

原子力発電所の高経年化技術評価等に係る審査会合

第15回

議事録

日時：平成30年12月19日（水） 15：00～17：11

場所：原子力規制委員会 13階 会議室A

出席者

原子力規制庁

山田 知穂	原子力規制部長
小野 祐二	安全規制管理官（実用炉審査担当）
藤森 昭裕	安全管理調査官
塚部 暢之	管理官補佐
臼井 暁子	廃止措置専門官
小嶋 正義	主任技術研究調査官
河野 克己	主任技術調査官
橋倉 靖明	技術調査官
北條 智博	技術調査官
皆川 武史	技術調査官

中国電力株式会社

北野 立夫	常務執行役員 電源事業本部部長（原子力管理）
桑田 賢一郎	島根原子力発電所 保修部 部長
臼井 利光	島根原子力発電所 保修部（保修技術）課長
橋本 隆	島根原子力発電所 保修部（建築）課長
峠越 規朗	島根原子力発電所 保修部（建築）副長
豊嶋 好輝	島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 副長
幸 真	島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 主任
美濃 邦勇	島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 主任
舛岡 弘基	島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 担当

兼折 直樹 島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 担当
中野 陽介 島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 担当
船田 康太朗 島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 担当
吉岡 哲兵 島根原子力発電所 保修部（保修技術）高経年化 担当
高橋 駿介 島根原子力発電所 保修部（建築）担当
加藤 広臣 電源事業本部（原子力設備）担当係長

東京電力ホールディングス株式会社

岡村 祐一 本社 原子力設備管理部 部長代理
星川 茂則 本社 原子力運営管理部 保安管理グループマネージャー
谷口 敦 本社 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 本社 原子力設備管理部 設備技術グループ 副長
神長 貴幸 本社 原子力設備管理部 設備技術グループ
秋元 治三 福島第二原子力発電所 保全部長
佐々木 陽 福島第二原子力発電所 保全部 機械第一グループマネージャー
上坂 昌生 福島第二原子力発電所 保全部 原子炉プロジェクトグループマネージャー
倉部 信行 福島第二原子力発電所 保全部 原子炉プロジェクトグループ
石川 竜也 福島第二原子力発電所 原子力安全センター 安全総括部 原子炉安全グループマネージャー
榎守 祐樹 福島第二原子力発電所 原子力安全センター 安全総括部 原子炉安全グループ チームリーダー

議事

○山田部長 原子力規制庁、原子力規制部長の山田です。

定刻になりましたので、これより第15回原子力発電所の高経年化技術評価等に係る審査会合を始めたいと思います。

本日の議題は、議題1、中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉の高経年化技術評価について。議題2、東京電力ホールディングス株式会社福島第二原子力発電所2号炉の高経年化技術評価（一部見直し）についてです。

それでは、最初に、本日の配付資料等の説明をお願いします。

○藤森調査官 原子力規制庁の藤森です。

本日の配付資料等でございますけれども、議事次第に記載のとおりでございます。

傍聴の方につきましては、資料1-1～1-15まで、それから資料2-1～2-3までの資料を紙媒体で配付しております。

資料の過不足等ございましたら、事務局までお申しつけください。

また、規制庁及び事業者の出席者へのお願いでございますけれども、会合で発言する際には、最初に所属、名前のほど名乗っていただくようお願いいたします。

以上です。

○山田部長 それでは、議題1、中国電力島根原子力発電所2号炉の高経年化技術評価についてを始めさせていただきます。資料は1のシリーズ1～15までで、たくさんありますので二つに分けてということで、低サイクル疲労、資料1-8までの説明を、まず最初をお願いをしたいと思います。よろしくお願いいたします。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

本日は、前回審査会合における指摘事項につきまして回答させていただきます。

なお、回答項目に応じて順次説明者が交代しますので、この点につきましては御了承いただきますようよろしくお願いいたします。

それでは、発電所保修部の幸のほうから説明させていただきます。よろしくお願いいたします。

○中国電力（幸） 中国電力の幸です。

それでは、まず、本日回答を行います審査会合における指摘事項について、資料1-1で説明いたします。

資料1-1の1ページ目は、前々回の第13回審査会合での指摘事項と回答状況を示しております。

1ページめくっていただき、次ページの2ページ目～4ページ目が、前回第14回審査会合での指摘事項と回答資料を示しております。全部で22件の指摘事項をいただいております。本日は2ページ目、3ページ目に示しております20件について回答いたします。

最後の4ページ目に示しております、熱時効のき裂進展評価の評価結果の説明、中性子照射脆化の加圧熱衝撃の評価に係る説明、絶縁特性低下の重大事故時の評価に係る説明につきましては、新規制対応における工事計画認可申請の補正後に、補正内容を反映した説明を行うことを考えております。本資料の順番に沿って、項目ごとにパワーポイント資料

及び補足説明資料を用いて説明を行います。

続いて、共通事項について説明いたします。こちらは資料1-1の2ページ目を、まず御覧ください。

こちらの一番上に示しております14-1に当たるものが、共通事項での指摘事項となります。内容につきましては、資料1-2のほうで説明いたします。資料1-2の別紙4-1ページ目をお願いいたします。後ろから3ページ目になります。

この別紙4は、最新知見の反映プロセスを整理したのですが、ページ中ほどより少し下の表において、最新知見のスクリーニングで反映済、または反映不要とした知見の分類を示しております。このうち反映不要とした分類の1行目として、規格基準に取り込まれていない経年劣化事象の研究成果等という表現で記載をしていたものにつきまして、誤解を招く表現であることから表現を適正にし、説明を追記する旨をコメントいただきました。

コメントを受けまして、こちらに記載していますとおり、未完了またはデータ拡充が必要と判断した経年劣化事象の研究成果等という表現に見直しております。

また、表下の※で説明を追記していますとおり、これらの知見については、社内のQMS手順に基づき継続的に確認を行っていくものとなります。

以上が、共通事項の指摘事項に対する回答となります。

○中国電力（中野） 中国電力の中野です。

続いて、2相ステンレス鋼の熱時効の審査会合における指摘事項回答について御説明いたします。まず、資料1-1の2ページ目を御覧ください。

2相ステンレス鋼の熱時効に関する指摘事項は14-2番、仮想欠陥を想定した破壊評価について、き裂等の評価条件を含めて説明することの1件となっております。回答としましては、資料1-3のパワーポイントと資料1-4の補足説明資料にて回答しておりますが、資料1-3に沿って説明をさせていただきます。また、本日は評価方法のみの説明となり、評価結果につきましては新規制に関する工認補正の内容を踏まえて、別途説明させていただきます。

それでは、資料1-3をお願いします。2ページ目から説明させていただきます。2ページ目をお願いします。

まず、評価対象機器の選定について説明します。2相ステンレス鋼の熱時効の評価対象機器については、最高使用温度250℃以上、材料が2相ステンレス鋼の部位を評価対象部位として抽出しております。その中から、使用温度が250℃以上、き裂の原因となる経年劣

化事象の発生が想定される部位を、定量評価対象部位として抽出しております。

き裂の原因となる経年劣化事象として考えられる低サイクル疲労については、評価の結果、問題ないことを確認しており、定量評価対象部位は抽出されませんでした。

しかしながら、製造時検査の判定基準未満となる欠陥が存在する可能性は否定できないことから、念のため初期欠陥を想定し、定量評価を実施することで熱時効による機器の健全性への影響を確認します。次のページをお願いします。

定量評価に当たっては、熱時効への影響が大きいと考えられるフェライト量、発生応力の観点から機器を選定いたします。表1に示すとおり、フェライト量が最大となる原子炉再循環ポンプを定量評価部位として選定しました。以降のページでは、現段階で代表として確定している原子炉再循環ポンプについて御説明をさせていただきます。次のページをお願いします。

評価方法について説明します。評価方法は四つのステップに分かれており、まず、き裂進展抵抗について脆化予測モデルを用いて予測します。次に、初期欠陥を設定し、運転開始60年目までにプラント運転時に生じる応力サイクルから、き裂進展力を算出します。そして、き裂進展力をJ積分の解析解により算出します。最後に、き裂進展抵抗とき裂進展力を比較することにより、き裂の安定性評価を実施いたします。次のページをお願いします。

原子炉再循環ポンプのケーシングについて、脆化予測モデルを用いて脆化予測を行っております。評価の結果、破壊靱性値は、 J_{1c} が74.9、 J_6 が235.1となっております。

次に、想定き裂についてですが、原子力発電所配管破損防護設計技術指針及び原子炉安全基準専門部会報告書の「配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について」を参考として、図1に示すように、き裂の長さ、 $2a_0$ を板厚と同じ長さである t 、き裂深さの a_0 を板厚の0.2倍である $0.2t$ として定義いたします。次のページをお願いします。

次に、き裂の進展速度について説明します。き裂進展速度は、維持規格（2008年版）に規定されるオーステナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労き裂進展速度を用いて算出します。本式で考える応力サイクルにつきましても、実過渡回数に基づいた60年目時点の過渡を想定して、算出を行いたいと考えております。次のページをお願いします。

先ほど御説明した、き裂進展速度式を用いて、図に示すとおり60年間の疲労き裂進展を想定した形状を算出します。次のページをお願いします。

き裂安定性評価用想定き裂の考え方を御説明します。き裂安定性評価では、安全側に評価するために、先ほどのページで御説明した、き裂進展を考慮したき裂を、図のように貫通き裂に置きかえて評価を行いたいと考えております。次のページをお願いします。

き裂進展力の評価について御説明します。き裂進展力を評価する際に想定する発生応力は、破壊に寄与する荷重である一時応力に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えて算出いたします。次のページをお願いします。

き裂進展力は、評価部位の応力とき裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及び、き裂進展解析結果から算出した、き裂安定性評価用想定き裂を用いて、EPRIの「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」に基づいて算出したいと考えております。次のページをお願いします。

