデント研究部門 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
久光 仁 実用炉監視部門 上級原子炉解析専門官
照井 裕之 技術基盤課 技術情報係長

北海道電力株式会社

田口 優 原子力事業統括部 原子力リスク管理グループ グループリーダー
上原 寛貴 原子力事業統括部 原子力設備グループ 担当

東京電力ホールディングス株式会社

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
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
高尾 俊匡 原子力設備管理部 設備技術グループ チームリーダー
大泉 篤史 原子力設備管理部 設計エンジニアリンググループ
今井 俊一 原子力設備管理部 原子炉安全技術グループ マネージャー

関西電力株式会社

佐藤 拓 原子力事業本部 副事業本部長

塩谷 達也 原子力事業本部 原子力安全・技術部門 安全・防災グループ
チーフマネジャー
濱野 淳史 原子力事業本部 原子力安全・技術部門 安全・防災グループ
マネジャー
高橋 公平 原子力事業本部 原子力安全・技術部門 安全・防災グループ 担当

日本原子力発電株式会社

鶴巻 聡 発電管理室 設備管理グループ 担当
浦邊 守 発電管理室 設備管理グループ 課長
安元 孝志 発電管理室 炉心・燃料サイクルグループ 主任

四国電力株式会社

富岡 昭宏 原子力部 設備保全グループ 副リーダー
木村 圭一 原子力部 設備保全グループ 担当

九州電力株式会社

西方 辰則 原子力発電本部 原子力設備グループ 課長
呉藤 聡 原子力発電本部 原子力設備グループ 担当

三菱重工業株式会社

福田 龍 原子力セグメント 安全審査推進グループ マネージングエキスパート
寺前 哲也 原子力セグメント 炉心・安全技術部 安全設計技術課 主席
緒方 智明 原子力セグメント 炉心・安全技術部 安全設計技術課 主席
東 慧 総合研究所 流体研究部 担当
白土 雄元 原子力セグメント 炉心・安全技術部 安全設計技術課 上席主任
榎本 健 原子力セグメント プラント設計部 総合配置設計課 主席
坂田 英之 総合研究所 流体研究部 流体第二研究室 主席

ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン株式会社

橋本 和久 エンジニアリング&プロジェクト プロジェクトマネージャー

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

5. 配付資料

- 資料19-1 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19-2 BWR-ECCSストレーナ下流側影響について
- 参考資料19-1 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関するBWR事業者からの意見聴取結果について
(第47回技術情報検討会資料抜粋)

6. 議事録

○遠山課長 それでは、定刻になりましたので、第19回新規制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。

司会を務めさせていただきます、技術基盤課長の遠山です。よろしくお願いいたします。

最初に、議事運営についての説明を佐々木企画調整官からお願いします。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁の佐々木でございます。

本日の会合の議事運営ですが、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。

本日の配付資料は、議事次第の配付資料の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大きく挙手する。発言の際はマイクに近付く。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、発言する際は必ずお名前を名乗っていただきますようお願いします。

あと、資料の説明の際ですけれども、資料番号、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してください。よろしくお願いいたします。

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

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

それでは、参考資料19-1を御覧ください。こちらは題名の所でございますが、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意見聴取会ということで、今回で本件3回目になるものでございます。

1. の概要の所に説明が簡単に書いてありますので御紹介しますと、まず、令和2年に技術情報検討会において本件についての知見を報告し、内規がございますけれども、その反映

について要否を検討するために、情報収集を継続して検討をするということになっております。

これに関連して、令和2年の12月に事業者意見聴取会1回目を行いまして、PWR事業者、BWR事業者、両方から説明を受けまして、その後、令和3年5月にBWR事業者にもう一度説明を受けたところでございます。

内容についてはこれから説明がありますので、詳しく御紹介するのは省略させていただきます。一番最後の4ページを御覧ください。

4.の所に今後の進め方ということで、BWR事業者については、冷却材喪失事故後の長期炉心冷却に対する影響について、もう一度説明を受けるということにしております。

また、PWR事業者のほうについては、2022年、今年を目処に検討結果を取りまとめて報告いただけるという話を聞いていましたので、今日はその説明をしていただけるというふうに認識しております。

御説明は以上です。

○遠山課長 ありがとうございます。

それでは、サンプルスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響について、PWR事業者から説明をお願いします。

関西電力のほう、どうぞ。

○関西電力（佐藤） おはようございます。関西電力の佐藤でございます。

本日は、今、佐々木様からお話ございましたとおりでございますけれども、過去の新規制基準適合審査の中で、PWR共通のサンプルスクリーンに係る中長期的課題としていたもののうち、残ってございました課題であります、サンプルスクリーンを通過したデブリによる炉心の長期冷却性への影響について、これまでの評価結果を御説明させていただきます。

なお、本日はPWR5電力のほか、共に検討を進めてまいりました三菱重工業、並びにウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパンにも同席いただいております。

それでは、資料の説明は関西電力の高橋より行います。では、高橋さん、説明をお願いします。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

それでは、資料19-1を御覧ください。タイトルとしまして、「サンプル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」の「国内PWRにおける検討状況」について御説明いたします。

まず、右肩1ページですが、これが目次となっております、本日はこちらの流れで御説明いたします。

次に、右肩2ページ以降で、まず、本件に取り組む背景について説明いたします。

次に、右肩3ページを御覧ください。まず、背景として、サンプスクリーン下流側影響の概要について御説明いたします。

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、一次系配管破断が発生すると、燃料取替用水タンクを水源として、ECCS（非常用炉心冷却系）設備、CVスプレイ設備が作動するので、冷却水が再循環サンプへと流入します。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、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、少量のデブリはサンプスクリーンを通過し、炉心へ流入することになります。

これらの少量のデブリによって炉心入口が閉塞し、炉心冷却水流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、その影響を確認するため検討を行いました。

続いて、右肩4ページを御覧ください。こちらは一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。

まず、図の①番では、一次系配管破断により冷却材が流出しますが、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番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。また、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番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になるため、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、流速の条件としてこちらを考慮しております。

続いて、右肩5ページを御覧ください。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説明します。

低温側配管から注水される冷却材は、スライドの左の概要図、中央の断面図に記載の赤色の矢印のように、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、右肩4ページでも御説明したとおり、

炉心は冠水した状態にあり、炉内の蒸散による水位低下は10mm/s程度です。そのため炉心入口部の流速は、炉内の蒸散による水位低下を補う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、ダウンコマと炉心の水頭差となり、約20kPaです。そのため、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、炉心への冷却材が供給され、冷却されることとなるため、この20kPaというの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、高温側配管破断では、この許容される圧損が約100kPaと増加することとなります。

続いて、右肩6ページを御覧ください。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説明します。

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となるため、30mm/s程度となります。その余剰分の冷却材は、破断口から放出されることとなります。

また、炉内への冷却材の供給の駆動力ですが、こちらは低温側配管破断とは異なり、炉心入口の流速も大きいことから、図の①番のダウンコマ水頭が大きくなり、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は小さく、許容できる圧損も小さくなるため、保守的な条件として低温側配管破断に着目することとしております。

右下の表ですが、こちらは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が小さいため、駆動力の小さい低温側配管破断でもバッフルバレル流路のみで冷却は可能ですが、化学デブリが析出する前の「再循環（前半）」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冷却材水位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と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させていただきます。

続きまして、7ページ～10ページにて全体計画について説明いたします。

まず、右肩8ページを御覧ください。こちらは「先行する米国の状況を踏まえた取り組み」ですが、再循環サンプスクリーンに関する新規制基準対応時に中長期的な課題と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。

炉心長期冷却に関するシナリオとしましては、米国と同様に、化学デブリ析出前と析出後の2段階を想定しております。本検討については、先行する米国の検討状況を踏まえ、2段階のシナリオにより原子炉容器内熱流動解析を実施しました。

解析の入力条件である炉心閉塞状況に関しては、実機を模擬したデブリ投入流水試験による検証を実施し、問題のないことを確認しております。

続いて、右肩9ページを御覧ください。評価シナリオと検討の概要について御説明いたします。

左側の前半、つまり「再循環開始直後～化学デブリ析出前」については、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。その上で解析条件が妥当であることを示すため、基礎試験及びフルスケール燃料集合体2体を用いた流動試験を行い、解析結果の妥当性を確認しております。

次に、右側の後半、つまり冷却材温度の低下後の化学デブリ析出後ですが、化学デブリ析出により炉心入口が全面閉塞したとしても、バッフルバレル間流路により冷却に必要な流量を確保できることを確認するため、基礎試験及びバッフルバレルを模擬した流動試験を実施しました。

右下の図に示しておりますが、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フルバレル間流路となります。

続いて、右肩10ページを御覧ください。本検討の全体スケジュールは、こちらのとおり進めてまいりました。

次に、11、12ページにて、実現象と評価シナリオの展開について御説明いたします。

右肩12ページを御覧ください。解析上の圧損変化、青線は実際の圧損変化、オレンジ線に対してステップ上に圧損増加を設定するなど保守的な設定としておりまして、さらに解析入力条件、解析入力値の設定に際し、妥当性確認として各種の試験を実施しております。

次に、右肩13ページからは、流動試験の内容と結果について御説明いたします。

まず、4.1の試験条件です。15ページを御覧ください。流動試験に用いる非化学デブリの投入量は、国内PWRプラント、全プラントにおける非化学デブリ発生量を考慮し、国内PWRプラント全てのデブリ炉内到達量、下の図の青色の範囲で囲っております量を試験体に投入し、圧損増加を確認し、それを解析入力として反映しております。

