

第3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4月25日（月）13:30～16:11

場 所：アートホテル鹿児島

出席者：【 会 場 】 釜江委員，後藤委員，佐藤委員，守田委員

【 リモート 】 大畑委員，橘高委員，渡邊委員

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が，本日御参加いただく委員のうち，橘高委員におかれましては，所用のため，15時30分に退席される予定となっておりますので，よろしくお願いたします。

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）

皆さん，お疲れ様でございます。4月に危機管理防災局長に就任いたしました長島でございます。どうぞよろしくお願いたします。

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の開催に当たりまして，一言御挨拶申し上げます。

皆様におかれましては，年度始めのお忙しい中，御出席いただき，心から感謝申し上げます。

さて，川内原発の運転期間の延長につきましては，今後，九州電力が，特別点検の結果等を踏まえて判断されるものと認識しておりますが，当該認可申請が行われた場合，県といたしましては，原子力規制委員会による判断が行われる前に，同委員会及び九州電力に対し，厳正な対応を要請することとしております。

本分科会におきましては，川内原子力発電所1，2号機の運転期間延長に係る特別点検や劣化状況評価，施設管理方針等について，科学的・技術的検証を行っていただくこととしておりまして，先月29日には第2回分科会を開催し，委員の皆様には，同原発の特別点検状況等を御視察いただいたところでございます。

本日は，劣化状況評価に係る制度や，30年目高経年化技術評価結果等につきまして，御議論いただくこととしております。

皆様には，忌憚のない御意見を賜りますようお願い申し上げます。開会の挨拶とさせていただきます。本日はどうぞよろしくお願いたします。

（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、発言される時以外は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、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（高経年化技術評価）に係る制度について

（釜江座長）

座長を仰せつかってございます釜江と申します。よろしくお願いいたします。

それでは、議事次第に従いまして議事を進めてまいりたいと思います。まず最初に、劣化状況評価、これは高経年化技術評価とも言いますが、これに係る制度につきまして、九州電力の方から説明をお願いしたいと思います。

（九州電力）

失礼いたします。九州電力川内原子力総合事務所の米丸でございます。

御挨拶をさせていただきます。3月29日に分科会として、特別点検の状況や原子炉容器などのデータ採取状況及び発電所の安全対策を御視察いただき、ありがとうございました。

1号機の特別点検は、昨年10月18日に、2号機の特別点検は、本年2月21日に開始いたしました。現在しっかりと慎重に進めているところです。

1号機の特別点検のうち、原子炉容器、原子炉格納容器については、採取したデータに基づく個別の確認評価が4月中に完了し、コンクリート構造物についても、2号機との共有部分を除き、個別の確認評価が完了し、現在取りまとめを実施しているところです。

2号機の特別点検は、現在、データ採取及び個別の確認評価を実施しており、1号機と共有のコンクリート部分を含めて、開始から半年程度で完了する予定で進めているところです。

本日は、資料に基づき、担当者から高経年化技術評価に係る制度の概要や過去の高経年化技術評価結果、及び委員の先生方からいただきました御質問への回答などについて御説明をさせていただきます。

本日はよろしくお願いいたします。

（九州電力）

それでは、発言者替わりまして、九州電力の石井でございます。

まず、議題に入る前に、第2回分科会、発電所の視察の際に配布しました資料で、一

部修正がございましたので、御紹介させていただきます。配布されてます資料の一番後ろの、A3折り込みの資料を御覧ください。

第2回分科会の際に、川内1, 2号機の概要ということで、運転実績を御紹介させていただきました。この中で、左側の枠の中にございますが、2号機の2020年度、21年度の運転実績425日、12月24日から矢印を引くべきところを、申し訳ございません、6月20日から引いておりましたので、右側の括弧の枠の中のよう、12月24日から2月21日の425日運転ということで、今回修正させていただきます。よろしく願いいたします。

それでは議題に入りまして、お手元の資料の資料1を御覧ください。劣化状況評価、高経年化技術評価に係る制度について御説明させていただきます。表紙をめくっていただきまして、右下1ページ目です。まず目次がございます。2項目に分けて御説明させていただきます。

まず1つ目が、運転期間延長認可制度。第1回分科会と少し重複するところがございますが、おさらいということで少し御説明させていただきます。2ポツ目で、劣化状況評価、高経年化技術評価の流れ、手順、どのように評価してるかというところを御説明させていただきます。

ページをめくってください。2ページ目、こちら表紙になりますので、もう1ページめくってください。右下3ページ目になります。運転期間延長認可制度、1回に限り20年、期間を延長できる制度でございます。こちらは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、原子炉等規制法と呼んでございますが、これの43条の3の32に規定されてございます。1項で、運転することができる期間を40年とすると、プラント運転期間40年というのをまず定められてございまして、2項目で1回に限り延長することができる、3項目で延長する期間は20年を超えない期間とする、4項にはこれに基づいて原子力規制委員会に認可の申請をしなければならないというふうに、原子炉等規制法で定められてございます。

ページをめくっていただきまして、4ページ目御覧ください。右下4ページ目になります。第1回分科会の際に、守田委員の方から、法制度が重複しているところがあるので、分かりやすく説明してもらいたいという御要望がございましたので、イメージが分かるようにちょっと絵にしました。

まず、左側の保安規定変更認可申請です。これは、プラントが運転を開始して30年を超える前に、その後10年ごとですが、高経年化の技術評価をなささいというのがあります。ですので、前回PLM30は、こちらに基づいて高経年化技術評価をやって、国の方に申請をさせていただきます。

右の枠の中の方が運転期間延長認可申請ということで、こちらは40年目だけに関わる法制度でございます。こちらの方で、施設管理方針を定め、劣化状況評価をして、特別点検の結果を添付して申請なささいということで、法制度は二重になってございます。

ですので、40年目のPLM、また運転期間延長認可申請は、この2つを申請することになります。この中の②の保安規定側の高経年化技術評価書、右側の運転期間延長認可申請の中の②の劣化状況評価の結果、こちら同一内容でございまして、法制度の中で、どちらか一方に添付すれば、どちらか一方の添付は要しないということになりますので、どちらか片側だけつけて申請すればよくなります。

です。PLM40、運転期間延長認可申請の時は、この2つの法令に従って2つの申請をいたします。法制度がちょっと重複するというのは、その辺のことを言われてたのではないかなと思ひまして、今回ちょっと絵にしてみました。

ページめくっていただきまして、5ページ目を御覧ください。運転期間延長申請の中で何を添付しないといけないかということ、簡単に記載してございます。青い枠の中で、先ほど御説明しましたように、添付書類一として特別点検の結果をつけなさいと。2つ目、添付書類二として、劣化状況評価の結果を添付しなさい。③として、添付書類三として、施設管理方針を添付しなさいということが要求されてございます。

ちなみに、川内1、2号での運転期間延長認可申請の提出期限というのが、ここに記載してございますように、1号炉は2023年の7月4日まで、2号炉は2024年の11月28日までに申請をする必要がございます。

めくっていただきまして、右下6ページ目を御覧ください。先ほど参考でつけてございます、絵を持ってきましたように、PLMの保安規定変更認可申請の対象の法令を記載してございます。中身については先ほど御説明したとおりですので、割愛させていただきます。

以上が、第1回分科会で御説明したところと重複するところがございましたが、法制度の内容の御説明でございます。

それでは、右下7ページ目に移っていただきまして、こちらから劣化状況、高経年化技術評価の流れということで、具体的にどういう手順で高経年化技術評価を実施するかというところの手順を御説明させていただきます。

右下8ページ目を御覧ください。評価の方法として、評価のフローは、当社の社内マニュアル、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準というものを定めてございまして、これに基づいて実施してございます。各ステップの実施内容は、次頁以降の高経年化技術評価の実施手順の方に記載してございます。

3つ目、右図に技術評価フローを示してございます。簡単に御説明いたします。まず一番上から、安全重要度分類指針クラス1、2及び3、並びに常設重大事故対処設備に属する機器構造物というのを抽出いたします。機器単位で、長期にわたり使用するか使用しないかで、評価対象とするか評価対象としないかを選定いたします。主要な機器、構造物の選定をいたします。

下に下っていただきまして、グループ化し、破線の中にございますように、具体的にここで経年劣化時に着目すべき経年劣化事象を抽出いたしまして、技術的な評価をいたします。

40年目に関しまして、黄色のハッチングをかけてございますが、これに特別点検の結果を踏まえる必要がございます。これを下っていきまして、施設管理方針、保安規定に反映するんですが、左側の矢羽根の方にいっていただきまして、この経年劣化事象の評価を踏まえて、耐震/耐津波安全性の評価も実施いたします。これらも踏まえた上で、最終的に高経年化技術評価実施ということになります。

それでは、ページめくっていただきまして、右下9ページ目を御覧ください。点線の中に、具体的な劣化事象の抽出の仕方等を記載してございます。劣化メカニズムまとめ表というのが、全電力内で作ってございますので、これに基づいて劣化事象を抽出いた

します。個別条件での抽出とかも踏まえて、矢印下に動いていただきまして、経年劣化事象の評価を実施するというものでございます。

これに関しましては、健全性評価と現状保全、これらを総合的に評価し、高経年化の評価を実施することとなります。大きな流れは以上のとおりでございます。

右側移っていただきまして、こちらのフローは、冷温停止、例えば3.11事故の後、長らくプラントが冷温で止まりました。そういう場合に、冷温で長く止まった場合に、かえって評価厳しくなる機器というのが存在するんじゃないかということで、冷温停止が長く続いた場合の評価も実施してございます。

ページめくっていただきまして10ページ目を御覧ください。ここからが具体的な実施手順になります。まず、技術評価対象機器でございますが、評価対象機器は川内1号の安全上重要な機器として定められてございます。

黒丸の1つ目でございますが、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針でございます。この中のクラス1、クラス2、クラス3の機能を有する機器構造物、あと常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物として、系統図等をもとに、全て抽出いたしました。

対象機器については、運転を断続的に行うことを前提とした通常運転と、今御説明しましたように、冷温停止状態が維持されることを前提とした2つの評価をやってございます。

3つ目でございますが、供用に伴う消耗があらかじめ想定され、設計時に取替えを前提とする部品、機器分解点検時等に伴い必然的に取替えている部品は、消耗品として評価対象から除外することができます。例えばパッキンとかガスケットですね。分解のときに必ず取替えますので、こういうものは消耗品として評価する必要はないということです。

また、設計時に耐用期間内に計画的に取替えることを前提とする部品であり、取替周期が発電所の作業管理要領等により定められているものは、定期取替品として評価対象から除外することができます。例えば伝送器とかは、もう何年間使って取替えますという定期取替品となっておりますので、こういうものも、特に高経年化技術評価の対象としなくてよいということになります。

ページをめくっていただきまして、右下11ページ目御覧ください。機器のグループ化及び代表機器の選定方法でございます。評価に当たりましては、ここに書いてますとおり、ポンプとか熱交換器、最後は電源設備に分類して評価いたします。

2つ目でございますが、評価対象機器は、合理的に取りまとめるため、構造、使用環境、材質等により、日本原子力学会標準の原子力発電高経年化対策実施基準の経年劣化メカニズムまとめを参考に、対象機器をグループ化して、代表機器を選定いたします。

最後でございますが、グループ化及び代表機器の選定は、先ほども御説明しましたが、断続運転評価と冷温停止状態維持評価の各々について実施いたしてございます。

右下12ページ目に移ってください。評価に当たりましては、国内外の新たな運転経験及び最新知見を反映してございます。国内の運転経験としては、原子力安全推進協会が運営してございます、原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されているトラブル情報、保全品質情報などを対象といたします。国外の運転経験を踏まえてございませ

