

第7回川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会 議事録

日 時：令和4年11月7日（月）13:28～16:38

場 所：アートホテル鹿児島「桜島」

出席者：【 会 場 】釜江委員，後藤委員，渡邊委員

【リモート】大畑委員，橘高委員，守田委員

1 開会

（事務局）

ただいまから，川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会を開会いたします。お手元にお配りしております会次第に従いまして進行させていただきますので，よろしくお願いいたします。それでは初めに，開会に当たり，鹿児島県危機管理防災局長の長島が挨拶を申し上げます。

2 危機管理防災局長挨拶

（鹿児島県危機管理防災局長）

長島でございます。分科会の開催に当たりまして，一言御挨拶を申し上げます。

皆様におかれましては，お忙しい中御出席いただき，心から感謝申し上げます。

川内原発の運転期間延長につきましては，当分科会において，今年1月から特別点検結果等について御議論をいただいているところでございます。本日は，運転期間延長認可申請を構成する一つであります劣化状況評価結果につきまして，主要6事象のうち，コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下，照射誘起型応力腐食割れにつきまして，九州電力から御説明いただくこととしております。

皆様には，いつも熱心に御議論いただいております。感謝申し上げます。本日も忌憚のない御意見を賜りますようお願い申し上げます。挨拶とさせていただきます。

本日もどうぞよろしくお願いいたします。

（事務局）

続きまして，会議開催に当たり，注意事項を申し上げます。会場の皆様におかれましては，新型コロナウイルス感染症対策の観点から，マスクの着用をお願いいたします。

次に，Web会議で御参加の委員の方は，御質問や御意見等御発言の際は，カメラに向かって挙手し，座長の指名を受けた後，名前をおっしゃってから御発言をお願いいたします。なお，音声聞き取りにくい場合などはおっしゃってください。

また，御発言される時以外は，パソコン画面下の音声ボタンをミュートの状態にしていただきますよう，よろしくお願いいたします。

それでは座長，進行をお願いいたします。

3 議事

(1) 劣化状況評価結果について

① コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下について

(釜江座長)

座長を仰せつかっております，釜江でございます。

今日も半日ですが最後までよろしくお願い申し上げます。

ただ今，長島局長の方から少し今日の議事内容について御報告がございましたけれども，御存じのように去る10月12日に，九州電力さんの方から運転期間延長申請をされたということで，その申請内容については特別点検結果，劣化状況評価の結果，施設管理方針の3点セットであると理解をしています。特別点検結果につきましてはもうこれまで御報告いただき，いろいろな意見，コメントを頂いていますが，本日とあと2回程ですね，劣化状況評価結果ということで，以前30年PLMという形で一回の委員会で二つの項目について御報告いただきましたが，この劣化状況評価につきましても，毎回二つの項目を3回に分けて御報告いただく予定です。

あと施設管理方針についても随時その中で御報告いただくということで，申請内容の検証ということで，特別点検結果だけではなくて，これらの申請内容についてもその中身をお聞きした上で，いろいろ御議論いただけたらと思います。

ということで，少し前置きが長くなりましたけれども，まず一つ目のコンクリート強度低下及び遮蔽能力低下ということで九州電力さんの方から御説明をお願いしたいと思います。

よろしく申し上げます。

(九州電力)

皆さんこんにちは。九州電力川内原子力総合事務所の川江でございます。

本日も説明の機会を頂き，誠にありがとうございます。川内1，2号機につきましては，現在も順調に通常運転を継続しております。これから迎える冬場の電力安定供給に向けて，引き続き安全安定運転に努めてまいります。

本日は，先ほど御紹介があったように，運転開始から40年を踏まえた高経年化技術評価における劣化事象のうち，コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下の評価結果と照射誘起型応力腐食割れの評価結果について説明させていただきます。

また，その他前回に引き続き，委員の皆様から頂いた質問への回答等についても説明させていただきますので，よろしくようお願い申し上げます。

(九州電力)

それでは九州電力土木建築本部の生貞と申します。コンクリート関係の劣化状況評価結果について御説明させていただきます。

まず初めに3ページ目を御覧ください。こちらにはこれまでの経緯を記載しております，これまでの30年目の評価におきましては劣化事象ごとに最も厳しい使用条件にあ

るコンクリート構造物を代表構造物として選定しておりまして技術評価を行いました。

その結果、60年経過時点における健全性に問題ないことを確認しておりましてその内容につきましては4月25日の第3回分科会にて御説明しております。また、今回、特別点検を行いまして、これまで確認がなされていない範囲も含めて、使用条件が最も厳しい箇所からコアサンプルを採取しまして、中性化深さ、塩分浸透、アル骨反応、強度、遮蔽能力の五つの項目についての点検を実施いたしました。

その結果、運転開始より約40年経過しました現時点におきまして、コンクリートの健全性に影響を与える劣化はないことを確認しております。この内容につきましては前回、10月17日の第6回分科会で御説明させていただきました。

この特別点検の結果を踏まえまして、30年目の評価以降の新たな知見も反映した上で、今回改めて40年目の高経年化技術評価を実施しておりまして、その結果を運転期間延長認可申請における劣化状況評価として取りまとめております。本日は30年目の評価からの主な変更点を中心に一通り御説明させていただきたいと思っております。よろしくお願ひします。

次の4ページ目でございますが、前回第6回分科会で御説明しました特別点検の結果のまとめを記載しております。前回、後藤先生の方から頂いたコメントを踏まえまして、点検項目ごとに点検結果のサマリーを追記しております。

続きまして5ページ目以降ですが、代表構造物と評価対象部位の選定について御説明いたします。6ページ、7ページにはコンクリートと鉄骨についての主な経年劣化事象と劣化要因の概要を記載しております。コンクリートの強度低下につきましては熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アル骨反応、凍結融解がございます。コンクリートの遮蔽能力の低下要因としては熱による影響が考えられます。また、鉄骨の構造物の強度低下の要因につきましては、腐食や風等による疲労が考えられます。

それぞれの詳細につきましては、第3回分科会でも御説明させていただいておりますので、今日は時間の都合もありまして割愛させていただきたいと思っております。

次の8ページでございますが、代表構造物と評価対象部位の選定の手順を記載しております。まず、ステップ1としまして、重要度分類の指針におけますクラス1、2及びクラス3のうち高温高压の構造物並びに機器を支持する構造物が対象になりますが、それに加えまして、常設重大事故等対象設備を支持する構造物も含めまして評価対象構造物として選定しております。これらをコンクリート構造物と鉄骨構造物の二つにグループ化しております。

次に、ステップ2といたしましてグループ化した評価対象構造物について、使用条件等を考慮して代表構造物を選定しております。そして選定した代表構造物について劣化要因ごとに最も厳しい使用環境を考慮して、評価対象の部位を選定しております。

最後に選定しました評価対象部位のうち、これも最も使用環境が厳しい箇所の更なる絞り込みを行って評価点を設定しております。

なお、絞り込みが難しい場合には複数の評価点を選定しておりまして、そういうこともありますので、「等」という記載をさせていただいております。

次の9ページには、評価対象構造物の配置とグループ化した結果を記載しております。

第3回の分科会では1号機を例として御説明させていただきましたが、今回は1号と2号、それと1、2号の共用の構造物も全て取りまとめて記載しております。

次の10ページでございますが、コンクリート構造物の代表構造物の選定の結果を記載しております。評価対象構造物につきまして、高温の部分があるのかどうか、放射線の影響があるのかどうか、振動の影響があるのかどうか、それから設置環境としましては屋内なのか屋外にあるのか、また仕上げがあるのかないのかに着目しております。さらに塩分浸透の影響があるかないか、代表構造物を支持する躯体であるのかどうか、などに着目して検討しました結果、外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、原子炉補助建屋、それからタービン建屋と取水構造物、この六つのコンクリート構造物につきまして、これらを代表として選定いたしております。

次に11ページには鉄骨構造物の代表構造物の選定の結果を記載しております。こちらも同様に鉄骨部と水密扉のそれぞれの評価対象構造物につきまして、運転開始後の経過年数や設置環境が屋内か屋外かに着目して検討しました結果、運転開始後の経過年数の長い内部コンクリート、燃料取扱建屋、タービン建屋に設置されております三つの鉄骨部を代表として選定しております。

次の12ページには、選定しました代表構造物の概要について断面図を用いて表しております。次の13ページになりますが、劣化要因ごとの評価対象部位の選定結果を記載しております。それぞれの代表構造物につきまして、劣化要因ごとに最も厳しい使用環境を考慮して選定いたしました結果、熱と放射線照射につきましては内部コンクリートの一次遮蔽壁、中性化につきましては原子炉補助建屋の屋内面、それと取水構造物を選定しております。塩分浸透の影響につきましては取水構造物を選定しております。機械振動につきましては原子炉補助建屋の非常用ディーゼル発電設備の基礎とタービン建屋のタービン架台を選定しております。

それから遮蔽能力低下の熱による影響につきましては内部コンクリートの一次遮蔽壁を選定しております。

なお、ここに記載しておりますアル骨反応と凍結融解、それから鉄骨の腐食と風による疲労につきましては、△で記載しておりますけれども、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として整理しております。その理由を次の14ページに記載させていただきます。

まず、アル骨反応につきましては、前回も御説明いたしましたとおり、モルタルバー法という反応性試験を実施しております。使用している骨材が有害ではないことを確認しております。また、通常点検においてアル骨反応特有のひび割れがないことも確認しております。さらには特別点検で実体顕微鏡観察の結果から、反応性がなく岩石学的試験の必要性はないということを確認いたしております。

次の凍結融解につきましては、凍害危険度の分布が文献にございまして、そこでは川内原子力発電所の周辺はごく軽微という危険度が低いということを確認しております。こちらについても通常点検で凍結融解に起因すると判断されるひび割れはないことを確認しております。

次に鉄骨の腐食につきましては、通常点検で強度に支障を来す可能性のあるような鋼

材の腐食は認められておりませんで、鉄骨の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合にはその部分を塗り替えることをルールとしております。

最後に風による疲労につきましては、構造物の高さの幅に対する比、アスペクト比というふうに呼んでいます。これが4以上の、例えば煙突などの構造物につきましては風による共振現象に起因する繰り返しの荷重を受ける可能性があります。川内原子力発電所ではそれに該当するような構造物はないということを確認しております。

以上のことを踏まえまして、これらにつきましては高経年化対策上は着目すべき経年劣化事象ではないものと整理しております。

次の15ページにつきましては、アル骨反応につきましては14ページのとおり整理しておりますが、前回の分科会での橘高先生からのコメントも踏まえまして、岩石学的試験の一つであります偏光顕微鏡観察の結果を記載させていただいております。

実体顕微鏡観察の結果にて進行段階が ii のコアサンプルの一部を対象として、点検方法の選定プロセスや点検結果の妥当性を確認するという目的で偏光顕微鏡観察を行いました。鈹物や岩種の同定それから進行程度の確認を行っております。

1号につきましては、原子炉格納施設の外部遮蔽壁、2号につきましては取水ピットの海中帯のコアサンプルを対象にしまして偏光顕微鏡観察を実施しました結果、実体顕微鏡観察の進行段階の評価と同等であることを確認しております。

次の16ページには1号、17ページには2号の観察結果の写真とその評価を記載しております。それぞれについて二つの薄片を作成しまして、単ニコル、直交ニコルと呼ばれる二つの光の当て方の条件で観察を行いました。いずれも岩種は安山岩でございます。安山岩は、斜長石、輝石、かんらん石の斑晶とその粒子間を埋めます微細な石基から構成されております。骨材の安山岩におきましては、リムの形成やゲルのにじみが認められているものの、アル骨反応の原因としての膨張ひび割れは認められませんでした。これが四つの薄片ともほぼ共通した評価になっております。

続きまして18ページ以降、それぞれの各劣化要因に対します健全性評価の結果について御説明いたします。

19ページには熱による強度低下について記載しております。評価対象部位は内部コンクリートの一次遮蔽壁でございます。評価点としてはガンマ発熱の影響が最も大きい炉心領域部、それから原子炉容器サポートからの伝達熱の影響が最も大きいサポートの直下部を評価点として選定しております。その位置関係を右の図の方に示しております。評価の手順につきましては、ガンマ線発熱量分布を2次元の輸送計算コードDORTといわれるものを用いて算出しまして、それをもとに炉心領域部の温度分布を熱伝達方程式を解くことで算定しております。

一方、サポート直下部の温度分布につきましては3次元の解析コードANSYSと呼ばれるものを使いまして算出しております。

30年目の評価との主な変更点でございますが、放射線に関する解析の条件、それと解析モデルの精緻化を行っております。

次の20ページに1号の評価結果を記載しております。

下のグラフの左側が炉心領域部、右側がサポート直下部の結果を表す図でございます。

て、炉心領域部については最高温度が56℃、炉心サポート直下部につきましては55℃という値になっておりますが、温度制限値であります65℃以下であることを確認しております。

これは解析の結果でございますが、実際の現場の実測値を参考で示しておりまして、解析値と比較して、炉心領域部では15℃程度、サポート直下部では10℃程度低いということ、すなわち解析にある一定の保守性が考慮されているということが確認できております。

なお、評価点近傍から採取しましたコアサンプルで強度試験を行いました結果、現時点の強度は設計基準強度を上回っていることを確認しております。

次の21ページには2号機の評価結果を記載しておりまして、評価の結果につきましては、1号機と同様でございます。

次の22ページには、内部コンクリートの一次遮蔽壁での温度計測の概要を示しておりまして、こちらは8月の第4回分科会の説明資料4に記載した内容と同じでございます。

次の23ページに放射線照射による強度低下について記載しております。評価対象部位は、内部コンクリートの一次遮蔽壁でございます。評価点は、中性子とガンマ線の照射量の影響が最も大きい炉心領域部を選定しております。評価の手順は熱と同様に、まず一次遮蔽壁における中性子束、ガンマ線量率を2次元の輸送コードDORTを用いて算定しておりまして、算定した値に運転時間をかけることで、照射量を算出しております。

運転時間につきましては、2020年度までは、実際の稼働率の実績の約74%、それ以降につきましては保守的に100%で仮定しております。30年目の評価との主な変更点でございますが、放射線に関する解析条件を精緻化しておりますのと、今も申し上げましたとおり至近10年間の運転実績を反映させて運転時間の数値を変更しております。それから中性子照射につきましては、新知見が出されておりますので新たな目安値を使っております。

次の24ページに、中性子照射量の評価結果を記載しております。運転開始後60年時点における中性子照射量につきましては、30年目の評価では、Hilsdorf他の文献の目安値であります 1×10^{20} n/cm²を参照しておりましたが、その後、NRAの技術報告で小嶋他の試験結果が示されておりまして、ワンオーダー低い 1×10^{19} の中性子照射からコンクリートの強度低下の可能性があることが指摘されておりますので、この知見に基づいて評価を実施しております。こちらは8月の第4回分科会の資料4に記載した内容と基本同じでございます。結果につきましては60年時点における中性子照射量は下の25ページの一次遮蔽壁の平面図と断面図の網掛けの部分でございますように、一部が目安値を超える部分も存在しておりますが、その範囲は最大でも12cm程度でございます。一次遮蔽壁の厚さに比べて小さく、その範囲を除いた構造物の耐力が地震時の設計荷重を上回っていることを確認いたしました。また、地震時のせん断ひずみが許容値に入ることも確認しております。なお、こちらにつきましても評価点近傍から、コアサンプルを採取しまして、強度試験を行った結果、現状で設計基準強度を上回っていることを確認しております。