最後に、破壊力学による健全性評価について説明します。評価としては、き裂進展抵抗とき裂進展力を比較し、延性き裂進展性評価とき裂不安定性評価を行います。延性き裂進展性評価では、き裂進展抵抗がき裂進展力と交差し、延性き裂が成長をし始める破壊靱性値である J_{1c} がき裂進展力を上回ることを確認いたします。き裂不安定性評価では、き裂進展抵抗とき裂進展力の交点で、き裂進展抵抗の傾きがき裂進展力の傾きを上回ることを確認いたします。

熱時効に関する説明は以上です。

○中国電力（峠越） 中国電力の峠越です。

引き続きまして、コンクリート及び鉄骨構造物に係る御指摘につきまして、資料1-5を用いて御回答いたします。また、お手元に御用意しております資料1-6につきましては、補足説明資料となります。

それでは、資料1-5の2ページ目をお願いいたします。右方、1ページ目になります。前回の審査会合で、コンクリート及び鉄骨構造物につきまして、排気筒の疲労評価における材料の健全性について御指摘をいただきましたので、御回答いたします。次のページをお願いします。

初めに、溶接部の疲労評価上の扱いについて御説明いたします。排気筒の疲労評価につきましては、日本建築学会のS基準に示される疲労損傷評価法を参照し、応力の繰返し数及び繰返し応力範囲を算定し、許容疲労強さ並びに打ち切り限界と比較することにより評価を実施しております。

S基準の「7.3基準疲労強さ」では、各種継手形状に対する基準疲労強さと応力範囲の打ち切り限界が示されており、筒身については、工場で製作したブロックを現地で溶接して

組み立てていること。鉄塔については、工場溶接で製作した支柱材等を現地で高力ボルト接合による組み立てていることから、基準疲労強さ及び応力範囲の打ち切り限界を、それぞれ3ページの表のとおり設定いたしました。

また、構造計算における溶接部の扱いにつきましては、S基準「5.3 溶接」で「完全溶込み溶接の許容応力度は、接合される母材の許容応力度とする。」とされ、その解説では、「溶接継目の耐力は、JASS6に従い、十分な品質を確保できる工場で行う場合、またはこれに準じる場合に限り本項で規定した許容応力度で設計することができるとされています。

以上の内容と4ページ目以降で示します排気筒の施工管理の方法、実績を踏まえ、疲労評価に用いる応力は、設計する断面における公称応力を用いております。

4ページ目をお願いいたします。

続いて、排気筒建設時の施工管理の方法・実績について御説明いたします。JASS6では、工事工程に応じて、製作工場で行う材料検査、製品検査、溶接部の検査等及び工事現場で行う建方の精度検査、高力ボルトの締付け検査、現場溶接部の検査等について規定しております。

排気筒の建設時の工事フローは、こちらの中段に示す図のとおりになります。その過程で、下表に示す各検査を実施しております。次のページをお願いいたします。

溶接部の施工管理の実績について御説明いたします。こちらに溶接部の検査箇所を示しておりますが、工場溶接部で26カ所、現場溶接部で20カ所について、放射線透過試験を実施しております。

試験結果を6ページに示しておりますが、全ての箇所で溶接部の異常な欠陥がないことを確認しております。

続いて、7ページをお願いいたします。

最後に、評価の前提となる材料の健全性について御説明いたします。排気筒建設以降、筒身、鉄塔ともに保全計画に基づく外観点検を実施しておりますが、表面に機能・性能に影響を及ぼすおそれのある割れ・変形等の有意な異常がないことを確認しております。6ページまでで御説明しました建設時の施工管理実績と建設以降の点検実績を前提条件として、排気筒の疲労評価を実施しております。

なお、資料1-6の補足説明資料の別紙3-1ページになりますが、こちらの1.はじめにの3段落目に、これらの内容を踏まえ追記をしております。

コンクリートの回答については、以上となります。

○中国電力（美濃） 中国電力の美濃です。

続いて、低サイクル疲労に関する指摘事項の回答について御説明いたします。資料番号1-1の2ページ目を御覧ください。

低サイクル疲労に関する指摘事項は、14-4～14-6の3件があり、そのうち14-4と14-5を資料1-7のパワーポイントで、残りの14-6を資料1-8の補足説明資料で御説明いたします。

まず、資料1-7のパワーポイントの2ページ目を御覧ください。

指摘事項14-4について、変更前の表の下線部で示しております、疲労割れの可能性はないと判断するという記載について、評価内容を踏まえて再検討いたしましたので、説明いたします。

低サイクル疲労の定量評価は、これまでの運転実績に基づき、60年間の健全性評価を行ったものとなります。その旨を明確にするため、変更後の表にありますとおり、健全性評価の結論部を、疲労割れの可能性はないという記載から、60年間の運転において疲労割れが問題となる可能性はないという記載に変更いたします。

また、総合評価についても同様に、評価期間において問題となる可能性はないという記載に変更いたします。低サイクル疲労としては、評価期間において問題となる可能性はないとしておりますが、耐震評価は必要と考えていることから、その方針を御説明いたしますので、次のページをお願いします。

低サイクル疲労の技術評価では、運転状態の変化に伴う温度・圧力の変動により、機器に蓄積される疲労を評価しています。一方、耐震評価では、技術評価で評価した60年間の運転による疲れ累積係数と、地震動による疲れ累積係数を加算し、許容値1を下回ることを確認することが高経年化対策実施基準で求められています。

したがって、地震評価要否としては、技術評価だけでは地震動による疲労の影響を確認できないため、低サイクル疲労を想定した耐震評価を実施する必要があると考えます。次のページをお願いします。

次に、指摘事項14-5の高サイクル熱疲労評価における残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管合流部の評価における低温側の温度設定根拠について説明いたします。

残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管合流部における高サイクル熱疲労評価では、残留熱除去系の運転モードのうち、当該合流部の温度差が大きくなる停止時冷却モードでの運転を想定して評価しております。

評価に当たっては、残留熱除去系熱交換器による必要除熱量が最大となるよう、停止時

冷却モードが運転可能となる最高温度の182℃から、設計仕様の原子炉冷却速度となる55℃/hで冷却したものとしております。

その結果が、当該合流部の高温側が182℃、低温側が126℃となっているものとなります。

続いて、指摘事項の14-6について説明いたしますので、資料1-8の低サイクル疲労の補足説明資料のページ番号、別紙2-18ページを御覧ください。

高サイクル熱疲労の対策として実施した原子炉再循環系ドレンライン配管ルート変更に伴う温度分布測定結果について説明いたします。

原子炉再循環系ドレンラインは、キャビティフロー型熱成層による高サイクル熱疲労が考えられることから、JSME指針による評価を行っております。その結果、雰囲気温度と系統運転温度との差がJSME指針の判定温度差を超えており、また分岐管鉛直部長さについてもJSME指針の寸法を満足しない結果となったことから、A系、B系ともに配管ルートの変更を行っております。

温度測定については、配管ルート変更前は1項のとおり、プラント運転時に温度測定を実施しております。

まず、A系の温度測定結果について説明しますので、別紙2-19ページを御覧ください。

まず、図1は測定位置を、図2は温度分布を示しています。キャビティフロー型熱成層では、エルボ部での温度変動が大きい場合に高サイクル熱疲労が問題となりますが、図2でエルボ部に当たるのは220℃辺りの黄色い線などであり、温度変動は20℃程度と大きくありません。

なお、同じく220℃辺りの濃い青色の線は、エルボ下流の水平配管部であり、温度変動は30℃程度と小さくなく、キャビティフローの先端がエルボ下流の水平部にある場合に生じる温度変動であると考えます。したがって、キャビティフローによるエルボ部の温度変動による高サイクル熱疲労が問題になるものではないと考えます。

次に、B系の温度測定結果について、別紙2-20ページを御覧ください。図3は測定位置を、図4は温度分布を示しています。図4でエルボ部となるのは70℃付近の水色の線などであり、温度変動は10℃程度と大きくありません。したがって、B系についても、キャビティフローによるエルボ部の温度変動による高サイクル熱疲労が問題となるものではないと考えています。

配管ルート変更後の温度測定については、配管ルート変更前の温度測定でも温度変動が見られなかったこと、かつJSME指針の安定基準を満足するように配管のルート変更を行っ

たことから実施しておりません。

以上で、低サイクル疲労に関する説明を終わります。

○山田部長 それでは、これまでの説明に対して質問、コメントあればお願いします。

○塚部補佐 原子力規制庁、実用炉審査部門の塚部です。

最初に説明のあった共通事項について、ちょっと確認をしたいんですが。資料で言いますと、資料の1-2でございます。先ほどの別紙の4-1のところでは最新知見の反映プロセスということで、反映不要とされていたところの記載を一部見直ししましたということかと思うんですが。一方、別紙の4-2ページ目のほうを見ていただくと、最終的には、これが未完了だというのはタイトルを見るとわかるんですが、反映不要のほうにフロー上は行ってしまおうと。そこはQMS手順に基づき、引き続き確認しますということなんですけど、具体的に一回反映不要ではねてしまったものを、どうやってこの最新知見としてフォローしていくかという、ちょっとそのプロセスを教えてください。

○中国電力（幸） 中国電力の幸です。

今、御質問いただいた件につきましては、高経年化技術評価として一旦スクリーニングした際には反映不要として、まず今回知見からは外しておりますが。その後、QMS手順に基づいての活動において知見の反映が必要かどうかということは、引き続きウォッチをしておりますので。そのウォッチの中で必要というふうな判断をなされた場合は、そのQMS手順に基づいて、確認を行っているところから連絡なり通知なりがあり、反映されるものと考えております。

○塚部補佐 規制庁、塚部です。

それはわかるんですが、このフロー上で言うと、また上に戻ってくるということですかね。別紙4-2のところだと。

○中国電力（幸） 中国電力の幸です。

そういう意味ですと、別紙4-2のフローの中では、一番左側の流れの中で、日常的に行っているものを用いて高経年化技術評価を行っているという、一番左側の流れからおりてくるものの一つとして入ってくるものと考えております。