次に、右肩16ページの試験に用いる燃料についてですが、こちらも国内PWRプラントに使用されている中で、最も保守的な17型燃料を使用しております。

次に、右肩17ページから基礎試験の結果について御説明いたします。

右肩18ページで、基礎試験にて燃料集合体1/4体系と2体系との比較を行いました。右の図1のような燃料集合体の下部ノズルを模擬した2体系では、1/4体系に比べて、下部ノズル間等の3次元の流れによりデブリが通過することで、供試体差圧は許容差圧を大きく下回ることが分かりました。

加えて、右肩19ページで、こちらの基礎試験にて温度、流速、粒子デブリ、デブリ径等に対する感度の検討を行った結果、図に示しますとおり、全試験条件で大きな感度はなく、供試体差圧は許容差圧を大きく下回ることが確認できました。

次に、右肩20ページからは、燃料集合体2体系試験の結果について御説明いたします。

右肩21ページに示しますとおり、実寸大の燃料集合体を用い、下部ノズル間ギャップ流路やグリッド部の流路でデブリが閉塞されないことを確認するため、右の図に示すような試験体系にて試験を実施しました。

右肩22ページですが、こちらはこの試験において、デブリの条件等を変更し、3回試験を行いました。

右肩23ページに試験結果を示しております。こちらでは燃料集合体の全差圧、図で言いますと $\Delta P9$ の値は、ケース3で最大の約4.6kPaとなりましたが、許容差圧の約20kPaを大きく下回る結果となりました。

また、さらに続く解析入力に対しては、保守的に試験結果の2倍を入力しております。

次に、24ページからバッフルバレル流動試験について御説明いたします。

右肩25ページを御覧ください。こちらでは、まず、バッフルバレル流路のみを模擬した供試体に繊維、粒子、化学デブリを投入しましたが、こちらの試験でも閉塞は発生せず、デブリ投入前後でバッフルバレル流路の差圧は同等であることを確認しました。

次に、右肩26ページですが、こちらではバッフルバレル流路と燃料集合体流路を並行させた供試体に、同様に繊維、粒子、化学デブリを投入しました。こちらの場合でも、燃料集合体には繊維、粒子デブリが抜ける流路が形成され、化学デブリは捕捉されず通過することで、燃料集合体流路に差圧は増加しないことが確認できました。

次に、右肩27ページからは熱流動解析の結果について説明いたします。

右肩28ページを御覧ください。こちらでは解析の対象としまして、国内4ループ及び3ル

ープのPWRを対象としまして、対象とする事故事象は、被覆管温度評価として保守的となる低温側配管の両端破断LOCA後の長期冷却事象としました。

次に、右肩29ページにて、こちらの解析入力につきましては、再循環開始時の圧損については、保守的に試験結果を2倍したもの、さらに化学デブリ析出による圧損増加は保守的に ∞ とし、完全閉塞となることを仮定しました。また、完全閉塞となる時刻は、米国PWROG (PWR Owners Group) の包含的な化学析出時間をそのまま保守的に踏襲して、80分としております。

次に、右肩30ページですが、解析結果です。まず、4ループ低温側配管破断での結果をお示しします。こちらでは上のグラフに示しますとおり、有意な温度上昇は発生せず、炉心冷却が維持可能であることを確認しております。

次に、右肩31ページですが、こちらは3ループの低温側配管破断についての結果となっております。

こちらでも解析の結果、4ループ同様に、有意な温度上昇は発生せず、炉心冷却維持が可能であることを確認できました。

次に、右肩32ページにて、熱流動解析の他プラントへの適用性について説明いたします。

表で示しますとおり、ループ数、燃料型式の違いによる影響について検討を行いました。4ループ、3ループの解析結果の長期冷却性の維持が可能であることは、こちらの検討で15型燃料の3ループ、2ループにも適用できることを確認しております。

次に、右肩33ページから、評価に含まれる保守性について説明いたします。

右肩34ページを御覧ください。評価シナリオの設定における保守性としまして、実際の現象としては、炉心に化学析出による有意な圧損増加が生じることはなく、長期の炉心冷却が維持されることが考えられますが、今回の評価では、実現象をそのまま考慮せず、保守的に化学デブリの析出を考慮した評価としております。

次に、右肩35ページでは、シナリオ内での解析条件の保守性としまして、試験で得られた知見を基に、保守的な仮定を置いた条件を用いて解析を行っております。

主な余裕としましては、下の図の①～③に示すものであり、十分に保守的な解析結果となっております。

最後に、右肩36ページからまとめを説明いたします。

右肩37ページを御覧ください。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して事業者が取り組むとしていた事項のうち、残されていたサンプスクリ

ーン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却に関して検討をしてみました。

炉心長期冷却のシナリオとして、化学デブリ析出前は炉心入口流路、化学デブリ析出後は代替流路（バッフルバレル流路）を想定し、供試体を用いた流動試験を実施し、このシナリオの妥当性を確認しました。

次に、流動試験結果を基に実施した熱流動解析により、燃料温度が上昇しないことから、LOCA後の炉心長期冷却性を確認しました。

したがって、本検討により唯一残されていた中長期的な課題であるサンプルスクリーン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却について問題ないことを確認しました。

これ以降のページは参考資料として、検討に当たり保守性を補完する資料を添付させていただきます。

説明は以上でございます。

○遠山課長 ありがとうございます。

それでは、ただ今の説明について、質問、あるいは意見があればお願いいたします。

佐々木企画調整官、どうぞ。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

御説明どうもありがとうございました。今説明いただいた資料の19-1の37ページですけども、まず技術的な質問に入る前に、本日御説明いただいたこと的位置付けについて、確認したいと思います。

一番最後の所に、問題のないことを確認というふうに書いてありますので、PWR事業者の持っているプラントにおいては、特段の何か設備を入れたり、あるいは撤去したりしなくても現在のままで長期炉心冷却は問題ないと考えているというふうな御説明を受けたと思ってよろしいですか。

○関西電力（濱野） 関西電力の濱野でございます。

御認識のとおりでございます。

○佐々木企画調整官 分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 塚本主任技術研究調査官、お願いします。

○塚本主任技術研究調査官 原子力規制庁の塚本です。御説明ありがとうございました。

幾つか質問がありますので、一つずつ質問させていただきます。

まず、今回試験をして、繊維デブリ量として非常に多くの量を投入した試験を実施しているわけですが、これは米国ですと、15g/FAに対して、この単位が大分違っている

わけですけれども、こちらは試験体系の違いというふうに以前も説明があったとは思いますが、もう一度、米国とは試験が違うということで、実際は今回示していただいたような結果であるという認識でいいかというのが、まず最初の質問になります。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

最初の御質問につきまして、スライド番号18ページの所に記載しております。米国の体系、オプション1では、1集合体当たり繊維デブリ15g、オプション2aでは100g前後というふうに認識しておりますが、それはここの1/4体系という集合体1体をさらに4分割したような、この図2の写真、ここでデブリを下から入れています。ここには水平方向のデブリの濃淡分布がなくて、この下部ノズルの裏の所の穴が一様に詰まっていくといったところで圧損が上がります。国内体系では、その上の図1です、燃料集合体2体の断面で、ここでは下部ノズルと下部グリッドの要素試験2体ですけれども、その後では燃料集合体本体2体を使っていますが、ここでは下部ノズルとノズルの間、さらには下部ノズルと下部ノズルのコーナー部、4体で大きな穴が形成されるのですが、この試験では2体で半円の形で形成されます。そういったところが大きな流路面積を持っていて、非化学デブリ、特に繊維デブリが通過していきます。

それから、下の1/4体に比べましても、1体の断面、あるいは2体の断面がありますので、流量分布とかデブリのつかまり具合で濃淡ができて、最終的にはこういうコーナー部とか側面部以外にも、ノズルグリッドの内部でも繊維状のデブリ、細長いデブリなんかも通過していくものなので、そういうところでデブリを大量に投入しても抜け道ができるということです。

それと一番下が詰まりやすいので、ここの下部ノズル、下部グリッドを通過したもののというのは、その上のグリッド、それから上のノズルというのは、さらに内部の流路口、通り道の投影断面積が大きいので抜けていくということで、それにつきましては集合体の2体の試験でも、圧損増加は、デブリ閉塞による圧損増加というのは下部に集中していると、6割方、炉心入口部に集中しているといった確認を取っております。

以上がお答えになります。

○塚本主任技術研究調査官 ありがとうございます。理解いたしました。

それでは、次ですけれども、6ページに表がございまして、今回、低温側配管破断で考えるということで赤で記載しておりますけれども、こちら高温側配管に関しては、初期にポンプの押し込みがきくので、このバッフルバレルの水位が十分にあると。閉塞したとし

でも、すぐに上から水が回り込むため問題ないという、そういうことかなと思って見ていたのですけれども。それに対して44ページの参考解析を見ますと、これは米国の解析と日本の解析が左と右で比較されているわけですが、この左側の国内のというものは、こういったものが反映されてか温度が低く維持されているのですけれども、米国でも恐らく似たような評価をしていると思うのですけれども、温度が高くなっていると。

これを見ますと、6ページのように、何もなしにいきなり低温側配管破断でいいというふうな、結論としていいのかどうか気になります。この米国で温度が上昇することと、あと国内で上昇しないことの違いが何であるかについて御説明いただけないでしょうか。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田です。

これにつきましても、私のほうから御説明させてください。

まず、44ページ、これは本文のほうには低温側配管に着目して、4ループ、3ループの結果をお載せしています。それで44ページのほうは、この左側の図が国内の高温側配管の結果で、低温側配管の図と比較していただけると分かると思うのですけれども、再循環開始、赤い1,200秒から完全閉塞、再循環開始後60分ですよね、この場合は120分後をめでにしていますけれども、その前後で全く被覆管の温度が上がらない、炉心がヒートアップしないといったところで、Cold Leg Break（低温側配管破断）よりも特に前半、化学析出前が楽だといったところの一つの確認解析にもなっております。