次の26ページにガンマ線照射量の結果を記載しております。ガンマ線照射量につきましては、Hilsdorf他の文献に、 2×10^{10} radという目安値がございますが、その目安値以下であることを確認しております。強度試験については、中性子照射と同じでございます。

続きまして27ページに中性化による強度低下について記載しております。評価対象部位は屋内が原子炉補助建屋、屋外が取水構造物でございます。評価点は、屋内については環境条件が中性化に及ぼす影響度の数値を算出しまして、その比較を行いました。また、塗装等の仕上げの状況や、特別点検で実施しました中性化深さの測定結果を考慮して、総合的に選定しております。原子炉補助建屋の外壁の内壁面を選定しております。一方、屋外につきましては、仕上げがない取水構造物のうち、使用環境の違いを考慮して、気中帯を選定しております。

評価の手順でございますが、中性化の速度式（中性化を予測する式）が、次の28ページのように岸谷式、森永式、実測値に基づきます \sqrt{t} 式の三つがございますが、その値を比較して最大となる中性化深さの推定値を抽出しまして、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さと比較することで評価を行っております。30年目の評価からの主な変更点ですが、岸谷式の評価において、二酸化炭素濃度による補正の係数を実測値をもとに設定しております。

29ページには、評価式の適用性についての考察を加えさせていただいておりますが、中性化深さの推定は岸谷式と森永式を用いて評価を行っておりますけれども、10年前に行いました環境測定の結果に基づきます現時点での中性化深さの推定値、これが右下のグラフの縦軸になりますが、それと実際に測定しました中性化深さ、横軸の関係を示したものでございます。これによりますと、推定値はばらつきはありますが、測定値と概ね一致していることを確認しております。

なお、岸谷式については、二酸化炭素濃度による補正前を左、補正後を右に示しております。二酸化炭素濃度による補正を行うことで測定値に近づくというのを確認しております。これらを踏まえまして30ページに、評価結果を記載しておりますが、運転開始後60年時点における中性化深さは、1、2号ともに、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ、すなわち評価点における鉄筋のかぶり厚さに達していないことを確認しております。

なお、こちらにつきましても採取したコアサンプルについて強度試験を行っております。設計基準強度を現状で上回っていることを確認しております。

次に31ページになりますが、塩分浸透による強度低下について記載しております。評価対象部位は取水構造物として、評価点につきましては、使用環境や塗装等の仕上げの状況、それと特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果を考慮しました結果、気中帯、干満帯、海中帯全てを選定しております。評価の手順でございますが、運転開始後60年時点における鉄筋腐食減量を算定いたしますが、次の32ページにありますように、まず一番上に記載していますフィックの拡散方程式を用いまして、経過年数ごとの鉄筋位置における塩化物イオン量を算定いたします。この算定した値をその下の森永式という式に入力しまして鉄筋の腐食減量を算定いたします。

一方、許容値につきましては、32ページの一番下に記載しております式にその場所の鉄筋の径とかぶり厚さを入力することで算定しております。

30年目の評価からの主な変更点でございますが、森永式におけます干満帯の酸素濃度をより保守的な値に見直しております。

次に33ページに評価式の適用性についての考察を記載しております。森永式を使った評価になりますが、10年前の塩化物イオン測定結果に基づきます現時点での鉄筋腐食減量の値、これがグラフの縦軸になります。それに対して横軸が今回の塩化物イオン量の測定結果に基づく、鉄筋腐食量の値になります。この関係を見ますと、ばらつきは多少ございますが、概ね両者は一致していることを確認しております。

これらを踏まえまして次の34ページに1号、35ページに2号の評価結果を記載しております。60年時点におけます鉄筋腐食減量は、1、2号ともに、気中、干満、海中の全ての評価点で、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食量を下回っていることを確認いたしました。なお、こちらにつきましても、評価点近傍からサンプルを採取して強度試験を行い、現状で設計基準強度を上回っていることを確認しております。

次に36ページになりますが、こちらには機械振動による強度低下について記載しております。評価対象部位はタービン建屋のタービン架台、それと原子炉補助建屋の非常用ディーゼル発電設備の基礎になりまして、評価点は局部的に機械振動の影響を受ける可能性のある基礎ボルトの周辺部のコンクリートを選定しております。

結果につきましては、機械振動による影響はコンクリート内部よりも表面の方が大きく、コンクリートにひび割れが発生する場合には表面から発生する可能性が高いと考えられますが、現状保全におけます定期的な目視点検において、このようなひび割れは発生しないことを確認しております。

なお、こちらにつきましても評価点近傍からサンプルを採取し強度試験を行って、設計基準強度を現状で上回っていることを確認しております。

37ページには強度試験の結果についてまとめて記載しておりまして、各劣化要因に対する評価の中でも御説明しましたとおり、1、2号ともに設計基準強度を上回っていることを確認しております。

次に38ページになりますが、地下水のコンクリートへの影響について記載しております。こちらにつきましては、4月25日の第3回分科会にて後藤先生の方からコメントを頂いておりまして、30年目の評価よりも採取箇所を増やして水質の調査を今回改めて実施しております。

39ページにその結果を示しておりますが、地盤工学会の地盤調査方法に示されている測定項目につきましては水質調査を実施しました結果、pHなどの全ての項目において、侵食性の判定基準を満足していることを確認いたしております。

次に40ページにコンクリートの遮蔽能力低下について記載しております。評価対象部位は内部コンクリート一次遮蔽壁でございまして、評価点はガンマ発熱の影響が最も大きい炉心領域部と、原子炉容器サポートからの熱伝達の影響が最も大きいサポート直下部を選定しております。

評価の手順につきましては熱による強度低下と同じでございまして、30年目の評価との主な変更点も、放射線に関する解析条件と解析モデルの精緻化で同じでございます。

41ページに評価結果を記載しておりますが、二つの評価点のうち、最高温度となるのは炉心領域部でございまして、1、2号ともにその評価値は中性子で88℃、ガンマ線で177℃の温度制限値以下であることを確認しております。

以上、御説明しました結果につきまして、42ページと43ページにそれぞれ1号と2号の評価結果を取りまとめて記載しております。また、ここでは30年目の評価結果の数値と主な変更点も併せて記載しております。熱による強度低下につきましては、解析条件や解析モデルの精緻化をしたことで炉心領域部の温度が若干低下しております。

放射線につきましては、放射線に関する解析条件の精緻化、それから、至近10年間の運転実績を踏まえて運転時間を変更したことで、中性子照射は若干増加、ガンマ線照射量は若干減少しております。中性化については岸谷式の補正を行うことで若干減少をしております。塩分浸透につきましては、干満帯の酸素濃度を保守的にしましたので干満帯の値が増加しております。そうした傾向にあります。いずれも判定値との比較などにより、問題がないことを確認しております。

最後に45ページに現状保全、総合評価、高経年化への対応を、それから47ページにまとめを記載しております。

まとめになりますが、今回の特別点検の結果を踏まえて、30年目の評価以降の新たな知見を反映した上で最も厳しい評価点を選定して評価しまして改めて40年目の評価を行いました。

その結果、それぞれの劣化要因のほとんどの項目で判定値を満足していることを確認しております。一部、中性子照射については目安値を超えていますが、構造上問題ないことを確認しております。また、現状におきまして設計基準強度を上回っていることも確認しております。これらを踏まえ、60年目の供用を仮定しましても、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下に対する健全性は維持できるものというふうに評価しております。

今後とも目視点検、破壊試験、非破壊試験を定期的実施することにより、健全性を確認できるものと考えておりますので、引き続き、現状の保全を継続してまいりたいというふうに考えております。

長くなりましたけれども以上で御説明を終わらせていただきます。

(釜江座長)

はい。ありがとうございました。

それでは、ただいまの御説明に対して御質問、御意見等ございませんでしょうか。

橘高委員。橘高委員よろしいでしょうか、どうぞ。

(橘高委員)

はい。東京都立大学の橘高ですが、前回の資料から偏光顕微鏡の観察を行ったらいいのではないかという、今回安山岩を使っていますので、その辺が危惧されるということ

で、16ページにその資料がありますけれど、この結果で結局反応性リムがないとかゲルがないというだけのことしか書いていないのですが、これでしたら前回の結果と変わらなくて、偏光顕微鏡の観察の目的はですね、こういった反応性の鉱物があるかもある程度同定するっていうことなんで、例えば、クリストバライトとか、デイサイトとか、ちょっと反応性の高いものがある可能性があるんで、その辺を同定するのが、この偏光顕微鏡の目的なんで、その辺まで詳しく、もし、分析されているのでしたら教えていただきたいのですが。

(釜江座長)

はい。九州電力さんよろしくお願いします。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。

すみません、そういう意味では詳細な記載が漏れていたかもしれませんが、安山岩の中をいろいろと観察をしまして、特にこの石基の部分をもっと細かく見ますと、先生がおっしゃるようにクリストバライトも含まれているということが確認されております。

そこら辺をもう少し丁寧に記載すべきだったと思いますが、いずれもその部分、石基のところ拡大しましても、何か反応が進んでいるという状況ではないことを確認しているところでございます。

(橋高委員)

はい。ちょっと気になるのは、この場合ですね、偏光顕微鏡の結果で、その辺の反応性がある場合は、モルタルバー法を再度行うとか、遅延膨張性骨材の反応というのが、危惧されるので、30年たっているんで、ちょっとその辺は大丈夫かもしれないのですがちょっと経過観察するなり、時期を見て、詳しくまた経過を見るとかですね、そういったことが必要かなとは思いますが。

(釜江座長)

はい、ありがとうございます。

九州電力さんいかがでしょう。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。

コメントありがとうございます。今回御説明していない部分かもしれませんが、我々も自主的な取組で、膨張の促進試験も念のためやっております。その結果も現状では基準値以内に入っていることを確認しているところでございますが、今後も、やはりこういうクリストバライトなどがあるということも踏まえて、慎重に見ていく必要があるというふうに認識しているところでございます。

以上でございます。

(釜江座長)

ありがとうございました。よろしいでしょうか。

(橘高委員)

了解しました。ありがとうございました。

(釜江座長)

ほかに。後藤委員。

(後藤委員)

後藤です。8ページ、ちょっと戻っていただきまして、代表構造物とか評価対象部位の絞り込みのお話です。一番下のところに書いてあるわけですがけれども、評価対象部位のうち、最も使用環境等が厳しい箇所の更なる絞り込み等により評価点を設定と、こうなっているのですね。言わんとすることは分かるつもりですがけれども、まず評価対象部位のうち最も厳しいところに絞って、そこから更に絞り込んでいって評価点を減らしているということになるのですね。ということは何かということ、本来アバウトに傾向分析するには、本当はできるだけ、やはり前にもそういう話をしてはいますけれど、一番厳しいところだけではなくて、その範囲を広げて、より広い範囲を調べてみるという見の方が、劣化とか何かには、私はそういう視点が必要だと思うのです。つまり何を言いたいかと言いますと、一つには、このように絞り込んでそこを集中的に見ていくというものの見方、それも否定しないですがけれども、同時にもっと広げて見るものの見方をしませんが、これは確実に、例えば何が温度が厳しいとか、何が環境が厳しいとかそれだけを見て、それによって人間が評価基準を決めて選んでいるわけですから、現実はそのいうふうについてくるとは限らないわけであって、もっと広い範囲のことがよくある。ほとんどのトラブルはそうやって起こっているわけですから。そうすると、絞り込みをやることの是非ということも、もう少し慎重に見た方がいいのではないかと。決してこれはケチをつけるつもりではありませんけれども、そういうものの見方をしないと、劣化とか欠陥とか、そういうことについての高経年のものに対する対応としては、ちょっとどうなのかなという。これ感想に近いのですがけれども、印象なのですから。そういうものの見方をちょっと、これはコメントに過ぎませんが、一応そういうふうに見た方がよろしいのではないかという意見です。以上です。

(釜江座長)

九州電力さん、コメントありますか。

(九州電力)

御指摘ありがとうございます。先生のおっしゃるとおりだというふうに認識しておりまして、やはりこういう高経年化の評価をするという上で、ある程度的に絞ったやり方

を説明させていただいておりますが、その一方で、前回御説明しました特別点検におきましては、例えば中性化深さにつきましては、ほぼ全ての構造物、対象部位で中性化深さの測定を実施して現状の測定値を得ております。その中からの絞って今回御説明させていただいておりますが、評価点として選定しなかった部分につきましても、念のため今後20年後の評価を同じような評価式を使ってやっております、基本問題がないということを確認させていただいております。以上でございます。

(後藤委員)

ありがとうございました。

(釜江座長)

よろしいですか。

(後藤委員)

もう一言。12ページにいただきまして、代表的なところを記載しているんですね。ここが重要ですと見ましたという意味だと思います。これはそのとおりなのですが、結局、前にも申し上げていますが、非常に広い範囲を見ているから、そうすると、ここで深く、ある程度突っ込んで見たところで異常がなかったということが、ほかには異常がなかったということを証明しているわけではないので、少なくとも傾向分析としてそういう傾向を持っているというところまでで止めるといいますか、それから先は本当に、現実には、実際にメンテナンスしたりそれをケアしながらやっていかないと、とてもじゃないですけど、40年以降、50年、60年って非常に長い期間ですから、しかも、決して実績があることをやっているわけじゃないわけですよ。ある種の、今の時点でこうだと見ている、予測しているわけですけども、現実にはその中で、むしろそのことより、予測が大切なのではなくて、現実にはデータを分析していく中できちんとそれを、物が壊れない、あるいは劣化しても大丈夫なようにしていくという、そこがポイントなものですから、そういうものの見方を是非していただきたいというのが1点です。

あともう一つ、すみません。ちょっと教えていただきたかったのですが、ちょっと全然違う視点なのですが、例えば22ページです。以前お聞きして思っただけですけど、コンクリートの、特に原子炉容器のサポート部の下、この部分から熱が伝わってくる。それで、鉄筋の配置まで教えていただいているんですね。右にあるサポートが6個ありますね、その下に2本ずつですかね、確かあるような、ちょっと本数が正しいかどうか分かりませんが、そういうふうにお聞きしています。それも御説明いただいています。それで、ちょっと気になったのはそれ以外、つまり主要なものはそうだと思うのですが、鉄筋の全体の配置といいますか、どういう間隔。つまりそれだけなのか、前示されているサポートの真下にある長い鉄筋、埋め込みの長いやつ、それ以外にはないのでしょうかということの質問なのです。ほかに鉄筋で補強しているものがあるのかどうか、その辺のところはちょっと分からなかったものですから、教えていただきましたら。

(釜江座長)

九州電力さん、よろしく。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。鉄筋につきましては、先生の御指摘がありましたように、まずサポートのアンカーを取るためのものが、それぞれのサポート部に2本ずつあります。それが埋め込みの金物でございます。鉄筋につきましては、通常のRCの構造物とはちょっと違いまして、基本、コンクリートの躯体で持たせるという思想でございますが、この一次遮蔽壁の一番内側と一番外側に、恐らくひび割れを防止するという観点で鉄筋を配置しております。通常のように網の目状に鉄筋を配置するような構造ではないというのが、ここの特徴かなというふうに考えております。