○塚部補佐 規制庁、塚部です。

とりあえず、わかりました。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

熱時効に関しまして、質問を2点させていただきます。資料で言いますと、資料1-4でご

ざいます。資料1-4の9ページ目でございます。9ページ目の熱時効に関しては、これから先ほどお話があったとおり、工認の荷重が決まってからということですので、オンゴーイングということなので、随時修正していただければと思っております。その中で、ちょっとコメントを2点ほどさせていただきます。

まず、1点目ですけど、9ページ目なんですけれども、評価手法のところがございますけれども、その中で原子炉再循環ポンプ出口弁の弁箱を代表部位としているというふうに書いてあるんですけども、表2のほうに口径、それから最高使用圧力がちょっと書かれていないということで、ここがチャンピオンデータとして評価対象部位としましたというのが、ちょっとわからなかったもので、これから結構ですので、その辺り、ここがチャンピオンですよということを示していただくために、口径とか最高使用圧力を記載していただいて、ここは対象部位ですということをわかるようにしてくださいというのが一つ目です。

二つ目ですけども、同じく8ページ目でございますけれども、フェライト量を出しているんですけども、フェライト量のNbとNの出し方について説明していただけますか。

○中国電力（中野） 中国電力の中野です。

一つ目の御質問につきましては、拝承いたしました。資料を適切に見直したいと思いません。

二つ目の御質問ですけども、資料1-4の8ページ目、御指摘いただいたページですけども、この表4の下側に※を打ってまして、米国のNRCが出しているというようなところにステンレス鋼の熱時効に関する内容が記載してございます。こちらの中に、ミルシートにNbとNというのはJIS規格で要求がないので記載がされてなくて、そちらにつきましては、このNUREG/CR-4513のほうにNbを0.2%、Nを0.04%をすることで適切または保守的な評価ができるというような記載がございまして、そちらを参考にしてNbは0.2%、Nは0.04%としてフェライト量を算出してございます。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

具体的にNUREG/CR-4513, Revision2のどこにどういうふうなことを抽出したのかというのは、別に今じゃなくて結構です、そこをきちっと書いていただきたいというのがありません。

それと、ミルシートに書いていないというのは了解しているんですけども、ここでいうNUREGを使った考え方なんですけども。上段のほうではASTM A800番が使われていますよね、それでフェライト量を算出されています。ですよね。ということは、ASTM A800番に

基づいて、まずフェライト量を算出しているのに、なぜここでまたNUREGを使ってきたのかと。NbとNがないからということで用いてこられたのだとは思いますが、その辺りの規格の使い方というのは、それでよろしいのでしょうか。

ということは、どういうことかということ、NUREGの4513の場合だと、Hu11の式を使ってフェライト量を算出するようになっているはずですが、なぜそれを使わないで、ASTM A800番を使われているのでしょうか。規格をどういうふうに使われているのかというのがちょっとわからなかったもので、どういう趣旨のもとASTMを使うのか、NUREGを使うのか、あるいはNUREGのここをなぜ使ったのかということところがわからないので、そこを今日じゃなくて結構ですので、説明できるようにしてください。

○中国電力（中野） 中国電力の中野です。

わかりました。次回以降に御説明させていただきたいと思います。

○橋倉調査官 以上です。

○塚部補佐 規制庁実用炉審査部門、塚部です。

続いて、コンクリートについてちょっとお聞きしたいんですが、先ほど資料の1-5で御説明いただいて、最終的に製造時のフローとか説明いただいて、7ページ目のほうに点検の実施項目でありますとか、実績ということで書かれていて、御説明でもあったように、引き続き、点検において健全性を維持していきますという御説明だったかと思うんですが、今、劣化事象として、先行プラントでありますと、通称、白三角事象です、日常管理事象として挙げているものを、今回は黒三角ということで申請されているかと思うんですが、その事象が進まないという前提で黒三角事象とされているんですが、そこのお考えを説明ください。

○中国電力（峠越） 中国電力の峠越です。

点検につきましては、今回の疲労評価の中で建設時からの60年間の繰り返し数ということで風による疲労評価を実施しております。今回、PLMの評価に当たりまして、30年経過しておりますが、建設時からの劣化がないということ、点検の記録で確認をいたしております。

評価の中では、S基準の疲労損傷評価法を参照しまして、そちらでの評価を実施して、疲労のおそれはないという結果となりましたことから、黒三角事象としております。

以上となります。

○塚部補佐 規制庁、塚部です。

そういう意味で疲労評価、金属疲労の評価をされて健全性を確認されているのは、当然理解しているんですが、一方、日常保全で担保しているという部分もあることを考えると、通常であれば先行プラント等の例を見ると、白三角事象として扱うべきではないかと思うんですが、いかがでしょうか。

○中国電力（峠越） 中国電力の峠越です。

点検につきましては、別紙1のほうの中に点検項目等を記載しておりますけども、座屈だとか、割れだとか、錆だとか、そういうことについて、ちょっと目視点検を実施しているものとなります。点検の扱いとして金属疲労に、ちょっと例えば中の金属疲労の疲労の蓄積度合いだとか、そういったところに着目しているような点検という形ではないと思っております。現在はちょっと、今、黒三角事象とさせていただいております。

以上となります。

○塚部補佐 現状の考え方はわかったんですが、実際は日常保全で担保されているというのは、それはそれでよろしいですかね、理解として。

○中国電力（峠越） はい。日常保全を実施しておりますので、ちょっと改めて考え方を整理して、御説明いたしたいと思います。

以上となります。

○塚部補佐 規制庁、塚部です。

よろしく申し上げます。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

低サイクル疲労につきまして、2点御質問させていただきます。

まず、指摘事項に対する回答、ありがとうございます。概要はよくわかったんですけども、まず一つ目です、資料の1-8を御覧ください。

資料の1-8ですけども、まずRHRの起動の温度なんですけども、126℃ということで回答をいただいているんですけども、一番疲労評価として厳しい時点はどこなんですか。つまり運転モードとして一番疲労評価をする上において、どの点に気をつけて、どの部分を抽出して疲労評価を実施するのかということを説明してください。

○中国電力（美濃） 中国電力の美濃です。

疲労評価については、原子炉で除熱する量が一番多いときというか、つまり熱交換器で除熱する量が、そのときが一番多くなりますので。そうすると、熱交換器の出口温度が低くなるということで、停止時冷却系を運転始めたときの炉水の温度が一番高いときを対象

に評価を行っております。

以上になります。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

当該箇所の熱サイクル疲労の箇所に関しましてなんですけども、一番厳しい時点というのは、一番最初のときではないでしょうか。つまり温度差が一番大きいとき、JSMEの17の一番 Δt が一番大きいとき、このときが一番疲労評価するというのが一番重要なことだと思っているんです。

つまりどういうことかということ、他プラントさんの場合は、島根さんの半分の温度で評価しているんです。島根さんの場合は126℃、非常に高温でやられているんですけど、これは4時間後の定常後の運転モードでやられていますよね。そうではなくて、一番最初の疲労が一番厳しい状態というのはどこですかというふうなことを聞いていまして。それに対して、他プラントさんの場合は、もっと低い温度、つまり温度差が大きいところで評価しています。なぜそれが島根さんと違うのかなということを、説明してくださいというふうにお願いしているわけです。わかりますか。

○中国電力（美濃） 中国電力の美濃です。

ちょっと他プラントの評価の詳細は、ちょっと把握してないですが、当社の1号機の場合は、半分程度の温度となっています。2号機が、今おっしゃられた126℃の温度になっているのは、熱交換器の容量として、原子炉の除熱しないといけない量に対して、熱交換器の容量が若干小さめということもありまして、それでバイパスと熱交換器通水するのを通って分かれていくんですけども、そこで熱交換器通水する量を増やして除熱しているところもありまして。評価のやり方は違うとは思ってないんですけど、4時間後というのがRHRで停止時冷却モード投入できる一番早い時間になっておりまして。それで、そのとき182℃の圧力容器の温度になっておりますので、そこで、その瞬間で評価をしたときに、2号機の場合は、先ほど申しました熱交換器の容量の関係で流量が多くなって、それで出口の配管温度が高くなっているものと考えております。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

1号機と、じゃあ熱交換器が全然違うというふうに考えてよろしいのでしょうか。つまり評価の仕方が違うというのは、そういったことで温度差が出ていると、つまり1号機と2号機でそれだけ違うというふうなことだというふうに理解してよろしいのでしょうか、今の御説明だと。熱交換器が違うんですか。

○中国電力（美濃） 中国電力の美濃です。

圧力容器の除熱する熱量に対して、ちょっと容量が、あまり除熱量が小さいといいますが、熱交換器の仕様として小さい容量のものになっておりますので。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

じゃあ、その辺りをまとめて、1号機と2号機との話も含めてなんですけども、温度差の違いというのを、きちっと説明できるようにしていただけますか。よろしいですか。

○中国電力（豊嶋） 中国電力、豊嶋です。

温度差の違い、御説明させていただきたいと思っておりますけれども、簡単に一言申させていただきますと、熱交換器バイパス流量と熱交換器を通る流量のバランスで冷却速度を決めているんですけども、2号機はバイパスを通る流量が少なく、熱交換器側を通る流量が割合的に多いために、結果として出口温度が高くなっているということになっています。

少ない流量をたくさん冷やして合流させて熱を除熱するというやり方と、たくさんの流量を流して、その中で全体として除熱量を確保するとしたときに、その流量の熱交換器側を通る流量の全体のRHRの系統の中での割合の差から、そういう違いというのが出ておりますので、そういったところをまた整理して御説明させていただきたいと思っております。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

二つ目ですけれども、その前のページになりますけれども、今回ですけれども、工事施工後の温度を計測していないというふうに、ちょっと御回答をいただいているんですけども、工事を施工した後の、その当該箇所の健全性を、温度をはからなくて、なぜ大丈夫だというふうに言えるのでしょうか、それを説明していただけないのでしょうか。つまり工事を施工する前には、温度を計測されているわけですね。キャビティフローが配管のどこにあるのかということ、ちゃんと2-19ページではチェックされているわけですね。もちろん、それを設計上でまずいということで、施工をして変えられたわけですね。でも、変えられた後の温度をはからなくて、その設計が妥当であるというのはどうしてなんですか。設計だけでオーケーなんですか。施工後の温度をはからなくて、当該箇所が大丈夫と言えるのでしょうか。その健全性の考え方を、ちょっと教えていただけませんか。