て、NRCのBulletin, Generic Letter, Information Notice等を反映してございます。

そのほかには、指示文書等の原子力規制委員会からの指示文書、あとは国の定める技術基準、日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会等の規格基準類を参考にしてございます。

右下13ページ目に移ってください。ここで経年劣化事象を抽出します。PLMを行うに当たりましては、選定された評価対象機器の使用条件等を考慮しまして、先ほど御説明しました経年劣化メカニズムまとめ表を参考にして、劣化事象と部位の組合せを抽出いたします。抽出された経年劣化事象と部位の組合せのうち、以下のいずれかに該当する場合は、PLMの経年劣化、有意な劣化事象ではないということで除外いたします。

想定した劣化傾向でございまして、適切な保全活動で担保できるもの、あとは、bとしまして、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後とも進展が考えられない、進展傾向は極めて小さいと考えられる経年劣化事象、例えば具体的に言うと、ポンプの軸受箱などは炭素鋼でできていますので、腐食を考慮しないといけないのですが、中が油で油膜が張られますので、腐食は起き得ませんで、外面も塗装してございますので、そういうものに関しては、腐食という劣化事象は考慮しませんということです。

ページめくっていただきまして、14ページ目御覧ください。経年劣化事象に対する技術評価です。選定されました評価対象機器について、以下の手順で実施してございます。

まず、(1)健全性評価です。こちらは、評価期間として運転を開始してから60年間の期間について、傾向管理データによる評価、解析等の定量評価、過去の点検実績、一般産業で得られている知見等をもとに、健全性評価を実施いたします。

健全性評価に加えて現状保全、実際発電所とかでどういう保全をやっているかというところを、保全内容について整理いたします。

この(1)、(2)を踏まえまして、総合評価をいたします。(3)の総合評価の結果を受けて、(4)として、高経年化対応ということで、現状保全の継続が必要とされる項目、新たに必要となる点検検査項目がないか、技術開発課題が必要じゃないかというところを抽出いたします。これが一連の経年劣化事象に対する技術評価の流れです。

ページ移っていただきまして、15ページ目を御覧ください。15ページ目は、耐震／耐津波安全性評価対象機器・構造物の抽出ということで、耐震安全性評価、耐津波安全性評価の実施でございます。

耐震安全性評価というのはどういうことをやるかということ、実際に経年劣化事象、60年想定させて、耐震評価をやるものです。具体的に言うと、例えばボルトに60年分を腐食させて、その腐食させた系で耐震評価をやってみると。通常の工認ですと設計値でやるんですけども、PLMの耐震というのは、そういうふうに60年間の劣化事象を踏まえた上で、耐震評価をやるということでございます。

右下16ページ目に移ってください。こちらが耐津波安全性評価です。こちらも先ほどの耐震と同じように、60年分の劣化事象を想定させた上で、標準津波に関する応力評価をやって問題ないかというのを確認いたします。

右下17ページに、参考として川内発電所1号機と2号機のPLM30の時の認可申請時期と認可の時期を書いてございます。

丸ポツで、30年目高経年化技術評価による主な経年劣化事象ということで、6事象ございます。こちら、今回低サイクル疲労とコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下を、今回の第3回分科会で御説明させていただきます。残りの4つに関しては、次回以降の分科会で御説明させていただこうと考えてございます。

劣化状況評価、高経年化技術評価に係る制度については、御説明以上でございます。ありがとうございました。

(釜江座長)

はい、ありがとうございました。

それでは、ただいまの説明に対しまして質問、御意見等ございましたら、よろしくお願いいいたします。

はい、佐藤委員。

(佐藤委員)

はい、佐藤です。

まずは、今の資料の4ページ目。御説明されたかもしれませんですけども、ちょっともう一度確認したいと思うのですが、P L M30で一旦評価しているわけですね。そのアップデート版ということで、P L M40ということなのかもしれませんが、この資料、電事法に属する分と、それから炉規法に属する分の資料がだぶっていると。これは、提出する手順としては、どうなんですか。同じ資料を2部作って、それぞれに分けて提出するという、そういうことなんですか。

それから、このP L M40があるということは、P L M50っていうのもあるんですかね。また10年後にそれをアップデートして、この電事法関係の分は、また10年後に提出するということなのですか。

P L M40と炉規法の方は、時期的に同じタイミングになるので、どちらか一方の情報が更新されていないということはないという理解でいいわけですかね。P L M30と炉規法の図書の場合には、時間差があり全く同じにはならないわけですが、P L M40と認可更新の方は、全く同じものになると、そういう理解でよろしいでしょうか。

それと、あと10ページ。ここで、対象機器が安全上重要な機器というふうになっているのですが、アメリカの場合は、安全系の機器プラス、記憶でお話するので申し訳ないのですが、当該の機器が故障することによって安全系に影響を及ぼす可能性のある機器というのも対象になっていて、例えば消火系は安全系ではないわけで、それから、冷却水系にも安全系でない水系統があるわけですが、それらが故障すれば、安全系の設備を水没させて機能を失わせてしまうことはあり得るわけですね。つまり、当該機器の故障によって、安全系に影響を及ぼす可能性があるということが起こるわけです。そういう理解から、アメリカの制度では、安全系だけに限らないで、そういうものも含めるということになっているのですが、このページのこの説明は、本当に書かれたままの意図なのか。それとも略して、このように書いているのか。御説明をお願いしたいと思います。以上です。

(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)

九州電力の石井でございます。

まず先に4ページ目の方の御質問の回答させていただきます。こちらに関しましては、先ほどの御説明と重複するかもしれませんが、炉規則側の保安規定変更認可申請に、長期施設管理方針をつけて申請することになります。

右側の原子炉等規制法に基づきまして、運転期間延長認可申請の時には、施設管理方針と劣化状況評価の結果、右側でいう技術評価と全く同じものでございますが、これと特別点検の結果を踏まえて、これも申請いたします。

時期としては、両方とも同じ時期に申請になることになるんじゃないかと思えます。4ページ目の御質問に関してよろしいでしょうか。

(佐藤委員)

私、先ほど電事法という言葉を使ってしまったのですけれども、左側の方は電事法ではなかったですね。すみません。

分かりました。今の御説明、結構です。PLM50は提出されるのですか。

(九州電力)

左側の保安規定変更認可申請に関しましては、プラント運転開始30年を超える前に、その後10年ごとにとなってますので、30年、40年、50年という規制がかかります。

(佐藤委員)

そのときには、右側の方で用意されるドキュメントの更新版を付けて提出されるということですね。

(九州電力)

その御認識で結構です。

それでは10ページ目の方でございますが、今回このクラス1, 2, 3の機能を有する機器構造物、並びに常設重大事故等対処設備に関する機器構造物というのは、国のガイドの方に、高経年化対象にすべき対象が定められていまして、それがこの対象機器ということになっています。ですので、今回ここに記載しているのは、国のガイドに基づく対象設備をそのまま記載しています。

(佐藤委員)

そうすると、米国と日本の規制のミスマッチというか、違いがあると。私の理解をもう一度確認する必要がありますけれども、さっき言ったように、当該の機器が故障して、それが安全系に及ぼすものも含めるというのは、該当しないわけですね。

(九州電力)

九州電力石井でございます。委員のおっしゃるように、現状の規制では含まれていません。クラス3およびSA設備に該当しないのであれば、PLM評価対象にはなりません。

(佐藤委員)

ですから、先ほど具体的に消火水系というふうに言いました。それは含んでいませんね。

(九州電力)

それは含まれていません。

(佐藤委員)

分かりました。

(釜江座長)

はい。よろしいですか。これは事実確認ということですので、含まれていないということ。後藤委員。

(後藤委員)

後藤です。今のに関連しまして、これをどう考えたらいいかって結構難しいところがあるのですけれども、やはりその安全系と非安全系とか、先ほど佐藤委員がおっしゃったように、どこがどういうふうに影響するかっていうのは、概念的に設計段階でこうだっという枠組みは、多少は持っていると思います。けれど、現実に物事が進む、例えば劣化があったり、事故があったりトラブルがあったときには、私達人間が考えた枠組みは超えてしまうわけです。

ですから、私は米国のやり方を詳しくは知らないですけども、基本的な考え方として、高経年の評価のために作っている枠組みを、それをただ守るっていうか、それをやればいいという感覚は極めて危ないというか、逆に間違っているのではないかと。むしろ、素直にそういう枠組みでやる方が、カテゴリ化した方が分かりやすいからやると。だけど、そのときに必ず落ちてくる場所があるってことを理解しておかないと、とんでもないことになるだろうっていう認識なのですが、佐藤委員そんな感じでよろしいですかね。

(佐藤委員)

補足しますと、昔は非常にシンプルに、安全系・非安全系というふうに分けて議論していたわけですが、リスクインフォームドが導入されて、PRA評価とかでリスク評価し、4つに分類するわけです。安全系だけれども、それほど安全に寄与しない。安全系であって、安全系に非常に寄与する。それから、安全系でないけれども安全に影響する。あと、安全系でなくて安全上あまり重要でない。4つあるわけです。そのように、非安

全系であっても、安全に影響するっていうものは現実にあるわけですね。それは実際にPRA評価をして、どの機器がfailすれば炉心損傷につながっていくかと、そういう評価をすれば分かることです。

ですが、現にそういうふうに、安全系だから必ずしも深刻に安全に影響するものでない場合もあるし、その逆で、安全系でないけれども、安全に影響するというものもあるわけです。その消火系っていうのは、場合によっては非安全系ですけども、安全上重要なインパクトがあるという場合もあるわけですので、リスクインフォームドという考え方は重要な視点なのではないかなというふうに私は思います。

(釜江座長)

何か御意見ございますか。九州電力さん。

(九州電力)

九州電力の力久でございます。まず、設計段階では、佐藤委員のおっしゃったような、非安全系のものが安全系に影響を及ぼす、波及的影響とか言ってますけれども、その確認は当然やってございます。先ほど消火設備のお話だったのですけれども、確認しますとクラス3ですので、消火系に限っては評価対象としています。設計段階では、全て波及的影響というのは、非安全系全て含めて見ております。以上です。

(釜江座長)

よろしいですか。

(九州電力)

九州電力の木元です。御意見賜りまして、再度、改めて安全機能に影響を与える、そういう可能性がある設備についてもちゃんと評価をしているか、していることを示せるように、改めて御説明いたします。

(釜江座長)

はい。今、それを申し上げようとしたのですが、消火設備は一応入っているということなのですが、それ以外にもいわゆる波及的影響、設計の段階で考えているということは、今回のことに対して何らかの考慮が必須だというようなこともありますので、是非お願いします。今後の話もありますけど、機器の選定というのは非常に重要だと思うので、その辺を少しくリアにさせていただけたらと思います。

この議題だけで大分時間を使ったのですが、Webの先生方で、どうしてもこの件について御意見なり御質問あればいかがでしょうか。よろしいでしょうか。渡邊委員。

(渡邊委員)

よろしいですかね。先ほどの議論を聞いていますと、どの機器が対象の機器になっているか、なっていないかというのは、もっとはっきりさせて欲しいですね。30年目の技術評価書の簡易版みたいなやつがあるはずですよ。そういうものをみんなに配ってもら

って、これはきちんと評価の対象だとか、それで違うだとかということをお皆さんに分かってもらったらいと思うんですね。詳細は非常に莫大な量でなかなか見れないのですが、簡易版があるはずなので、それをまず皆さんに配ってもらうということは可能ですか。

(釜江座長)

九州電力さんいかがでしょうか。どの程度の簡易版かにもよりますけども、いかがでしょうか。

(九州電力)

九州電力の石井です。簡易版というのはないのですが、評価対象機器がどれだっているところは示せますので、検討したいと思います。評価対象機器の一覧が分かるようにですね。

(渡邊委員)

全機器については莫大な量で対応はできないのだけど、簡易版はないのですか。

(九州電力)