(後藤委員)

そうしますと、その鉄筋の方向はどちらなのですかね。上下方向に、それとも水平方向に入れているのですか。どういう入れ方なのですか。

(九州電力)

基本両方でございます。どちらかが主筋、どちらかが配力筋という位置付けになります。

(後藤委員)

分かりました。ありがとうございます。

(釜江委員)

この配筋は、一つは熱応力に対してかどうか分かりませんが、構造体として地震荷重等々のための配筋とも多分違うと思いますが、熱応力対応の配筋もあるのですか。

(九州電力)

熱に対してというのは基本ないかなと思いますけれど、そういう影響が出るほどの高温ではないということなのですが、仮に100℃を超えるようになると体積膨張等もありますので、それを抑えるために引っ張りに抵抗するような鉄筋の役割もあるかなというふうに考えております。

(釜江座長)

熱応力への配筋はないわけですね。了解しました。
すみません、後藤委員。続きを。

(後藤委員)

もう一つそこで、25ページですね。これは確認なのですが、原子炉の配管が横に伸びていて、サポートがありますよね。サポートで支えていると。これは重力で支えている格好なわけですね。そうすると、仮に上方向に原子炉が上がろうとしたら、それは重力以外に支えているところがあるのでしょうか。

(九州電力)

上方向の荷重につきましては、それを固定するような構造にはなっていません。地震時の評価でも、自重に対して上向きの力が上回るという評価にはなりませんので、基本そういう現象はないかなと。ただ、回転のモーメントが掛かりますので、その部分がサポートを介してアンカーを引き抜くような場合もありますので、そういう評価を実施しております。

(後藤委員)

確かに通常の状態ですということはいろいろ考えにくいのですが、仮に何らかの原因で圧力容器が上方向に移動した場合は、この上の部分が当たるのですか。この断面でいく25ページの図のある、サポートの反対の上側とか。そこの角のコンクリートが当たる格好で止まるのですかね。もし上方向に圧力容器が移動すると。そういう格好になっているのですかね。

(九州電力)

そういう想定を大幅に超えるような事象が起きればそういうことになるのではないかなと思いますけれども。

(後藤委員)

そういうことを想定しているわけではないということですね。分かりました。

(釜江座長)

よろしいですか。

渡邊委員。

(渡邊委員)

渡邊ですけれど、コンクリートの中性子とガンマ線による劣化について説明していただきたいのですが、6ページを見ますと、自由水が影響しているということですよ。これはガンマ線による水の分解のようなものを仮定しているわけですかね。それと、この場合には中性子の照射量に影響しているわけで、それは、メカニズムは何ですか。先ほどの水の分解とはメカニズムが違うように見えるのですけれど。

もう一つ、そのメカニズムのときに、この健全性の評価のときに、温度の影響を考慮していないのはなぜですか。温度による強度低下は考慮しているのですけれど、中性子の照射量と温度との関係ですね。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。御指摘のとおり、6ページ目に放射線照射は自由水の逸散等というふうに書かせてもらっておりますが、もう少し補足させていただきますと、中性子照射につきましては、その骨材の鉱物によっても変わるかと思いますが、骨材が中性子の照射を受けますと、その原子のはじき出し等によって結晶が非結晶化しまして、そうすると、その骨材が膨張するという現象もあるというふうに伺っております。そうしますと、微細なひび割れが入ったりして、強度が低下する可能性があるというふうな影響は、いろいろな鉱物がある中で、石英がそういう傾向が高いというふうに聞いております。

一方で、ガンマ線照射も多少そういう非結晶化による影響もあるみたいですが、最近の研究では、中性子の照射に比べると、ガンマ線による鉱物への影響というのは非常に小さくて、むしろ密度が増加して、逆に強度が上がるような傾向もあるというふうな実験結果が報告されております。ですが、一応ガンマ線についてもこれまでと同様な評価をやっているというところです。それがまず1点目の御回答になります。

もう一つ、熱につきましては、熱による影響も併せてあるのですが、強度の熱による評価の方で、評価上は分離してやるような形にしておりますが、発熱量分布や放射線量分布を出す計算は同じDORTの計算でやっておりますので、基本一連の流れで評価をやっているというふうに我々としては考えておるところでございます。

(渡邊委員)

私そういうことを聞いているのではなくて、先ほど、中性子が当たったときにはじき出してアモルファスになると言っているわけですね。アモルファスになるときは、基本的にはいろいろな物質というのは温度に依存して、アモルファスになったり、また元に戻ったりするという現象が一般的というのは、非常にたくさん、いろいろなものであるわけですが、そのことを聞いているわけですね。ただ単に熱による強度低下を聞いているわけではないのです。これは評価上どうなっていますかという質問です。

(九州電力)

分かりました。もう少し整理をしまして、説明資料に落として、また次回以降御説明させていただきますと思います。

(渡邊委員)

その時にニュートロンの量をはっきり規定しているわけですね。その量は何で決まっているのですか。先ほど言われたようにアモルファスの量で決まっているのだったら、やはりそれをしっかり示してもらって、どの程度のアモルファスになるのだったら強度低下にならないということを示してもらって、本当にそれが実機の条件に適合しているかというのは、やはり示してもらいたいのですね。

(九州電力)

了解いたしました。また整理して改めて御説明したいと思います。

(渡邊委員)

先ほどの6ページのところに戻りますが、放射線の影響は水の逸散が影響すると書いていますが、あなたの説明をお聞きして、水の影響というのはほとんどないように私は聞こえたのですけれども。なぜここにこういうふうな書き方をしているのですか。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。水の影響もございまして、先生御指摘の非結晶化による影響もありまして、複合的なものというふうにとらえております。そういう意味では、「自由水の逸散等」という書き方が誤解を招くような書き方になっていたかと思えます。申し訳ありません。

(釜江座長)

今の件、次回以降にもう一度少し説明をお願いします。

(九州電力)

今の御指摘についてはしっかり回答したいと思います。

(釜江座長)

よろしくをお願いします。

ちょっとほかに。後藤委員。

(後藤委員)

6ページのところで、今の劣化要因のところに熱の影響のところに書いてありますけれども、一般的に考えられるコンクリートの劣化といいますか、普通にいわゆる乾燥ひび割れが起こることがよくあるわけです。これは熱によってそういうことが起こると書いてあるわけですが、今までのところで、その乾燥ひび割れが気になるようなところはなかったでしょうか。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。これまでいろいろ点検を実施しておりますが、そういうひび割れが気になるところというのはないということを目視では確認しております。

また、今回特別点検で、この一次遮蔽壁でもいろいろコアを取っておりますが、抜いたコアでそういうひび割れがあるかどうかということも確認しております。アル骨反応を見るための顕微鏡の観察も実施しており、そういうひび割れはないというのを確認しております。

(釜江座長)

よろしいですか。

守田委員，よろしいですか。

(守田委員)

ありがとうございます。はい。御説明いただきありがとうございます。九州大学の守田でございます。劣化の状況の評価に関しましては，特別点検で実施された結果だけでなく，最新の知見とか運転経験等から最新の技術基準と申しますか，新規制基準への対応を含めて，それからの知見を取り込んで，健全性，すなわち技術基準規則に定める技術へ適用することを確認するということかと思えます。

その中でお伺いしたいのは，国内外の最新の情報とか運転の知見というものがどのように，この劣化状況の評価の中に反映されているかということをお伺いしたいと思います。

日本原子力産業協会のデータですと，世界に運転中の原子力発電所が437基，2022年の1月1日現在ですね。そのうち40年以上の原子力発電所が107基あるというふうに書いてあります。すなわち約4分の1の原子力発電所は40年以上の運転をしている状況です。その中でこういった海外の原子力発電所も含めて，設計基準の強度とか遮蔽能力を下回って安全上問題となるような経年劣化によってコンクリートの強度が低下したりとか，遮蔽能力が低下したりとかそういったような事例というのは，あるのかどうか。非常に起こり難いようなことを議論しているのかあるいは，海外でも安全上問題になるようなことがこれまで見つかっているのか，ちょっとその辺の感覚がなかなか，私もこの分野全く素人でよく分からないものですから，その辺を今回の劣化状況評価の中でどのように反映されたのか，調査されたのか，そこら辺のところを少し分かりやすく御説明をいただければ幸いです。よろしく願いいたします。

(釜江座長)

はい。九州電力さんよろしく申し上げます。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。海外の個々の発電所につきまして，詳細に調べたというわけではないのですが，日本の原子力エネルギー協議会，いわゆるA T E N Aが，今年の3月にレポートを出しております。海外の事例と日本で現在実施されております高経年化技術評価の比較をまとめているレポートがございます。それを見ますと，N R Aの考え方に準拠して実施しております劣化の着眼すべき項目であるとか判定の基準とかを海外と比較して，特にアメリカのN R Cの基準との対比がなされておりますが，基本，評価の基準，考え方は相違はないというのがそのレポートの記載ではございます。

実際にそういう劣化が見られているかどうかは，我々も把握できていないところでございますが，例えば国内でいきますと，伊方原子力でアル骨反応が部分的に見られたと

というような事例がございまして、評価のやり方とか考え方、今後の保全の考え方等につきましては参考にさせていただいております。今回、アル骨反応につきましてはそこまでの進展が見られておりませんが、今後、絶対に起きないということではないと思いますので、そういう他サイトの事例等も参考にしながら、今後、慎重に点検等を実施していきたいというふうに考えております。以上でございます。

(釜江座長)

はい。守田委員いかがでしょうか。

(守田委員)

はい。ありがとうございます。国内外における原子力発電所の運転経験というものをやはりしっかり反映して、今後の施設管理等の方針策定というところに反映しておく必要があるということかと思えます。ちょっと、しっかり詳細に調べたわけではないというふうに御発言されましたけれども、是非その辺のところでは一体どのような海外の国内外の事例があって、その事例と川内原子力発電所はこういう条件が違うとか、同じようなことにはならないとかそういうところ、やはり実際の事例と照らし合わせてお示しいただけると、今回の評価の状況が一体どういうレベルのことをお話をされているのか、そういったところが他の一般の方にも分かりやすく伝わるのじゃないかなというふうに思いますので、是非そこを整理してお示しを、もし可能であればしていただければと思います。よろしく願いいたします。

(釜江座長)

よろしいですか。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。御指摘ありがとうございます。そういった中身につきまして整理をしましてお示ししていきたいと思えます。よろしく願いいたします。

(守田委員)

よろしく願いいたします。

(釜江座長)

ありがとうございます。コンクリート構造物というのは別に原子力だけではなくて、そういうものとの向き合い方というか、しっかりした品質管理の下に作られた一般構造物等も含めて、信頼性みたいなものはあると思うのですが、橘高委員、何かありませんか。原子力だけじゃなくて、何かコメントを頂けたら助かるのですけれど。

(橘高委員)

はい。都立大の橋高ですが、今司会の方おっしゃったように一般の構造物、コンクリート構造物と原子力の構造物、コンクリート構造物は大きな違いはないので、一般的な耐久性の評価とか維持保全と本質的には変わらないですね。ただ1点やっぱり、放射線の照射と、その熱というこの2点がちょっと特異な点がありますが、その点は先ほど発表がありましたけれどそのHilsdorfという方の古い論文なんですけれどもね、その辺の実験値が主体となっていて、なかなかその原子の押し出しとかその辺まで細かくは把握していないのでむしろその実験結果から実際的な立場で評価をしているってのが現状で、その辺で特に問題はないのかなというのは、今の全体の原子力のコンクリート構造物の状況じゃないかなってことです。熱に関しても、規制値が65℃とか局所90℃とありますけれど、通常の運転ではそれを超えることはないようなので、ちょっとその特異な2点に関してはそんな状況で、あと他の一般的な耐久性に関しても、特に大きな劣化が生じているわけではないかなという、ちょっと答えになっているかどうか。

ただし、1点やっぱり気になるのがアルカリ骨材反応で、これアルカリシリカ反応と申しますが、伊方はちょっと近いので、同じような岩石かどうかは、安山岩も使っていたというので、それは経過観察を是非やっていただいて、もし可能であればですね、伊方の場合は部分的に内部の鉄筋の膨張ひずみを測っていると聞いていますが、それは現象が出たところですけど、それによってある程度内部膨張の状況は分かったり、あるいは構造物の変形と申しますかね、傾きを測るなど。そこも何かもし、慎重にやられるのであればいいかなとは思いますが。ちょっとお答えになっているか。

(釜江座長)

貴重なコメントを頂きましてありがとうございます。

今九州電力さんもお聞きになったとおり、アル骨反応については以前から御心配されておられ、継続的に検討という話を今されたのでよろしくお願ひしたいと思ひます。

(後藤委員)

もう一つだけ。

(釜江座長)

はい、後藤委員。

(後藤委員)

すみません、また教えてください。20ページで制限値が65℃になっていまして実績が57とかそう入っているとそういう意味ですね。それで、通常の状態だったら超えないでしょうというのは理解しております、その上でですけど、この65℃って制限値はどんな意味があるのかと申しますかね、仮にこれを超えるようなことがあるとどういうふうに見えるのかとかその辺のところの感覚と申しますかね、イメージをちょっとお聞きしたかったんですけど、制限をそんなにしているってことは、あるのでしょうか。強度的な意味でそうしているってどういうことでしょうか。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。熱につきましては概ね100℃程度以上になりますと強度低下が起こる可能性があるというふうに一般的に言われております。そのもっと手前の70℃ぐらいから自由水の逸散が始まるというような知見があるというふうに聞いています。実際は100℃ぐらいまでは大丈夫と思いますが、その手前の70℃程度ということで、今回65℃という制限値になっておりますが、自由水の逸散が生じるのかどうかということをまず見る、手前の段階を見るというのが制限値の考え方になっているかと考えております。

(後藤委員)

分かりました、ありがとうございます。

(釜江座長)

はい。渡邊委員。

(渡邊委員)

先ほど例として示されました伊方の原発の例ですけれども、それは砂としてその海からの砂を使ったというふうに言われているわけですが、そういうようなことは、非常に構造物として一般的なやり方ですよね。それはそういうふうな理解でよろしいのですか。

(釜江座長)

九州電力さん。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞でございます。細骨材で砂を使うことが多くございまして、川内でも海砂を使っております。その海砂を使うに当たりまして、コンクリート工学会等の基準に照らして大丈夫というのをまず判定した上で使用しているということでございます。かなりまとまった量が必要になってきますので、海砂を使うことは結構あるかなというふうに考えております。

(渡邊委員)

川内の場合と伊方の場合とで根本的に違うのは、何が違うんですかという質問でもいいのですけれど。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。分かりました。また、書面に落として御説明したいと思います。よろしいでしょうか。

(渡邊委員)

それでいいですよ。

(釜江座長)

はい、よろしく申し上げます。ちょっと時間が押していますが、私から1点確認があります。中性子照射による断面欠損の領域の議論が24ページにあって、ここには地震時の設計荷重を上回っているうんぬんがあるのですが、内部コンクリートは強度だけじゃなくてやはり変形とかひずみとか、そういうものの限界というか、制約があるのですか。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。通常、原子力関係の構造物を建設するときに審査がありますが、そこで、地震時の評価をまず荷重に対して耐力はどうかという評価と、先生おっしゃるように変形ですね、地震時の最大せん断ひずみに対してどうかという評価がございます。