それから、右と左の日米の比較で、なぜアメリカのほうが、特に前半部分、赤いラインと緑のラインの間で被覆管の温度が少しひげが立っているかといったところの違いですが、これにつきましては、解析の入力の所を御覧いただきたいのですけれども。35ページに、アメリカと同様、オプション2aに沿った解析の入力のポンチ絵を描いています。非化学デブリが析出する前の圧損の増加というのが、縦軸、圧損ですけど、再循環開始直後、ここのところになっています。

それから、化学デブリが析出した後、再循環開始後60分、あるいは120分というのがアメリカでもやっています、今回それを踏襲していますが。そうすると、圧損が無限大に上がるといったところですよ。

先ほどの図で、アメリカと日本の差が出ているのは、この最初の圧損のステップ状の立ち上がり、これの大きさが、日本では先ほど申し上げました2体の体系で非化学デブリをキログラム単位で投入しても、抜け道がいっぱいあるので、途中で圧損が飽和すると、高くないといったところになっています。

それに対してアメリカのほうは、1/4体系でかなり完全たる保守的な話、国内ではリアリスト的なコンサーバティブなのですけれども、圧損がすぐに増加してしまって、そのために繊維デブリの投入量が制限になったと思うのですが、それでかなりこのステップ状の圧損が高くなっています。無限大にはなっていないのですが、高くなっておりますので、そういったところの差が、最初に御指摘いただいた44ページの所の、ひげが立つ、立たないといったところの差になっているということになります。

それから、44ページの左側のHot Leg Break（高温側配管破断）の国内の解析ですけれども、これは前半の段階で、炉心からもちろんと冷却の流量、注水ができるということを前提にしています。

仮に炉心の入り口を全部塞いでも、Hot Leg Breakの場合は、バッフルバレルの力だけで冷却できますよというのは、最初に御指摘をいただいた表ですね、6ページの表の所の高温側配管は、前半も後半もバッフルバレルのみで炉心水位を維持できますけど、解析上は、前半は炉心でも我々の2体の試験の結果に基づいて、保守性を有した圧損を入れて解析しても、もちろん被覆管温度の上昇は見られなかったということです。

以上です。

○塚本主任技術研究調査官 ありがとうございます。圧損係数の設定の違い等が影響して、こういう違いがあったということで理解しました。

次ですけれども、「ほう酸析出への影響」というものが51ページにございますが、52ページにその解析評価例という形で示してありまして、基本的には、Hot Leg Breakの場合は下から入るから大丈夫と、Cold Leg Breakの場合に沸騰で増えていく可能性があるということだと思うのですが、この評価例だけを見ると、24時間以降に析出しそうに見えるのですが、そこは問題ないという認識でよろしいですか。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

24時間以降、これはそのまま放っておくと、破線も、それからデブリ閉塞、入口の閉塞の影響を加味した実線も濃度が上がって行って、ここで言う、ほう酸析出限界濃度、ほう素の55,000ppmは上がるように見えますが、24時間で今度はほう酸析出を防止するための高温側配管切り替え注水で行います。その結果、原子炉的には炉心の上部から注水されますので、ほう酸の濃縮といったところが解消されるということで、この場合、24時間で炉心上部から注水に切り替わりますので、ここで一気に濃度が下がるといったところ、上がることはなくなると、そういうことを示したものでございます。

○塚本主任技術研究調査官 ありがとうございます。

それでは、最後の質問ですけれども、解析でいろいろと示していただいているのですけれども、例えば30ページ、31ページのように温度が上がらない、こういった試験で非常に保守的な解析をした上で、こういうふうな結果になっているということを示しているわけですけれども。十分保守的なので問題はないとは思っているのですけれども、これは30とか31で温度が一時的に上昇するところを見ると、沸騰遷移のような状態が起きて、さらにリウエットが繰り返されているように見えていると。

この再循環のこういう状態ですと、流量は非常に小さくて、流れも非常に普通に流されるようなものなので、この妥当性確認はそんなに重要ではないとは思っているのですけれども。ただ、この沸騰遷移とかがもし起きて、リウエットというふうになると、こういう低流量のときにこういったものが使えるのだろうかというのが少し気になったので、用いている構成式がこういったところで使えるのだろうかというところについては、見解を示していただければと思います。

○三菱重工業（寺前） 三菱重工業の寺前と申します。

御質問をいただいた件ですけれども、流動は確かに非常にゆっくりした状態ですけれども、プール沸騰のような状態と、あとは実際に流動が強制対流のようなときの流動は、いずれも実績のある相関式を用いていますので、基本的には適用可能だというふうに考えています。

○塚本主任技術研究調査官 分かりました。流動が非常に遅いので、プール沸騰だとか、流れがあった場合でも使えるものを使っているということで理解しました。ありがとうございます。

以上です。

○遠山課長 江口技術研究調査官、どうぞ。

○江口技術研究調査官 原子力規制庁の江口です。

私からも何点か確認させてください。一つ目ですけれども、資料19-1の23ページで燃料集合体の試験結果が出ているのですけれども、我々もこの試験のうち全部ではないのですけれども、実際に見学させていただきました。その際に観察したことですけれども、投入したデブリのうちの一部は燃料集合体に付着せずに、下にたまっているというような現象が観測されたのですけれども、この試験結果の沈殿したデブリの解釈について見解を伺いたいと思います。実際に実機でもそういうことが起こり得ると考えているのか、もしそうであれば、

下に沈殿したデブリが実機で冷却に支障がないかといったことも含めて見解をいただけたらと思います。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

今の御質問、23ページの所ですね。このケース3というのは、平均粒子径を過剰に大きくしたものを使っています。具体的には380 μ です。その結果は、この図では見えにくいのですが、21ページの図を見ていただくと、A部の下部ノズルの下の所で、下部炉心板を模擬した所、ここの間に、ここもいろいろ渦が巻いて停滞するところもありますが、ここにせっかく上がってきたデブリがたまっているという状況であったというふうに認識しております。

これは実機では起こり得るかという、ある意味、起こり得ると考えています。ただ、それは下部ノズルとか下部炉心板に上がってくるのではなくて、さらに下の原子炉容器の広大な下部プレナムの部分の所に一時注水からダウンカマを通じて下りてきた所で同じように旋回流があって、そこで沈殿していくものだというふうに思っています。

当然、試験ではそこを経由することは難しいので、直接燃料の下部炉心板の所に投入しているために、ここの下部ノズルと下部炉心板の間に堆積して、流路を塞いでしまうのではないかと、あるいは流況が変わっているのではないかとというふうな御質問を得たと思いますが、後者は問題ありません、前者のほうがブロックするかについては、今、申し上げたように下部プレナムの所にたまります。その流況というのはほとんどデブリがたまっても影響はないと、流れがほとんどないところなので、考えております。

もう一つ追加で言わせていただきますと、そのたまったものは、御質問いただいた23ページのこのデブリの時間とともに、圧損増加はこんなものだよといったところで、それを解析入力にさらに2倍して入れているのですが、実際にたまった分をデブリが燃料が通過したとして計算しているかという御質問が当然あると思いますので、先に答えてしまいますと、それはこのデブリが投入した後の冷却材の濃度、冷却材中のデブリの濃度を測っておりますので、仮に一部が下部ノズルの下にたまって、それを抜きにして、正味燃料を通過してきた繊維デブリ量、粒子デブリ量というのを蓄積して、国内の燃料1体当たりにとどり着くであろう、そのときには下部プレナム、原子炉容器の所にたまるという効果はスキップしていますけれども、それを評価して、圧損につなげています。

ちなみに、この23ページの所で1万8,000時間のところまでの圧損を計っていますが、Cold Leg Breakのときに、Cold Leg Breakはほとんど燃料に届かずに、直接配管の破断口

のほうに漏れてしまうのですが、燃料に届く1体当たりのデブリ量というのは、この図で言うと3,600秒よりはるかに下のところになっています。ここも信頼性はあるといったところと考えています。

以上です。

○江口技術研究調査官 ありがとうございます。理解しました。

続いて、参考資料の所で、2点ほど確認ですけれど、参考資料でいろいろと本文以外にも検討されたというのがよく分かりました。先ほど、ほう素の析出についてお答えになったところも関係するのですけれど、これは24時間以内に高温配管側からの注入が可能なので、ほう素析出は防ぐことができるし、ほう素だけでなく化学デブリの析出についても、34ページです、ここでも化学デブリの析出時刻は高温配管側からの注水切り替え時刻よりも遅い時間になると。この高温配管側の注水切り替え時刻が24時間なのかどうか知りませんが、これによって化学デブリの析出も防ぐことができるし、化学デブリが析出しても冷却には影響がないと、同時にほう素が析出しても冷却に影響はないと、この対策で二つとも対処が可能と、そういう理解でよろしいでしょうか。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

御質問をいただいたところは、52ページのほう酸析出の代表プラントに対する結果がきっかけだと理解して、回答させていただきます。

○江口技術研究調査官 はい、そうです。

○三菱重工業（福田） 52ページの図は、24時間のところまで、従来、ほう酸析出、これも一種の炉心のLOCA後の長期冷却性に関連するものですが、それが破線です。破線でほう素濃度が、特に炉心のほうでぶつぶつ、水だけが蒸発していきますので、ほう素の濃度は徐々にですけど、上がっていきますよと。本来、その炉心と炉心より上下、特に下の先ほど申し上げた下部プレナムの広大な部分の所に下部炉心板、下部炉心支持板を通じて、ほう素の混合ができると、密度差等によって混合ができると、それが今回、その間に炉心入口部の所にデブリが詰まるので、そこが少し行き交いに支障が出るのではないかとということで、それを評価した結果が破線から実線になっています。

この破線から実線で、どの程度圧損増加が増えたかという考慮は、24時間までは化学デブリは析出しないという評価をしております、そこは先ほど言及ありました、34ページの所になりますけれども、PWRの被覆管温度というデブリ単独の炉心長期冷却水という話では、34ページの左の圧損の時間変化ですけど、この2ステップ状で解析をしています。