簡易版というのはいりません。

(渡邊委員)

分かりました。もう少し簡略に説明できるようなものを作ってもらわないと、話が混乱していますよね。

(釜江座長)

それはそうですね。ありがとうございます。

6項目は30年後に作られたものですから、当然そういうデータもあるわけですが、今後の40年、50年と、今回の分科会の委員は関係しますから、機器の選択といひますか、そこは非常に大事だと思ひますので、是非クリアにして、次のステップに行けるようによろしくお願ひしたいと思ひます。

すみません、不手際で少し時間とってしまひましたが、まだ幾つかござひますので、先に進ませてもらひたいよろしいでしょうか。

(後藤委員)

すみません。この資料に関して質問よろしいですか。少し細かいものの捉え方なので恐縮ですが、10ページの丸ポツの3つ目のところに、交換する部品は消耗品として評価対象から除外と、これはそのとおりだと理解しています。

ただ、この前御指摘させてもらひたのですけど、例えば格納容器のフランジ部分のガスケットは交換しますよね。消耗品です。ですけど、問題になるのは、その消耗品そのものの問題じゃなくて、それがいろんな状態によつては、その周囲を腐食したり、腐

食環境を作ったり、悪さをすることがあるのですね。そういうことをちゃんと見るというのが本来大切であって、消耗品を除外することが背景にあることを分かっているながらもよく見る。見なきゃいけないところはそういうところ。むしろ異種材料があるところにいろいろと起こるのが現実なので。是非そういうものの見方をしておいていただきたい。ここに強調されると、余計気になるんですね。そういうことをちゃんと調べることが背景にあるということが1点。これはコメントです。

(釜江座長)

ありがとうございます。今のコメントは、九州電力さんいかがでしょうか。よろしいでしょうか。

(九州電力)

おっしゃっている趣旨は重々分かりました。ただし、ガスケットとかパッキンとか、そういうものは消耗品として評価対象から除外はいたしますが、保全として、ガスケットの面が大丈夫かというところはきちんと見ています。今おっしゃった機器搬入口とかは、毎定検、耐圧試験をやって気密性を確認していますので、全く見てないということではなく、きちんと現状保全で担保を取っているということです。

(後藤委員)

分かりました。是非そういうふうをお願いしたいと思います。

もう1点だけすみません。簡単に申し上げます。11ページ、機器のグループ化とか代表機器の選定がございまして。これは評価をする上で、このように分類しないとやりにくいのでやるというのは理解しております。ただ、評価対象機器を合理的に取りまとめるとか、どういうグループ化するかとかいうのは、評価を簡素化するという意味があって、そこで落ちこぼれる部分があるってことを常に理解しとかなきゃいけないっていうのが私の意見で、特に劣化事象というのは思わぬところでもありますので、蓋然性として、全体としてこういう傾向があっても分かるんだけど、そうでないことがあるってことを常に意識して、それをどうやって発見するかが一番ポイントだろうというコメントです。以上です。

(釜江座長)

はい、ありがとうございます。今のコメントは私も非常に重要であると思います。よろしく申し上げます。どうぞ。

(九州電力)

九州電力の石井です。おっしゃったとおり、まず代表機器で評価をいたします。ただし、代表機器以外に想定される劣化事象についても評価します。ですので、想定される劣化事象と考えるものは全て評価するという形になります。なので、漏れるということはないと考えてございます。以上です。

(2) 30年目高経年化技術評価結果について

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)

はい。よろしく申し上げます。それでは、次の議題に進みたいと思います。議題の2でございます。30年目の高経年化技術評価結果についてということで、そのうち6項目ございますけど、今日は1と2ということで、まずコンクリートの強度低下および遮蔽能力低下について、九州電力さんの方から御報告をお願いいたします。

(九州電力)

はい。九州電力の生貞と申します。まずはコンクリートの30年目の評価結果につきまして、川内の1号炉の例をとりまして資料をお配りさせていただいておりますので、御説明させていただきます。

まず、1ページ目の目次でございますが、本日御説明します内容は3点ございまして、まず1点目は評価対象となる構造物につきまして、代表の構造物、それから評価対象とした部位、さらには評価点の選定のプロセスについて御説明いたします。次に2点目ですが、それらを対象としましたコンクリートの健全性評価の結果につきまして御説明いたします。加えまして、鉄骨構造の評価も併せて御説明させていただきます。それから3点目ですが、最後にまとめとしまして、現状の保全、総合の評価を踏まえまして高経年化への対応について御説明させていただきます。

まず、2ページ目になりますけども、評価に当たって着目しました経年劣化事象と劣化要因の概要についてまとめたものが、2ページ目、3ページ目になります。コンクリートの強度低下につきましては、記載のとおり熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動を対象にしております。

熱につきましては、コンクリートが熱を受けますと、コンクリート中の水分が逸散しますので、乾燥による微細なひび割れが生じて、強度が低下する可能性がございます。

放射線の照射につきましては、中性子やガンマ線を受けますと、内部発熱することが知られておりまして、コンクリート中の水分が逸散しまして、強度が低下する可能性がございます。

中性化につきましては、大気中の二酸化炭素がコンクリート中に侵入していきますと、コンクリート中の水酸化カルシウムと反応して、表面からアルカリが徐々に低下していく現象が中性化でございますが、鉄筋位置までそれが進展していきますと、鉄筋が腐食し始めまして、コンクリートの健全性が損なわれる可能性がございます。

次の3ページ目でございますが、塩分浸透につきましても、塩化物イオンが浸透して鉄筋の位置に達しますと、鉄筋の腐食は徐々に進展しまして、その膨張によってコンクリートのひび割れや剥離が生じる可能性がございます。

機械振動につきましては、長期間にわたって機械による振動を繰り返し受けますと、ひび割れが生じる可能性もございます。

次にコンクリートの遮蔽能力の低下につきましては、放射線の遮蔽によりまして、内部が発熱することでコンクリート中の水分が逸散しまして、遮蔽能力は低下する可能性

がございます。

最後に鉄骨構造につきましては、大気中の酸素や水分と化学反応を起こして腐食が進行しますと、鉄骨の断面が欠損しまして、強度低下に結びつく可能性もございます。

こういったことを踏まえまして、次の4ページ目になりますが、代表構造物、評価対象部位、評価点を選定する手順の概要を御説明いたします。

まずステップ1としまして、評価対象構造物のグループ化を行います。先ほど御説明しました重要度分類のクラス1, 2, それから3のうち、高温・高圧の機器につきましては、それを支持する構造物等が対象になりますのと、常設重大事故等対処設備を支持する構造物もまずは評価の対象となります。これをコンクリートと鉄骨にグループ化しております。

次にステップ2ですが、グループ化した評価対象構造物につきまして、使用条件等を考慮して、代表となるものを選定いたします。

次に、代表構造物について最も厳しい評価環境、使用環境等を考慮しまして、評価対象部位を選定していくという流れでございます。

最後にその評価対象部位から更なる絞り込みを行いまして、評価点を選定してというのが、全体の流れでございます。

次の5ページ目になりますが、ここはグループ化について説明したものでございます。まず評価対象の構造物につきましては、原子炉建屋を構成しております、表にございますとおり、①から③の外部遮蔽壁、内部コンクリート、格納施設の基礎が対象となりまして、それ以外でも、主要な建屋でございます原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タービン建屋が対象になります。また、屋外の構造物では、取水構造物、⑦ですけれども、それ以外にも機器やタンク類の基礎も対象となっております。

これらの構造物は、基本コンクリートの構造物ではございますが、その一部には鉄骨の部分や、水密扉がございますので、コンクリートの構造物と鉄骨の構造物の2つに大きくまずはグループ化しております。

続きまして、6ページ目になります。こちらは、コンクリート構造物の代表構造物の選定についてまとめた表でございます。先ほど御説明しました評価対象構造物につきまして、まず使用条件等を整理しております。使用条件は、高温・高圧になる部分があるのかどうか、放射線の影響があるのかどうか、それから機器の振動の影響があるのかどうか等を整理しております。

また、設置環境としましては、屋内にあるのかそれとも屋外にあるのか、さらには塗装による仕上げがあるのかないのか、また、埋設部分なのか地上の気中部分なのか、そういったところの設置環境も整理しております。それから塩分浸透につきましては、海水と直接接する部分があるかどうか等の視点で整理をいたしました。

このような使用条件等の影響の大きさを考慮しまして、外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設の基礎、それから補助建屋、タービン建屋、取水構造物をコンクリートの代表構造物として、まずは選定いたしました。

次に、鉄骨の構造物の代表でございますが、7ページ目に記載しております。評価対象のうち、鉄骨部は内部コンクリート、燃料取扱建屋、タービン建屋にあり、それから取水構造物のうち海水ポンプエリアに防護壁を設置しております。これが鉄骨の構造で

ございます。

さらには、鋼製の水密扉が原子炉補助建屋と海水ポンプエリアに設置されております。これらは屋内にあるもの、それから屋外にあるものがございまして、ただし、すべて塗装による仕上げがございまして、甲乙つけがたいということで、全てを代表として選定しております。これらの代表構造物を図面で示したものが8ページに記載しております。

次に9ページ目でございますが、その代表構造物に対しまして、劣化要因ごとにその影響の大きさを考慮して、評価対象部位を選定しております。

コンクリートの強度低下につきましては、冒頭御説明しましたように、熱と放射線照射の影響につきましては、温度が高温になる部位を選定しております。内部コンクリートの一次遮蔽壁が対象になります。

中性化につきましては、仕上げがなく環境条件が厳しいところとしまして、補助建屋の屋内、それから屋外にある取水構造物を対象としました。

塩分浸透につきましては、海水と直接接しているということで取水構造物を選定し、機器の振動につきましては、非常用DGの基礎とタービン架台を代表として選定しております。

コンクリートの遮蔽能力低下も、熱の影響がありますので、一次遮蔽壁が評価対象部位になります。

鉄骨につきましては、先ほど御説明しましたように、全ての構造物を対象としております。

続きまして、10ページ目以降にそれぞれの評価結果概要を記載しております。まずはコンクリートの強度低下につきましては、熱による強度低下を10ページ目と11ページ目に記載しております。評価対象部位は内部コンクリートの一次遮蔽壁になりますが、このうち、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のサポートから熱が伝わってきますので、そのサポートの直下部の2つを評価点といたしました。

評価の手順につきましては、まずはガンマ線の発熱量の分布を1次元の輸送計算により求めます。それに基づきまして、熱伝導方程式を解くことで温度分布を算定しております。もう1つのサポートの直下部につきましては、これに加えて、サポートから直接伝わる熱を合わせて熱流体解析を行って温度分布を出すというやり方を採用しております。

結果が11ページでございますが、コンクリートの最高温度は、炉心領域部で約64℃、サポート直下部で約55℃でございます。制限値が定められておりますが65℃以下でありますので、熱による影響はないというふうに評価しております。

次に12ページ目に、放射線照射による強度低下について御説明しております。評価対象部位は同じく一次遮蔽壁になりまして、このうち、中性子、ガンマ線の照射量の影響が最も大きい炉心領域部、右の図の中央の位置を対象としております。

評価の手順につきましては、まずは放射線量率を2次元の輸送計算により求めまして、それに運転時間をかけて、照射量を算出しております。

その結果が13ページ目になりまして、まず、中性子照射につきましては、60年経過時点での照射量が約 $4.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ということで、これはHilsdorfという方の文献に目安値