今回も部材が多少なりとも欠損して小さくなるので、よりひずみが増える方向になりますが、そういったひずみの増分も考えた上で評価を実施して、評価値が基準値に対して十分余裕があると。断面欠損っていいましても2%程度になりますのでそんなに大きくは効いてこないという結果を確認しております。

(釜江座長)

原子炉建屋の壁には閉じ込め機能のために、ひずみに対して 2×10^{-3} の拘束がありますが、それと同じような拘束がこの内部コンクリートにもありますか。

(九州電力)

おっしゃるとおりでございます。いわゆる耐震壁と同じような見方をして同じ基準で、 2×10^{-3} の評価基準値に入ることを確認しております。

(釜江座長)

ありがとうございました。議題1はこの辺でよろしいでしょうか。もし何かありましたら後ほどお願いしたいと思います。

②照射誘起型応力腐食割れについて

(釜江座長)

それでは、二つ目の議題ですが、照射誘起型応力腐食割れについてということで、九州電力さんの方から御説明お願いいたします。

(九州電力)

はい。九州電力原子力発電本部の上村と申します。資料2につきまして照射誘起型応力腐食割れについての劣化状況評価の御説明をさせていただきます。

1 ページ目に目次を記載してございます。コンクリートと同じようにですね、30年目の評価と資料上追加している部分がございますので、その辺りを中心に御説明をさせていただきますと思います。あと前提としまして、照射誘起型応力腐食割れ、IASCCにつきましては、30年目の評価と今回実施しました40年目の評価につきまして評価手法等につきましては変更等ございませんので、結果等につきまして中心に御説明をさせていただきますと思います。

めくっていただきまして2 ページ目になります。照射誘起型応力腐食割れについて少し御説明を今回追加させていただいております。1 段目、2 段目について原子炉について記載しておりますが、オーステナイト系ステンレス鋼は高い中性子照射量を受けると応力腐食割れの感受性が高くなることが知られてございます。IASCCは、この状況に引っ張り応力が作用すると粒界型応力腐食割れを生じる現象のことを言っております。発生要因としましては、材料、環境及び応力の三つの要因が考えられまして、運転時間が経過し、非常に高い中性子照射量を受けたステンレス鋼において発生する可能性がございます。

また、これまで得られている材料試験データから、IASCCの発生環境としては、中性子照射量、その他のSCCと同じように環境温度、応力が高いほど厳しいことが判明しております。後ほど少し御説明しますが、海外では炉内構造物の点検によって、IASCCによるバップルフォーマボルトの損傷が確認されておりますが、これまで原子炉の安全に影響を及ぼすような事例は確認されてございません。また、国内ではIASCCの発生自体がまだ確認されている事例はございません。

めくっていただきまして3 ページ目になります。こちらにつきましては、30年目の評価で御説明させていただいたときと変更ございません。代表箇所としましては、炉内構造物、かつ、後ほど御説明しますが、中性子照射量、温度、応力、これらが高いバップルフォーマボルトを最も厳しい評価部位として選定してございます。

4 ページになります。この表も30年目と同じ整理をしてございますが、結果からしますと、黄色で網掛けをしておりますが、バップルフォーマボルトが中性子照射レベル、温度、応力レベル、あと海外の損傷事例も記載しておりますが、海外の損傷事例があるものはバップルフォーマボルトのみということで、代表性の記載を右の赤字の部分でもしてございます。

なお、炉心バップル以下、例えば中性子照射量がバップルフォーマボルトと同等であったり、温度が同等であったり、ただし応力のレベルが小さいというようなものについてはここに列挙させていただいております。いずれかやはりバップルフォーマボルトとを比較すると、SCCの観点から少し小さい部分がございますのでその辺りは、評価をバップルフォーマボルトで代表しているということを記載してございます。

めくっていただきまして、5 ページ、2 号機になりますが、2 号機も1 号機と同じ整理をしております。数値、温度、応力レベル、照射レベルの数値につきましては、1 号と同等でございます。2 号機につきましてもバップルフォーマボルトで代表して評価を

してございます。

6 ページになります。健全性の評価につきまして記載をしております。3.1で適用しました規格、評価条件を記載しておりますが、こちらは30年目と同様でして、発電用原子力設備規格、いわゆる J S M E の維持規格、あとは J A N S I にて実施しております I A S C C 評価技術に関する報告書、あと発電技検にて実施しておりますプラント長寿命化技術開発、これらを使用して評価をしております。バッフルフォーマボルトの損傷予測を実施しておりますがまず資料を記載してございます。赤字になっている部分が改良している部分を採用した部分になります。川内1、2号機のバッフルフォーマボルトは、応力低減を図った改良型のボルトを採用してございます。ベントホールと呼ばれる冷却孔等、首下形状も応力集中を低減したパラボリック、あとは長尺化による曲げ応力を低減するためにシャンク長さというところを従来よりも少し長くしているという改良型のバッフルフォーマボルトを使用してございます。

7 ページになります。ここでは、維持規格に基づく評価を記載してございます。維持規格では、バッフルフォーマボルトの仕様に従い、グループの1から4まで分類がなされておりました。損傷ボルトの合計本数が、管理損傷ボルトというもので管理しておりますが、全体の2割に至るまでの期間としまして、グループ1では運転期間30年、グループ2では50年と評価した損傷予測曲線が示されてございます。

川内1号炉につきましては、グループ2と比較して、応力低減等により I A S C C の発生を低減したグループ4を採用しております。ボルト損傷の可能性はグループ2よりも低くなっておりますが、グループ2と同等に50年ということで評価をしております。

なお、管理損傷ボルトの本数ということにつきましては、維持規格に記載しているところでございますが、許容損傷ボルトというものが決められておりました。最上段及び最下段のボルトのみ健全で、それ以外は損傷しているパターンというものが記載されておりました。それに3倍の余裕をとって設定をしております。川内1、2号炉においては、この許容損傷ボルトのパターンは9段中7段と77.8%であるため、これに3倍の余裕をとるということになりますと、約26%になります。これを保守的に更に厳しく20%とすると、ボルト全数が1,080本ありますので、その20%に当たる216本というのが管理損傷ボルト本数となりますので、当然もともと決められているところよりもなるべく厳しくボルトを管理している本数にしているということになります。

めくっていただきまして8ページになります。こちら30年目でお示しさせていただいたところから変更ございません。J A N S I の I A S C C 評価技術に関する報告書に基づく評価について御説明しているページになります。こちらガイドが中で示されておりました。運転時間、イコール照射量ですけれども、こちらで変動するバッフルフォーマボルトの応力履歴をまず算出、これは右の図で青いところになります。評価ガイドに定められている割れの発生応力線図、これが赤の線になりますが、この赤と青の解析した値を重ねて、実際に割れが発生するかどうかの確認をしているというものになります。

9 ページでは、それに用いましたモデルを記載しております。こちら30年目から変更ございません。放射線解析、あとは熱伝導解析を行いまして、バッフル板のスウェリングによる変形、あとボルト部分につきましてはスウェリングにおける応力、あとボ

ルト自身のクリープを考慮して、応力を解析してございます。

ページめくっていただきまして10ページ。先ほど御説明させていただきました割れ発生線図と、川内1，2号におけるボルトに発生する応力の履歴を重ねた図が、図4になります。今回、前書きで少し説明を足させていただいていますが、運転開始50万時間におけるバッフルフォーマボルトの損傷予測評価を示してございますが、その結果、運転開始60年時点、川内1号機でいきますと44.7万時間、EFPYで表すと51.0，2号炉につきましては、60年時点が45.1万時間、EFPYで表すと51.5EFPYを超える50万時間までに、バッフルフォーマボルトの全数が割れ発生応力線を超えることはなく、IASCC発生の可能性が低いことを確認してございます。

なお、下の図でいきますと、大きいもので87dpaほどありますが、川内1号炉の運転開始後60年における照射量というのは、最大でも約65dpaということで、少し長めに今回評価しているものをつけているという評価になります。

めくっていただきまして11ページになります。現状保全について記載をしております。バッフルフォーマボルトを含みます炉内構造物につきましては、定期的に可能な範囲で水中カメラによる目視確認、VT-3ですけれども、そちらを実施し、以下に示すとおり異常がないことを確認しております。至近の供用中期間検査における点検実績を記載してございます。維持規格上はこの表の中にあります試験部位、容器内部と内部取付け物、あと炉心支持構造物について試験をするよう規定されておりました、頻度としましては、容器内部、これは炉心槽、あと炉心バッフル、下部炉心板ですが、約3年に1回程度、内部取付け物と炉心支持構造物につきましては7年に1回程度、検査が要求されておりました、至近の検査結果は2019年から、2号でいきますと2022年まで、点検しております、いずれも問題がなかったことを確認しております。

ページめくっていただきまして12ページに、総合評価を記載してございます。バッフルフォーマボルトにつきましては、先ほどより御説明させていただいております損傷予測の評価から、運転開始60年までに損傷が発生する可能性は低いという結果を得ております。しかしながら、維持規格による評価を行った場合、管理損傷ボルトに至るまでの期間というのは、運転時間で約50年というふうに評価されておりました、引き続き保全については、維持規格に基づく現状保全を実施していくことにしております。

また、バッフルフォーマボルト以外の部位については、最も厳しいバッフルフォーマボルトの損傷予測の結果、運転開始60年までは損傷の可能性が低いと評価されていることから、IASCC発生の可能性は低いと考えております。なお、劣化状況評価では、冷温停止状態における評価もしております、いわゆる93℃以下を冷温停止状態というふうに呼んでおりますが、この温度が低いということから、事象の進展が考え難いということで、バッフルフォーマボルトを含むIASCCの評価においては、十分保守的な評価になっているというふうに考えてございます。

ただし、IASCCに関する評価結果から、現時点で問題になるような評価結果は確認されておりませんが、今後IASCCに起因する新たな損傷事例や、バッフルフォーマボルトを含みます炉内構造物に関わる新たな損傷事例、評価条件の変更等がないか、国内外の知見というものをしっかり確認していきたいというふうに思っております。

最後になりますが、13ページで高経年化への対応ということと、まとめを記載しております。IASCCに対しては、現状保全の項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないというふうに今判断しております。まとめとしまして、原子力規制委員会より出されております「実用発電用原子炉の運転期間の延長の審査基準」に規定されている、延長しようとする期間における要求事項との対比を以下に示しております。評価対象事象としましてはIASCCと記載されておまして、要求事項としましては、健全性評価をした結果、評価対象部位においてIASCCの発生の可能性が認められる場合は、発生及び進展を前提としても、技術基準に定める基準に適合することと記載されておりますが、これまで御説明させていただきまして、運転開始60年時点を想定した評価を実施した結果、ボルトの損傷は発生せず、また、バッフルフォーマボルト以外の部位についても、照射量、応力等から、IASCCの可能性は低いというふうに評価をしております。

以降、我々が今御説明させていただいたところに関わる参考資料をつけさせていただいております。少し御説明させていただきたいと思っております。

14ページ、15ページには、PLM30の時から御説明させていただいている図を三つつけております。14ページの二つの図は、冒頭申し上げました材料要因、環境要因について傾向を示す試験の結果を記載しております。図1では中性子照射量を受けたステンレス鋼、中性子照射量が大きいほど、縦軸、ちょっと見づらいますが粒界破面率ということで、SCCの発生が大きいということを確認している試験の結果。図2は同じ試験をちょっと見方を変えて載せている図になりますが、横軸に温度、縦軸にSCC感受性発生の照射量のしきい値ということで、試験温度と照射量の関係ですね。これは温度が高いほど、やはりIASCCの観点から厳しいということを示している図になります。

15ページは、応力が高いほど厳しいというものを示す試験の例を示しております、これも発電技検の報告書から、横軸に試験時間、縦軸に応力ということで、応力が高い方がIASCCが起きている1例を示しております。

めくっていただきまして16ページ目、これも30年の時にお示しさせていただいております。ループ数3、青いところで示していますが、先ほど御説明させていただいたボルトを使っているということで、各電力含むボルトの整理表をつけております。

17ページです。ここで少し30年目から記載を追加させていただいておりますが、グループは申し上げたとおり4ということになっております。海外の事象をまず一つ目に記載しておりますが、国内では損傷事例はないのですけれども、海外ではバッフルフォーマボルトの損傷事例が確認されております。アメリカにおきましては、いずれもバッフルの内外の差圧がより高い、バッフルフォーマボルトに作用する荷重が大きくなるということですが、ダウンフローということで、原子炉の中に入ってきた水がバッフル板を通過するとき下向きの流れになるという構造なんですけれども、こちらを採用しているプラントで損傷が確認されておりますけれども、川内1、2号については、運転開始からアップフローの構造を使用しているという違いがございます。さらにその下、川内1、2号ではボルトの首下応力集中低減と、いろいろ書かせていただいておりますが、こちらは先ほどボルトの図をお示ししながら御説明させていただいた部分になります。

す。

あと真ん中ほど、ボルト締結後に溝幅を外径より大きくして、回り止めピンというものを溶接留めをしておりますので、もしバッフルフォーマボルトが損傷したということになっても、その頭部がちぎれて炉内をルースパーツとして脱落をするということを防止している構造になっております。

あとめくっていただきまして18ページには、コンクリートの部分でも御説明で出てきましたけれども、中性子照射量を算出する時に使っているコード、DORTコードの構成を簡単に書いてございます。

19ページでは、前回の分科会で中性子の分布をお示しさせていただきましたけれども、その分布はこのDORTコードによって算出されておりました、水平断面と垂直断面ということで、それぞれ前回お示したときには、どこがどの部位になっているかということをお示しできておりませんでしたので、この場で参考としてつけさせていただきます。

20ページにつきましては、そのコードにより出しました中性子束を用いまして、現時点、あとは真ん中が60年時点、今回40年で劣化状況評価を行った際の中性子照射量、これまで御説明させていただいております60年時点（30年時評価）ということで、三つ並べて比較をしております。

今回40年目と30年目、真ん中と一番右の表で違いがございますが、30年目の時点の評価というのは、30年以降60年目までを100%の出力で運転をしたという評価をしております。一方、真ん中の60年目（現時点評価）、これはPLM40ですが、こちらの評価は30年から40年の間の出力につきましては、実際の出力を入れて評価をしておりますので、見比べていただきますと、バレルフォーマボルトを例で見ますと、30年の時は 3×10^{22} ですが、実際に照射量、運転時間を精緻化しますと、 2×10^{22} ということで、違いがあるものは全て、40年目の評価の方が照射量が少なくなっているという状況でございます。

21ページには、先ほど申し上げました算出した方法を、上段で書いております。コードから出しました中性子束に対して、運転開始から現時点まで、若しくは60年時点の運転時間を乗じて、照射量を出しております。なお、本解析で使いましたコードにつきましては、類似の解析モデルの実測値と比較を行いまして、両者が概ね一致しているということで、コードの妥当性も確認をしております。具体的には米国の学会誌になりますけれども、そちらの内容と確認をして、妥当性を確認しております。