先ほどPWROGの混合配管の解析との比較もお示ししまして、ここは2ステップ目の化学析出といったところが、再循環開始後60分、1時間でという厳しい条件を、これは前例のあるPWROGをそのまま踏襲して、入れています。

一方で、今回のほう酸析出問題というのは、ほう酸析出の話と、それから炉心の入り口のデブリによる長期冷却性、長期冷却性の問題同士の重畳ということで、一部の条件を少し緩和しています。それが、この34ページの右のほうの図で、24時間までは、この2ステップ状の圧損ではなくて、1ステップ状の圧損のままということ、PWROG、米国の先行の事例と、それから国内で参考に示しています化学析出の確認試験を追加で行った、その結果、24時間以降までは析出しないということの評価して、この1ステップ目の圧損増加がずっと続くという化学析出は起きないということ念頭に、52ページのほうの破線から実線になっています。

最後に、24時間で高温側配管切替えになるので、それ以降は、繰り返しになりますけれども、ほう酸析出は一気に解決するといったところになっています。

以上です。

○江口技術研究調査官 原子力規制庁の江口です。

ありがとうございました。よく分かりました。

最後にもう1点、確認なのですが、資料19-1の54ページで、被覆管への付着影響について、アメリカの評価事例をここに示していて、これは出典がアメリカのトピカルレポートの結果というふうに理解しているのですが、この条件は日本のプラントの運転条件、もしくは事故の条件にも適用可能ということでしょうか。

○三菱重工業（緒方） 三菱重工業の緒方です。

こちら参考に載せておりますものは、WCAPのものから引用したものです。これと同等の手法というのは、三菱重工業でも実施できまして、この条件というものを国内の条件に焼き直して評価を実施しております。

その結果としましては、PWROGのこちらに載っていますWCAPに示してあるものと、ほぼ同等の結果を得ているというところは確認しております。

以上になります。

○江口技術研究調査官 つまるところ、日本のプラントでも、その付着による安全への影響はないと、そういうふうに理解してよろしいでしょうか。

○三菱重工業（緒方） 三菱重工業の緒方です。

御理解いただいているとおりになります。

○江口技術研究調査官 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。

小林主任安全審査官、お願いします。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁、実用炉審査部門の小林です。

パワーポイントの34ページをお願いします。ここに実際に考えられる事象と解析上の考えられる事象についての比較図が載っております。まず、一つ目の質問ですけど、このグラフの時間軸は、その前のページを見ると、大体、実際に考えられる事象のところで、圧損がステップ状に立ち上がるのところ、ここが大体20分ぐらいということと考えてよろしいのかということが1点と。

あと、2点目ですけれども、実際に考えられる事象のところで、圧損増加する前に高温配管側注水切り替えによる炉心上部からの冷却が開始されるためとか書いてあるのですが、これは設計基準事象、設計基準の事故のときにはこうなのかもしれないんですけど、SAのときでも、同じことが言えるのかということが2点目の質問です。

あと3点目ですけれども、こちらは我々は工認の解析とかで考えるときに、ストレーナの閉塞性を考えるときに、ECCSへのデブリ、化学デブリ、非化学デブリの移行量というのは、以前、今まで使っているNISA（原子力安全・保安院）ガイドを基に計算して評価しているのですけれども。今回、試験で考えているときのデブリ量というのが、実際のNISAガイドで想定しているデブリ量とどれぐらいかけ離れたものなのか、相当かけ離れたものなので、デブリ量という観点からも保守的な試験条件なのかということについて、説明していただければと思います。

以上、3点です。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田です。

三つですね。今、御質問があったのは34ページがきっかけですけども、もう少し詳しくしているのが12ページにございますので、12ページの所の、やはり時間と炉心圧損の解析上の入力のブルーのラインに対して、下に実際の現象を、今回のいろいろな試験結果の知見を踏まえて、今だからこそ自信を持ってお話しできるというところをまとめています。

最初に、再循環開始直後といったところ、ここにステップ状の圧損が立ち上がる、これは御理解のとおり、再循環開始直後なので、LOCA発生後20分という御理解で間違いありません。

その後、再循環開始直後に、その右側にあるのが、1時間たたないうちにサンプスクリーンの効果によって、炉心にバイパスしていくデブリが激減するといったところなので、炉心の圧損増加は飽和傾向とあります。ここのところは三つ目の御質問に少し絡むと思うのですが、最後の56ページの所を書いております。

56ページの真ん中の所に、このサンプスクリーンを通過する、あるいはサンプピットの中のデブリの濃度を、ポンチ絵的に第1世代、第2世代、第3世代とあって、一回スクリーンがすかすかのときにはデブリが通過していきますよと。その第1世代の中にスクリーンでのバイパスといったところで、スクリーンを通過する濃度というのが、実質スクリーンバイパス試験を何度も行いますと、第1世代が全部サンプピットから炉心のほうに、あるいはスプレイのほうに吐き出される前に、もうほとんど通過しなくなると。我々は、この積算量を第1世代の最初にサンプピットにたまっていたデブリの量の比として10%~20%ぐらいの量で、あとはもう実質通過しなくなると、バイパスしなくなるという評価をしています。評価上は、それをさらに30%炉心に届くということなので、炉内側の評価としてはかなり保守的になっています。

実際にここの下のバイパス試験結果、投入時間に対してバイパス率が速やかに減っていきますよといったところ、ここで投入したサンプスクリーンの試験です、これは。炉内の評価のためのサンプスクリーンの試験ですよ。ここはデブリの量をかなり大量に使っておりますので、御指摘いただいたNISAの内規に定めた試験要領に沿ってやっているというふうに考えております。

話がもう一回、最後に戻りますけれども、12ページの所ですけど、その後、サンプスクリーン、もうここから先、炉内にあまりデブリが届かないと、その後で24時間後にまだ化学デブリは析出しなくて、今度は高温側から注水されますので、そのときにはもう非化学デブリもあまり詰まらなくて。それで最後は、24時間以降に水温低下に伴って化学デブリが析出するのですが、確かに炉心入口からは化学デブリは付着しますが、上部からも冷却が進んでいるので、炉心圧損の抵抗がほとんどないという現象を捉えております。

2番目の質問で、SAということになると、この時間間隔は変わらないと思います。再循環が維持している限りです。再循環機能が維持しているから変わらないと思います。

SAに関しては、いろいろな粘性の影響とか、海水の影響とかありますけど、それは既にPWRのほうからお答えしていると思いますので、そちらに影響はもう考慮されると思います。

以上です。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

説明ありがとうございました。審査する立場からすると、やはりこれらを、今見ている設計基準事象の添十の解析とかに、新たな不確かさを考慮しなければいけないかどうかという観点も必要です。今おっしゃった説明の内容を、添十の解析について、フィードバックはかける必要はないということ、パワーポイント1枚でもいいので、書いていただくと助かるのですけれども、いかがでしょうか。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

はい。その旨、分かるように資料に追加させていただきます。

○小林主任安全審査官 よろしくお願ひします。原子力規制庁の小林です。

あと、もう1点、素人感覚ですけれども、PWRには燃料が大体157から多分193体が炉心に入っていると思うのですけれども、数体ぐらい燃料の下部タイプレートが詰まったぐらいでは、チャンネルボックスもない体系なので、ほかの燃料の下部から流れてくる水がクロスフローで流れて閉塞した燃料に流れて行けば十分冷えて、正直、心配する必要が本当にあるのかなと。多分、悪い側悪い側を考えて、それでも大丈夫ですよという試験結果を示されているのか。正直なところ、これは相当悪い方向の条件を考えてやってみただけで、実際はもともとの百何十体のうちの何体かが閉塞したところで問題ないよという話に帰結するのかなと思うのですけれども、その辺は、私の認識が間違っていたらあれなのですけれども、説明していただけないでしょうか。

○三菱重工業（福田） ありがとうございます。そのとおりです。

三菱重工業、福田と申します。失礼しました。

そのとおりの認識です。16ページを見ていただきたいのですが、今回、1/4体から2体にしても、随分アメリカに比べて圧損が下がっています。実際に193体、157体やるよりは、この4体、このaと書いてあるこの真ん中のコーナー部のテーパーの所、これだけでも恐らく炉心冷却を維持できます。99.5%閉塞しても、残りの0.5%の流路を確保できていれば大丈夫だといったところがございますので。我々は、4体まではできなかったので、2体の試験で確認したといったところです。もし157体、193体やれば、本当に何も無いような話になっているのではないかなと思います。

ただ、米国は長い歴史で、1/4体でかなり厳密にパーフェクトなコンサバティブを追求されたといったところで、我々はその経験を基に少し汗をかいて、リアルコンサバで進め

て、この解析に反映したと、そういう結論です。

以上です。

○小林主任安全審査官 ありがとうございます。原子力規制庁の小林です。

今、福田さんがおっしゃったように、リアルで考えた場合と今の試験体系については、その保守性がどれくらい厳しいのかということも、今まで説明されていると思うのですが、この試験の位置付けというのが相当保守的なもので、保守的な理由としては、NRCの要求とかがあって、歴史的な背景もあるのだということも含めて書いていただければと思います。

何か試験だけを見ていると、本当に大丈夫かどうか試験結果をまじまじと見なければいけないのですが、実際に起こることを考えると、かなりリスクの低いことだと思われるので、それがあがる程度印象づけられるような資料というのも必要かと思うのですが、いかがでしょうか。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

御認識のとおりでございます。その旨も先ほどに併せて別資料に追加させていただきたいと思っております。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

こういう試験結果というのは、ある程度、原子力規制委員会とかへ出すときに、やはり最初の印象でその捉え方は変わっていくので、実態と試験の違いというのを示すべきだと思いますので、その辺もよろしくお願いします。