が記載されておりまして、その 1.0×10^{20} 以下でありますので、強度低下による影響はないというふうに評価いたしております。

続きまして、14ページ目がガンマ線の照射量についての評価結果でございます。60年目時点の評価が約 2.3×10^{10} radでございます。これにつきましてもHilsdorfほかの文献の目安値がありますが、その目安値は 2.0×10^{10} ということで、若干超える部分がございます。この超える部分は、15ページ目にハッチングをつけてる目安値を超えるエリアになりますが、深さ方向が6 cm程度ということでございまして、一次遮蔽壁の壁の厚さが約3 m、これに比ばまして小さいことから、構造上の問題はないという評価をしております。

続きまして16ページ目、中性化による強度低下について御説明いたします。評価対象としましては、原子炉補助建屋と取水構造物を選定しまして、使用環境を考慮しまして、補助建屋につきましては各フロア、それと主蒸気管室、非常用DGの設備の部屋を対象にしております。

また、屋外の取水構造物につきましては、気中、干満帯、海中帯とございまして、その3つとも影響を評価しております。

手順としましては、中性化が進む深さを推定する式が、岸谷先生や森永先生から提案されておりますので、その式を使いまして、60年時点の中性化深さをまず算定します。この中から最大となるものをピックアップしまして、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さと比較をしております。

結果が17ページでございまして、60年目の推定値が、補助建屋で6.1cm、取水構造物で1.3cmでございまして、鉄筋が腐食し始める時点の値に関して下回っておりますので、中性化による強度低下はないというふうに評価しております。

次が、塩分浸透について18ページ目に記載しております。塩分浸透による強度低下の評価対象は取水構造物でして、海中に直接設置しておりますので、その部分の気中帯、干満帯、海中帯を対象としました。

評価の手順ですが、まず60年時点で、どの程度鉄筋が腐食するかという、腐食減量というものを計算します。

これはフィックの拡散方程式で、経年に伴ってどのように塩化物イオン濃度が進行していくのか、塩化物イオン量が増えていくかというところを推定しまして、それを森永先生が提案してます式を使いまして、鉄筋の腐食減量を算定します。

一方、限界値につきましては、かぶりのコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量というものが、これも森永先生の御研究で提案されている式がございまして、この両者を比較することで、健全性の評価を行っております。

19ページ目がその結果でございますが、60年目の腐食減量の値でいくと、かぶりのコンクリートにひび割れが発生する時点と値を比較しまして、十分小さいということを確認しておりますので、塩分浸透による強度低下はないというふうに考えております。

続きまして20ページ目ですが、これは地下水のコンクリートへの影響、第2回の現地調査でも御質問がありました件をまとめております。地下水は、その水質によりましては、屋内よりも地下水に接している屋外の地中部の方が厳しい環境になることも考えられますので、原子炉建屋の近傍の地下水を採取しまして、水質調査を、30年のPLMの時に実施しております。

21ページ目にございますように、コンクリートへの侵食に関わる測定項目としましては、水素イオン濃度pH、それから、水中に溶けております炭酸ガスであります遊離炭酸の濃度を調べます。それ以外にもございますが、これらの分析を行いまして、侵食性の判定を行っております。

次の22ページにまとめを書いておりますが、全ての項目におきまして、侵食性の判定基準を下回っているということを確認いたしております。pHにつきましては8程度でございまして、中性である7に対して弱アルカリ性を示す値でございました。また、遊離炭酸につきましても、十分判定値を満足しております。さらには、4番目に書いてますけども、原子炉建屋、原子炉補助建屋の地下埋設部の外壁には防水の仕上げも実施しております。以上のことから、地中部のコンクリートに対する地下水による中性化や塩分浸透等の影響は少ないと判断しております。

続きまして23ページ目ですが、機械振動による影響を記載しております。評価対象部位は、振動による影響が比較的大きいタービン架台と非常用DGの基礎を選定しまして、その基礎ボルトの周辺のコンクリートに着目した評価を行っております。その結果ですが、定期的に目視点検を実施している中で、有意なひび割れはないということを確認しておりますので、今後もこういった保全を継続することで、構造物の健全性は維持・確認していけると考えております。

次に24ページ目ですが、コンクリートの破壊試験の結果です。これは全ての代表構造物で実施しておりますが、試験結果の圧縮強度は、設計時に設定しました基準強度を十分に上回っているという結果でございます。

続きまして、25ページ目にコンクリートの遮蔽能力低下についてまとめております。評価対象部位は一次遮蔽壁でございまして、発熱による最も影響の大きい炉心領域部に着目した評価を行っております。手順は熱による強度低下と同じ手法でございます。

結果を26ページ目に記載しております。最高温度は約64°Cでございまして、中性子の制限値88°C、ガンマ線の制限値177°Cに対して十分低いということを確認しております。

次の27ページ目が、鉄骨に関してでございます。評価対象につきましては、先ほど御説明しましたように、全ての鉄骨構造物を選定しまして、その鉄骨部と水密扉の評価を行っております。手順につきましては、日本建築学会で示されております鋼材や塗膜の耐用年数を推定する式がございますので、その式に基づきまして評価を行っております。28ページ目の表がその結果でございまして、塗膜の耐用年数と鋼材の耐用年数、それを足した数字を記載しております。

鉄骨の構造物につきましては、定期的に目視点検を行っております。現時点で強度に支障を来すような腐食はないことを確認しております。また、予防保全を実施して、塗装の劣化があるところは、塗替え等を適宜行っております。以上のことから、今後もこういった現状保全を継続することで塗膜の劣化を防ぎ、構造物の健全性を維持していくことが可能であると考えております。

以上につきまして、最後にまとめでございます。対象としましたコンクリートと鉄骨につきまして、総合評価のところに記載しておりますけれども、劣化の要因のほとんどの項目で評価基準を満足していること、一部で目安値を超えているものもありますが、構造上の問題はないということを確認しております。また、現状の保全につきまして、

目視の点検や非破壊試験を定期的に行っておりまして、予防保全のための塗装の塗替え等を適宜行っており、今後もこれを継続していくこととしています。

以上のことから、高経年化への対応につきましては、こういった現状の保全を継続することで、60年間の健全性の維持が可能というふうに、総合的に評価をしているところでございます。以上で御説明を終わります。

(釜江座長)

ありがとうございました。

このテーマとしまして、指名して申し訳ないのですが、橘高先生。時間もあまりないということなので、御意見ございましたら、是非お願いします。

(橘高委員)

ありがとうございます。

私、15時から講義があるものですから、申し訳ありませんが先に質問させていただきます。

まず、高経年化技術評価、コンクリートには限らないと思いますが、規制庁に提出して、最後のページは自己評価だと思うんですけど、規制庁の方から何かコメントや是正がないのかというのが1つ。

2つ目は、17ページの中性化の結果がちょっと気になるのですけれど、よろしいですか。

(釜江座長)

どうぞ。

(橘高委員)

17ページの原子炉補助建屋の測定値が2.2cmという数字があつて、その右の推定値は6.1cmとかなり大きくて、普通のコンクリート構造物であれば、推定値にしても、これだけ中性化が進んだらあつという間に鉄筋は錆びていますので、この数字はちょっと変なのかなというのが1つと、場合によってはそういうところがあつたのかもしれませんが、そうなるとその部分はかなりコンクリートの品質が悪いということが想定されるので、これはもう一度検討し直していただければと思います。時間の $\sqrt{\quad}$ （ルート）に比例しますから、27年で2.2cmだと最大値だと仮定しても3cmか4cmまでしか行きませんので。

それと、右の鉄筋が腐食し始める時点というのを1つの基準値にしていますが、9cmと9.1cmというのはかなり大きくて、これはどちらかと言うと危険側でして、かぶりが相当ある部位を選んでいるのかもしれませんが、かぶりが1つの基準になりますけれど、通常の鉄筋コンクリート構造物ですと4cmや5cmが普通のかぶりですので、どこの部位を選んだかよく分からないのですが、普通の補助建屋ですと通常の鉄筋コンクリート構造物だと思いますので、この9cmのあるところは少ないと。多分地下かもしれませんが、そういうところを選ぶのではなくて、最も環境が危険なのはかぶりが少ないところですね。これは設計かぶりでもよいのですが、設計かぶりよりも実際に測った方がよいと思

います。設計かぶりはかなり余裕をみて設定しますので、実際のかぶりはばらつきがあり、小さい場合がありますから。この6.1cmと9cmの基準値というのは見直した方が良いかなということです。

もし、今何か回答があればよろしく申し上げます。

(釜江座長)

九州電力さんよろしく申し上げます。

(九州電力)

九州電力の生貞でございます。1点目の30年の評価書を提出して規制庁からあったコメントでございますが、基本的に大きなところはなかったと思いますが、評価対象の考え方や絞り込みの選定につきましては幾つかあったり、新規制基準で追加になった設備等をどう考慮していくかというところについては、やりとりがございました。

それから中性化につきましては、岸谷式の結果が最大になっておりまして、他の結果は先生がおっしゃるような、例えば4cmとか、そういった結果でございます。今回の30年の評価でいうと、岸谷式、森永式、 \sqrt{t} 式の順で、岸谷式は安全側に出ているという結果でございます。その点につきましては、今実施中の40年の検討の中でも分析をしていきたいと考えております。

それと鉄筋のかぶりにつきましては、補助建屋が7cmです。取水構造物は屋外土木構造物ということもあって、10cmのかぶりでございます。色々な基準を見ますと、鉄筋が腐食し始める時点というのが、かぶりに対して屋内はプラス2cmをするというので、取水構造物はかぶりそのままなのですが、その値を採用しております。

なお、土木と建築でかぶりの定義が少し違いまして、建築の建屋につきましては鉄筋の表面、土木構造物は鉄筋の芯でやっているのので、9.1という細かい数字はそういったところから来ています。

それから、使用前検査でかぶりの測定を各部位で実施しております。その設計値を満足しているということを建設当時に確認しておりますので、そこら辺の数字もしっかり確認をしていきたいと考えております。

簡単ではございますけれども御回答、以上にさせていただきます。

(釜江座長)

橘高先生、いかがでしょうか。

(橘高委員)

岸谷式での計算結果での中性化深さは想定よりも大きく、このままでは中性化環境あるいはコンクリート品質が悪いということになりますので、これは見直していただければと思います。

それと、やっぱり9cmというのは、2cm屋内だったら余裕を見てもよいというのは、今ではそういうふうには考えておりませんので、どちらかという水分の影響等で進むというのがあります。しかも、最近は中性化に関しては、中性化残りなど中性化が進ん

でいなくても錆び出すということもありますので、これも安全側を見ていただきたいと思いますと思うのですが。その辺は最新の基準なり、建築学会の保全基準とか、そういったものを参考にさせていただければと思います。以上です。

(釜江座長)

ありがとうございました。よろしいでしょうか九州電力さん。

(九州電力)

かしこまりました。今後の評価につきましては、そういったところを取り入れて検討していきたいと思います。ありがとうございます。

(釜江座長)

ほかにありますか。佐藤委員。

(佐藤委員)

佐藤です。たくさんあるのですが、図とか表とか、関係するところについて質問させていただきます。

10ページ目の絵ですが、原子炉容器のノズルのところで原子炉容器を支えており、ここがメタルtoメタルの接触になっているので温度が高くなる場所という御説明でした。ここのアンカーはどうなっているのかなと、この絵を見て思ったのですけれど。つまり、ここのコンクリートに掘っているアンカーボルトみたいなものはないのかという疑問です。

それから12ページ目の絵ですが、温度について、判定基準が65というのに対して64と出ていて、結構ぎりぎりですよ。その64という温度が、実測じゃないわけですよ、解析なわけですよ。本当はこれ、サーモカップルでもつけて測るとか、そういうことがあれば非常に説得力があるのですけれども。温度の解析も、1つはその熱源としてガンマヒーティングがあるということですよ。それと、原子炉容器そのものが発熱体なわけですよ。これにミラーインシュレーション、金属保温があつて、遮熱をしているとはいえ、ミラーインシュレーションの継ぎ目だとかもあるんじゃないかと思うのですよ。そういう隙間から熱が出てくるというようなことはないのかなと。