ページめくっていただきまして22ページ目は、これまでお示しできていなかったそれぞれの材料を記載しております。バッフルフォーマボルトから上部炉心板等まで材料を記載しております、基本的にはASMEの材料を使っておりますが、ASME SA-193 B-8M C1 a s s 2というのが、バッフルフォーマボルトとバレルフォーマボルト、あとは一番下の項目にも使われておりますが、これがいわゆるステンレスの316系になります。あと熱遮蔽固定ボルトもステンレスの316系になりまして、そのほかはステンレスの304系になります。

23ページでは、上部炉心板等ステンレス鋼使用部位ということで、IASCCを評価する上で応力が小さかったり、照射量が小さかったり、温度が低かったりということで、

「等」ということでまとめていた部分につきまして、その評価内容を改めて記載しております。基本的には照射量が 10^{21} ということで、大きいものでも熱遮蔽材で22乗ということで、バッフルフォーマボルトから比べると1桁以上小さいということで、IASCCの可能性は低いという評価をしております。

24ページには、応力評価の手法を少し詳細に記載しております。

25ページには、応力発生の原因となりますスウェリングの評価に使用しました式を記載しております。

次のページには、これもボルトの評価に使っております照射クリープの評価に使用しました式の考え方を記載しております。

27ページには、バッフルフォーマボルト以外の総合評価の補足ということで、これまで御説明をさせていただいておりますので割愛しますが、バッフルフォーマボルトで代表できるということを、上二つで書かせていただいております。一番下に、炉心支持機能の維持の観点ということで、評価をバッフルフォーマボルトでしたという御説明をさせていただきましたが、炉心支持の機能、重要な機能でございますので、比較的応力レベルが大きい炉心槽の溶接部につきましては、個別に評価を実施してございます。維持規格に基づいて個別に評価をしております。

その評価が28ページから記載をしておりますが、この評価の内容につきましては、前回の分科会の中で、1号の評価を御説明をさせていただいたものと同様の評価になりまして、28ページ目ではその評価の前提を記載しております。

29ページに評価の内容を記載しております、一つ目の丸、川内1号の応力拡大係数の最大値37というのは前回御説明させていただいたところですが、2号機は御説明させていただいておりませんでした。2号機につきましては、最大値は44ということで、今回は2号機の算出結果を図として載せさせていただいております。いずれも破壊靱性値につきましては51ということで、こちらに達していないということで、不安定破壊は発生しないという評価をしております。

30ページからは、現状保全の御説明を先ほどさせていただきましたが、VT-3で見ている範囲を、31ページ以降、紫の範囲で記載させていただいております。

詳細は割愛させていただきますが、上部炉心構造物、下部炉心構造物それぞれ可能な範囲で確認をしているという状況です。

34ページに現状保全の補足ということで、実はバッフルフォーマボルトを含みます炉心構造物の保全の強化を実はしております、これまで従来のカメラ位置ということで見ていただきますと、真ん中にカメラを置きまして、ボルトの脱落等がないかということを確認してはいたしましたが、一番下の行に書いておりますが、川内の2号機の25回の検査からカメラを接近可能な範囲まで接近させまして、ボルトの頭部の異常はないかというのをよりはっきりと、あとはバッフル板同士に有意な隙間、上端・下端に有意なずれがないかということを確認していく保全を取り入れております。

35ページには、応力腐食割れの抑制の内容を整理しております。こちらにつきましては御説明させていただいた内容を整理しているものになります。最後に保全の補足ということで我々川内では、一次冷却水中の水質をより厳しく管理をしております、以下

の通り、IASC Cに寄与すると言われております溶存酸素の濃度を低く管理するといったような観点でこれらの項目について、水質の管理をしっかりと、IASC C発生の環境を作っているということになります。

最後、37ページになります。制御棒クラスターの被覆管にもステンレス材を使用しております、中性子照射量というのは 5×10^{22} というところで、エネルギー体としては、0.625eVを超えるまでということを書いておりますが、何が言いたいかと言いますと、制御棒クラスターにつきましては、中性子照射を浴びるということを考えて、これらの中性子量になる前に、取替えを行っているということで、IASC Cの発生をしないようにしているということで、その取替実績を下表に示しております。

以上が、資料2の説明になります。

(釜江座長)

はい。ありがとうございました。それでは、ただいまの御説明に対して御質問、御意見等ございましたらよろしくお願ひいたします。渡邊委員。

(渡邊委員)

いろいろなことで、少し分かってきたのですけれども、IASC Cに対しての評価を、マニュアルに従ってやっているということなのですね。いろいろな情報を出してもらって、例えばバップルフォーマボルトとの応力というのは基本的なバップル板のボイド・スウェリングだということですよ。その時の照射量というのが、100dpaに近いような、90dpaぐらいですか、そこまでやってもらっていると。そのところでのボイド・スウェリングを評価しているということですね。

我々もボイド・スウェリングの評価というのは、304でも316でもやっているのですけれども、大学のレベルでボイド・スウェリングの評価できるというのは、数十dpa、30dpa、40dpaの世界なのですね。ところが今、川内1、2号の例ですと、もうその倍以上のdpaの評価になっているのですね。

で、これに対して、例えばその信頼性ということをお聞きしたいのですけれども、例えばボイド・スウェリングして、材料が、もちろん応力かかかっていて、IASC Cが起こることもあるのですけれども、その前に、例えばボイド・スウェリングで材料が損傷するという事例も、ゼロではないですね。だから、規制庁のマニュアルというのはある一定のところ、照射量を決めて、場所を決めて、IASC Cを評価しなさいというふうになっているのですけれども、それが本当に正しいのかということを我々は疑ってくるのですね。そういう知見というのはどこに入っているのかということをお聞きしたい。

先ほど、例えばこの資料で15ページのところで、発電技検のこれも昔のデータなのですね。例えば316の冷間加工材(C o l d W o r k材)の照射量が 3×10^{22} ですよ。ところが今、我々が議論しているのは、この10倍高い照射量の23乗の照射量のことを議論しないといけないのですね。我々の知見というのはこういうもので、我々の知見を超えたところで議論しないといけない状況になっているのです。そういうことを踏まえて、どう考えられていますかということをお聞きしたいのですけれど。

(釜江座長)

いかがでしょうか。

(九州電力)

九州電力の上村です。御質問ありがとうございます。先生おっしゃるとおり、まずこの15ページに示しております試験結果につきましては、少し古いとおっしゃっていただいておりますが、その通りでございます。この当時、我々が確認、実際発電技検さんですけれども、この報告書で確認できているのがこういった 3×10^{22} の照射量を浴びた実機材ということになります。ここから評価を御説明させていただくときに、JANSIの中で、IASCCの評価というのが改めてされておまして、その中で実際に確認をしたSCCの試験というのは、実材を使ってやっているのですけれども、dpaで申し上げますと80弱ぐらいのdpa、dpaに換算しますとそれぐらいの照射量がある材料を、定荷重のSCC試験をすると、もちろんその低い領域のdpaのものもあわせて、そういった試験をやって、その報告を受けて、この炉内構造物ガイドラインと呼ばれておりますガイドライン、これはJSMEの中でも、これを用いるように記載もされておりますし、公開もされているような文献になりますがこのあたりで議論された結果から先ほど御説明させていただきました図4、応力履歴のしきい線、赤い点線、ここを決めているということで、おっしゃるようになかなか高い照射量の試験片を持ってくるのが難しいのですけれども、一応このバッフルフォーマボルトのIASCCを評価するという意味では、それなりの高い照射量を用いた試験材も使っているということでございます。お答えになっておりますでしょうか。

(渡邊委員)

私、ボイド・スウェリングのことを聞きたいのですが。

(九州電力)

そもそもボイド・スウェリングでどこかの部位が損傷するのではないかという御指摘を頂いております。

後の資料3-3で記載をちょっとさせていただいておりますが、スウェリングにつきましてはやはりバッフルフォーマボルトの応力の発生の原因になっているのはバッフル板のスウェリングになります。

バッフル板のスウェリングにおきましては、少し資料を飛ばさせていただきますが、3-3の資料になりますけれども、その14ページから御質問の回答をさせていただいておりますが、スウェリング量自体はひずみという形で体積膨張率を記載しておりますけれども、一番大きいところで約3%ということで、これ単位はmm/mmなっていますが、実際3軸でこの解析をしまして出したひずみが約3%の体積膨張率ということになっております。この辺ちょっと大きくひずんでいるように見えますが、今16ページを見ながら御説明させていただいておりますが、×100とかというのは視覚上、100倍ひずんでいるよ

うに見せているという意味になりますが、スウェリング、50万時間時点ですけれども、バッフル板のスウェリングで大体3%ということで、スウェリング自体で物が損傷するということはないのではなかろうかと。

後は現状保全で、ここ辺に近づいて、実際はバッフル板の変形を見ておりますので、そういった意味からも、今のところ変形はないと、今後も50万時間程度では変形、損傷はないというふうに考えております。

(渡邊委員)

よろしいですか。16ページで、横軸、これ1次元で3%のひずみでいいのですよね。

(九州電力)

3次元合成で3%と、体積で3%というふうに思っていたらと思います。

(渡邊委員)

単位がmm/mmですよ。

(九州電力)

はい。次元としてひずみということをちょっと考慮しましてmm/mmと書いておりますが、一応3%自体は体積のひずみになります。御指摘のとおり、ここをmm³/mm³するのが分かりやすかったと思いますが、ひずみということでmm/mmにしております。

(渡邊委員)

そうするとボイド・スウェリングで3%だと。

(九州電力)

はい。

(渡邊委員)

体積膨張で。

(九州電力)

そうですね。

(渡邊委員)

分かりました。3%の体積膨張だとすると、立派なスウェリングなのですよね。それをどう理解するかというところですよ。この例えばボイド・スウェリングの解析にしても、アメリカの高速炉のデータですけれども、これも70年代ぐらいの非常に古いデータの解析で、高速炉ですので、ニュートロンのフラックスも違いますし、温度も違う。それを解析で出しているというのが今の状況なのです。そういうふうなものがある非

常に、誤差を含んだようなデータに私はなっていると考えているのですね。

ですので、もう少し裕度というか、やはりしっかり取ってもらいたいですね。

それと、まだありますけれど、例えば28ページからのところで川内1号と2号炉で、応力拡大係数の最大値が違ってきています。この原因は、どこから来るのですか。

(九州電力)

はい。九州電力の上村です。記載はできておらず、大変申し訳ないのですが、評価対象部28ページを見ていただきますと、溶接部を評価しております。

1号と2号が作られたちょうど端境期というか過渡期でして、1号機の溶接がサブマージアーク溶接になっております。2号機が自動TIG溶接ということで、溶接構造が違くと、溶接方法が違ふということがまず一つございます。その溶接方法が違ふことによりまして、溶接の影響部におきます、その残留応力が圧縮場であるか引張場であるかというところで応力拡大係数が決まってくるけれども、どちらかというとも2号機の方が残留応力が、正確に申し上げますと、圧縮場、圧縮応力の部分が、少し1号機に比べると、中の方にあるということで、圧縮の応力場になりますと、亀裂の進展が止まりますので、圧縮の応力場が比較的中にある自動TIGである2号機の方が、亀裂の進展いわゆる応力拡大係数が少し大きくなっているというふうに考えております。

もう一つ言うとそのサブマージアーク溶接と自動TIGは、開先の形状が違ひまして、どちらかというとも自動TIGの方が狭開先ということになりますので、狭開先の方が引張りの領域が少し厳しい状態にあるというふうには考えています。お答えになりますと、溶接の方法が違ふから、1、2号が違ふというふうに考えております。以上です。

(渡邊委員)

入熱により応力の状態が違ふというのをやはり具体的に示してもらわないと分からないですよ。

どういうふうな条件だとか、前回も言ったのですけれど、入熱や溶接後の熱処理の状態だとかそういうようなものに最終的には依存してくるわけですよ。具体的にちょっと示してもらわないと、分からないです。

(九州電力)

私が今申し上げた内容を、少し応力がこのようになっているという図を示しながら、御説明させていただきたいと思っております。

(渡邊委員)

はい。

(釜江座長)

はい。よろしく申し上げます。

よろしいですか。

(渡邊委員)

はい。

(釜江座長)

他に。大畑委員。

(大畑委員)

はい。ありがとうございます。大阪大学の大畑です。2点教えていただきたいのですが。1点目が10ページの内容に関する事で、バップルフォーマボルトを駆動力になる応力と限界値の比較で評価されていますが、この応力はボルト中で最大となる、いわゆる局所応力のことかどうか、また、この応力はどのような応力なのか確認させてください。

2点目は参考資料の内容になりますが、先ほどありました炉心槽の健全性評価のところで、比較されている破壊靱性値が $51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ と少し小さいように思われますが、この靱性値は、60年時点での予測値、推定値ということでよろしいでしょうか。以上、この2点についてお伺いいたします。よろしく願いいたします。

(釜江座長)

九州電力さんよろしく申し上げます。

(九州電力)

はい。九州電力の上村です。まず1点目につきましては、ページ数でいきますと、9ページになります。このようなモデルを使っておりますので、応力としては局所応力を使用しているというふうに考えております。

2点目ですけれども、こちらの靱性値の評価につきましては、J-SMEに基づく評価をしておりまして、実際に発電技検から得られた破壊靱性値 J_{1C} というものでございまして、こちらが最も厳しいもので大体 $14\text{kJ}/\text{m}^2$ というデータが出てございます。

こちらを換算しまして51.6という数字が出ておりまして、こちらを丸めて厳しめに51という数字を使っております。これまでガイドラインも含めてこの手法を使っておりますので、51という数字自体は、海外で大体近い値をとっているというところも確認しておりますので、余り高すぎることはないのかなというふうに思っております。60年時点もこの数字になります。以上です。

(大畑委員)

はい、ありがとうございます。分かりました。

(釜江座長)

よろしいですか。ほかに。渡邊委員。

(渡邊委員)

先ほどちょっと聞き漏らしたんですけれど、304でも316でも強度低下ですよ、そのニュートロンの量に対する強度低下というのはどういうふうに考えられて評価されているのですか。ある一定の、例えば、応力腐食割れだとか、その制御棒クラスターについてはある一定のこのしきい値があるわけですよ。強度の点は。

(九州電力)

304と316の違いというわけじゃなくて。

(渡邊委員)

いや、そこまで厳密でなくてもいいのですけれども、それはどういうふうな観点からですね、例えばボルトにしてもね、例えばバップル板でもいいですよ。

先ほどもちょっと話したんですけど、応力腐食割れの観点から説明されているわけですよ。材料が持っている強度としては、どこの照射まで大丈夫なのかと、九州電力は使い続けるのかということをお聞きしたい。

I A S C Cの評価は非常に厄介で複雑で、いろいろなものを評価した結果として、大丈夫ですよという評価をやられているわけですよ。それにはいろいろな過程があって、それを総合的に評価して、I A S C Cという評価になってきているわけですよ。ところが材料自体としては、304でも316でもいいですが、基本的には、ある一定の材料強度の低下が、ニュートロンの照射で発生するわけですよ。その材料自体が持っている強度低下の減少を、どう電力会社さんは理解しているのかという質問なんですよ。

(九州電力)