私からは以上です。

○遠山課長 佐々木企画調整官。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁の佐々木です。

私は、ほう酸の析出の実験結果について確認させていただきたいのですが、52ページにグラフが載ってまして、先ほど24時間のところで注水するという説明があったと思うのですが、このほう酸析出限界濃度をどういうふうに出したかを、詳しく教えてほしいです。

その趣旨は、析出する限界の濃度というのは、温度との関係ではないかと思っていて、ここで水を注入することにより温度変化があるのであれば、それとの関係はどうなっているのかなということが、気になるというところです。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

お答えさせていただきます。おっしゃるとおりです。温度は、かなり物性値的に決めております。具体的に言いますと、炉心の中の圧力、もうかなり時間がたっています、LOCAですと。ですけれども、多少CVの中よりは圧力が、当然51ページの所にありますけれども、黄色で描いてあるダウンカマの水頭の押し込みで、ほう酸の析出が問題になるのは、若干圧力高いのですけど、その圧力に応じた飽和温度、飽和温度に対してほう酸、あるいはほう素の溶解度曲線を求めて、その飽和温度はもうかなり高めで、ぶつぶついていますから高めのところの溶解度が、ほう素濃度で言うと5万5,000ppmというふうに決めています。

上から水が降ってくると当然冷やされますので、そこはまた析出しかけても全く問題ない、余裕が広がるということになります。

以上です。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

先ほどまでの説明で、入ってくる水の量が少ないという話もありましたので、急激に冷却されて結晶が析出するというようなことではないのかなと。仮にあったとしても、非常に局所的なのかなという印象ではあります。

もう一つ、化学デブリについて質問したいのですけれども。少し戻って48、49ページに、化学デブリの析出に関する試験ということでデータの設定いただいているのですけど。この49ページのほうを見ると、まず、入れたものは化学デブリの原材料になるものとしては、多分、構造材と書いてあって、アルミ、亜鉛メッキ鋼というものが入っていますけれど、この下のほうの図を見ると、pHが7以上で白濁を確認ということなので、ほう酸水なので7以上になることはありませんから、白濁というような現象がありませんと、そういうことが書いてあるのでしょうか。

○三菱重工業（東） 三菱重工業の東です。

pH7以上につきましては、まず、LOCA直後では、ほう酸の影響によってpHが低い状態に保たれておりますが、事故後、pH調整剤が入りまして、pH7以上に変化していくというpH変化をたどりますので、そちらを模擬した試験ということになります。

○佐々木企画調整官 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。

もう一つ質問は、この試験された対象が金属材料とロックウールとかケイ酸カルシウムと無機系のものになっていますけれど、アクリルとかを投入している実験が途中にあると思うのですけれども、塗料を模擬しているのかなと思います。そういうものがこの投入直後とか、あるいはpHが調整された後も悪さをしないということも確認されているのでし

ようか。もしそれであったら、どんなふうになるのかを教えてくださいと思います。

○三菱重工業（緒方） 三菱重工業の緒方と申します。

先ほどの御質問については、塗料に入っている成分が析出しないというような形のことについては、WCAPのほうで確認されているというところを見ておまして、塗料等は溶けたままで、析出には関与しないというふうに認識しております。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

使われている塗料は、その報告されているものの範囲に入るといふ、そういうことでしょうか。

○三菱重工業（緒方） 三菱重工業の緒方です。

その認識です。

○佐々木企画調整官 分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 そのほか、何かありますか。よろしいですか。

ありがとうございました。それでは、今までの質疑でPWRの説明についての質疑を終了したいと思います。実験に基づき、かつ炉心の長期冷却という観点で、解析を含めた全体の説明をしていただきました。

それから、今までの中間の状況報告を聞いていた間での原子力規制庁からの質疑や指摘事項などについても、網羅的に、本日説明や質疑への回答をしていただいたので、理解が深まったのではないかというふうに思います。ありがとうございました。

それでは、次に、BWRの事業者から説明をお願いいたします。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

画面、今、BWR事業者のほうをつけましたので、こちらのほうから説明させていただきます。

ECCSストレーナの下流影響です、特に炉内への影響ということで資料を作成しております。資料の19-2番ということで、BWR事業者から説明させていただきます。説明のほうは、東京電力の野中のほうから行います。では、よろしく申し上げます。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

それでは、資料に沿って御説明させていただきます。

まず、右上のページ番号、1ページ目でございます。BWRプラントにおけるストレーナ等の閉塞事象の概要についてまとめてございます。

上の四角です。ストレーナ等の閉塞事象については、内規の要求を踏まえまして、主に

以下の事象を想定してストレーナの性能評価を実施しております。これは、まずはストレーナの話でございます。

①番として、一次冷却材喪失事故、LOCA時に最も影響が大きい配管の破断を想定し、②番、それらがサブチェンへ移行し、③番として、サブチェンに移行したデブリがそれらに付着することによる圧損評価等を実施すること、この内規要求に従って評価を実施しております。

続きまして、右上ページ番号、2ページ目でございます。

一ポツ目でございます。BWRにおいては、デブリによるろ過装置への影響を低減するために、繊維質の保温材の撤去やストレーナの大型化、格納容器内の異物管理及び定期的な清掃等を実施しております。

また、内規に従ったストレーナの圧損試験等を実施し、健全性を確認済みでございます。

右上に薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージを記載しております。ストレーナのメッシュの上に繊維質のデブリが積もって、その表面にさらに粒子状のデブリが積もるという状況でございます。これの対策のために、繊維質の保温材を撤去しまして、薄膜形成効果、流路閉塞を防止するという抜本的な対策をBWRでは取っております。

続きまして、右上ページ番号、3ページ目でございます。ここからストレーナを通過した下流への影響の話でございますけれども、まず、格納容器内に発生するデブリについて整理いたしました。LOCA時に格納容器内に発生するデブリを下表のとおり整理してございまして、ECCSストレーナを通過したデブリによる各機器への影響はないと評価しております。

対象機器は、記載のとおり、ポンプ、弁、熱交換器、炉心（燃料）でございます。左側にデブリの種類を記載しております。繊維質、粒子/固形物、化学析出物、ウレタンと記載しております。

まず、繊維質でございますけれども、先ほど御説明したとおり、保温材、繊維質の保温材を撤去しているため、影響はなしというふうに考えてございます。

一つ飛ばして、化学析出物でございますけれども、BWRの冷却材は純水でございますので、格納容器内の機器・構造物、デブリ等と反応する可能性のある薬品等も添加しておりますので、化学影響を考慮する必要はないと考えてございます。

また、ウレタンについては、サブプレッションプール水面に浮遊するものでございまして、水中のストレーナには到達しないため、影響なしというふうに考えてございます。

残りの粒子/固形物でございますけれども、まず影響項目として閉塞、摩耗が考えられま

すけども、その閉塞について薄膜効果の要因となる繊維質の保温材を撤去するという方針でございますので、閉塞の影響はそもそも小さいというふうに考えてございます。この閉塞、摩耗について、次ページ以降で詳細を御説明いたします。

右上ページ番号、4ページ目でございます。格納容器内で発生するデブリの影響の整理です。まず、下に簡単に図を示しておりますけども、下の所、サプレッションチェンバに移行したデブリが、まずストレーナで捕捉されます。ストレーナが詰まらないことは、別途確認済みでございます。

今回論点になるのは、このストレーナを通過した、ストレーナ径より小さな粒子/固形物による、下流機器や炉心への影響がないかといったことでございます。

上の四角の①として、下流機器のポンプ、弁、熱交換器への影響については、閉塞、摩耗について影響が小さいことを確認してございます。

②番の炉心（燃料）への影響、ここが今日のメインでございますけども、まず閉塞については、後段のところで(1)で燃料上部側の整理、(2)として燃料下部側の整理として後段でまとめておまして、閉塞の影響がないことを確認してございます。これは次ページ以降に詳細を御説明いたします。

また、摩耗についても影響が小さいことを別途確認してございます。

続きまして、右上ページ番号、5ページ目でございます。まず、先ほど申しました閉塞に関してですけども、燃料上部側の影響の整理でございます。

まず、LOCA時に燃料上部へ冷却材が流入する際のイメージでございますけども、左側に原子炉圧力容器の簡単な図を載せてございますけども、左側に漏えいと記載している矢印がございます。LOCAですので、こういった配管が破断すると、そこからまず水が漏れます。そのときに燃料上部（炉心内）への注水例としましては、ABWRは高圧炉心注水系、BWR5は高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系などがございます。

実際にこれらのECCS系については、図で言いますと、右側から水が流れてきまして、燃料の上部側に冷却材を供給するといったような流れでございます。その流れから原子炉の下に経由して、シュラウドの外側を上昇となって、漏えい側で漏えいするといったような例がございます。ですので、実際に炉心燃料へは上部から入るといったことが、まず冷却材の供給の例として一つ考えられます。

続きまして、6ページ目でございます。燃料上部側でございますけども、そもそもECCSストレーナより間隙がかなり大きいために、その通過したデブリによる閉塞の影響はな

いと、LOCA後の冷却に影響はないと考えてございます。

左側に原子炉の図と拡大した燃料の図を記載してございます。燃料の上部側に上部タイプレートという部材がございすけども、その間隙を右下の表にまとめてございすけども、記載のとおり、ECCSストレーナのメッシュサイズよりも燃料上部の間隙のほうが大きいといったことから閉塞の影響はない、上部側からの冷却に影響がないというふうに考えてございす。

続きまして、右上のページ番号、7ページ目でございます。(ii)としまして、先ほど上部の話でしたが、今度は下部側の閉塞の影響を整理をしてございす。

まず、LOCA時に燃料下部へ冷却材が流入する際のイメージですけども、図で申しますと、左側にまた漏えいといった記載がございす。高圧炉心注水系、ABWRをイメージしてこれ書いておりますけど、高圧炉心注水系という、炉心内へつながっている配管が破断した場合に、ここからまず水が漏れてきます。