○中国電力（美濃） 中国電力の美濃です。

温度測定を実施しましたが、キャビティフローによる温度変動でエルボのところでは有害な温度変動が起こるわけですけれども、温度測定の結果からは、温度変動自体はそんなに大きいものではないので、高サイクル疲労としては影響があるものではないと考え

ていたんですけれども、JSMEの指針のほうの配管ルートの要求事項ですね、寸法的な要求事項を満足していないことから配管のルート変更を行いました。

ルート上、JSMEの要求事項を満足しておりますので、そのところで温度測定は必要ないと判断しております。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

もう一回聞きますけれども、現場ではからないで、設計だけでオーケーというふうなんでよろしいんですか。それは設計上の話ですよ。あくまでも、確かにおっしゃるとおりで、温度を測定されて、JSMEでもたない、だから設計を変えましたと、そこまではわかります。でも、その後、そこが大丈夫なのかどうなのかというのは、設計の内容の妥当性をチェックされるんじゃないんですか、しないで安全ってどういうふうに言えるのですか。

○中国電力（臼井） 中国電力の臼井でございます。

まず、この温度測定の位置づけなんですけれども、まずJSME指針で、ルートについてはどうなのかという評価を行います。ルート変更前に温度測定したのは、あくまでやはり参考値として確認をしたという位置づけなんです。つくりがだめだったからとか、そういう判定基準に使うつもりではなくて、あくまでJSMEの評価において設計変更、あるいは改造工事を行っております。

この温度をなぜ参考値かというのと、やはり高サイクル熱疲労においては、中の流体の変動の温度になりますので、この温度測定値はどうしても配管外側の温度になります。なので、その温度をもっているいろいろな判定をするというふうには用いておりませんで、一旦JSMEの評価でアウトになったものに対して参考としてどうなのかという確認で、変更前は温度測定をしております。

温度測定については、以上です。

○橋倉調査官 すみません、何回も申し訳ないんですけども、2-19だと、施工前にどこにキャビティフローがあるかというのを把握するために温度測定されているんじゃないんですか。つまり、どうことかというところ、見られているところがキャビティフローがあるところなんです。それを温度測定の中で実施したから、キャビティフローがこの当該箇所、つまりエルボにあるというのがわかったんじゃないんですか。それで、JSMEの指針に基づいて変更されようとしたんじゃないんですか。

○中国電力（臼井） 中国電力の臼井でございます。

温度測定をして、そこを特定したというわけではございません。机上での評価でございます。

ます。

○橋倉調査官 あくまでも机上だけということなんですか。

○中国電力（臼井） 中国電力の臼井でございます。

そうでございます。

○橋倉調査官 すみません、規制庁の橋倉です。

じゃあ、そうすると、温度を測定しなくても設計の記録だけで、じゃあもう島根さんは、もう問題なしというふうに考えていると。あくまでも温度測定は、これはサンプルですという考え方なんですか。

○中国電力（臼井） 中国電力の臼井でございます。

そうでございます。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

ちょっと考えさせてもらいます。

○山田部長 ほか、よろしいですか。

ちょっと私から、資料1-3の6ページ目のところに、下のほうの説明のところ、運転開始後60年時点までの想定した応力サイクルと書いてあって、実過渡回数に基づいてと書いてあるんですけども、ここの実過渡回数に基づいてというのの外挿の仕方みたいなやつを、資料1-4を見たところ、ちょっと見当たらないんですけども。ほかのところは、実過渡回数から、どういうふうに60年に延長しているかって書いてあるみたいなんですけど、これはどういう考え方かというのは、多分計算されるので決まるとお思いますので、資料の中にちゃんと入れるようにしていただいたほうがいいかなと思いますけど。

○中国電力（中野） 中国電力の中野です。

過渡回数の考え方については、基本的には低サイクル疲労のほうで考え方は御説明してございます。その同じような考え方を、熱時効の定量評価の際にも使用するというようなことになります。

ただし、言われましたとおり、資料のほうには反映させていただくことで対応させていただきたいと思います。

○山田部長 考え方が全部統一されているなら、それで結構なので、わかるようにしていただければと思います。

ほかに、よろしいですか。

それじゃあ、残りの分の説明をお願いします。

○中国電力（兼折） 中国電力の兼折です。

それでは、中性子照射脆化に係る指摘事項の回答について御説明します。

資料1-1の指摘事項一覧表の2ページを御覧ください。本日は、回答する内容としましては、No. 14-7～14-10、3ページに行きましてNo. 14-11の計5件について回答をさせていただきます。No. 14-7につきましては、資料番号1-9のパワーポイント、No. 14-8～No. 14-11につきましては、資料番号1-10の補足説明資料を用いて御説明します。

まずは、資料1-9で御説明いたします。2ページを御覧ください。

No. 14-7についての御指摘ですけれども、評価点の考え方について再度説明するように御指摘をいただいておりますので、その回答を2ページ以降で御説明します。

中性子照射脆化の評価点選定の考え方についてですけれども、JEAC4201より、運転開始後60年時点での中性子照射量が原子炉压力容器内表面で $1 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 、以下、しきい値と呼びますが、このしきい値を超えると予測される範囲を評価対象としました。

中性子照射脆化の評価点につきましては、高経年化対策実施基準により、中性子照射量及び応力の観点から、中性子照射量の最大点及び構造不連続部を選定しました。詳細につきましては、次ページ以降に示します。次のページをお願いします。

真ん中に示しております原子炉压力容器の図に、運転開始後60年時点での中性子照射量が原子炉压力容器内表面でしきい値を超えると予測される範囲を示してございます。しきい値を超えると予測される範囲内にある部位としまして、①円筒胴（炉心領域部）、②再循環水入口ノズル、③低圧注水ノズル、④計測ノズルの4点を抽出しました。次のページをお願いします。

次に、評価点の選定についてですが、先ほど抽出しました四つの部位につきまして、冒頭でも述べましたとおり、中性子照射量の最大点及び構造不連続部を選定しました。

まず、中性子照射量の最大点ですが、炉心に最も近接しており、中性子照射量が最も多いことから、円筒胴（炉心領域部）を評価点として選定しました。

また、構造不連続部としましては、再循環水入口ノズル、低圧注水ノズル、継続ノズルを抽出しましたが、計測ノズルは高ニッケル合金であることから、設計建設規格より評価対象外としました。よって、しきい値を超えると予測される再循環水入口ノズルと低圧注水ノズルのうち、炉心に近接しており、中性子照射量が多い、低圧注水ノズルを評価点として選定しました。

これより、評価点としましては円筒胴（炉心領域部）と低圧注水ノズルの二つを選定し

ました。次のページをお願いします。

続きまして、低圧注水ノズルの評価結果について御説明します。また前回の審査会合でお示したものの再掲にはなりませんけれども、円筒胴（炉心領域部）の評価結果を、あわせてお示します。

評価手法についてですが、右の図に示してございます、低圧注水ノズルコーナー部及び溶接部について、JEAC4201により関連温度移行量の予測を行い、JEAC4206により耐圧・漏えい試験時の最低使用温度を算出するとともに、圧力－温度制限線図を作成し、圧力・温度制限要求を満足することを確認しました。

また、低圧注水ノズル内表面の運転開始後60年時点での中性子照射量は、 $6.28 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 程度と予測してございます。次のページをお願いします。

評価結果のうち、耐圧・漏えい試験時の最低使用温度の算出についてですが、JEAC4206により、運転開始後60年時点の関連温度移行量、関連温度及び最低使用温度を算出し、その評価結果を下表に示してございます。

これより原子炉圧力容器の耐圧・漏えい試験時の最低使用温度は、破壊力学的検討によるマージンを考慮しますと、運転開始後60年時点で円筒胴は9℃、低圧注水ノズルは6℃となりました。次のページをお願いします。

次に、運転上の制限に関する評価についてですが、JEAC4206により算出した、運転開始後60年時点の関連温度を踏まえて作成した圧力－温度制限線図を以下に示します。図の縦軸は内圧、横軸は金属温度を示してございます。左上の斜めの曲線が円筒胴と低圧注水ノズルの線形破壊力学に基づく制限曲線を示しており、真ん中の太い実線JEAC4206に基づく運転条件の制限を示してございます。

脆性破壊防止の観点から、原子炉圧力容器の運転においては、これらの圧力－温度制限線図より、高温側の条件で運転温度の管理が要求されております。原子炉圧力容器の運転は、図の右下のほうに示してございますが、起動－定格出力運転－停止時の飽和圧力－温度線図に従うことから、中性子照射脆化を考慮した運転制限は、遵守可能な圧力温度であるとともに、十分な安全性が確保されていることを確認しました。

14-7の指摘事項のまとめとしまして、最低使用温度及び圧力－温度制限線図について、低圧注水ノズルに比べ円筒胴のほうが厳しい結果となっておりますので、円筒胴を代表部位としました。

14-7の指摘事項に対する回答は、以上になります。

続きまして、資料1-10、資料かわりますけれども、資料1-10の補足説明資料について、残りの指摘事項について回答を御説明いたします。

まず、14-8の指摘事項についての回答ですけれども、資料1-10の7ページを御覧ください。

計測ノズルについての指摘をいただいておりますけれども、先ほど資料の1-9でも少し御説明しましたが、上から3行目のところに、計測ノズル溶接地点についての記載を追記してございます。内容としましては、設計・建設規格により中性子照射脆化の評価対象外である旨の追記をしてございます。