最終的に、熱のヒートシンクがどうなっているのかよく分からないですけれども、ベンチレーションシステムで空気を通して排熱しているのかなと想像しているのですが、そういう場合でも、空気の淀みだとかがあつたりすると、その部分だけ熱が除去できないとかそういうことがあるわけなんですけれども、要は解析するときのいろんなファクターがあるんじゃないかと思って、この絵にもう少し補足していただきたいなということ。

それから、13ページと14ページの表なのですが、Hilsdorfの目安値というのがあるのですが、これは1978年と。これを見ますと、このレポートが出される2、3年前位までのデータベースで評価したということが書いてあつて、この後、このしきい値に対してそれで良いのかという疑問を示唆するようなレポートも複数あります。

最近私が見たものでは、このドキュメント自体は2014年なのですけれど、2016年に誰かが書いているレポートもあって、このしきい値よりも大分低いところで圧縮強さが低下するとか、あるいは密度が低下して遮蔽能力が低下するというを書いているレポートもあります。もし御覧になったことなければ、幾つか見つけたものをお送りしますので、それとの照らし合わせで、最近の知見と今使っている目安値が依然適正だと判断していいのかどうか。その御見解を後でいただきたいと。これは後で質問状をまたお送りしますので、それにお答えしていただく形で結構ですので、ちょっとそういうものもあります。

この文章の中で、コンクリートの劣化のメカニズムについて、水分の逸散と書いてありましたけれども、コンクリートの結晶水が放射線分解を起こして、ですから逸散でなくて、逸散もあるわけですけれども、それプラス放射線分解で水素と酸素に分解して出ていくと。そういう部分と、それから化学反応が進むと、この総合的な反応での劣化のメカニズムというふうに説明されてるんですね。ですから、必ずしも温度が高くなってH₂Oとして逸散するっていうふうなメカニズムだけでなく、そういうメカニズムについての言及もありますので、少しこの説明ではマッチしないところもあるように思いました。

それから15ページ目の絵ですが、この左下の絵です。ここで赤く目安値を超える範囲ということで、つまりこの全方位に対して同じでなくて、一部、大丈夫なところもあるというふうにして書いてるわけですけれども、これの意味は、炉心を円筒でモデル化してるんでなくて八角形でモデル化したからこうなってるのか、それともこの方位にニュートロンシールドパッドがあって、川内発電所の原子炉ちょっとよく分からないんですけども、実際にステンレスで6 cm, 7 cmぐらいの厚さで、コアバレルの外側にニュートロンシールドをぶら下げてるっていうプラントもあるんですね。そういう、そのシールドの寄与によってここだけ放射線レベルが低いのか、ちょっとその理由を御説明していただきたいと。

ほかにもちょっとあるんですけど、今日はこのぐらいにしておきたいと思います。

(釜江座長)

すみません。今佐藤委員からもお話ありましたけれども、また後日、気が付いたところはまた事務局にお寄せいただくということで、今幾つか御質問ありましたけど、今回答える部分については是非お願いします。

(九州電力)

御指摘ありがとうございます。分かる範囲で御説明させていただきます。

まずはアンカーの形状等につきましては、またお示ししたいと思います。温度の実測も、コンクリートの内部に温度計を設置して測っておりますので、その結果等につきましても御説明したいと思います。

それから、13ページ、14ページの照射の部分の評価でございますが、おっしゃるとおり、時間の都合上、説明を割愛してしまったのですけれども、新しい知見が出ております。2019年に原子力規制庁の方からも、目安値が1オーダーぐらい低くなるんじゃない

かという話もございまして、その点につきましてはすみません、30年の評価では実施していないのですが、その後、我々そういった知見に対しての評価も実施して公表をしております、安全性向上の評価報告書にも記載しております。また追加で御説明させていただきたいと思っております。

それから15ページ目の目安値を超える範囲の分布につきましては、詳細は書いてありませんが、燃料の配置が関係しております、燃料が一次遮蔽壁に近いところと遠いところがございまして、その距離関係でこういった分布が出てきているということでございます。これにつきましても、また御説明させていただきたいと思っております。

(釜江座長)

はいありがとうございました。

また、書面で、今口頭でお話になったことも含めて、回答していただけたらと思いますので、それ以外にもしあれば、ついでに。

(佐藤委員)

まだそれ以外にもあるのですが、今日は時間の制約もありますので、書面でお送りさせていただきますけれども。結局、今日出していただいている資料は、2014年の時に作成した資料ということで、実はこの後、いろんな知見の積み重ねがあって、アップデートしている情報もあるというふうにお聞きしたわけですので、できれば、この後いろんな、例えば低サイクル疲労だとか、脆化の話だとかいろんな話あるわけですが、これストレートに出していただくのはもちろん結構なのですが、この後こういうところがアップデートされてますみたいな情報も、これに添付するような形で出していただければ、我々としてもありがたいと思っております。いかがでしょうか。

(釜江座長)

よろしいですか。九州電力さん。

(九州電力)

はい。分かりました。そういったところも含めまして、丁寧に御説明していきたいと思っております。

(釜江座長)

そうですね。やっぱりあくまでも8年前の実績ということですから、そこはあんまりゆがめてプレゼンされると、その当時の審査がありますので、いろいろリバイスされた、高度化された部分があれば併せて。それが今後の40年、60年の話にも出てきますので、是非お願いします。これだけだと誤解を生むこともあると思っておりますので、よろしく願います。

(後藤委員)

すみません1点。シンプルな質問です。

20ページで、水質ですかね、地下水の影響調査と、これはある程度傾向分かってるんで言ってみたということでしょうけれども、ものの大きさと広がりを見ると、例えば深さ-18.45m、このポイントを取ったっていうふうには書いてあるんですけど、こういう時にその1点、多分もっといっぱい取られてるんじゃないですかね。当然なんかやってらして、表現こうされたならいいですけど、大きなもの、広がりがあるものに対して、あるところでデータを取ってこうだっという決めつけるのは、どうも違和感を感じるんですね。格納容器の中でもそうですけど、格納容器の区域のところにつながってるからいいよって考えるのはちょっとおかしい。何十メートルの先のところとここと同じとは言えないわけですから、という観点ですね。そういう視点で、もう一度、もし追加することがあればしていただければいいですし、そうでなかったら、私としてはもう少し、点数を増やす方が妥当であろうというふうに思いました。以上です。

(釜江座長)

はい。ありがとうございます。九州電力さん、御回答お願いします。

(九州電力)

はい、この位置には点検用のマンホールがございます、深いところの地下水が取れるということでここを採用しております。ほかにももちろん採取可能なところもあるかと思しますので検討していきたいと思っております。ありがとうございます。

② 低サイクル疲労について

(釜江座長)

はい。よろしく申し上げます。

すみません、まだ何か御意見があるとは思いますが、まだ議題があと幾つかございまして、時間の制限もございまして、この辺りで次に進ませていただきます。一番最後に前回の質問の回答のところがございまして、少し時間があればまたそのときに。それとあと先ほど言いましたけど、もし後日、この資料、非常に膨大な資料で、これは先ほど言いました8年前の実績ということなので、ここから何らかの将来が見えてくる可能性もありますので、もしお気づきの点があれば、事務局の方に御意見等をお出しただけたらと思っております。ということですすみません、次に進みたいと思っております。どうも橘高委員ありがとうございました。時間が許す限り加わっていただけたらと思っております。

それでは次の議題に移りたいと思っております。2つ目は低サイクル疲労についてということで、これも8年前の高経年化技術評価ということで、九州電力さんの方から説明をお願いいたします。

(九州電力)

はい。説明者替わりまして九州電力の石井です。

それでは資料3を御覧ください。表紙がございます。表紙をめくっていただきまして、1ページ目が目次になります。

ページめくっていただきまして2ページ目です。2ページ目に今回低サイクルで御説明する機器をここで御説明します。

まず、低サイクル疲労は、プラントの起動停止時に温度・圧力変化により、機器の構造不連続部等に局所的に大きい応力が生じ、それが繰り返された場合に疲労亀裂が発生するという事です。

ステップ1として、低サイクル疲労評価では、プラントの起動停止時等に温度・圧力の変化の影響を受ける機器を評価対象として抽出してございます。

ステップ2として、評価対象機器を構造、使用環境、材料に応じグループ化を行い、設備の重要度、使用条件等を考慮してグループ内の代表機器を選定いたしました。

ステップ3ですが、今回これ審査会合で用いた資料なのですが、設備の重要性を考慮して、低サイクル疲労では原子炉容器本体を代表として審査会合で説明いたしております。

ページめくっていただきまして3ページ目です。原子炉容器の評価対象部位を記載してございます。評価部位として、入口管台、出口管台、ふた管台等、この評価部位の対象欄にある部位に関して、低サイクル疲労評価を実施してございます。

ページめくっていただきまして4ページ目御覧ください。適用規格、評価条件は、日本機械学会の設計・建設規格と日本機械学会の環境疲労評価手法の2つを実施してございます。ですので、疲労評価結果としては、設計・建設規格の大気中の疲労評価結果、あと環境疲労評価手法による環境疲労評価結果の2種類が出てきます。

2.2で過渡条件の設定の考え方を記載してございます。ここに記載してございます考え方で過渡回数を策定いたしてございます。

ページめくっていただきまして5ページ目。こちら5ページ目に何を記載しているかと言いますと、未取替機器に関しましては、こちら2012年3月までの実績でまずカウントします。そのカウントした回数の平均をとりまして、残りの年数をはじき出す、60年分をはじき出すという考え方で、まず低サイクル疲労の過渡回数をはじき出します。ただし、原子炉器上部ふた、あと蒸気発生器は取替えを実施してございますので、取替えた時点では1回そこまでのカウントはリセットさせます。もう昔の過渡は考える必要がございませんので。ですので、取替えた時点から、前回ですと2012年3月までの実績過渡回数をはじき出して、その実績過渡回数から年平均を出して、残りの残年数を60年分の残年数を比例計算してはじき出す。そういう過渡回数の設定の仕方、ここで御説明してございます。

6ページ目御覧ください。6ページ目が実際の過渡回数の算出結果でございます。運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱにおきまして、表の中にございますように、各過渡項目に対して、2012年3月末時点までの実績をカウントします。2012年3月から残りの60年到達時点までを考慮いたしまして、運転開始から60年間でどれぐらい過渡回数がかかるかというのを、運転開始後60年時点での推定値ということで記載してございます。それが運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱの表でございます。

ページめくっていただきまして7ページ目でございます。7ページ目は、先ほど申しましたように、原子炉容器上部ふた、蒸気発生器を取替えてございますので、取替えた時点での過渡回数1回リセットさせてますので、過渡回数見ていただくと、前ページよ

りも過渡回数が実績が少ないと思います。取替えたこの実績から残り60年を推定しまして、運転開始後60年時点での推定値をはじき出してございます。これでプラントの評価に用います過渡回数というのが算出されました。

8 ページ目の方に移ってください。右下8 ページ目です。プラントの過渡回数が決まりましたので、評価対象機器の各部位のピーク応力強さから、許容繰返し回数というのが算出されます。その許容繰返し回数に対しまして、先ほどの60年分の推定値がどれぐらいか。その比が疲労累積係数UFということで、1 以下になることを確認します。2.3 の評価結果のところに書いてございますように、日本設計・建設規格に基づいて疲労評価をやりましたところ、許容値UF, Usage Factorが1 未満となることを確認しました。さらに、接液環境にあります評価点のうち、先ほど大気中でUsage Factorが最大となった点において環境疲労評価を行いました。その結果についても、1 未満となることを確認してございます。