ABWRですと、右側に書いておりますけども、低圧注水系というもので注水します。この注水のラインですけども、図で言うと右側から水が入ってきまして、シュラウドの外に注水されます。シュラウドの外に注水されたものは、原子炉圧力容器の下を經由して、炉心(燃料)へは下から上向きに燃料下部へ冷却材が流入するといった経路が考えられます。この燃料下部への冷却材の流入について、続きまして、8ページ目で影響を整理してございす。

燃料下部についても、薄膜効果の要因となる繊維質保温材を撤去していることから、ストレーナを通過したデブリによる閉塞の影響はないと評価しております。LOCA後の冷却に影響はないというふうに考えてございす。

ですので、下側につきましても、燃料のフィルタ等がついているプラントもございすけども、そもそも薄膜効果の要因となる繊維質を撤去するということから、閉塞の影響はないというふうに考えてございす。

続きまして、右上のページ番号、9ページ目でございます。参考と記載させていただきましたけども、「燃料フィルタに対する圧損試験」でございます。

燃料下部についても、薄膜効果の要因となる繊維質の保温材を撤去していることから、閉塞の影響はないと評価してございすけども、念のための試験でございすけども、デブリが燃料フィルタに到達したと仮定して試験を実施しております。

この試験、デブリが燃料フィルタに到達したと仮定した圧損試験の結果からも、LOCA後

の長期冷却に必要な流量が確保できることを確認してございます。

あくまで参考に実施したのですが、繊維質のデブリを撤去するのですけども、繊維質のデブリを念のため投入してやっております。

試験は二つありますけども、試験の①については、繊維質のデブリを投入しまして、その圧損試験の結果から燃料下部へも必要な流量が確保できることを確認しております。

試験②につきましては、繊維質のデブリや粒子の固形物の代表としてケイ酸カルシウムを投入した圧損試験を実施しております、試験①の範囲内であることを確認しております。

何度も繰り返して恐縮ですけども、薄膜効果確認のために繊維質デブリ、繊維質も投入しておりますけども、国内では保温材は撤去をします。

参考に下にECCS、メッシュサイズを載せておりますけども、ECCSストレーナよりメッシュサイズの小さいDefenderというタイプの燃料フィルタで試験を実施してございます。

続きまして、右上のページ番号、10ページ目です。燃料フィルタに対する圧損試験の2/2ということで、平成24年8月の意見聴取会の資料から引用してございます。

一番上に四角に書いてございますけども、デブリが燃料フィルタに到達したと仮定した圧損試験の結果からも、LOCA後の長期冷却に必要な流量が確保できることを確認してございます。

試験①の結果から、局所圧力損失係数、評価の流れでございまして、試験①の結果から局所圧力損失係数を算出したしまして、その係数を用いて実機の冷却材流量を評価してございます。その流量は、LOCA後の長期的な冷却を行うために必要な流量、崩壊熱による蒸発分相当でございまして、その流量を上回るといったことを確認してございます。

なお、試験②につきましても、局所圧力損失係数が試験①の範囲内であることを確認してございます。

すみません、くどくて申し訳ないのですけども、繰り返しになりますけども、試験①、②ともに繊維質デブリを投入してございます。実際は繊維質の保温材を撤去するため、本評価よりもさらに安全裕度が高くなる、本評価は条件を厳しく設定して実施したものでございます。

最後、11ページ目、まとめでございまして。国内のBWRプラントは、繊維質の保温材の撤去やストレーナの大型化、格納容器内の清掃等を実施しております、デブリによるストレーナ閉塞事象に対して裕度を向上させる取組を実施しております。

※に振っておりますけれども、新規規制基準対応の設工認において、SA時のECCSストレーナの圧損評価が審査対象となるため、繊維質保温材の撤去計画を反映した条件にて評価を実施してございます。プラント再稼働までに、国内のBWRでは繊維質の保温材を撤去予定でございます。

また、ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響に関しては、燃料上部にはメッシュサイズの関係から閉塞の影響はないこと。燃料下部についても、薄膜効果の要因となる繊維質の保温材を撤去していることから、LOCA後の冷却に影響のないことを確認してございます。

以上、現状得られている知見から、安全上問題はないと考えておりますが、引き続き、最新知見の収集を行って、安全性の向上に関する取組を進めていく所存でございます。

御説明は以上でございます。

○遠山課長 どうもありがとうございました。

それでは、ただ今の説明に関して、質問や意見があればお願いします。

塚本主任技術研究調査官。

○塚本主任技術研究調査官 原子力規制庁の塚本です。

説明ありがとうございました。幾つか確認なのですけれども、後半のほうで特に強調されていましてように、薄膜効果、繊維質を除去したことで閉塞はしないという、それが結論なのだと思います。

ただ、念のための確認ということで、過去の試験を引き合いに出されているわけですが、想定している、今回の件は再循環運転の発生したときの状況がどうかということと、そのときに閉塞だとかの問題がないかということですので、再循環運転の状況というのが、例えば何分頃に開始されるものであるのかとか、まずは何分に開始するのかと、そのときの注水の状況、今回5ページ目と7ページ目に注水系の説明がありまして、これを見る限りですと、5ページ目、BWR5に関しては、注水ラインが全て炉心上部に設置されているということで、下部が閉塞したとしても、上から降るので問題がないと。

ABWRも、高圧系が生きていれば同じですけれども、代表事象である高圧系の破断であると、7ページのような、低圧で下から押し込むということで、下からの流入はこれしかないということで、この試験のターゲットとしては、ABWRの高圧破断のみを対象と想定しているのかという、まずこの2点、まず再循環の開始時間とそのときの状況と、あと試験で今見ようとしていたのは、ABWRの高圧破断のみがターゲットであるのかという、この2点

について、まず確認させてください。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

御質問ありがとうございます。まず、時間的な考えでございますけども、13ページ目に少しだけ注水の話に記載してございます。右の点線で囲まれた中に、ABWRの例でございますけども、注水のことについて記載してございます。

実際に低圧注水系の起動を開始するのが、LOCAの約6分後でございます。LOCAの約6分後に注水を開始いたしまして、実際に炉内に到達して、異物が詰まり始めるといったところだと少し時間がたっておりますので、6分プラス数分たった10分前後というふうに、まず考えてございます。

その状況ですと、実際の炉内の状況は、7ページに記載したような状況が考えられます。1点目の質問については、以上でございます。

2点目につきましては、結果として、そのBWR5は全て炉心内に注水するものでございますので、基本的にはABWRに対して今回のフィルタの圧損試験については適用するものというふうに考えてございます。BWR5でも使えないことはないのですけれども、実際の水の流れを想定しますと、ABWRに対して想定するという事で御認識は合っているかと思えます。

御回答は以上でございます。

○塚本主任技術研究調査官 ありがとうございます。

それでは、もう1点なのですけれども、試験は、何度もありましたように、念のための確認ということなのですけれども。先日、CNO（原子力部門の責任者）会議で10×10を導入するといった計画が話されたわけなのですけれども、燃料が変わったときに、ここでやった検討にもう一回立ち戻らなければいけないのかどうか。結局これは試験の立ち位置、試験は念のためというふうに言っていますけれども、繊維がないから10×10燃料が入っても関係ないという説明なのか、あるいはフィルタの間隙といったところは変わらないからこの試験も使えるというようになるのか、その辺りの、今後燃料が変わっていったときに、この問題がもう一度挙げていかなければいけないのか、もう今回でそういったのは一切もう大丈夫ですという話なのか、ちょっとその辺の考えをお聞かせいただければと思います。

○東京電力（野中） 東京電力、野中でございます。

御質問ありがとうございます。新しい新型の10×10燃料であっても、フィルタの設計としては、こういったDefenderとか同じようなものが使われますので、今回と同じ話ができるかと思えます。基本的には繊維質の保温材を撤去しますので、閉塞の影響はないかと考

えてございますけども、仮に詰まった場合、仮に投入された場合ということでありますから、このフィルタの試験が利用可能かと思っております。

以上でございます。

○塚本主任技術研究調査官 基本的には変わらないということで認識しました。ありがとうございます。

以上です。

○遠山課長 江口技術研究調査官。

○江口技術研究調査官 原子力規制庁の江口です。

何度か御説明の中で強調されていたように、実際のプラントでは、繊維質保温材を撤去すると。実際のプラントでは、粒子/固形物のデブリのみが発生すると、影響を考える必要があると、そういうふうに理解したのですが。実際、試験を行った際には、念のため保守的に繊維質のデブリも投入したと、そういうことなのですが、この繊維を入れることによって、どのぐらいの保守性を見込んだことになっているのか、その辺、見解を伺えればと思います。

例えば、実機では粒子/固形物だけなので、閉塞しないで圧損はほとんど立たないという状況になるのか、それとも繊維と粒子を混ぜたときの試験ほどは圧損は立たないけれど、それなりに立つというふうに考えているのか。もし前者であれば、これまでのDBAの想定と何ら変わらないことになるのかなという感覚もあるのですが、どのぐらいの保守性を取った話をしているのかというのを伺いたいです。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

御質問ありがとうございます。基本的に、その薄膜効果は2ページ目の図で示したとおり、まず繊維質のデブリが積もって、その表面に粒子状のデブリが積もって、ぎゅっと押されて流路が閉塞するといったような状況と考えてございます。ですので、この繊維質のデブリがない状態、そもそも粒子状のデブリだけでしたら、そもそも粒子径が小さいものはそのままメッシュ素通りいたします。ですので、あまりここで圧力、圧損の上昇が考えられるといったような状況ではないというふうに考えてございます。