続きまして、No. 14-9の指摘事項についてですけれども、こちらは再循環水入口ノズルについての御指摘をいただいております。こちらの回答については、同じく7ページの下段のなお書き以下のところに記載を追記してございまして。もともとは低圧注水ノズルについて、原子炉圧力容器周方向の設置角度を記載してございましたが、再循環水入口ノズルの設置角度を追記してございます。

また、8ページになるんですけれども、8ページの図3のほうで、周方向の角度を横軸にとりまして、原子炉圧力容器内表面の周方向中性子束分布を示してございますけれども、この解析結果により、再循環水入口ノズルにつきまして、設置されている角度につきましては、中性子束相対値が1以下となっていることを確認してございますので、中性子照射量の周方向平均値を使用する旨を、先ほどの7ページに追記してございます。

続きまして、14-10の指摘事項ですけれども、関連温度の算出時にマージンのとり方の御指摘をいただいております。

まず、9ページを御覧ください。

表5のほうに示してございますけれども、島根2号炉につきましては、加速照射の試験を1回と炉壁試験を1回の合計2回の監視試験を実施してございます。

また、少しページが飛びますけれども、別紙2を御覧ください。この別紙では関連温度の算出の過程を示してございますけれども、1.1の③、④に関連温度の予測値を算出する際のマージンの設定方法について、JEACの文章を引用しまして記載してございます。

具体的に島根2号炉はどうかという話ですけれども、ページでいきますと別紙2-2ページに示してございますが、中段辺りのところです、※1として、追記を今してございます。マージンを設定する際には、加速試験のデータは実測値として、我々としてはしておりませんので、実測値が2個以上ある場合の、先ほどの1.1項の④については適用対象外という

ふうに考えておりました、1.1項の③に基づきましてマージンを22℃というふうに、設定を今してございます。その旨を、※1で追記してございます。

続きまして、14-11の指摘事項についてですけれども、資料1-10の最後のページになります。別紙5になります。

ノズルと円筒胴の応力が同等であると考えられる理由について御指摘をいただきまして、別紙5のほうで回答を作成してございます。まず、そもそもの話ですけれども、円筒容器につきましては、穴をあける場合は穴の補強を実施してございます。

設計・建設規格の解説図、PVB3513というところがございすけれども、左図のほうに穴の補強のイメージ図、右の図のほうには穴の補強有無での応力評価がなされております。

こちらのグラフの横軸には、容器側面に沿った距離を示してございまして、0mmの地点が穴の中心になってございます。縦軸に外表面位置での周方向応力を示してございすけれども、穴の補強がある場合につきましては、補強なしに比べて外表面位置での周方向応力が胴部と大体同等な応力まで減衰していることがわかります。

また、中性子照射脆化のしきい値を超えると予測される低圧注水ノズルを先ほど選定しましたけれども、こちらの図につきまして、さらに下のほうに建設工認の抜粋を示してございます。設計・建設規格のPVB3510に基づきまして、このノズルにつきましては穴の補強を実施してございますので、外表面位置での応力は同様な傾向になるというふうに考えてございます。

また、前回の審査会合で、熱応力についての御指摘も少しいただいております、少し資料としては戻りますけれども、別紙3-2に記載を充実させてございます。別紙3は、圧力温度制限線図の算出根拠について記載をしてございすけれども、熱応力につきましても圧力温度制限線図をきちんと熱力につきましても圧力を考慮して、圧力温度制限線図を作成してございます。その旨の記載を別紙3-2ページの5.の(2)に追記をしてございます。

低圧注水ノズルにつきましては、評価に用いた数値としましては、(2)の最後の行に示してございすけれども、円筒胴と同様の値を用いてございす。この数値の保守性につきましては、下記に解析の結果を示してございすけれども、これによって熱応力を算出しまして、評価に用いた数値の保守性については確認はしてございす。

以上で、中性子照射脆化に関する指摘事項の回答の説明を終わります。

○中国電力（吉岡） 中国電力の吉岡です。

照射誘起型応力腐食割れの審査会合における指摘事項の回答について説明いたします。

資料番号1-1、指摘事項回答一覧表の3ページを御覧ください。照射誘起型応力腐食割れに関する指摘事項は、No. 14-12～16に示す5件であり、そのうちNo. 14-12～15については資料番号1-11のパワーポイント資料、No. 14-16については資料番号1-12の補足説明資料を用いて御説明いたします。

ではまず、パワーポイント資料の2ページ目を御覧ください。指摘事項のうち、No. 14-12の炉心シュラウド母材部及び上部格子板グリッドプレートの欠陥検出事例に対する評価について御説明いたします。

炉心シュラウド母材部の欠陥検出事例について、国内プラントの事例を確認しております。事例概要ですが、製造過程で実施した研磨ベルトまたは研磨ディスクによる表面加工により、加工部のごく浅い表層部が硬化し、引張残留応力が発生したことにより、応力腐食割れが発生したとされています。当該ひび割れはごく浅く、深さ方向への進展性はないと結論づけられています。

当該事例に対する島根2号炉の評価ですが、炉心シュラウド母材部の表面加工の際には、JIS規格に従い、表面硬さがHV200以下となるように施工しており、母材表面に硬化層は形成されないため、同様の事象は発生しないと評価しております。

次のページをお願いします。次に、上部格子板グリッドプレートの欠陥検出事例については、海外プラントでの事例を確認しております。事例概要ですが、グリッドプレート交差部及び交差部以外のプレート部で亀裂が確認されており、グリッドプレートにはSUS304が使用されていたことを確認しています。

また、事象が発生したプラントは2プラントですが、そのうちの1プラントの中性子照射量は $4.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ であり、しきい照射量を超える値が確認されています。

当該事象に対する島根2号炉の評価ですが、まず、材料面で、島根2号炉で使用しているグリッドプレートには欠陥が確認されたSUS304と比較して、中性子照射に対して感受性の小さいSUS316Lを使用しております。

また、本事象は、海外の2プラントのみでしか確認されておらず、グリッドプレートには溶接部がないため、溶接による引張残留応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価しております。

次のページをお願いします。先ほど、御説明した欠陥検出事例のあった部位に対する点検について御説明いたします。

炉心シュラウド及び上部格子板の現状保全について、表に示しております。炉心シュラウド母材部の現状保全は表の3段目に記載しておりますが、維持規格に基づきVT-3の目視点検を10年の点検頻度で行っており、至近の点検実績は2008年の第15回定期検査であり、点検の結果、問題のないことを確認しております。

上部格子板グリッドプレートの現状保全は表の最下部に記載しておりますが、維持規格に基づくVT-3検査に加え、念のため自主点検としてMVT-1の目視点検を10年の点検頻度で行っております。至近の点検実績は2017年の第17回定期検査であり、点検の結果、問題のないことを確認しております。

次のページをお願いします。自主点検として実施している上部格子板グリッドプレートの点検について説明いたします。

上部格子板グリッドプレートの検査範囲を図に示しております。網かけで示しております周方向7.5%の範囲のうち、赤枠の範囲を検査対象として、MVT-1の目視点検を行っております。検査箇所として接近可能な全表面、高さ方向は全高を対象としております。

次のページをお願いします。続いて、指摘事項のうち、No. 14-13の炉心シュラウドのひび除去後及びウォータージェットピーニング施工後の健全性確認について御説明します。

初めに、ひび除去及びウォータージェットピーニング施工に至った概要についてですが、2003年に実施した第11回定期検査において、NISA文書に基づき炉心シュラウドの目視点検を実施したところ、炉心シュラウド周溶接継手H4内面近傍に1カ所のひびを確認しました。確認したひびは構造強度評価の結果から、5年後においても十分な構造強度を有することを確認できたことから、直ちに補修を必要とするものではなかったものの、ひびが進展する可能性を考慮し、2004年の第12回定期検査に研削によるひびの除去及び研削加工面に対してウォータージェットピーニングによる応力改善を実施しました。

次のページをお願いします。第12回定期検査時の実施内容について説明いたします。

研削によるひびの除去及びウォータージェットピーニング施工時に実施した点検について表に示しております。実施内容に記載した番号の順に点検を行っております。まず、研削前にひびの形状確認を目的として、渦流探傷試験、目視点検及び超音波探傷試験を実施し、その後、ひび部の研削、研磨を行い、目視点検にてひびが除去されたことを確認しております。

その後、超音波厚さ測定にて研削加工深さの測定を行い、測定時のひび深さ以上の研削を行ったことから、ひびの除去が確実に行われたと判断しております。

また、ウォータージェットピーニングによる応力改善を行い、ウォータージェットピーニング施工後の目視点検にて健全性を確認しております。

次のページをお願いします。ひびの除去及びウォータージェットピーニング施工を行った第12回定期検査以降の健全性確認について御説明します。

第12回定期検査以降の点検については、NISA文書に基づき、ひびの除去を行った次の定期検査である第13回定期検査に目視点検を行い、健全性を確認しております。第13回定期検査以降についても引き続き目視点検を行い、ひび除去部の健全性を確認しております。いずれの点検からも異常は認められておりません。

No. 14-13の指摘事項に対するまとめといたしまして、第11回定期検査にて確認したひびについては、ひび部の研削・研磨後の目視点検により、ひびのないことを確認しております。

また、ひびの除去後にウォータージェットピーニング施工による応力改善を実施し、施工後の目視点検によりひびのないことを確認しております。

ひび除去後の健全性については、ひびの除去及びウォータージェットピーニング施工を行った第12回定期検査以降、目視点検を実施しており、ひびのないことを確認しております。

次のページをお願いします。続いて、指摘事項のうち、No. 14-14のウォータージェットピーニング施工時の照射量及び照射に対する応力改善効果への影響について御説明します。

先ほどのMo. 14-13の指摘事項回答で御説明したとおり、炉心シュラウドに発生したひび割れに対する対策については、研削によるひびの除去及びウォータージェットピーニング施工を実施しております。ひびの発生箇所については、図に示した青い点線で囲んでいる箇所になります。

次のページをお願いします。本ページは、ウォータージェットピーニングの応力改善効果を記載しております。ウォータージェットピーニング施工は、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングすることにより材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する方法です。