九州電力の上村です。先生の御質問の回答になっているかなのですが、いわゆる脆化、いわゆる強度低下というところでいけば、ステンレス自体は低温の脆性ということで、ちょっと脆化自体は、起きづらい材料であるのじゃないかというふうに思っています、炉心槽、今回評価しましたのは、I A S C C、ページでいきますと28ページですけども、これステンレスS U S 304で作られている炉心槽ですけども、起点の亀裂の発生というのにI A S C Cという仮定を置いております。

ただし、29ページに実際に記載しています評価というのは、靱性値ということで、照射に伴う強度の低下と、靱性というところで、評価をした結果問題がないということで、代表にはなりますけれども、ステンレスで作られた炉心槽というのは、I A S C Cと照射による不安定破壊という記載をしておりますけれども、強度というところで見ているということになります。

ただ、全ての部材がこのように評価ができていないわけでもありません。

(渡邊委員)

余り答えになっていなくて、ステンレスに対しては、何て言うのかな非常にタフな、靱性のある程度持っているわけだから結構ですが、そのステンレス自体の強度（引張特

性) というのは変わってくるわけですよ。そういうことを聞いているのですね。それが本当に何て言うのかな、そういうことまで考慮されているのかというのはちょっと疑問に思うのですね。先ほど3%なり数パーセントのスウェリングで大丈夫だというふうな言い方されたんだけど、3%のスウェリングなりのものが発生したときに材料自体が持っている強度というのは低下しませんかと。それがどのくらい低下しているのかということをお聞きしたいのだけれど。さっきも言ったんだけどね。もう数十dpaというのは我々が、接したことの無い世界に入ってきているのですよ。ステンレスで100dpa近いところの材料というのは、どのような状態ですかとお聞きしているのですね。

(九州電力)

今、そういうデータがちょっと手元にないので、ちょっとまとめて、また次回、どういう引っ張り試験とか、もしかしたらやっている可能性もありますので、その辺また説明をさせていただきたいというふうに思います。よろしゅうございましょうか。

(渡邊委員)

分かりました。よろしく。

(釜江座長)

はい。よろしく申し上げます。

(後藤委員)

すみません。一つだけ。

(釜江座長)

はい、後藤委員。

(後藤委員)

すみません、繰り返しになるようなところがありまして申し訳ありません。15ページのですね、このいわゆる定荷重応力腐食割れの試験結果ですよ。それで、破断しているのが2点あって、その間線を結んでいるわけですね。それで、先ほど渡邊委員からも話ありましたけれど、その信頼性という観点で見たとき、これ以外に何かデータはあるのですか、いろいろなものを調べてらして、そういう結論といいますか、その辺の感覚。もしこれだけだと非常にデータの信ぴょう性といいますかね、ほかになかったらこれを使うしかないのでしょうかけれども、そういう評価をする基準としてどの程度の信頼性、妥当性があるかって、先ほどの御意見伺っていると、非常に複雑であるってことは理解したんですけれども、その辺の感覚をちょっと教えていただけますか。基準としてどう見ているかって。

(九州電力)

はい。九州電力の上村です。御質問ありがとうございます。15ページに記載してありますのは、発電設備技術検査協会ということで、渡邊先生からも御指摘ありましたが、ちょっと古いデータになりまして、点数も少のうございます。

ただ、この後にですねJANSIの方で、実際にこの線というのは、縦軸が応力になっておりまして、ページでいきますと、10ページの発生応力線図というところを確認いただく、似たような線になりますが、こちらにつきましてはJANSIで誘起照射、IASCCの評価技術というのがあります、その中で相当数の試験を行いまして、これも実機材から持ってきた試験をやりまして、試験片を作成してやっております。なのでこの、今、15ページに示しているデータそのものが10ページのしきい線に取り入れられているわけではなくて、この後にいろいろな試験、やったものから、よりデータをですね、多く使いましてそのしきい線を作っているということでございますので、ちょっと一例としてこのデータを載せているものになります。

(後藤委員)

分かりました。そうすると今の10ページの方にある、この割れの発生のクライテリアを考えていて、これがメインだと考えていて、他に付けているのはその補強の意味だとそういう意味でよろしいですか。そういう理解で。そっちが違いますか、理解として。

(九州電力)

ここで示させていただいているのは、応力が大きければ発生の可能性が高いという一例を示しているものになりまして、ちょっと今回載せておりませんが、別で、実際IASCCの発生に関する試験というのを多数やりまして、そこから、算出したグラフが別にありまして、そこからこのしきい線を作っているということがあります。

(後藤委員)

ワンクッションあるわけですね。

(九州電力)

そうですね。はい。

(後藤委員)

そうするとね、そういうところは複雑であるし、その信頼性のいろいろ背景にそんな問題があるということは、ものによって仕方がないというふうに理解するのですが、そのこのところ、そういうところを分かりやすく、御説明していただく、データを持ってね。そうしないと私なんか理解できないのですよね。

強度のクライテリアはね、これってどれか分からないままやっているっていうしか見えないのですよ。一体何を評価されているのですかっていう、私ももともと設計畑の人間ですから、どうやって設計しているのだろうっていう感覚があるのですね。そういう意味で、渡邊さんが先ほどおっしゃったことだと思えますけれども。

(九州電力)

はい、了解しました。この試験内容につきましては、公開されているガイドラインの中にも記載ございますので整理してお示ししたいと思います。

(後藤委員)

はい。

(釜江座長)

はい。よろしくお願ひいたします。今後回答の時間は十分あると思うのでよろしくお願ひします。ほかに、Webの先生方、よろしいですか。少し時間が押していますので、よろしければこの議題2はこの辺で終わりたいと思います。この後議題3もありますので、もし何かありましたら後ほどお願ひします。2時間過ぎましたので、ちょっと休憩を取りたいと思います。少し時間が押していますが、10分ほど休憩したいと思います。今ちょうど15時半ですから、15時40分まで、休憩したいと思います。

－ 休 憩 －

(2) これまでの委員からの質問への回答

(釜江座長)

次は議題の3ということで、これは毎回同じですけれども、これまでの委員からの質問への回答ということで、今回も時間の節約ということで、事前にコメントされた先生方におかれては既に回答をお読みになっているとの前提で、説明は省略して、更なる質問など、質疑応答としてさせていただきたいと思います。

まず、3-1、3-2については、後藤委員からいろいろとこれまで分科会の前後であった質問等で、具体的には4回分科会の質問、5回分科会の質問です。これらについて3-1、3-2合わせて後藤委員の方から、中身について説明してほしいとのことであれば説明していただくということにしますが、この回答でいいのか、更なるコメントがあるのかなど御発言をお願いします。

(後藤委員)

幾つか申し上げたいことがあるのですがけれど3-1と3-2で特にポイントになるのは、一番大きな問題はそのPTSです。Pressurized Thermal Shockの話と、それから脆化の話ですね、そこに関わるところの問題がですね、どうもお話が、はっきり申し上げて、かみ合っていない。説明いただいているのですがけれど、私としては納得できていないところがあって、それで、そこを、関連が一つなんですけれど、その時に質問の関連するところで、何が引っかかっているかってことを考えますと、一つはですね、話をしていく上で技術的な話をするってのはすごく、正確に物を言わなくちゃいけないので、

例えば、前提条件がこういう前提条件であるとか、解析がどういうふうに行ったんだとか、その結果こうだとか、それはもう、数字そのものもあるし、それから数式から始まってその解釈も含めて全体像なんですね。それによって、なるほどってことになるはずなんです。ところが、これ全部断片的になっていて、最初データ出ているわけじゃなくて、質問するとデータが出てきたと。そのデータがあるのでそのデータがどういう関係になっているか議論したかったのですけれども、実はこれ開示されていない。データが私には開示されていますよ、もちろん委員にはね。ですけれど、私の方からちゃんとした質問もできないですね。それなぜかっていうと、商業上のね、その企業の商業上の機密であって、開示できないってお話があったわけですね、それで、私は何回もその話をしているわけですね。で、是非それについての御返事を頂きたいっていうんで今回用意していただいていると思いますんで、最初にまずそこのお話を、しっかりとしたいのですけれどもお願いいたします。

(釜江座長)

はい。よろしく申し上げます。

(九州電力)

九州電力の上村です。後藤先生から頂いた御質問の中で、先ほどの非公開情報を我々が非公開としている部分について、御回答させていただいている資料を今回御用意しました。

資料3-1の、追5-2ということで、後藤委員からは9月3日に先ほどおっしゃったとおり、PTSの評価の中で商業機密の理由をとということで、頂いた質問ですが、分科会の中で、ほかの部分も我々非公開情報としている部分がございますので、そちらの考え方を3ページから、御回答させていただいております。

具体的には4ページに我々の考え方を記載しておりますが、まず今回の検証いただいております分科会においては、鹿児島県殿のホームページにおいて開催状況や、我々が作りました配布資料等の公開をさせていただいております。議事録も含め。そのうち、当社が作成している配布資料につきましては、メーカーの知的財産に係る商業機密保護の観点から赤枠を設けまして、一部の事項を非公開情報として取り扱ってございます。

メーカー商業機密につきましては、原則として、次ページ以降に示す表1で分類をされておりまして、これまでの分科会における配布資料の非公開情報というのは、後ほど説明しますがBに該当すると、一部、個人名等が入っているものについては、Cと呼ばれる個人情報の開示に当たるものがありますが、基本的にはBと、この考えは我々が再稼働の申請、新基準ができて、再稼働の審査を受けるときに、今の原子力規制庁に資料を提出するときも同様の考えで、マスキングをさせていただいております、いろいろな議論をさせていただいた結果、このような形をとらせていただいているものになります。

ただし、最後のなお書きに記載しておりますが、後藤委員も先ほど申し上げていただきましたけれども、分科会において、当然科学的・技術的に検証いただく必要がござい

ますので、委員の方々には商業機密であっても全て開示するという方針のもと資料を作成しております。

具体的に5ページから、機密情報の分類と考えを記載しておりますが、まず、項目のAということで、特許契約に関わる事項ということで特許、そういったものとか顧客との契約に関わる情報というのは、費用であったりそういうものは、A項目に該当するというので、今回の分科会ではこのような情報は今のところ含まれておりません。

Bを飛ばしまして、Cにつきましては、一部検査記録と出させていただいておりますが黒塗りにしていたりですね、個人名が入っていたり、サイン、そういったものを非公開にさせていただいている資料もございます。

今回議論になろうかと思えますのは、Bということで、我々がマスキングしている考え方ですけれども、まず、前回の分科会でも少しお話させていただきましたけれども、今回そのホームページに公開されたときにですね、その資料を見ることができる皆様の中には、競合会社にお勤めの方等が含まれまして、その方々が情報を使用した場合、メーカーのですね、我々が扱っていますメーカーの設計製造、あとコストの低減と、あと性能向上、許認可性の向上というところで、有利になる情報が含まれている。こちらにつきましては、電力各社が持ち寄った共同委託、研究、そういったものも含まれます。

もう一つは、同じように競合他社がそれらの情報を使用した場合に、技術的、経済的に優位となる可能性のある高度なソフトウェアに係る技術を含んでいるものと、こういったものも非公開情報にさせていただいております。あとはメーカー独自の技術開発というところもノウハウという形で非公開にさせていただいています。以降、分科会でお示しした内容とその理由をちょっと記載しておりますが、この場では割愛させていただきますが、後藤委員、渡邊委員からもいろいろと御指摘いただいて、今回我々が今までマスキングをさせていただいた中でもメーカーと話しまして、開示させていただこうと思っている情報が四つほどあります。

6ページ、特別点検のCVの板割図ですが、これは後藤委員から御指摘あったとおり、板割図というのは、これだけでは、競合他社が何か製造できるかというところというわけではないということもありまして、メーカーノウハウではありますが、開示をしたいというふうに思っております。

7ページでは、議論の発端になったPTS評価の温度、圧力条件ですが、ステップ状に入れている圧力につきましては、確におっしゃるとおり、これだけの情報では、解析条件等をすぐさま他社が使えるものではないという判断で情報を公開したいというふうに思っております。

8ページ、バッフルフォーマボルトの応力履歴ということで、先ほど御説明させていただきました、カラフルな応力履歴の図につきましても、前回までマスキングさせていただいております。こちら我々、川内の固有の条件というものに基づくものではありませんが、これだけでは競合他社の優位にはならないという判断で、開示したいと思っています。

最後に熱時効になります。9ページ、熱時効の評価において、JmatとJappという図を使っているのですが、それらの J_1 と亀裂半長というのをマスキングさせていただいて

おりましたが、これも同様の理由で公開をしたいというふうに思っています。

ただし、それ以外の情報につきましては、先ほど申し上げたとおり、なかなか広く一般の方々にまで公開できる情報ではないということで、引き続き、我々としては非公開情報として扱わせていただきたいというふうに考えてございます。説明は以上です。

(釜江座長)

はい。ありがとうございました。後藤委員。

(後藤委員)

はい。後藤です。ありがとうございます。そもそもここの、開示するしないっていうことは、電力さんなりメーカーサイドの都合ですよね。商売上の都合とか。つまり、自分たちにとって、何か商業商売上のメリットがあるからそうしたいと。意味は分かります。ですがそれはね、一面的でしょ。これ原子力の安全性の議論しているのですよ。そのときにね、原子力の安全性の議論で、この話をして、これを入れないと説明できないときに、その競合他社がいるからそれを伏せるのですか。それをお聞きしております。

(九州電力)

九州電力の上村です。先ほどから申し上げているとおり、開示しないわけではないと。要は、先生方に技術的、科学的に検証いただく、分科会であろうというふうに考えておりました、こういった分科会の中では一切そういった非開示する情報はございません。ですので、そうですね。そのように考えております。

(後藤委員)

後藤です。開示、分科会の場合ね、議論するために開示するというのは、それは理解しています。ただ、問題はですね、そこはすごく違うんですよ。安全性の問題は、私たち委員だけが見たら全部分かるかって、そんなことありませんよ。私はもちろんその中の一員として努力しますよ、分科会委員ですから。ですが、世の中には専門家っていっぱいいるのですよ、ごまんと。

私たちがこういう分科会を持つ意味は、公開しているって意味は、私たちは努力するけれども、その間にこぼれ落ちた問題をどこかで拾ってくれる人がいるから、安全性というものは確保できるのです。それがなかったら安全性だってあり得ますか。ですから、その安全性の議論だって感覚が本当ないのですよ。例えば先ほどの、データを追っかけた方がいいですよ。今資料がお手元にあるかどうか分かりませんが、申し上げますと、例えば第6回、10月11日にありました資料の、私の質問に対する答えですけど、資料の4-2ってのがあるのですね、その中で先ほどありましたPTS。その照射脆化の時の圧力温度の話ね。先ほど、これは開示するとおっしゃっていましたが、圧力と温度が圧力が一気にボンと落ちて、水温がどうなるっていう。これを伏せられてびっくりしたんですよ。物事的前提条件の、しかも当たり前の話を、一体何を考えているかというくらいひどいです。人を馬鹿にしているとしか思えませんよ、これじゃ。