ですので、繊維質のデブリがなく、粒子状のデブリだけであれば、ほとんど圧損は立たないであろうというふうに考えてございます。

以上でございます。

○江口技術研究調査官 御説明ありがとうございます。ほとんど圧損が立たないという

ことは、従来どおりのDBAのLOCAの状況に近いと、そういうふうに理解してよろしいでしょうか。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

御理解のとおりでございます。ありがとうございます。

○江口技術研究調査官 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。

佐々木企画調整官。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

繊維質保温材を撤去して金属保温材に変えるという説明はされていたのですが、各プラントによって格納容器内で使われている保温材の絶対量ですとか、あるいはどういう保温材かの比率みたいなものは、結構いろいろあるのではないかと思うのですが、今回の試験は、その範囲を網羅しているのかということと、主に金属保温材に交換するというふうに書いてありましたが、それ以外にはどういうものに交換する予定なのか、この2点について教えてください。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾です。

今回のフィルタの試験条件ですが、各BWRプラントでは様々な比率であることは認識しておりまして、それらを包含するような条件で試験を実施しているというような認識でございます。まず、1点目がそういった回答になります。

2点目ですが、繊維質保温材の代替材として金属保温材を使用しているのですが、ほとんど金属保温材に換えておりまして、一部、狭隘部なんかは樹脂系のポリイミドとか、そういった保温材のほうに換えております。こちら2点目の回答になります。

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。

御回答ありがとうございます。ただ、前半にお答えいただいたものは、何か形で示していただくことはできるのですか。この実験条件の代表性とか網羅性みたいなものが知りたいのですけれど。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

すみません、少し補足させていただきますけども、粒子/固形物の代表としてケイ酸カルシウムを入れてございます。金属につきましては、そもそもストレーナの評価側におきましても、ニューレグに従って設定したサイズというのがかなり大きいサイズで、このス

トレーナを下流側に流れないようなサイズでございますので、実際の試験で金属保温材を入れたというものではございません。ストレーナ側で捕捉されますので、下流側への流れというものはないということで、条件としては包含しているというふうに考えてございます。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

質問がよくなかったかもしれないのですが、その投入したケイ酸カルシウムの量というのは、最も多いプラントを代表した量を投入したということでしょうかという質問です。

○東京電力（野中） 東京電力、野中でございます。

すみません、御質問ありがとうございます。資料の23ページ目に試験条件を記載してございます。そこの想定デブリ発生量のところに、保温材撤去前の集約結果よりDefender装荷の可能性があり保温材量の多い代表プラントについて、こういった保守性を持って計算するというふうに記載してございます。ですので、Defenderを装荷する可能性のあるプラントの中で多いものということで御認識いただければと思います。

○佐々木企画調整官 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。

○遠山課長 小林主任安全審査官。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

先ほど、塚本とか江口が話していることと若干内容は重複するのですがけれども、パワーポイントの1ページをお願いします。BWRで保温材に、もう繊維質は使わないとはいえ、繊維質であるということを前提にお話しさせていただきますと、BWRにおいては配管が破断して、保温材が一旦、多分ダイヤフラムフロアに落ちて、そこからさらにベント管を通じて、サブプレッションチェンバに行って、それからサブプレッションチェンバのちょっと深い所にあるストレーナをバイパスして、低圧注水系のポンプ吸い込み口のほうに行くので、結構時間差があるのかなと思っていて、PWRの場合は再循環サンプなので、すぐに繊維質が水源に落ちて、そこから早めにストレーナをバイパスして燃料に到達しやすいかなと思っていて。BWRとPWRで、燃料への到達時間の時間差がかなりあると思っています。そして、薄膜の生成時間とかも考えると、多分、東京電力の方もお話しされていたことと、繰り返すにはなってしまうのですがけれども、やはり事象初期ですね、LOCAが発生したときの事象初期、再冠水するまでの間というのは、ほとんど繊維質のデブリが燃料の下部タイプレータを閉塞するということはまずないという認識なのですが。これは再確認なのです。

ども、それでいいかということと、あと、考えるとすれば、再冠水以降のことを考えればいいかということを確認したいと思います。

それと次の質問なのですが、先ほどPWRのときにも言いましたけれども、添十の解析ですね、DBAにしろ、SAにしろ、それについては多分、設計基準事象の場合だと、LOCAだともう短時間で300秒とか400秒のスパンしか見ないので、まず今回のような薄膜の影響というのは考えなくていいかと。どちらかという、SAのほうの炉心の著しい損傷防止のところの長期冷却のときに、もしかしたら薄膜生成するかもしれないけども、ほとんど影響がないということの整理だと思うのですが、その認識でいいか、改めて確認させてください。お願いします。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

御質問ありがとうございます。1点目の時間的な感覚については、御認識のとおりでございます。実際にLOCAで配管が破断して、サプレッションチェンバまで移行して、ストレーナを通過して、さらに下流側の機器も通過して、さらに炉内に入ってからダウンコマから巻き上がって入るということには、かなり時間がかかるというふうに考えてございます。

2点目につきましても、添付10への影響ということに関しましては、影響はないというふうに考えてございます。ですので何か後段に影響があるとか、そういった観点では考えなくてもいいというふうに考えてございます。

御回答、以上でございます。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

審査する側としては、やはり今やっている審査対象の申請書の添十への影響というの、ないならないとはっきりと確認をしたいので、最初に言ったように事象進展に伴って、その影響の有無についての考え方と、それを踏まえてDBAとSAについても影響ないということ、パワーポイント1枚でいいので、きちっと書いていただければと思いますが、いかがでしょうか。

○東京電力（野中） 東京電力、野中でございます。

承知いたしました。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。よろしく申し上げます。

あと、最後に大変初歩的な質問で申し訳ないのですが、我々は、PWRもBWRも両方審査しているのですが、その中で素朴な疑問で、PWRとBWRに両方に投げかけたい質問です。BWRのほうは、今後、保温材を金属製の保温材にするということなのですか。

も、どうしてPWRのほうは金属製保温材にしないで、ずっと繊維質を使い続けるのかという、その理由についてはプラントの特徴があってやっているのか、それとも、ただ電力会社の考え方の違いだけなのか、その辺を教えてくださいたいのですけれども。

○日本原子力発電（浦邊） 日本原子力発電の浦邊でございます。

PWRとBWRで対応方針が違うのは、一つはPWRは格納容器内に配管の物量が多くて、実際それらの保温材を全て交換というのがなかなか難しいという事情があるのかと思います。そういう事情で、それぞれ違う選択をしたのだと思います。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

今、多分、日本原子力発電の方がPWRもBWRも見ているから説明されたと思うのですが、例えば関西電力とか三菱重工業の方で、PWRはどうして保温材を変えないのかという点について、今の説明でいいのかどうかを補足していただけないでしょうか。

○三菱重工業（福田） 三菱重工業、福田でございます。

先ほどの小林様からの質問と合致してしまして、今、日本原子力発電がおっしゃっていただいたように、PWRは物量が大変だということもあるのですけれども。あとは、やはり、まずファーストインプレッションとして、そんなに広い炉心の中で保温材を取り換えなくても、詰まって長期炉心冷却が維持できなくなるということは、まずないだろうという信念というか、予測のもとで、それを実現するためには、試験でどれだけ影響が小さいかというのを、どの程度まで試験対象を広げて、汗かけばいいかと。PWRは、そちらのほうに注力をしてきた次第です。

以上です。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

説明ありがとうございます。どちらかと言うと、先ほど言ったそちらの三菱重工業のPWRの信念というか、それはパワーポイントに余り書いていただくことはできないかもしれないのですが、物量がPWRとBWRで違うとか、その辺は書ける範囲は書いていただきたいなと思います。審査官をやっていくと、PWRもBWRも両方やっていく人間がいるので、BWRをやっていた人間は、何でPWRでやらないのだという疑問を抱く可能性もありますので、そのときの回答としても必要かと思っています。

あと、私の認識が違うかもしれないのですけれども、BWRとPWRで根本的にストレーナとかサンプの大型化の考え方が微妙に違っているような気がしていて、何かPWRは、もうサンプという、解放されたようなプールの所に、ただモジュラー式にスクリーンをどんどん

入れていけば、多少繊維質がたくさん流れたところで、閉塞なんかしないよということなのかなと思っていて。認識が違っていたら申し訳ないんですけど。

BWRの場合は、どうしてもサプレッションチェンバの吸い込み口が限られているので、そこに煙突みたいに設置するストレーナを大きくするにしても限界があって、やはり繊維質というのをやめて、なるべく詰まらないものに換えたのではないかというふうに、私は簡単に思っていたのですが、その認識でよろしいですか。違うなら、違うとおっしゃっていただければいいんですけど。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

PWRは御認識のとおりで、サンプスクリーンが結構大きなものを設置しておりますので、そこで捕捉して対応するというのが基本的な対応となっております。

○日本原子力発電（浦邊） 日本原子力発電の浦邊でございます。

BWRのほうで、御指摘のように格納容器の横についているので、余り大きくするのも限界があるというところもあって、やはりそういうデブリのほうを減らそうとか、そういうアクションにしたと認識しています。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

下流側モデルとは関係ないんですけど、そもそもサンプスクリーンの設計の考え方というのにも違いがあると思いますので、それで繊維質を使うのか、繊維質のままなのか、金属に換えるかというのもあると思いますので、そもそも論なんですけど、そこも書ける範囲でいいので、そこはちゃんとしたPWRとBWRの思想の考え方というところも、違うところは明確にして、何か一覧表に書いていただけると、我々が今後審査する上では助かりますので、よろしくをお願いします。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

PWRとしてはPWRの考え方を御説明したので、参考にBWRとの違いというのを追加するような形でよろしいでしょうか。

○小林主任安全審査官 原子力規制庁の小林です。

そうですね、私たちとしてはATENAとしての意見を聞いているので、どちらが書こうがいいのですけれども、両方を比較するような紙を1枚書いていただければと思います。すみません、ATENAというふうに勘違いしていました。別々にどちらか一方で代表して書いていただければいいと思いますので、よろしくをお願いします。