次のページをお願いします。中性子照射による影響を考慮した状態でウォータージェットピーニングを行った場合に応力改善効果が得られるかについて、電力共研により実施した試験内容を用いて御説明します。

試験で用いた材料は、32EFPY照射量相当の $3 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ を模擬した照射効果模擬材を使

用しており、照射による硬度上昇とビッカース硬度の関係性については図2に示すとおりで、このビッカース硬度に相当する材料を冷間加工により得ています。

図3は、SUS304のビッカース硬度と冷間加工の関係を示しており、試験材で模擬する照射量を得るためには、資料に記載の冷間加工度が必要であることが示されております。したがって、資料に記載の冷間加工材を照射模擬材として試験で用いております。

次のページをお願いします。試験結果になります。図4に示すとおり、照射硬化模擬材に対してウォータージェットピーニング施工前後の応力値を確認した結果、ウォータージェットピーニングによる応力改善効果が得られていることが確認できます。

次のページをお願いします。島根2号炉のウォータージェットピーニング施工時の最大照射量と電力共研で模擬した照射量の比較を示しております。表を御覧ください。表の左側に記載している値の $7.5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ が島根2号炉のウォータージェットピーニング施工時の最大照射量、右側に記載している値の $3 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ が電力共研で模擬した照射量になります。

御覧のとおり、電力共研で模擬した照射量は、島根2号炉のウォータージェットピーニング施工時の最大照射量よりも高いことから、島根2号炉で実施した炉心シュラウド溶接線に対するウォータージェットピーニング施工は、中性子照射による影響を考慮した場合においても、応力改善効果が得られていると判断できます。

次のページをお願いします。続いて、指摘事項のうち、No. 14-15のハフニウム棒型制御棒の他社プラントでの不具合事象に対する島根2号炉の評価について御説明いたします。

初めに、他社プラントの不具合事象の概要についてですが、運転中にスティフナーとハフニウム棒の間隙部において腐食生成物が発生し、両者が固着状態となっていました。この固着状態で原子炉の停止に伴う温度低下の際に、ハフニウムとステンレスの熱収縮差による引張り及び圧縮力が加わって変形し、シースの割れ等が発生したため、制御棒と燃料集合体が干渉し、制御棒動作に支障を与えたことが確認されております。

資料下部の左側に、スティフナーとハフニウム棒の位置関係について、右側に、本事象の発生メカニズムについて示しております。

次のページをお願いします。本事象に対する島根2号炉の評価について御説明いたします。

島根2号炉の対応状況ですが、予防保全の観点から、他社プラントでの不具合事象発生以降である1996年の第6回定期検査からスティフナーを廃止した改良品のハフニウム棒型

制御棒に計画的に取りかえを行い、1998年の第7回定期検査に全てスティフナーを廃止した改良品への取りかえが完了しております。

資料中段の表に、他社プラントでの不具合事象発生から対策品への取りかえまでの時系列を記載しております。

次のページをお願いします。評価結果として、島根2号炉のハフニウム棒型制御棒については、他社プラントでの不具合事象発生以降、スティフナーを廃止した改良品に取りかえ済みであること、また運用基準に基づく制御棒の取りかえ時に取り出した制御棒に対して外観検査を実施しており、これまで異常は確認されていないことから、ハフニウム棒型制御棒の他社プラントでの不具合事象に対しては、島根2号炉において問題となる可能性はないと判断しました。

パワーポイント資料を用いた御説明は以上になります。

続いて、No. 14-16の指摘事項回答について回答します。指摘事項としては、炉心シュラウドの溶接線のうち、V5の外側溶接線がしきい照射量を超えないのであれば、わかるように資料を修正するよう御指摘をいただいております、補足説明資料に反映を行いましたので、御説明いたします。

資料番号1-12の補足説明資料のうち、12ページを御覧ください。前回の審査会合提出時点では、図中に緑色の着色をしているしきい照射量を超える範囲を周方向の最大値を用いていたため、右側の図のウォータージェットピーニング施工範囲となっていない炉心シュラウド外側のV5溶接線がしきい照射量を超えるように見えていました。このしきい照射量を超える範囲について、炉心シュラウド内側及び外側それぞれ、より正確な範囲に見直しを行い、補足説明資料に反映を行っております。

照射誘起型応力腐食割れの指摘事項回答は以上になります。

○中国電力（舩岡） 中国電力の舩岡です。

電気・計装設備の絶縁特性低下及び6事象以外の劣化事象に関する指摘事項の回答について御説明いたします。

資料1-1、指摘事項一覧表の3ページを御覧ください。本日回答する内容は、絶縁特性低下に関する指摘事項のNo. 14-17～No. 14-19、続いて6事象以外の劣化事象に関する指摘事項のNo. 14-20、合計4件となります。

No. 14-17及びNo. 14-18を資料1-13で、続いてNo. 14-19は資料1-14、絶縁特性低下の補足説明資料で、最後に、No. 14-20を資料1-15、6事象以外の劣化事象の補足説明資料を用い

て御説明いたします。

まずは資料1-13、2ページをお願いします。まず、指摘事項No. 14-17、ケーブルに関する長期保守管理方針に関して、実施済み評価の内容を御説明いたします。

上の図に試験手順、下の表に試験条件を記載しております。ACAガイドに基づく試験手順は、まず、通常運転期間に対する評価として、熱と放射線による加速同時劣化を行い、続いて、設計基準事項に対する評価として、放射線照射及び事故時雰囲気ばく露を行います。最後に、絶縁性能の確認として、耐電圧試験を行っております。

通常運転に対する評価は、既存試験の加速同時劣化における試験条件を島根2号炉の環境条件に展開して評価を行っております。試験条件の100℃、94.7Gy/h、6,990時間は、島根2号炉の環境条件である63℃、0.152Gy/hに展開しますと、約37年の運転期間に相当すると評価しております。

また、設計基準に対する評価は、試験条件が島根2号炉の環境条件を包絡していることを確認しております。以上が実施済み評価の内容になります。

3ページをお願いします。次に、ケーブルの長期保守管理方針に関して、再評価の内容について御説明いたします。

再評価として新たに試験を実施する場合は、試験手順は実施済み評価と同様に、ACAガイドに準拠し、また試験条件は島根2号炉の60年運転に相当する条件とする必要があります。

試験条件の例を表に示しております。まず、通常運転期間に対する評価を御説明いたします。2ページで御説明したとおり、実施済み評価では、試験時間6,990時間を島根2号炉の環境条件に展開し、約37年と評価いたしました。熱と放射線の条件を変更しない場合、島根2号炉の60年運転に相当する試験時間は、1万1,184時間となります。

次に、設計基準事項に対する評価としては、放射線照射は、島根2号炉の事故時環境条件である 2.7×10^5 Gy以上とし、事故時雰囲気ばく露は、実施済み評価と同様に、最高温度171℃、最高圧力0.427Mpaを包絡する条件となります。

以上のことから、難燃PNケーブルは、現在の評価寿命である37年までに取りかえを行うことで、60年間の健全性を確保できると考えております。

また、現在の評価寿命である37年までに、例示したような試験条件により長期健全性試験を用いて再評価を行うことで、60年間の健全性を確認できる可能性があると考えております。したがって、その両方を長期保守管理方針に記載しております。以上が、ケーブル

に関する長期保守管理方針の御説明となります。

次のページをお願いいたします。次に、指摘事項のNo. 14-18、ケーブル接続部に関する指摘事項について御説明いたします。

本ページでは、同軸コネクタ接続の実機品と長期健全性試験に使用した供試体の違いを御説明いたします。

左寄りに実機品の構造、左下に供試体の構造を示しております。右表に実機品、供試体それぞれの使用材料を示しております。接続先の検出器の機種の違いにより、形状に若干違いはございますが、実機品と供試体は同等な材料を使用しております。

5ページをお願いいたします。次に、長期健全性試験に使用した供試体の評価について御説明いたします。実機品と供試体の差異による長期健全性の評価への影響については、絶縁特性低下に影響があると考えられる耐熱性、耐放射線性、耐蒸気性の観点から、それぞれ評価を行っております。

まず、耐熱性についての評価を御説明いたします。コネクタに使用されている有機物の材料は、両コネクタとも同一であり、これら有機物はボディーにも覆われております。両コネクタのボディーは同一の材料を使用していることから、外部からの熱伝導は同等で、ボディーに内包される有機物が受ける熱影響は同等となります。

次に、耐放射線性について説明いたします。両コネクタのボディーは同一の材料を使用していることから、放射線透過は同等で、内包される有機物が受ける放射線の影響は同等となります。

最後に耐蒸気性について御説明いたします。ボディーとインシュレーターの間、検出器側コネクタとケーブル側コネクタの嵌合部においては、両コネクタともにOリングでシールし、インシュレーターへの水分の浸入を防止しております。このことから、両コネクタは蒸気環境下においても絶縁特性低下の要因となるインシュレーターへの水分付着は考え難く、耐蒸気性は同等となります。

以上のことから、絶縁特性低下の評価においては、実機品と供試体は同等であると判断しており、実機相当品を使用した現在の評価は妥当と判断しております。

したがって、当該コネクタの絶縁物は60年間の通常運転及び設計基準事故雰囲気において、絶縁性能を維持できると評価しております。

なお、実機相当品により評価を行ったことから、実機同等品による再評価を長期保守管理方針として設定いたしました。実機同等品による再評価の内容は、実機相当品と同じく

長期健全性試験を用いて島根2号炉の環境条件における評価寿命を確認するものです。

以上が本資料の説明になります。

続いて、指摘事項N0.14-19及び14-20、電気ペネトレーションの試験手順において、劣化試験を分けて実施している理由の追記について、反映箇所を御説明いたします。

資料1-14、絶縁特性低下の補足説明資料、ページは12ページをお願いいたします。電気ペネトレーションの試験手順のうち、加速熱劣化1、2と分けて実施しておりますが、その理由を表7の※1に追記いたしました。加速熱劣化については、途中で40年相当の劣化時点での健全性確認を行うため、40年相当と20年相当の2回に分けて実施しております。