ここの表のところで、原子炉容器本体の評価点における最大値を記載してございます。入口管台、出口管台、ふた管台、空気抜管台、炉内計装筒、上部ふた、上部胴フランジ、下部胴、炉心支持構造物、スタッドボルト、いずれの評価部位におきましても、Usage Factorが1 未満となっていることが御確認できると思います。

ちょっと補足でございますが、環境疲労評価手法による解析のところに、非接液部というのがあると思います。こちらは、ステンレスの内張り等が張ってありまして、接液しない部分がありますので、その部位については評価をしなくていいということになってますので、この部分に関して非接液部ということで、疲労評価を省略してございます。

それでは、原子炉容器の評価部位のうち、ちょっと詳細なところを御説明しますと、使用温度が高く、大気中及び接液環境にある出口管台を代表に、次ページ以降にちょっと御説明させていただきます。

9 ページ目を御覧ください。出口管台のところでモデルを記載してございます。このモデルの中で、赤い矢羽根、指で指してるところですね、ここが大気中疲労評価で一番大きくなって、0.043というUsage Factorが出ましたところでございます。緑の印がついているところが、接液環境にあつて、疲労環境評価で一番大きくなった0.001というポイントがここに出てきてございます。こういう形で、先ほど一覧表に示しましたように、原子炉容器本体の対象機器に対して、全て評価を実施してございます。

では、ページめくっていただきまして、10ページ目を御覧ください。前頁までが健全性評価でございます。ここからが現状保全、実際プラントを運用するに当たって、どのような保全をやっているか、どのような保全で担保しているかというのを記載してございます。

現状保全としては、維持規格に基づきまして、検査プログラム、試験方法、試験範囲等を定めて、超音波探傷検査、浸透探傷検査、目視検査とあと漏えい検査をやって、原子炉容器の健全性を確認していますということです。

ページめくっていただきまして11ページ目御覧ください。こちらが原子炉容器、先ほど御説明しました原子炉容器の評価対象部位に対して、どのような検査・点検をやっているかというのを記載してございます。それぞれの部位に対して、適合した超音波探傷検査や浸透探傷検査というのを実施しているのをここに記載してございます。

右下12ページ目を御覧ください。総合評価として、原子炉容器本体の疲労評価結果は、疲労累積係数、Usage Factorが許容値以下、1未満であることを確認できました。このため、当時の知見において、「疲労割れ発生の可能性はないと考える」と評価してございます。また、超音波探傷検査等より、きちんと原子炉容器本体の点検ができますので、「現状保全も有効である」と記載してございます。

最後のパラグラフに、冷温停止状態においては、温度・圧力は低く、原子炉容器の場合、熱過渡の影響を受けませんので、事象の進展が考えにくく、この評価が十分に保守的な評価であり、現状の保全を実施することで健全性を維持できると。冷温停止状態に対しては、こういう評価をしてございます。

以上が原子炉容器の低サイクル疲労に関しての評価でございまして、右下13ページ以降、右下13ページ目御覧ください。こちらが、低サイクル疲労を実施してます、代表機器以外の評価結果を載せてございます。

13ページ目に加圧器、14ページ目に原子炉格納容器とか配管、弁、右下15ページ目にポンプ・熱交換器、炉心支持構造物、機械設備について評価結果を載せてございます。いずれにおいても、Usage Factor 1以下であることをここで確認できると思います。

低サイクル疲労評価の結果については、御説明以上でございます。

(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説明に対しまして、質問、御意見等ございましたらよろしく申し上げます。

いかがでしょうか。

(釜江座長)

渡邊委員。

(渡邊委員)

よろしいですかね。ちょっと先ほどの御説明はよく分かるんですけども、低サイクル疲労という、名称というのが非常に難しく、例えば原子炉容器の場合だと、ニュートロンの照射を受けたような材料ですよ。それと内張りは熱による影響を受けてるわけですよ。

それが、こういうふうに単純に評価した時に、どれぐらい真実味があるというか、そこをやっぱり説明してもらえませんか。

(釜江座長)

はい、九州電力さんよろしく申し上げます。

(渡邊委員)

非常に単純な説明で、これがその原子炉容器の全体を説明してるようには到底思えないんですね。総合的な話でもって、例えば熱サイクル疲労という現象を説明できないですか。

(九州電力)

熱サイクル疲労，高サイクル疲労に関しては，原子炉容器自体に高サイクル疲労というのは想定してございません。現在，原子炉容器の劣化事象として想定しているのは，低サイクル疲労とか中性子照射脆化，そういう劣化事象を考慮して想定して評価してございますので，またこの低サイクル疲労に関しては，建設工認とかのやり方と一緒にございまして，そういうこれまでの実績及び設計・建設規格等に，このような評価をやりなさいという規定がございまして，その規格等に基づいて実施しているのが現状でございます。

(渡邊委員)

それはそうですけども，30年たって状況は変わってるわけですよ。同じ材料を使って30年使ってるわけではないわけですよ。状況随分変わったときに，これがどれだけ健全性の評価に役に立つのかという質問でもいいんですけど。

(九州電力)

持ち帰り，使用状況がどういう影響あるかどうかというのは一旦ちょっと調べさせてもらいたいと思います。ちょっとこの場で今即答がちょっとできませんので，また改めてちょっと御回答させていただこうかなと思います。

(渡邊委員)

よろしくをお願いします。

(釜江座長)

そうですね。非常に，今即答するのが難しい，ちょっと私聞いててもそう思いましたので，是非持ち帰っていただいて，後日なり次回でも結構ですけど。

(渡邊委員)

先ほどの話でも，ジェットピーニングだとか，随分高経年化対策というのはやってきたわけですよ。で，そういうものは全然やらなくてもいいという結論になってしまうじゃないですか。それとやっぱり随分状況が違うと思うんですね。そういう状況に対しての，なんていうのかな，コメントというか説明になってないですよ。以上です。

(釜江座長)

はい，ありがとうございました。是非，次回以降ということで，しっかりした回答をお願いしたいと思います。

(後藤委員)

はい。

(釜江座長)

はい、後藤委員。

(後藤委員)

はい、後藤です。

私も疲労は非常に、評価をしてるわけですけど難しいっていうのが当然ありまして、なぜ難しいかと言いますと、その応力の因子ですね、荷重があつて応力は求まるとします。しかしその応力の種類も、いわゆる形状による応力集中から始まって、熱疲労がありますし、流体の振動による疲労があるし、それから溶接の欠陥あるいは材質の変化とかそういうのが影響しますよね。そうすると、そういうのが総合的にでてきて疲労というのが発生するというふうに理解してます。そのときに、主要な、バイタルなものとして低サイクル疲労がこれだつてのは、それは1つの考え方で分かりますけども、やはりそういう要因を1つ1つ考えると、これでいけるという判断するのはすごく難しい内容だと私は思うんですね。

例えば、形状ですね。応力解析のときの応力集中係数の出し方です。これ、簡単にその形状どおりになってるなんてありえないんですよね。なぜかという、溶接ビードの問題もあるし、いろんな形状になるし、そういうところ含めて考えると、何回も何回もトライして、これでいいんだというところにもって行って初めて意味を持つようなところがありまして、というふうに私思ってるんですね。

その辺のところのモデル化のところ、解析の持つ、ここまでやってるんだということ、ある程度限界があるってことを理解しながら、考えていくことが必要なんじゃないかってのが私の意見です。以上です。

(釜江座長)

はい、ありがとうございました。

一応、コメントということなので、しっかりと受けとめて、考えていただけたらと思います。

ほかよろしいですか。大畑委員どうぞ。

(大畑委員)

よろしいですか。ありがとうございます。

今回提示いただいた資料は30年目の検査、2014年時点のものの結果ですが、それまでの運転実績に基づいて60年目のUsage Factorを出していただいています。30年時点でのUsage Factorは、もちろんこれよりも小さいということは明白なんですけども、この30年目時点でのUsage Factorのデータというのは当然あるかと思えます。その結果を提示いただくことは可能でしょうか。また、このUsage Factorというのは、基本的には疲労亀裂の発生・進展後の破断までの寿命をベースにして、20倍の安全率を考慮して算定されています。今回のUsage Factorの値そのものはかなり小さいので、そんなに心配ないかもしれないですが、ただ、小さいと言っても微少な亀裂の発生はやっぱり懸念されるかと思われれます。そういう意味で検査で健全であるという結果を出されてたかと思えます

が、具体的に、どれぐらいの亀裂の深さを想定して検査されているか、また、その基準とUsage Factorとを何か関連付けられてるかっていうところをお聞かせいただけますでしょうか。

(釜江座長)

はい、ありがとうございます。九州電力さん。

(九州電力)

はい、九州電力の石井です。

まず1つ目の30年目の評価時点2012年3月末時点となりますと、資料の右下6ページ目を御覧ください。まず運転状態Ⅰの起動を代表して御説明すると、2012年3月、30年評価に用いたときの実過渡回数は34回でした。これを60年分にすると68回になりますので、すみません、30年時点のUsage Factor自体は出してないんですけども、60年分しか出してないんですけども、イメージとしては、1つ代表例だけですけど、半分程度になるかなと、起動だけだったらですね。

こういうのを全部、過渡条件を2012年3月末のやつで、許容繰返し回数が出ますので、計算すれば出てくると思いますので、ちょっと持ち帰り、メーカーの方と確認したいと思います。

ただ、ちょっとひょっとして量が多くなるかもしれませんので、どれか代表という形でもよろしいでしょうか。

(大畑委員)

Usage Factorがどれぐらいの値のときにどういう検査結果が得られてたかっていうデータの蓄積は重要なのかなと思ったものですから、あれば提示いただきたいと思います。どれか最も厳しそうな代表例を示していただくことでもまずは結構かと思います。

(九州電力)

九州電力の石井です。了解しました。持ち帰りちょっと検討させていただきたいと思います。

(大畑委員)

はい、よろしくお願いします。

(九州電力)

それと、委員からの御要望のUTの検出能力のことですが、ちょっとすみません、今現状手持ちにデータがございませんので、ちょっとUTの検出限界については、持ち帰ってもう一度調べて御説明しようかと思えます。

それとUsage Factorと通常点検、I S Iの関連付けとかそういうデータは、まだちょっとやってませんで、やはりI S Iは通常点検のI S Iの規格に基づいて、定期的に実施してございます。

低サイクル疲労に関しては、60年分、前回30年の時ですが、評価しても、Usage Factorは1よりはるかに小さいので問題ありません、というところまでの評価しかしてございません。以上です。

(大畑委員)

分かりました。ありがとうございます。

(釜江座長)

ほかによろしいでしょうか。佐藤委員。

(佐藤委員)

はい、佐藤です。ちょっと前の委員の先生方と意見が違うかもしれないのですが、淡々とアメリカの低サイクル疲労についての考え方みたいなものをお話させていただきますと、そもそもこの疲労曲線自体に、大きな安全係数が使われているわけですね。回数に対して20倍。それから、ひずみに対して2倍ということで、それ自体に、この比べるものに対して、そもそも安全係数が大きくとられているということです。実際には、相当実力があるということですね。

それと、最初にプラントを建設するときに、解析する時の条件として、スクラムというのはもっと頻繁に繰り返すという仮定で評価していますので、九州電力さんのプラントは、国内で比べても非常に少ないですし、アメリカの平均的な発電所と比べると、更にもっと少ないということで、運転の実績は非常に良好なわけです。低サイクル疲労を起こす要因としては、非常に小さいわけです。

はっきり言いまして、低サイクル疲労に対しては、アメリカは非常に楽観的です。極端なのは、発電所を停止するとき。停止操作の時間短縮したいですね、電力会社の立場として。なるべく、停止するのに時間使いたくないというのがあるので、ある程度まで出力を下げてから、手動スクラムで停止させます。日本の考え方からすると、随分乱暴な止め方だというふうに思うかもしれませんが、だんだんそれがもう標準化してきているくらいです。