○遠山課長 関西電力ですか。

○関西電力（高橋） 関西電力の高橋でございます。

承知いたしました。BWR側と調整しまして、資料を追加させていただきたいと思います。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

繊維質保温材を金属保温材に取り換えるということは、金属保温材の絶対量が増えるということになると思います。繊維質保温材と違って固いですし、重いですし、それが事故時に悪さをする可能性については、どういうふうにお考えで、どういう対処なり何なりを考えているのだったら、教えていただきたいというふうに思います。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

金属保温材ですけれども、確かに繊維質から変更するに当たって、量は増えるというふうにご考えております。ただ、金属保温材についてですけれども、あまり小さな金属片になるとは考えておりませんので、イメージとしては金属保温材に含まれる金属箔が小さい塊で残っているというようなことで考えております。

ですので、今回フィルタに影響を大きく与えるものではなくて、それがさらにはストレーナを通過して、何か炉心に影響を与えるものではないというふうに、今、考えております。

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。

質問が悪かったみたいなのですが、金属保温材が脱落する等により、格納容器内にあるほかの設備に悪影響を与える可能性についてはどういうふうにお考えでしょうかという質問です。ストレーナが詰まらないと、そういう質問ではありません。すみません。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

特にほかの機器に金属保温材全体が何か脱落して、影響を与えるとは考えておりません。今回ストレーナの所で考えているのと同じように、何かしら破損して落ちるとは思いますが、それがほかの機器に影響を与えるようなものではないというふうに考えております。

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。

つまり金属保温材がついているような場所に、悪影響を及ぼしたら困るような設備はないからということと考えるとよろしいですか。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

どちらかと言うと金属保温材が破損したとしても、そんなに重量が重くて、ほかに何か影響を与えるものではないと、というような認識でございます。

○佐々木企画調整官 原子力規制庁、佐々木です。

お考え分かりました。ありがとうございます。

○遠山課長 照井技術情報係長、お願いします。

○照井技術情報係長 原子力規制庁の照井です。

先ほどの小林とのやり取りで、1点だけ確認させていただきたくて。3ページの所で、化学析出物の所がDBA環境では純水で、薬品等を添加してないというふうに書いてあって、一方でSAだと、自主的な対応にはなりますけど、pH調整とかされるかと思うのですが、そうしたときに影響があるのかないのかは、どのようにお考えか御説明ください。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

今回は、もちろんDBA環境ですので純水で、状態では化学析出物の影響はないというふうに、まず考えております。ただ、今おっしゃるとおり、SA環境においては、薬液等を入れますので、圧損への影響はあるというふうに考えております。その場合のSAの評価というものも、我々は社内で行っておりますので、そちらのほうも確認をしております。

以上になります。

○照井技術情報係長 原子力規制庁の照井です。

分かりました。先ほど、小林とのやり取りの中で、添十への影響の有無についても1枚追加してくださいということがあって。今、御確認されているということだったので、その辺りも少し付記していただければと思います。

以上です。

○遠山課長 そのほか、よろしいですか。

最後に、私から一つだけ。今回のBWRの説明ですと、繊維質の保温材を撤去するので、燃料下部での閉塞の影響はないというふうに本文でおっしゃっていると。しかし、デブリというのは、保温材だけでないものもあるわけなので、それ以外のデブリは発生し、だからこそ参考として見ている試験でも、ケイ酸カルシウムなどの影響も見ているという理解です。

そうなると、そもそも繊維質の保温材を撤去したからといって、デブリがゼロになるわけではない。ただし、量は大幅に減るでしょうと。少ないかもしれないけれども、デブリが燃料下部に到達した場合には、それでもなお長期的な冷却の観点で見たら、流量が確保

できますということをおっしゃりたいのではないか、そのために参考として試験で評価をした結果、必要な流量以上は流れますよと言っているように見えるのですけれど、そういう論理構成の理解でよろしいですか。

○東京電力（野中） 東京電力、野中でございます。

御認識のとおりでございます。補足ありがとうございます。実際に格納容器内の清掃等も実施しておりますので、そういったデブリというのはかなり少ないものと考えてございます。ですが、本当にゼロかと言われると、少しはあるかもしれません。

そこで、このフィルタに対する試験につきましては、かなり繊維質の保温材がある状況を仮定して、かなりの量を投入しておりますので、その試験の範囲内には含まれるというふうに考えてございます。ですので、そういった保温材以外のデブリにつきましても、もしあったとしても、このフィルタの試験の結果をもちまして、冷却に影響はないというふうに言えるというふうに考えてございます。

以上でございます。

○遠山課長 どうもありがとうございます。

そうしますと、この参考として用いている試験の条件や、あるいはその結果を用いて行っている評価が大変保守的だということは理解するのですけれども。しかし、例えば20ページにありますように、試験で得られた局所圧力損失係数を用いても、これこれの流量が流れますよと、それは十分ですという説明を導き出す過程が見えないのですけれど、ここを補足する説明というのはできませんか。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

参考にですけれども、試験の①につきましては、19ページ目～22ページ目までにまとめてございます。評価の流れとしましては、まず、試験で流量と局所圧力損失の二つのパラメータを試験で採取いたします。その試験の結果から、局所圧力損失係数という、どの流量でも適用可能な圧損の係数を算出いたします。その圧損係数を用いまして、LOCAの発生後を模擬した実機の状態での冷却材流量を評価してございます。

この20ページ目の四角で記載しておりますけれども、1ポツ目が局所圧力損失係数、この技-⑥に書いております、この値を用いて実機の冷却材流量を評価しますと。その結果、試験後の局所圧力損失係数を用いた場合も、この技-⑦の流量になりましたので、LOCA発生後の長期的な冷却を行うために必要な流量の技-⑧の値を上回るといった流れでございます。

繰り返しになりますけども、まず、試験で局所圧力損失と流量を測定いたしまして、そこから係数を求めます。その係数を用いて実機の流量を評価いたしまして、その流量が崩壊熱による蒸発分相当の流量を上回るといったような評価をしてございます。

御説明、以上でございますけども、いかがでしょうか。

○遠山課長 原子力規制庁、遠山です。

その全体の論理はそういうことであろうけれども、この試験で得られた圧力損失係数を用いて、必要流量を技-⑦という所で導き出す過程を、結果だけではなく示していただくことはできませんか。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

21ページ目に、そのときの実機の流量の評価の結果について、圧力損失の結果をグラフで記載してございます。その右側が、実際にこの技-⑦の流量を求めたときの圧力損失でございます。実際に、まず異物が到達する前の水頭圧が支配的な状態をまず評価いたしまして、そこから全圧損が変わらないという評価で、右側の圧力損失を求めてございます。

実際にデブリが詰まってきて流量が減ってきますと、冷やせなくなってくるので、だんだんボイドが出てきます。ですので、ボイドが出てくると、位置圧損、このグラフで言いますとこの青い所ですね、デブリが詰まって流量が低下して、ボイドができて、位置圧損が低下するといったようなことになります。

実際に、そのデブリが詰まったことによるフィルタの局所圧損の上昇につきましては、このグラフの赤い部分でございます。全体としては、異物が到達する前と後で変わりませんので、この局所圧損、赤い部分と位置圧損、青い部分の合計が異物到達前の左側と変わらない流量が、この技-⑦の流量となったという反復計算をしてございます。

グラフで御説明しますと、この21ページですけども、文字で説明しますと、この22ページに記載しているような評価の流れで圧損の評価をしてございます。

御説明、以上でございますが、いかがでしょうか。

○遠山課長 原子力規制庁、遠山ですけども。

この御説明は、単純に局所圧損の増加分は、ボイドの発生による位置圧損低下で相殺されるということを行っているだけで、そうであれば、この燃料の大部分がボイドに支配されているので、そこで冷却が十分ですかという疑問が次に生じるのですが、そこには何も答えてないように思えるのですね。そこはどうですか。

○東京電力（野中） 東京電力の野中でございます。

実際その冷却という観点でございますと、技-⑦という数字は、実際にデブリが詰まっても、これぐらいの流量は流れますといった流量でございます。実際、基準はといいますと、技-⑧で20ページ目に記載してございますけれども、崩壊熱による蒸発分相当の流量が、この技-⑧の値でございますので、その流量よりも上であったということで、LOCA発生後の長期的な冷却を行うために必要な流量を確保しているというふうに言えると考えてございます。

以上でいかがでしょうか。

○遠山課長 原子力規制庁、遠山ですけれども。

技-⑦という数字は、あくまでも圧損が増えたときの流量を評価しただけで、だけでもそれが必要な流量よりは大きいからいいですよと、そういう論理だということですね。

○東京電力（野中） 東京電力、野中でございます。

御認識のとおりでございます。

○遠山課長 分かりました。少なくとも説明はそういうことだということは了解しました。

そのほか何かありますでしょうか。よろしいですか。

それでは、以上をもちまして、後半、BWRの説明に関する質疑を終了したいと思います。全体を通して、ほかに何か質問、あるいは確認することがもしあれば、お願いします。

よろしいですか。

それでは、最後ですけれども、本日の質疑によって原子力規制庁側の理解が深まった部分がございますが、幾つか原子力規制庁から資料の追加をお願いした点があったと思います。これについては、後日、資料の追加分、あるいは修正分を送付していただくということでよろしいでしょうか。

○関西電力（高橋） 関西電力、高橋でございます。

関西電力、承知いたしました。

○東京電力（高尾） 東京電力の高尾でございます。

BWR側も承知いたしました。

○遠山課長 分かりました。ありがとうございます。

それでは、以上で第19回事業者意見の聴取に係る会合を終了いたします。皆様、どうもありがとうございました。