本試験については、6事象以外の劣化事象の評価においても使用しております。6事象以外の劣化事象の補足説明資料にも、同じ内容がございます。資料1-15、7ページを御覧ください。表2に同じ内容を追記しております。

次に、同じ資料、8ページを御覧ください。電気ペネトレーション試験手順のうち、熱サイクル試験1、2に分けて実施している理由については、表8の※1に追記いたしました。熱サイクル試験についても加速熱劣化と同様に、途中で40年相当の劣化時点での健全性確認を行うため、40年相当と20年相当と2回に分けて実施しております。

御説明は以上になります。

○山田部長 それじゃあ、今、説明を受けた内容について、質問、コメントをお願いします。

○北條調査官 規制庁の北條です。

中性子照射脆化についてお聞きします。パワーポイント資料の4ページのほうで、評価点の選定をされておりますが、再循環水入口ノズルに関しては、中性子照射量も低いし、あと構造不連続部ではあるんですが、低圧注水ノズルよりも中性子照射量が低いから選定はされていないのですが、この再循環水入口ノズルの化学成分を使用した関連温度の予測などを確認されているのかというのをお聞きしたいと思います。

というのも、御存知のとおり、関連温度の予測に関しては、関連温度の初期値と、あと化学成分、銅、ニッケルなどの化学成分と、あと最終的に照射量で決まってくるんですが、化学成分と関連温度の初期値が今、評価されている低圧注水ノズルと同等であるのかどうなのかというのがわかればいいのかというふうに考えております。

○中国電力（兼折） 中国電力の兼折です。

先ほどの御質問の件ですけれども、再循環水入口ノズルにつきましては、関連温度の予測は現状実施してございませんで、もともと考えていましたのは、再循環水入口ノズルに

つきましては、照射量的に低圧注水ノズルに比べて低くて、照射脆化の評価になってございますので、照射量の観点で低圧注水ノズルを代表と今、しております。

なおかつ、資料1-10の補足説明資料を御覧いただきたいんですけども、8ページ目になるんですけども、8ページ目の図4のほうで、照射量のグラフを今、載せてございます。再循環水入口ノズルについてなんですけれども、下のほうの点線のほうで、コーナー部とノズル溶接線というふうに示してございますけれども、しきい値が赤い線で示してございますけれども、60年時点付近でようやくしきい値を超えるような状況にはなってございます。

というのもありまして、現時点では低圧注水ノズルを代表として評価を実施しているという状況でございます。以上でございます。

○北條調査官 規制庁の北條です。

先ほどちょっと私のほうで言ったと思うんですが、関連温度については初期値というのと化学成分というのが大きく関わってくると考えておりますが、そこについてはどのような見解をお持ちでしょうか。

○中国電力（兼折） 中国電力の兼折です。

御指摘のとおり、関連温度の予測につきましては初期値と移行量で算出はしてございますけれども、今回は成分の検討は実施できてございまして、照射量の観点で代表として低圧注水ノズルを選定している状況になってございます。

成分の比較というのも確かに重要だとは考えますので、再循環水入口ノズルにつきましては、一部、60年時点付近の地点での照射量でしきい値と比較しますと、超えている結果には現状なっておりますので、この辺は少し成分を踏まえて検討はする必要があるかなと考えております。

○北條調査官 規制庁の北條です。

それでは、検討のほうをお願いします。

○中国電力（兼折） 中国電力の兼折です。

承知いたしました。

○皆川調査官 規制庁の皆川です。

絶縁特性脆化について、2件コメントまたは質問という形でさせていただきます。

まず、1点目ですが、資料1-13の3枚目ですかね、③と右肩にある資料です。こちらについては、再評価の考え方として、ACAガイドに従って、より長期間の熱と放射線による加

速同時劣化を与えて、島根の2号炉の60年間の運転を包含できるような条件で試験をするということで、このアイデアについては理解いたしました。

一方、ちょっとこの試験、今後恐らくもっと詳細に検討されて、最終的にやるかどうかも含めて決められると思いますが、ちょっと気になったのは、同じページで設計基準事故時に対する評価のところですね。放射線照射の条件として、右側の列、例として $2.7 \times 10^5 \text{Gy}$ というふうにございますと。一方、一番下の※にあるように、この条件については想定される値そのものですというふうには理解されますが、いろいろ規格を見ますと、例えばJEAG4623とかを見ますと、この事故を模擬する条件ですね。裕度を加えましょうという記載があったりとか、米国のIEEE規格なんかでも設計基準の模擬については裕度を加えますという話を書いてございます。それから、ACAガイドの解説の中でも、JEAG4623の記載を引用して裕度の話が書いてございます。

今後、御社の中で詳細に検討を進めるに当たっては、そういった規格基準との整合も考慮して、試験を検討されたほうがよいかなと。単なるコメントでございます。

2件目ですが、次のページ、4ページですね。ケーブル接続部に関する評価のところ、実機品と実機相当品の同等性評価ということで材料を並べておられます。絶縁特性低下について特に大事なものは、ここにありますインシュレーターとかoリングとかですね。高分子材料を使っているところの評価だと思いますが、材料としても同左ということで、同じ名称の材料を使っていますということで理解はいたしました。

一方で、御存知のとおり、同じ材料の名称であったとしても、メーカーが異なるとか、あるいは製造の方法とか配合とか、これによって劣化特性というのは大きく異なるということが知られているところです。

こういった製造メーカー等の同じであるのかとか違いがあるのかとか、そういったところも含めて、実機品と実機相当品というのは同等と言えるのかということについて、御説明をお願いいたします。

○中国電力（舩岡） 中国電力の舩岡です。

1点目については承知いたしました。

2点目、同軸コネクタにつきましては、本材料は全く同じメーカーの同一材料になりますので、その点も踏まえましても同等という評価をしてございます。以上でございます。

○皆川調査官 規制庁の皆川です。

同等性の考え方について理解いたしました。

○山田部長 ほかはいいですか。

それじゃあ幾つかコメントで検討していただく点が出たと思いますので、御検討のほうをよろしくをお願いします。

それでは、議題1はこの辺で終了させていただきたいと思います。

ここで、席がえをしますので、一旦中断をしてということで、4時50分から再開をしたいと思います。

(休憩)

○山田部長 それでは、再開します。

議題の2、福島第二発電所2号炉の高経年化技術評価の一部見直しについて、資料の説明を始めてください。

○東京電力（岡村） 東京電力の岡村でございます。

それでは、資料に基づきまして、資料の2-1～3になりますけれども、御説明させていただきたいと思います。

○東京電力（上坂） 東京電力福島第二原子力発電所原子炉プロジェクトグループの上坂です。

では、資料の2-1に基づきまして、説明させていただきます。適宜、資料の2のほうの補足説明資料のほうに飛びながら御説明したいと思います。

早速ですが、めくっていただきまして2ページ目ですが、今回の高経年化技術評価の一部見直しを行った経緯についてまとめてございます。当該の福島第二の2号炉については、2014年の2月2日、6年前ですね、すみません、4年前ですね。4年前の2月2日に建設より30年が経過したため、この日までに30年目の高経年化技術評価を実施して、その同年の2014年1月22日に認可をいただいております。

この高経年化技術評価にて策定した長期保守管理方針には、差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティの点検についての項目があります。これについて、BWRの電力共研、電力共同研究ですね、二つ目の段落の真ん中ら辺に書いていますけれど、応力腐食割れの発生に関する研究という、この成果に基づきまして、応力腐食割れ発生リスクが顕在化する以前に、当該箇所の健全性を評価することが可能であるということが確認できました。

また、福島第二の2号炉以降に高経年化評価を実施した福島第二の3号炉以降のプラントについては、この評価方法を用いて当該箇所の健全性を確認しています。

これらを踏まえまして、最新の評価方法を反映して、その評価に福島第二の2号炉の評価を見直したものとして、この評価方法を反映させ、今回の見直しを行って、健全性の評価を実施しております。

めくっていただきまして、次、3ページ目ですけれど、経年劣化事象の評価内容としまして、評価対象機器等を記載しております。評価対象機器は原子炉压力容器で、評価部位が差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティということで、言葉だけですとちょっとわかりにくいので、もう1ページめくっていただきまして、4ページ目の右側に図を示しております、原子炉压力容器本体を右に示しておりますが、この下の赤丸で囲ったところですね。ここが当該の差圧計装・ほう酸水ノズル、ほう酸水注入ノズル及びティとなります。

3ページ目に戻っていただきまして、対象部位は示したところで、経年劣化事象の評価項目ですが、二つございまして、一つが粒界型応力腐食割れ(SCC)、二つ目が耐震安全性評価となります。

なお、2014年の30年目の評価以降の現在までの踏まえても、この部位の劣化事象にこれ以外の追加すべき項目がないということは確認しております。

めくっていただきまして、4ページ目ですが、ここからが見直し評価の概要となります。健全性評価ですが、ここには先ほど申し上げた電力共研の知見を用いた評価を記載しております、当該部位の小口径配管は薄肉であって、大口径配管の溶接部と比較すると、溶接の入熱量が低くなりますので、溶接残留応力も高くないというふうに考えられることから、SCCの発生の可能性は小さいということを記載しております。

現状保全ですが、ここは過去の定期的なISIに加えて、直近で実施した震災の影響の評価の確認のために行った漏えい検査によって、貫通亀裂のないことを確認しているということを記載しております。

総合評価ですが、ここまでの評価に加えまして、さらに今、安定停止状態において、長期停止プラントですので、当該部が100℃を超えるということはないという状態ですので、SCCが発生する可能性はないというふうに評価しております、この結果、40年間の健全性は維持できるというふうに判断しております。