もちろんそのスクラム停止というのは、過渡変化としては、通常停止よりも激しいショックを与えることになるわけですが、それさえもほとんど恐れていないというのが現状です。

あと九州電力さんに質問ですが、このUsage Factorの計算は、プログラムを使って自動的にやっているのでしょうか。それとも何か手計算で計算しているのでしょうか。それぞれのこの評価点に対して。ちょっとそこだけ教えてください。

(釜江座長)

はい、九州電力さんどうぞ。

(九州電力)

はい、九州電力の石井です。

この疲労評価に関しましては、各部位でモデルを作成しまして、細かくメッシュを切ります。細かくメッシュを切った交点の解析をプログラムで流しまして、その細かいメッシュの交点が、全て評価点が出てくるようになりますので、手計算じゃちょっととでもできるようなものではございません。以上です。

(佐藤委員)

結構です。どうもありがとうございます。

(九州電力)

それと、あと1つ補足いたしますが、過渡回数に関しましては、自分のプラントの過渡回数実績だけじゃなくて、自プラント以外で未経験の過渡でも国内で確認されているもの、国内プラントで確認されていない未経験の過渡でも想定される過渡というのは考慮して、電共研として。ですので、自プラントの過渡だけじゃなくて、そういう経験してない過渡回数まで考慮してございますので、そういうところで、過渡回数ってのは保守的に、少し余計にカウントしてる状態です。

(佐藤委員)

ちょっとそこよく分からないのですが、普通、考慮するのは、スクラムだとかタービントリップだとか、給水加熱器のバイパスだとかいろいろあると思うのですが、その未経験の過渡現象というのは、具体的にもし御記憶あるものがあれば、ちょっと1つか2つぐらい例を挙げていただけませんか。

(九州電力)

すみません、ちょっとそこ今すぐ思いつかないので、戻れば資料ありますので、ちょっと今度何かの資料に反映させてもらいたいと思います。

(釜江座長)

よろしくをお願いします。

すみません。最後にもう1議題、1回目2回目のコメントの回答ということが残ってございますので、こういう会議は、いろいろとQとAがだんだんたまってきますので、なるべくこの会議の中で消化をして行きたいと、理解を進めたいと思いますので、次に進ませていただきますけど、もう始まってから2時間たちましたので、少し休憩ということで、すみません、予定では10分ほどだったんですけど、5分ぐらいの休憩で申し訳ありません。

あと、4時15分頃には、できればこの会議を終わりたいということもあって、35分から再開をしたいと思います。

よろしくお願いたします。

— 休 憩 —

(3) これまでの委員からの質問への回答

(釜江座長)

時間になりましたので、再開をしたいと思います。最後は議題の3ということで、これは第1回目のキックオフの時の会議、あと2回目は現地視察ということで、その場で先生方から御質問いただいた件の回答ということですが、先ほど言いましたように4時15分ぐらいには終了ということなので、説明については、多分発言された先生方は中身は御存知なので、簡潔にお話いただいて、予定の時間には終わりたいと思います。よろしく願いいたします。

(九州電力)

はい、了解いたしました。九州電力の力久でございます。

私の方から第1回、第2回分科会でいただいたコメントについて回答させていただきます。資料は4-1から4-3でございます。なお、4-2、4-3につきましては、事前に資料を見ていただいているということで、今回は説明の方は割愛させていただきます。御質問あれば、後ほどお願いいたします。

それでは、資料4-1の1ページをお願いいたします。コメントとしては、第1回の分科会で1-1から1-3の3つ、第2回分科会で2-1から2-3の3つをいただいております。

次のページをお願いいたします。まず1-1ですが、これは第1回の分科会で御説明いたしました主要機器更新工事について、どのような理由で、どういう評価をして取替えたのかという御質問の回答になります。

次のページをお願いいたします。まず、主要機器更新工事の考え方としては、更新理由は(1)に書いてございます、国内外のトラブルの水平展開、予防保全、規制要求、その他信頼性向上などをトリガーとしてやっております。その際、(2)に記載しておりますが、工事の実施に向けて具体的な仕様の検討、物の製作時期や許認可工程等を考慮して実施時期を決めていくこととなります。

次のページをお願いいたします。4ページになります。こちらは、前回第1回分科会でお示ししました主要機器更新工事状況を説明したものになります。これらにおきまして、先ほどの方針理由に分類し、実施理由をそれぞれ説明させていただきます。

次のページをお願いいたします。5ページですが、まず、こちらは原子炉容器上ぶたでございます。これは、国内外のプラントにおきまして、600系ニッケル基合金の管台部分の応力腐食割れの事象を受けまして、より耐食性に優れているインコネル690系合金の管台を採用したふたに交換したものでございます。その際、川内の方でもキャノピーシールからのホウ酸析出という事象を経験いたしました。このVHRに伴い、キャノピーシールをなくした構造を採用し、信頼性向上に努めております。

次のページをお願いいたします。こちら蒸気発生器の取替えになりますが、川内におきましても、伝熱管の損傷事例が発生しております。設計、材料を改良した新しいSGに交換しております。川内1号機の損傷事例を右側に記載しておりますが、取替え前のSGですと、トータルで368本の損傷が見つかっておりました。なお、新しいSGに取

替えた後は、伝熱管の損傷は発生しておりません。

次のページをお願いいたします。こちらはタービンの取替えを実施しているものですが、国内外のトラブルの水平展開で、低圧タービンの翼の付け根部のSCC対策として、応力を緩和した設計のタービンに取替えるということを実施してございます。具体的な応力緩和の設計については、赤の枠で囲んでいる範囲に書いてある事項を対策としてやってございます。

次のページをお願いいたします。こちらは発電機の固定子と回転子の取替えについてですが、長年運転することで、絶縁が低下していきますので、交換目安である約20万時間を目処に、予防保全として実施しているものであります。取替時期については表に示しているとおりになります。

次のページをお願いいたします。変圧器につきましても、同様に、絶縁低下が予想されることから、右の表に書いております、取替えの目安時期を目処に、予防保全的に取替えを実施したというものになります。

次のページをお願いいたします。こちらは海水ポンプでございますが、取替理由としては、信頼性向上、運用性向上となっております。従来のポンプですと、起動時に潤滑水が必要ということで、SBO時の再起動時に再起動できないという懸念がございました。そこで、軸受を無給水軸受に替えることにより、ポンプの起動性の信頼性向上を図りました。また、軸受冷却系統を撤去することができることから、保守スペースの確保など運用性向上の方にも寄与してございます。

次のページをお願いいたします。こちらはヒーター類の取替えになりますが、給水加熱器の胴部などに減肉の可能性があったことから、減肉対策を施した胴部に交換しております。なお、その交換の際に、伝熱管については、より耐食性の優れているステンレス鋼へと交換を実施しております。

次のページをお願いいたします。こちらはキャビティフロー対策で取替えを実施した配管になります。事象としましては、玄海2号の余剰抽出ラインで疲労割れ、SCC疲労割れが発生しまして、その水平展開。また、当時原子力安全保安院よりキャビティフローの評価を実施する旨のNISA文書が出ておりまして、それに基づき評価、対策工事を実施したものになります。

次のページをお願いいたします。こちらは国外BWRプラントで発生しておりました、強加工SCCの水平展開として、冷間曲げ管を、残留応力の低い熱間曲げ管に取替えを実施したものになります。それぞれ冷間曲げ管、熱間曲げ管の製作工程の概略は、右の方に図示してございます。

次のページをお願いいたします。続きましての御質問ですが、発電所全体の物量を示し、どの程度PLMの評価対象としているのかという御質問の回答になります。

次のページをお願いいたします。15ページです。こちらが1号機の発電所にある全物量と評価対象設備の概算を示したものになります。コンクリートにつきましては1、2号機の合算した物量を示しております。評価対象としては、次のページに示しております安全重要度分類のクラス1、2、3と、常設SA設備を対象にして評価を実施しております。

次のページに各クラスの定義と例を記載しております。また、先ほど御質問ありまし

た、どのような機器があるのかという、こちら簡単な抜粋となっておりますが、今後更に充実したこういうものを提出しようと思っております。概算の量についてはこの表に示しているとおりになります。

次の次のページ、2ページめくっていただきまして、17ページをお願いいたします。1-3の御質問ですが、こちらは制度の御質問ということで、先ほどの資料1の方で御説明いたしましたので、説明の方は割愛させていただきます。

20ページをお願いいたします。こちらは現地で開催されました第2回分科会でいただいた御質問になります。CVの鋼板とコンクリートの境界部についての御質問です。

次のページをお願いいたします。前回の分科会で、CVの鋼板とコンクリートの境界部に弾性材を充てんしているという御説明をいたしましたですが、その詳細を右側に図示しております。材料としては発泡ポリプロピレンを用いております、内圧や熱応力による容器の膨らみを吸収し、応力を緩和する設計となっております。なお、結露対策としては、この弾性材の上にコーキングを施すことによって水の浸入を抑え、腐食などの環境にならないような配慮をさせていただきます。寸法関係は赤枠で囲んでいるような大きさのものとなっております。

次のページをお願いいたします。2-2と2-3につきましては、先ほど資料2のコンクリートの御説明の中で回答した内容になりますので、御説明の方は省略させていただきます。4-1の資料の説明については以上になります。

(釜江座長)

はい、ありがとうございました。簡潔に回答いただきましてありがとうございます。それぞれ委員の先生方の質問ですけれども、特に今の回答について、何かありますか。

(後藤委員)

後藤です。ありがとうございます。今の資料の15ページ、私の質問は物量についての話です。それとこれ、非常に面倒くさいのをありがとうございます。ただ1点、全体の物量と、それから劣化状況評価対象とありますよね。例えば、容器だったら720基あってそのうち500基は評価対象であると。そのときに、これの意味は、評価対象ってことは、これ全部1つ1つ評価をしたという意味じゃなくて、評価する対象としてあって、そこから代表的に評価してるわけですよ。そういう理解でよろしいですね。実態は、500基を全て1つ1つを実態で評価してるっていうふうになってるわけじゃないんですよね。代表的なものという理解でよろしいですか。

(九州電力)

はい。御認識のとおりで結構です。

(後藤委員)

はい。そうしますと、やはりその次にもう1つ枠を付けて、これは単純に、例えば代表として何個取ったとか、そういうふうに評価をしていただくと、非常に分かるということなんです。ものによっては十分だって、これで十分分かるというものがあるかも

しれませんし、ものによってはちょっと大丈夫かなという気もするんですね。

ですから、実際に評価として、評価対象がこれだけあって、その評価対象をどういうふうに、実際にデータを取ったり解析したりって何か、それ難しいですけどね。それをどうやって評価するか難しいんだけど、これは実際にデータのあるものであるという意味合いで、少し評価を、実態を表していただけないでしょうかというお願いです。いかがでしょうか。

(釜江座長)

はい。九州電力さんいかがでしょうか。

(九州電力)

時間をいただければ整理は可能ですので。

(後藤委員)

御面倒で申し訳ありませんけど、そうしていただくと非常に議論がしやすいといいですか、分かりやすいと思います。

(九州電力)

提出時期については、御相談させていただきます。

(釜江座長)

はい、よろしくお願いいたします。ほかに。

(後藤委員)

あともう1つ。

(釜江座長)

はい、どうぞ後藤委員。

(後藤委員)

格納容器の下のところに、コンクリート埋設部分の樹脂ですかね、弾性材を入れてるってことですね、分かりました。それで、これはあの時申し上げておりましたように、私の危惧は、BWRでありましたけども、結局鋼板があって、その横にそういう、ほかの物質を入れたときに、そこにたまたまその壁を伝わって水がたまるとか、そういうことがあると腐食の対象になるってのが現実にあったので、そういう意味での対策は大丈夫でしょうかというのが趣旨なんですね。それは十分やって、これで大丈夫だってことをおっしゃってると思いますけど。ドレン管みたいなものは、付けてはいないんですね。