解析をするっていうことは、最初にどういう条件でやるか、入口でしょ。それすら出さないで置いてね、これで良いと、見てくださっていうそんな馬鹿な話ありますかってのが1点。そのときに、分科会の委員であるから分かるからいいかっていう物の言い方ですけど。例えばそれですと、余りほかの条件入れない方がいいので、今の条件と同じ、つまり大LOCAの話ですね。大規模なLOCAが起こったときのデータを示してくださいと申し上げたところ、同じ資料の例えば11ページで温度の変化と時間的变化、圧力変化と出してくれているのですよ。それはそれでいいですね。ですけども、ここで議論が本当は必要なんです。この温度変化の何℃から何℃って、ある時間でこう変わって、これがここから圧力に、圧力というか応力に変換する時はどう考えているか。

例えば、あるところの温度が変わったら反対側のところの温度が固定されているかわるかによってずれるし、何をどう解析したかって説明なかったら全く判断が分からないのですよ。そういう議論をしたいのに、数字も言えないわけでしょ。データ開示できないのだから。私がこれは何℃だと言ったら、いやそれ何の話ですかってなっちゃうから。

具体的にはこのデータのこうだっていう議論をする必要があるのですよ、公開の場で。そのときに第三者には知られては困るって一体どういうことですか。

そもそも解析。この中で一番気になったのは二つあって、一つは、データの生データですね。つまり試験をやったり、データを取った生データは固有のものであって、商業機密に属するって書いてあんですね。それからもう一つは、固有の解析で評価をするので、その固有の解析なるものは、これは開示できないって言うんです。これ何を言っているか分かりますか。ということは、原子力においては、電力会社さんなりメーカーなりが、これは企業秘密だと言った途端に、一切安全性とか何とか関係なしに、情報出なくていいわけですよ。それってあり得ますか。安全性の問題ってそういう問題なのですか。信用しろってことですか。

(九州電力)

先生どうも御質問ありがとうございます。データの開示に関しましては、委員の先生方にはしっかり開示していきたい。あと解析条件は、国の方にもしっかりとお示しして、審査を受けることとなっております。LOCAの解析など三菱のどのコードを使ってやりますとか、その妥当性についてはしっかり御説明して、コードの妥当性についてはいろいろな第三者の方で見て、クロスチェックを実施しており、ほぼ同じような結果が出てくるというようなプロセスは踏んで認められてきたということです。何も電力だけのデータだけでそういうような解析結果が妥当だと認められたというわけではないということだけは御理解していただきたい。

(後藤委員)

はい。データの信ぴょう性という意味でね、例えばほかにそれを補強するためのいろいろなものがあって、こういうことだっても当然含めていいし、むしろそれがなかったら困るのですよ。当たり前なんです。ところが私が申し上げたいのは、よくお話し

いただいているところで、例えばシナリオ上、こういうシナリオである、こういう説明であるってことはあえて私がこれPTSの話をしたんですけれど、その時にお答えいただいているわけですよ、5ページにサマリーの流れを。こんなの当たり前の話されているのですよ。

私はただ、何かって言うと、これは一般の方には分かりにくいからこういうふうにされた方がいいなんてことで申し上げただけなんです。ですけれど、ここからここに飛んでいく間には、じゃあ、温度分布を求める計算はどういうふうにされているのですか。熱伝達率は何を使っているのですか。それで温度分布どうなって、そういう説明はちゃんとあるかっていうと、言葉で言っていますけれど、はっきりしないじゃないですか、数字も出ていないし、何も言っていないのと同じですよ、技術者にとっては。というふうに聞こえるのですね。いかがですか。

(釜江座長)

今の、いかがですか。

(九州電力)

九州電力の上村です。先生がおっしゃっています、PTSにおける熱伝達、そういったものは、確かにお示しできる、グラフで示しているだけの部分もございますので、そういったものはお示しできるのですけれども、そこがちょっと機密になるかどうかというのをまたメーカーと話さないといけません。やはり解析においても、膨大な量の検証とトライアンドエラーをずっと繰り返してやっぱり作られてきているものも含まれていますので、そういうところは少し御理解いただきたい部分ではございます。

足りないデータを示さないということはございませんので、また、そういったPTSの評価に必要な条件等のお示しは、当然この分科会ではしていきたいというふうに思っております。

(釜江座長)

すみません、ちょっとだけいいですかね。ちょっとこの問題はもう何度も出ていますよね。当然こういう説明をするたびに、毎回のように一つ二つと出てきて、たくさんおられるマスコミの方々もかなり関心をお持ちのようで、前回のぶら下がり取材の時にもいろいろ聞かれました。今、後藤委員がおっしゃった部分の後半、要するに、この場で検証する上で必要なデータ、これは、非開示ということであっても、ここには全てのデータを出していただくと、当然、委員の先生方が理解をしていただくためのデータですから。それが非開示っていう、要するにマスキングされるかどうかは別として、その線引きがいろいろあると思います。

ただ、後藤委員の最初の方の発言で少し違和感がありました。全国的には関連する専門家がたくさんいて、そういう人たちがデータを見ないと判断できないと言う話をされたのですが、これはこの分科会の運営のそもそもの話で、そういうスタンスでこの分科会が行われているのか、そうではないと思います。分科会はそれぞれの課題に対して専

門家の先生方を委員として招集して、この場でいろいろな議論をし、検証することが役割です。それが大前提で、別にその先生方に責任を押しつけるというわけではありませんが、分科会はいくまでも審査ではなく、検証することなので、今後九州電力さんや規制委員会に要望等を出すためのデータを今集めているところで、その非開示かどうかというところなんかも、規制庁での審査ではほとんどマスキングされると思います。

規制庁にとっては、マスキングは核防護上の話ではよくある話で、情報が外部に出ないようにということで行われます。この場のデータの話とは少し質が違いかもかもしれませんが、マスキングは非常に重要な行為となっています。

全てにおいてマスキングすることが良いと言っているわけではないのですが、安全を守るためにはそういうことも必要であり、審査する側はそういう条件で中身を全て見て審査をして、しかもその審査に責任を持っているわけですね。

この分科会の運営のそもそも論なんですけど、後藤委員に責任を押しつけるのではないのですが、この場では検証に必要なデータは全て出していただく、生データも含めて必要なものは全て。これは当然守っていただかなきゃいけないと思います。

ただ、分科会以外にも公開するかどうかはやっぱりどっかで線引きが必要であって、たとえ安全を議論するためでも大事で、我々には非公開情報を公開しろという権限もないですし、非常に難しい話ではあります。

このような議論の中で線引きを今少しずつ緩和してもらっているところで、現に少しはそうなっていると思います。全て公開できなくてもこの場には全て出していただくということでは安全性についてもこの場で議論できないことはないと思います。このような考えでマスコミにも、分科会でしっかりと議論できることがまず大事だということをお話ししました。後藤委員の冒頭の発言がちょっと気になったのでコメントしておきます。

(後藤委員)

すみません。

(釜江座長)

はい。

(後藤委員)

後藤です。もう少し付け加えさせていただくと、説明させていただきますと、結局、技術的な判断のところは、多少経験のある技術者だと、あるオーダーで大体、これで大丈夫かって感覚が働くんですね。それはそうです。分野によっては。大体、私もそういうある分野において分かります。

ただ、逆に言うと、先ほど言いましたように、ここはちゃんと計算やっているかっていう疑問が出てくるわけ、いっぱい。それに対してはきちんと対応しなきゃいけないことが一つと、ついでですから、ちょっと言っておきますと、今回、私がはっきりこの前申し上げたんですけど、クラッドを考慮しているかって申し上げたら、クラッドは温

度分布を取る時には考慮したと。だけれど、応力を計算する時には使っていないと。だから保守的であるってそういう表現でした、確か。これ間違っていますか。間違っていないですか。よろしいですか。

(九州電力)

九州電力の上村です。正確に、我々が回答したものをまた改めて御回答させていただこうと思いますが、クラッドを考慮して評価をするPTSの評価では温度解析、応力解析、そして応力拡大係数と出していくのですけれども、温度分布を出すときには、より現実に近幾らッドを入れて評価して、それはなぜならクラッドを入れないと非常に厳しい、厳しすぎる。いわゆる実態に近い形でクラッドを温度分布解析に入れている。

あとは、応力、応力拡大係数を評価するときは、クラッドなしで計算した方がより保守的になるという御説明をこれまでさせていただいていますので、クラッドがある方が保守的だという説明をさせていただいたことは、これまでございません。

(後藤委員)

ないのですかね。そうですか。分かりました。そうすると私の疑問はまた別になります。そもそもこの基準、PTSの解析をやるところのルールはどうやっているかって。当初の2007年版ですかね。今の話としては、少なくともクラッドを考慮しないできました、というのは間違っていないですかね。以前、クラッドを考慮したことは、最初からクラッドを考慮してたんですか、解析で。

(九州電力)

温度分布解析ではしております。

(後藤委員)

最初からですか。当初から。そうすると、それは少なくともルール上は、私は、それは問題があると思っていますのです。なぜかっていうもとの考え方は、クラッドは入れるといろいろなファクターが入るので難しいからクラッドは除外してきたというふうに理解している。それをクラッドを入れた方がいいとして、入れるとするならば、今おっしゃった、最初お話あったように、クラッドを入れた方が現実的ってお話ししましたよね。現実的にクラッドはあると応力が緩和されるのですよね。だから、K値が小さくなるのでしょ。つまり、非保守的な方向にクラッドを入れて解析されているのですよ。

(九州電力)

いえ、九州電力の上村です。応力解析においてはクラッドは考慮していません。

(後藤委員)

応力解析じゃないのです。全体に決まっているでしょ。温度においてまず保守的かどうかってあって、応力にたってどういうふうに議論があって、そのときに応力に対して

は考慮しないからいいのだからって言い方は、すごく一面的なんですよ。なぜかっていうと、熱で熱応力が発生するだけじゃなくて、実際には脆性破壊のときに、溶接の残留応力まで関係するでしょ。分かるでしょ当然。なんで、溶接の残留応力を入れなくていいかってことになるのですよ。つまり、つまみ食いされているのですよあなた方は。温度が、クラッドがあると、それがバッファになるので、その方が現実的だと主張されている。それは一つの主張として認めますけれどね。基本的な考えとしてはもともとは、5mmくらいのクラッドが加わって、アメリカの方の基準でもそうですかね。200mmくらいの厚さの鋼板があって、それに少なくとも10分の1以下のクラッドがあっても、それは無視するっていう流れがあるのですよ。そのときに、いや組み入れてもいいと仮に言うならば、全て組み入れなきゃ駄目でしょう。K値が大きくなる方のファクターを入れないでおいで、つまみ食いされているのですよ。それを非保守的って言っているのですよ。それを保守的っていう主張されていたから私はちょっと気にしたのですがね。明らかに非保守的ですよ。

(九州電力)

先生ありがとうございます。温度のクラッドを入れているというのは、分かりやすい熱伝導式でもありますので、これまで解析に入れて評価を実施しておりました。それを今回変えたということはありません。現状のまま今までやっていたとおりの解析を実施してきたということで、NRAの公開の場でも説明してきております。

(後藤委員)

はい。少なくともそこは分かりました。ただ、ということは、私は少なくとも安全性の問題として議論を呼ぶということを申し上げたので、それは2016年度ですか、一応、新しくやり方を変えようっていうような提案があったときに、エンドースがされなかったですよ。なぜされなかったのか。それはどうお考えかということですね。いかがですかね。

(九州電力)

九州電力の石井でございます。J E A Cで2016年版がエンドースされなかった件につきましては、K値が従来よりも低くなると。また、要は評価上楽になるというところがあり、技術的にもまだ確証できていないところがあるということで、まだNRAの方においては、採用が時期尚早だという判断で、2016年版、見送られています。ただし、現状の2013年版の方が、評価的には厳しい評価になりますので、現状の2013年版でやっておけば、中性子照射脆化については問題ないと考えてございます。

(後藤委員)

これ以上議論してもあれなのですけれども、一応ですからそこは、いろいろなファクターが入っている議論になると思います。ですから、溶接応力の問題もあれば、いろいろな状態を考えていくと、問題は安全かどうかなのですね。私はそういう視点だと思

ますけれど。その上でちょっと話を戻します。ちょっとよろしいですか。

(釜江座長)

はい。この資料ですね。

(後藤委員)

資料に戻りまして、今の3-1のところ、一つ特にBのところ、項目の非公開情報の分類の、そのいわゆる電力各社の、いわゆる電共研等ありますよね。これはもちろん物を作るためといろいろなところありますけれど、例えば電共研でやる中の一つに、特に安全性の問題で気になったらそれを電共研でやったりしますよね、よく。過酷事故研究とかやったりしますよね。そのことはメーカーあるいは電力のノウハウなんだから、開示しないということは、日本の原子力の安全性に関する議論として、本当にその姿勢は正しいのでしょうか。

(九州電力)

九州電力の上村です。Bの中には、先ほどおっしゃったとおり、電力各社の共同委託でできあがるものがございます。例えば、6ページに今回記載しておりますけれども、特別点検に使ったプローブ関係ですね、こういったものについては共同でやっております得られた成果物になります。ただし、やはりちょっと繰り返しになる部分がございますが、あくまでPWR各電力がPWRのRVに対して検査を行うために作った成果であるところから考えると、やはり全電力でやった場合は先生がおっしゃるような開示の方法もあるかと思いますが、やはり、PWRにまだまだ参入していないメーカーがですね、もしこの情報を使うというふうになると、労せず、これらのデータが入手できて、同じ試験装置に近いものが作られるようになるということは、やはり我々はメーカーを守らないといけないという部分があるということで、やはり共同でやるものについてもですね、共同のメンバーによるところがございますけれども、それで開示できないものはございます。

(後藤委員)

分かりました。そうすると、開示できないということはですね、少なくこれは委員に対してではありませんよ。開示できないっていうのは、民間の一般の人にとってです。一般の方には、そういう情報は、例えばこれが安全であることの証拠である情報であろうとも、開示はしないことがあるということによろしいですね。

(九州電力)

はい。我々今回この資料を作るに当たっては、その考えで資料を作らせていただいております。

(後藤委員)

これは私の私見ですけれども、そのやり方が福島を事故を生んでいると言っても過言でもな幾らいの印象を持っています。なぜかといいますと、結局、技術的な問題っていうのは、何かに秘密があったり、そんなことやったら確保できるはずはないのですよ。でしたらね、そこと一つの解析ある1例申し上げますとね、そのPTSでいくと、LOCAの方はまだいいとしてもね、中間の圧力と温度のバランスをとるところがあるでしょう。どうやってやるかって、あれなんか過渡解析でやっているから幾らでもデータが出るのですよ。ちょっと変えたら。そんなもの1個出しておいてね、これで一番厳しい状態だったなんて何でそんなこと言えるのですか。何も証明していないのですよ。ということ为例え言いたいのですよ。そうすると、そういうことを余りそんなことぐじゃぐじゃ言いたくありませんけれども、そういうことも含めて、私たち分科会委員だけではなくて、これをもとに、県民の皆さんがなるほどこうなっているのだからっていうことを出して初めて皆さんが納得するのに、そのデータを出さないでおいて、こうなっているのだからって結論だけ言っているでしょ。これで、県民の皆さんから信用されると思いますか。

(九州電力)

御質問ありがとうございます。我々としても、出せるものは出していききたいというふうに考えております。そういう意味では委員の先生方にもしっかりデータを示す。あと国の方にもしっかりデータを示していくということで、国の方にも審査や委員の方の検証を受けていくというふうに思っております。データの一部は非公開になるところもあるかもしれませんが、いろいろな委員の方々や先生方、NRAの専門家に見ていただくということで、しっかり御確認はできるのではないかと考えております。分科会の先生たちに対してデータをしっかり出していききたいというふうに思っていますので、今後ともよろしくお願い申し上げます。