高経年化への対応としましては、これらの評価結果によって、現状保全の項目に追加すべき項目はないと。引き続き、現状保全を継続していくこととしています。

めくっていただきまして、5ページ目ですけれど、こちらが先ほど申し上げた健全性評

価の小口径配管では残留応力が高くないというふうに得られている知見について、念のために実機のモデルを用いて解析で確認した結果を記載しております。

まず、右の図を見ていただきたいんですけど、右の図の中で、対象部位の詳細を示しておりまして、解析対象の溶接線は、図の中で示す黒い太線が対象の溶接線で、赤い矢印で示した二つの溶接点を代表として突き合わせ溶接を一つ、すみ肉溶接を一つ、それぞれの形状を代表して1個ずつ解析をしております。

結果が厳しくなるというふうに、形状ですとかあと口径の観点で、結果が厳しくなるというふうに予想される部位を代表として2カ所選んで、結果として示しているのがこの真ん中に示しているグラフとなります。

左側のグラフが、突き合わせ溶接、図で言うところの①の溶接点の残留応力の分布の結果となります。横軸が溶接中心からの距離ということで、真ん中が溶接中心で、残留応力の分布を示しております。

右の図がすみ肉溶接の代表の部位の②番ですね。残留応力解析の結果となります。こちらも同じく溶接部近辺の残留応力の分布を縦軸に応力を示しております。緑で示される点が、下に書いておりますけれど、電力共同研究結果より得たSCC発生応力の目安というもので、これを下回っているということを確認しております。

めくっていただきまして、6ページ目ですが、こちらでは耐震安全性評価の結果を記載しております。耐震安全性評価は一段落目と二段落目をあわせて記載しているのは、技術評価の結果を再整理して検討した結果、評価対象部位において耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象はないというふうに整理しております。

これを言葉だけだとちょっとわかりにくいので、参考資料ですけど、16ページ、一番最後のページに、このフロー、判断の仕方を記載しております。16ページの耐震安全性評価の技術評価と耐震安全性評価のフローの中で、耐震安全性評価は下半分のひし形、下のほうのひし形以降になるんですけど、ここで耐震安全性評価を、技術評価の結果を踏まえて、技術評価で評価した事象が顕在化した場合、機器の振動応答特性上または構造・強度上の影響が有意であるか否かということを検討しまして、この判断基準に照らして、今回の技術評価の結果から、耐震評価上も構造強度上の影響が有意ということには該当しないということで、このひし形の右側に行って耐震安全性評価上、対象外というふうに判断しております。

6ページ目に戻っていただきまして、この耐震安全性評価の結果として、現状保全に反

映すべき項目はないという結果を得られております。

7ページ目ですが、こちらでは長期保守管理方針の変更内容を比較表で示しております。この表の左側が変更前、30年目の高経年化評価を行ったときの長期保守管理方針、右側が変更後、今回申請させていただいている長期保守管理方針の内容となります。

左側に示している変更前の部分の、先ほど御説明した1項目目です。差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティの粒界型応力腐食割れについては電力共通研究等にて得られた知見を踏まえて点検を実施するとしていたものを削除しまして、現状、2項目目にある基準地震動Ssによるという項目を、変更後では1項目目に番号を上げまして、このような1項目のみにして申請させていただいております。

なお、この残っている1項目については、平成27年に評価を完了して、問題ないことの確認を受けております。

めくっていただきまして、8ページ目ですけれど、今後の取組としまして、ここまで申し上げたとおりですけれど、今後も現状保全で、特別な保全計画というものがありますけれど、これに基づいて保全活動を実施していくことによって、機器・構造物を健全に管理していきますということと、あと当社は高経年化に関するこれらの活動を通じて、今後も確実に安定停止の維持を継続していきますということを記載しております。

評価内容の御説明は以上となります。以下、参考資料ですが、簡単に御説明いたします。

参考資料の10ページ目ですけれど、こちら、ここ以降、11月30日に申請した申請書の評価書ですとか、今回、まとめている補足説明資料の内容で、その評価以外の部分を抜粋して参考資料としているものです。10ページ目は福島第二の2号炉の概要を示しているものです。11ページ目は今回の評価の見直しに係る体制、この図の中の左側が本社側の体制を示しておりまして、右側は発電所側の体制を示しております。関係するグループを記載しております。

12ページ目に、今回の見直しに係る実施工程を記載しております。8月ごろから検討を始めまして、現在、審査を終えて来年の2月2日が長期保守管理方針の点検期限ということで記載しております。

13ページ目が、今回の高経年化評価の見直しの評価フローでございます。一般的な評価フローを、一般的などいいますか、30年目で実施した高経年化評価のフローを記載して、今回、部分的な見直しですので、代表機器の選定ですとかそういった部分はハッチをかけ

て対象外ですよということをお知らせするように記載しております。

14ページ目ですが、こちらは今回、見直しを行うことになった経緯の一つとして挙げられております。小口径配管、当初、長期保守管理方針の中で言っていた電共研の技術開発の状況を示しております。当該の電共研は、2行目から3行目にかけて記載しておりますが、小口径配管の検査技術開発に関する研究という電共研をベースにした知見を得るということを目指しておりましたが、現時点においてもこの下に2行で示している課題ですね。これがまだ残っているという状況でして、この課題ですけど、小口径の場合には、大口径と比較して曲率が大きいので、外面形状の影響がやはり相対的に大きく出てしまうということが確認されており、これによってその以降の識別性が低下することで検出率も低下するという傾向にあって、このことが課題としてまだ残っている状態です。

15ページ目ですけれど、こちら参考として、福島第二の30年目の当該部の評価の記載と福島第二の今の最新のプラントと同じ内容で、今回、変更する内容とほぼ同内容になりますが、評価の記載を入れております。

16ページ目は、先ほど申し上げた技術評価から耐震評価に移行する、評価対象とするか否かの判断の表となります。

御説明は以上となります。

○山田部長 今回の説明について、質問、コメントあればお願いします。

○塚部補佐 規制庁の実用炉審査部門の塚部です。

念のための確認なんですけど、今回の評価の見直しの前提なんですけど、もともと2013年の時点では冷温停止、安定停止状態で申請されたものということで、今回の見直しについても、基本的にはその状態は変わらずという前提で評価されていて、例えば4ページ目のほうにあるように、当該部位が100℃を超えないためにSCCを発生する可能性がないという評価になっているという理解で、仮に断続運転で再度評価が必要な場合においては、健全性評価というものはこの部位に関しても再度行われるという理解でよろしいでしょうか。

○東京電力（上坂） 東京電力の上坂です。

おっしゃられたとおりです。安定停止の状態が変わるだとか、大きなプラントの前提条件が変わるという場合には、規制庁さんのガイドに基づきまして再評価、この件だけではなくて高経年評価全体の再評価をやるということになります。

○塚部補佐 わかりました。

○河野主任調査官 規制庁システム安全研究部門の河野と申します。

すみません、ちょっと確認のためなんですが、4ページに記載されております対象部位の赤丸の部位になるんですけど、この部位に対して、前のページに、対象はオーステナイト系ステンレス鋼配管及び高ニッケル合金を使用した部位ということなんですけれど、具体的にこの4ページの赤丸の範囲を御説明いただけますでしょうか。

といいますのは、内面、圧力容器の内部のJウェルドのところを対象なのかどうかというのをちょっと理解したかったんです。

○東京電力（上坂） 東京電力の上坂です。

資料2-2のほうの補足説明資料の10ページ目に、御質問の対象になる溶接線を列挙しております。今回、ノズルとそのセーフエンド以降の配管部分を評価対象としておりますので、RPV側の肉盛りの部分は、RPVの本体の評価に含めて評価しておりますので、それはCRDハウジングの肉盛り座だとか、ICMハウジングの肉盛り座等含めて評価しております。ですので、ここで言っているのはノズル側だけの評価となります。その詳細の継手の一覧表が10ページに記載しているものです。補足説明資料側の10ページですね。以上です。

○河野主任調査官 了解いたしました。

要は、圧力容器の外の配管を対象にしているということですね。ありがとうございます。

○橋倉調査官 原子力規制庁システム安全研究部門の橋倉です。

1点御質問させてください。資料の2-1の5ページ目でございます。SCCの発生応力の目安と書いてございますけれども、これは具体的、具体的というか御説明できる範囲で結構でございますので、こういった試験をやられてこの目安値が出てきているのかというのを説明していただけますでしょうか。

○東京電力（上坂） 東京電力の上坂です。資料2-2の補足説明資料の中に、後ろに参考資料というものをつけさせていただいております。参考資料の中の3.7.1の8と書いている後ろのほうです。後ろから3枚目ですかね、の裏面ですね。こちらにこの値を設定した根拠となる部分の試験を記載しております。詳細はちょっと割愛させていただきたいと思うんですけど、上の図と下の図を見比べていただければわかると思います。以上です。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

特に何か、BWR環境中でのSCC試験を実施して出したとかということではなくて、あくまでも硬さという考え方でしきい値を出されたという理解でよろしいでしょうか。

○東京電力（上坂） 東京電力の上坂です。

そのとおりです。この共研の中では、こちらは過去のいろんな文献のデータを集約し

て統計的な処理をして、このデータを得たということになります。

○橋倉調査官 規制庁の橋倉です。

承知しました。

○塚部補佐 規制庁の塚部です。

今、御説明あった5ページ目のところで、今回、2号の評価をされてということですけど、これまで3号、4号も同じような形でされたかと思うんですけど、運転履歴とか実際、プラント、プラントで評価結果の違いみたいなものがあつたら御説明いただけますでしょうか。

○東京電力（上坂） 東京電力の上坂です。

そこは解析のやり方になるので、建設時の状態で解析をしております。その後の運転状態をどういうふうに模擬するかというのがあまり決まりのない中ですので、そこはプラント・バイ・プラントになりますというお答えになります。

○塚部補佐 規制庁の塚部です。

一応、考慮はされているという理解でよろしいでしょうか。

○東京電力（上坂） そのプラントなりの考慮をしているということです。

○塚部補佐 わかりました。

○山田部長 よろしいですか。それじゃあ、以上で終了ということにしたいと思います。

今後の会合については、時期は未定ですけど、準備が整い次第、会合を開催したいと考えています。

それでは、審査会合をこれで終了いたします。御苦労さまでした。