(後藤委員)

すみません、最後。そのことはですね、結局、非常に原子力における知識の差、情報を持っている側と、持っていない人がいて、そのときにその格差を固定して、そのまま分からない人たちには分からなくていいっていう立場なんですよ。非常に、原子力としてはね、原子力でそうやっていることになると、私は信頼を失うと思いますよ。そう思いませんか。だって、委員には説明するけれど、専門的な話だから一般の人には知らせないってことは、「あなた方に幾ら説明したって分からない」のだからっていう背景があるわけでしょう。そういう態度に見えるのですよ。その開示する情報を商業上の機密にしたっていうのは分からないじゃないけれど、少なくとも安全性の問題で議論するのになぜそうなるかという、我々じゃなくてむしろ鹿児島県の県民、あるいはその周辺の人たちが、万一の事故のときに命に関わる関係になっているから、ちゃんと安全のことは説明すべきだと言っているのですよ。それを、いや、それは商業上の問題があるから開示できませんって言ったら、そんなことみんな納得されると思いますか。もちろん内容によりますよ。全てとは言わない。だけれど、PTSとかね、万一のことが大変なことだから言っているのですよ。

(九州電力)

P T Sの結果は御説明，皆さん公開のいろいろな場でデータとしてお示ししております。ただ先生がおっしゃるように，曲線を作った生の入力値とデータについてはやはり，商業秘密等もございますので，この場ではお示しして，先生の方で御確認，検証していただければ幸いと思っています。国の方にも同じような形で我々としてもしっかりその詳細なデータは示していく必要があるというふうに思っていますので，県民の皆様にも，我々としては，この分科会の場と国の審査をしっかりと受けていくということで，御理解をいただきたいというふうに思っております。

(後藤委員)

分かりました。それ以上質問しても仕方がないので，データをもとにまた。私の方からは疑問になるところが他の解析もありますので，解析結果でこれ危ないじゃないかという情報もあるのですね。それがどこまで信ぴょう性あるか議論の余地はあるかもしれませんが，後でお出しします。それが一つ。あともう一つ。6ページのスプレイリングの話ですね，内径と高さの話。ここで気になったのは，「格納容器内設備の寸法，配置を示す詳細な設計情報であり，核防護リスクを伴う機微情報に該当する」って書いてあるのですね。これ，核防護リスクって，どういう核防護リスクか教えてください。

(九州電力)

電力の上村です。大変申し上げづらいのですが，核物質防護については，我々一層，管理を厳しくしているところがございまして，この場で御説明ってちょっと申し訳ございません。難しいのですが，この数値が渡ったときに，いわゆるそういう防護上のリスクがあると。申し訳ございません。これ以上，この場で御説明することは難しい情報になります。すみません。

(釜江座長)

ここに書くこと自体も核防護リスクあるっていうことを宣言しているようで本当は駄目なのかもしれませんが，それは仕方がないので，書かれているというのが実情かと思えます。

(後藤委員)

これね，スプレイがあるでしょ，スプレイからどう働くかって，そのことが核物質防護で何か引っかけるとしたらね，大変なことですよ。おかしいと思いますよ。私，現役時代に安全保障貿易管理をやっていたから，そのときに何をやっているかというのと，原子力の方の貿易管理の，つまり，核物質も含めて，そういうことの管理をしていましたので，そのときにこういう感覚で引っかけると到底思えなかったものですから，それはちょっと疑問に感じたのですね。

(九州電力)

ありがとうございます。九州電力の上村です。実は釜江座長がおっしゃったとおり、この内容を議論すること自体が非常にちょっと我々としてもよろしくない情報ではございますので、今後この資料を改めてレビュー、リバイス等がかかる場合は少し表現を見直しつつ資料を修正したいと思います。以上です。

(釜江座長)

この3-1, 3-2は、メインは非公開情報の取扱いの話が非常に重要で、この分科会は検証が役割なので、そういうことも含めて、今後の検証の中でも出てくると思います。今後どういう形で前に進めるべきか分かりませんが、少なくともそういう意見があったわけですから、Webの先生方も含め、本来この分科会の進め方についても以前、後藤委員からも発言があったのですが、委員の間でそういうところのコンセンサスを取っておくべきかと思いました。反省していますが、こういう問題に対しては委員の先生方もいろいろな御意見お持ちだと思うので、今日はもう時間がないので、また近日中にその辺の御意見をお聞きしたいと思います。その節はよろしくお願ひします。是非忌憚のない意見を頂けたらと思います。今日は、そういう議論があったということと、後藤委員からは科学技術的な検証としては非常に大事な話もあったので、しっかりとコンセンサスが取れるようにしないとイケません。是非先ほど前半の、保守性の話とかで、何がどうしたら保守性、非保守性なのかというところをしっかりと議論して、いろいろな意見があるのでそこはしっかりとかみ合うように。検証としては大事なことで是非お願ひしたいと思います。それで、もう一つ、3-3についてはいろいろな先生方からの質問をまとめてあります。ただ内容的には次回以降ということで、少し先延ばしされたものも多いのですが、この中で回答がある部分について、御質問された先生方で、この回答で十分なのか、更なる質問があるのかなど、是非、忌憚のない御意見を頂けたらと思います。いかがでしょうか。この回答で了解したという言葉でも結構です。今日は佐藤委員が欠席なので次回以降で願ひすることにして。渡邊先生ですかね、よろしくお願ひします。

(渡邊委員)

クラッドの溶接方法についてお聞きしているのだけれど、まだ不十分なんです。それこそこれが企業秘密かどうかで言われたら困るのだけれど、もっと具体的に、入熱だとか、さっきも言ったんですけれど、施工の溶接後熱処理の様子は示してもらわないと、我々分からないのです。

先ほどの議論ですけれど、我々に全ての情報を開示していると言われたんですけれど、照射脆化に関しては我々に開示されていると私は全然思っていない。だからそのことも含めてもう少し我々に対しての情報公開も含めてやってもらいたいのですね。我々は一番風通しの悪いところにいるのですけれども、圧力容器の照射試験片は、お宅の炉から取り出して、東海村の関連会社に行って試験をして、また切り刻んで電中研に行って、また試験結果として戻ってきたりしているわけですよ。そのお宅の会社の中だけで、

電力の中でやったって非常に風通しが悪いのですね。だからもう少し風通しの良い議論に、前回も言ったんですけど、これでは評価できないのですね。

(釜江座長)

この辺り、非常に大事なのですが、いかがですか。

(九州電力)

はい。九州電力の上村です。渡邊委員より、前回も含めて御指摘いただいております資料のですね、3-3の2ページになりますが、6-16ということで、すみません、今回間に合わずお示しができておりませんが、監視試験片のデータにつきましては、今実施しているものもございますけれども、なるべく情報を出させていただくということで、断面図であったり観察の様子、こういったものをですね、次回以降なるべく早い段階でお示ししていきたいというふうに思っております。

あと、その前に頂きました13ページの御質問ですけれども、6-9ということで、すみません、クラッドの溶接方法ということでまとめてはいたのですが、情報不足ということで、入熱、あとは溶接応熱処理というところで、我々もしっかり入熱の管理をして、母材が割れないように、あとは溶接後熱処理もしっかりと溶接した後、専用の炉に入れて実際に熱処理をしておりますので、その辺りも踏まえて記載を充実したいと思っております。以上です。

(渡邊委員)

よろしくお願いします。

(釜江座長)

よろしいですか。はい。ありがとうございます。

橘高先生の質問への回答は最初にありますから、大丈夫でしょうか。

(橘高委員)

はい、私の場合、本日の資料で全部お答えいただきました。

(釜江座長)

はい。ありがとうございます。

(橘高委員)

ありがとうございます。

(釜江座長)

今日は後藤委員からも幾つかありますが。

(後藤委員)

私はよろしければちょっとこの個別のやつで。3-2に戻っていただいて、簡単な質問なので、3-2で1にありまして、お答えいただいているのですが、それから教えていただきたいことがあって、一つは12ページです。

スタッドの件ね、質問したら詳しくデータを入れていただいているのですが、これ当然ですけど鋼板の内外ですよ。内外に貼ってあって、大体で良いですよ、細かい数字いらぬですよ、オーダーってどんなピッチで入っている感じですかね。結構設計上は重要な話なんで、それこそ秘密情報だっておっしゃったらそうかもしれないけれど、間隔的にはこのくらいの間隔っていうふうに少なくとも言っていたかないと、イメージが湧いてこないと思うんですね。私もそういうところは多少関わっていたものですから、どういうふうになっているかな設計上っていうふうに、本来ならそれを定量的にもちょっと聞きたいのですけれど。

(釜江座長)

九州電力さんどうぞ。

(九州電力)

その件はすみません、本店から御回答させていただいてもよろしいですか。九州電力の西田でございます。

先ほど後藤委員から御質問を頂きましたピッチなんですけれども、約180mmから、場所によって変わってくるのですけれども、180mmから300mmのピッチで打っていることになります。以上です。

(後藤委員)

180から300。

(九州電力)

はい。

(後藤委員)

分かりました、はい。ありがとうございます。それが一つと、後は気になったのは、今の3-2の16ページ17ページに関わるいわゆる真空逃がし装置という名称になっていますよね。16ページの回答のところで、「通常運転中の格納容器のスプレイ系の誤作動により格納容器内の雰囲気温度の急速冷却によって負圧となった場合に、格納容器が許容外圧以上の圧力を受けないように外気を導入し、負圧を低減させる機能を有する」、このとおりですね、それでこうなっているって分かりました。それで、そのときデータをちゃんとつけていただいて、次のページに差圧の話も出ておりますよね、こういうふうになっていると。そのときでちょっと気になったのは、この最後のところで逃がし装置がこういうふうに行っているのは理解しているわけですが、重大事故時の機能喪失モ

一ドのところを見ていくと、真空逃がし装置は重大事故時には使用しないため重大事故時の機能喪失モードはないっていう表現、これ本当は正しいのでしょうかって質問です。

(九州電力)

逃し装置は重大事故時には期待しないと。当然、重大事故時は格納容器でいきますと過温破損、過圧破損ということで内圧が高くなってLOCAが起きた時に格納容器が健全かどうかという状態の事故モードはあるのですけれども、実際に重大事故のシーケンスの中に、スプレイが動作して格納容器がこの真空逃し弁が開くほど差圧が立つというモードがございませんので、こういう記載をさせていただいております。

(後藤委員)

多分、事故シーケンスを類型化してやっていって、そこにはないという話をされていると思うのですよ。でも過酷事故ってそういうものですかね。全く違った状態で起こるのが、設計基準事故を超えてあり得ないような事故があって、福島はそうですね。まさかBWRで、まさか水素爆発を起こすと全く思っていなかったのですね、不覚にも。申し訳ありませんね。で、いや実は格納容器から漏れていて建屋の中で爆発した。この真空破壊弁の問題は、過酷事故が起こって、要は過酷事故って何でもいい、圧力温度が上がっていった時にスプレイを吹いたら負圧になるわけですよ。で、この事故の時に上がったり下がったりこうなっている状態で、機能喪失モードがないっていう表現は考えていないっていうふうにしか見えないのですけれど、いかがですかという意味です。

(九州電力)

九州電力の上村です。真空逃し、16ページに書いておるとおり、通常運転の誤動作ということで、いわゆるDBですね、設計基準においても事故時においても、実はこの弁というのは想定してございません。我々が今回回答作成させていただくときに、重大事故時という言葉自体は設置許可基準の中に示されています事故モード、いわゆる事故シーケンスに対して記載をさせていただいておりますので、当然事故の形態によっていろいろ先生がおっしゃるとおりスプレイを降ったタイミングで負圧になる可能性はありますが、その時に生きていれば当然動作をするということなのですが、我々としては、重大事故のモードはない＝重大事故対処設備としてエントリーしていないということになりますので、そのような弁ですという御説明になります。

(後藤委員)

すみません。答えになっていないと思うんですけれど、圧力が、これで急激に圧力落ちるわけですね、それで、そのときにこれが壊れていると、機能を喪失して負圧にできないで格納容器が潰れるわけでしょ。そういうモードがあるのじゃないですかって心配しているのですよ。

(九州電力)

そういうモードは今ないので、物としてはありますので、負圧になれば動作をしますということです。動力源はないので、内圧側であれば閉める方向、負圧側になれば、ある一定の負圧がかかれば逃がす側から空気を流れ出すというようなことをごさいます。そういう意味で解析モードの中では考慮していませんけれども、物自体はありますので、負圧になれば空気を取り入れる可能性はあります。回答になっていますでしょうか。

(後藤委員)

回答になっていません。過酷事故に対して、そうやって仮定を設けて大丈夫だと言っているところが全くおかしいと私は思います。幾らでもあり得るのでね、圧力がこうなっていて、あるときスプレイ降ったら降って、だからそれ心配でこれが働くようにしているのだから、逆にもうちょっと説明いただければいいと思うんだけど、そういうことがあっても、こういう機能でこういうことにして、真空破壊弁で機能するからぎりぎりでも大丈夫だと、能力でも大丈夫、そういう説明であるべきだと思うんですけど。そうでないと本当に起こったときにクラッシュしちゃうってことを言っているのですよ。

(九州電力)

おっしゃることはよく分かりました。申し訳ないのですが、そういう事故モードがなかったの、解析条件としてはそういう負圧になるような事象はないのですが、先ほど言いましたように、負圧になれば動力源がないので、アニュラス側から空気を取り入れて負圧を防止するという機能自体はあるということは御理解していただきたいというふうに思っております。

(釜江座長)

はい。原子力そのものは私も素人ですが、要するに機能上はあるけれどもその位置付けですよね。その位置付けによっては当然いろいろな意味で、取組み方は違うと思うんですが、そういうものってほかにも多分あったような気がします。万が一の時にはこういう物が働くっていうけれど、最初からそういうこと考えた位置付けにしていなくてというようなハードってあるような気がします。コメントです。

(後藤委員)

その問題は簡単に申し上げますと、要するにどういうリスクがあるかによってすごくそこを慎重にやるかどうかの問題なんです。格納容器にとっては、内圧で壊れる以前に中で負圧になっちゃってクラッシュしちゃったらもうどうしようもないので、だから真空破壊弁ってものすごく大事なんです。機能喪失モードで真空破壊弁の話が過酷事故の中でも出てこないとしたらこれは欠陥ですよ、はっきり言って、検討していないことになると思います。以上です。

(釜江座長)

はい。いつものことですが、先ほど資料の説明内容に何か更なる確認事項とか御意見ございましたら、後日で構いませんので事務局の方にお寄せいただけたらと思います。
これで本日の議題は終了しました。事務局から何かございますか。

(事務局)

はい。本日の議事録は事務局で作成し、委員の皆様に御確認いただいた上で、県のホームページに公表することとしておりますので、よろしくお願いいたします。
事務局からは以上でございます。

(釜江座長)

はい。それでは、これをもちまして本日の議事を終了したいと思います。
どうも長時間ありがとうございました。

(事務局)

以上をもちまして、本日の会議を終了させていただきます。
ありがとうございました。