(九州電力)

アニュラス部分に全周コーキングしてまして、アニュラス部分に目皿がありまして、もし水がたまったら、ドレンで排水する構造となっております。

(後藤委員)

この上で処理するわけね、表面で。

(九州電力)

表面から目皿に流れるという構造にはなってます。

(後藤委員)

それは分かりました。少し、何ていいますかね、うがった見方といえますかね。非常に、こういうコンクリートの中に入ったところにいろんな構造があって、そこに水がたまって腐食環境になってる。漏れがありやすいので、すごく慎重に考えるべきだろうというのが私の言いたかったことなんです。

そういう観点ですから、今まではそういうこと、十分できてるかってことが1つですけども、それでもう1つはこの構造をちょっと見せていただいてないので、実際にこの周囲、アニュラス部の中はちょっと見れなかったもので、それはちょっとどういうふうになっているのかなとちょっと気になったところです。分かりました、その件はいいです。

(釜江座長)

よろしいですか。

(後藤委員)

あと、文書でこれについてちょっと幾つかコメントがあるので、少し出させていただきますけども、例えば、半球部に歩廊がありますよね。要するに、格納容器のシェルに溶接してる部分がありますよね。それは多分、パッドを当てて当然やってると思うんですけど、やっぱりこれ見させていただいて、非常に綺麗な平面のところを見てるわけですよ。それで、やっぱりそのいろんな溶接部とかいろんなこと、形状の違うところとかそういう、特にペネの付け根とか、そういうところをきちんと見るというのがやっぱり大事だろうと、もちろん見てらっしゃると思うんですけど、私自身は実際見てないので、非常にそういうことを気にしてるということです。できたら本当は、そういう写真なりなんなりこうだっただけを出していただくと、非常にクリアになると思います。

(釜江座長)

よろしいでしょうか。

(九州電力)

しっかり、歩廊の部分も綺麗に見えますので、もちろんパッドは付けて、パッドの下が鋼板ではあるんですけど、そのパッドの状態なんかは綺麗に見えますので、そのこの写

真で見ていただくというのは、構わないと思っております。

(後藤委員)

つまり、申し訳ありません、言葉でね、こうだって理屈は分かるんですけども、結局目視でしょ。目視って、何によるかって言ったらもう、写真なんか見るしかないんですよ。そうすると、それはどういう状況、そこからいろんなことを感じとるので、そういう評価の仕方にならざるを得ないという意味で、ちょっと申し上げたわけです。以上です。

(釜江座長)

よろしいですか。

(九州電力)

ちょっと写真で見ていただける方向で検討させていただきます。

(釜江座長)

はい。よろしく申し上げます。私からちょっと1点だけ。今のちょうどその場所なんですけども、格納容器の外側に弾性材が入ってるんですけど、地震時の耐震の話なのかどうか分かりませんが、この部分は固定端なので、非常に応力集中があると思うんですが、内側には緩衝材はないんですか。振動に対しては両方あった方が良く思うんですけど。これは用途からしてどういう意味での緩衝材、弾性材なのでしょう。内側にはなくて外側だけということからして。

(後藤委員)

コンクリートの中に入ってまして、多分ですけどね、上の部分が熱と圧力で広がりますよね。それで、外側に荷重がかかるという意味、それですよね。

(釜江座長)

それはそれでいいと思いますが、例えば、地震時への対応というものではないんですかね。目的がちょっとよく分からなかったの。

(後藤委員)

熱です。

(釜江座長)

熱ですか。

(九州電力)

地震時は、これは効いてないと思います。評価上も見込んでいません。

(釜江座長)

地震時の計算上は固定されてるとして計算されるってことですね、すみません、分かりました。

ほか、ないですか。それでは守田委員、ちょっと少しコメントがあるということなので、是非どうぞ。

(守田委員)

九州大学の守田でございます。今日は高経年化の技術評価の結果について、そしてこれまでの質問に対しまして、詳しく御説明をいただきましてありがとうございます。1点ほど設計の経年化という視点で御質問をさせていただきたいのですが、福島原子力発電所の事故以降、再稼働した原子力発電所、再稼働していないものも含めて、国内に今33基の原子力発電所がありますが、既にプラス20年の運転延長が認められた4基に続いて、川内1号、2号というのは、国内でも最も高齢の原子力発電所の部類になると思います。

例えば北海道電力の同じPWRの泊3号と比べても、稼働した年数の差でいうと25年ぐらいあるわけで、プラントの設計が古いことによる、安全上の弱点というものも懸念されるかと思えます。このため、新旧プラントの設計の違いに着目した安全性の評価というものも、プラントの運転を延長する上では重要ではないかと考えております。

この分科会では、主に物理的な経年劣化について、非常に詳しく議論をしているところでございますけれども、安全な長期運転に向けて、非物理的な経年劣化、ここで申し上げておりますのは設計の経年化という視点に立って、ほかのプラントとの比較、新知見などを踏まえて、設計の経年化に基づく対策というものを、九州電力さんとしては、60年の運転を見据えてどのようにお考えなのか、この辺り少し整理をして分科会で御紹介を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)

はい、九州電力さんよろしく申し上げます。

(九州電力)

はい、九州電力の木元です。先生おっしゃられたように、設計の古さというのは規制委員会でも議論になっておりまして、電力会社、あとメーカーの方でATENAというものを設立しまして、その中で設計の古さ、経年化というものを議論しておりまして、その取組について、また改めて御説明をさせていただきます。以上です。

(釜江座長)

はい、ありがとうございます。守田先生、よろしいですか。

(守田委員)

はい、どうぞよろしく願いいたします。

(釜江座長)

是非よろしく願いいたします。

はい、佐藤委員。

(佐藤委員)

前回の分科会での質問に対する回答ということで、資料の4-2でいただいているわけで、ちょっとこれに関連したことで言ってよろしいでしょうか。

非常に詳しく答えていただきまして、まず、ありがとうございます。それで2, 3感じたこと、質問というか所見というか、お話させていただきたいと思います。

まず1つ大きな問題として、機器のオリジナルサプライヤーと検査業者が同じなんですよね。これって、ある意味でのコンフリクトオブインタレストみたいな、そういうこともあり得るわけです。つまり、機器をもともとサプライしたメーカーからすれば、その後それに欠陥があるというのは、あまりよろしくないわけです。

現に、皆さん御存知かどうか分かりませんが、昔、原子炉压力容器のISIって、縦溶接に対して10%、周溶接に対して5%だったんですね。それが、ある時期から両方100%となったわけですよ。それが、どういう経緯があったからかという、オリジナルサプライヤーが検査しないで、別の検査業者が検査した途端に、いろいろ欠陥みたいな部分が見つかったと。それをNRCが怒って、100%と。ちょっと怒ってというのは砕けた言い方ですけども、そういう経緯もあって、実は欠陥か欠陥でないかというのは、そんなに白か黒かみたいにはっきりしないわけですよ、実はね。微妙な判定基準の、ぎりぎりのところで合格というものもあつたりなかつたり。そういうこともあるので、検査業者が変わると、判定も変わってしまうと、そういうことはあり得るわけです。実際に劣化がなくても。そういうことで、検査業者は、理想的には、オリジナルサプライヤーと違うところが検査をするというのが、より客観的に、フェアな検査だと。

ただ現実には、あれだけの検査の装置を開発してやるというのは相当な初期投資もいるし、技量が必要で、具体的には三菱さんにやってもらっているわけでしょうけれども、それ以外のところで、国内で同じようなレベルでできるところというのは、現実にはないんだろうなというところは理解するんですよ。なので、そのところですけども、九州電力さんとして、何かプラスアルファの管理を追加しないと、ちょっとそこが弱いのかなというふうに感じるんですよ。

この間の現場で行った時にも、九州電力さんの中で、ああいう非破壊検査の有資格者いますかとかというふうに聞いたわけなんですけれども、そういうフィールド系はいらっしやらないということなんですけれども、やっぱりそこは考えてもらった方がいいのかなというふうに思うんですよ。

現場で実際に発生しているデータと、この間執務室を見せてもらったわけです。あそこで受け取るデータの間には、ものすごい膨大な中間プロセスが介在してるわけですけども、そこが見えないわけですよ。なので、理想的には、スポット的にでもサーベイランス、QA用語で言うんですけども、1か所集中的に、例えばUTの検査であれば、あるところに注目して、その標準のスコープを、ちょっと私の質問にAスコープとかCスコープとか書いてありますけれども、生データとしてしっかり精査して、もちろん

全部やってもらわなければならないわけですが、そういう補強がやっぱり必要なのではないかなというふうに感じました。

あとは、いろんな検査記録の管理も、これも外注になってるわけですね、一部ね。大部分は違うんだと思いますけれども、そういうUT、ECTの生データは、それをリプレイできるソフトも必要ですし、そのソフトウェア自体がバージョンアップされたりして、そういうものまで九州電力さんが細かく入っていくのは無理があると、それは分かります。なので、そのこのところの部分、生データは三菱さんに保管してもらって、そういう契約をして、何かあったときにはいつでもそのこのところを見てももらえる体制にしているということですが、そういうこともあるということなので、やはりそのQAの考え方として、何かあったときにちょっと弱いんじゃないかなというふうに感じさせられるところがあるんですよ。というような印象でした。

(釜江座長)

どうぞ、九州電力さんどうぞ。

(九州電力)

九州電力の力久でございます。

先生がおっしゃるように、やはりああいうRVとか、かなり細かいプラントの設計情報がないと検査装置も作れないというのが現実でして、なかなかほかの検査メーカーを持ってくるとするのは、なかなか急には難しくてできないだろうと思っております。

その中で、ちょっと御質問ありました。もちろん我々が見るのは、でき上がった記録を見るんですけども、その生データ、本当に波形が出てないかというのは、我々神戸の方に行きまして、全数確認はしております。

(佐藤委員)

そうですね。非常に大変だなというふうに私思ったんです。チャンネル数は多いし、生データを全部のチャンネルを全部見るっていうのは、本当にすごい疲れる作業なんだろうなと思ったんですけども、それをやっていらっしゃるということですね。

いや、100%でないとしても、電力会社の立場として、必ずしもそれを100%見るべきだというようなことは言っているわけではなくて、Cスコープを見れば、どこに着目すればいいかというのは大体分かるわけですね、UTで言えばね。そういうところを見てもらえば私は十分なんだろうなってふうに思ってたんですけども、そのぐらいのことはやっていると、それがお答えだということではよろしいですか。

はい、結構だと思います。ただ、ちょっと先ほど言った体制的なことについては、もし認可更新されるのであれば、まだまだ先の長い話ですので、そういうことも除外しないで考えてもらう必要があるんじゃないかなというふうに思います。

(釜江座長)

そうですね。非常に大事な話だと。

私もちょっとこの前現地行って、そのデータ処理とか、非常に膨大な量の話聞きま

した。今は品質管理というのは非常に重要で、新検査制度のこともありますが、事業者と委託業者さんの力量と独立性が当然両方要求されるということで、そのバランスの問題とかいろいろあって、少なくとも九州電力さんがその中で、どういうところは抑えられて、どういう役割を果たしてるのか。当然最後は九州電力さんの責任だとは思いますが、今佐藤委員がおっしゃったように、外部からは見えないところがいっぱいあって、その資料をどういう形で承認されてるっていうところですね、今少し1例でお話いただきましたが、力量と独立性、あと九州電力さんの責任、その辺をまた何かの時に一度、具体的にこういうことされてるということを教えていただけたら、より検査の信頼性というのが理解できると思いますので、是非よろしくお願ひしたいと思います。

(後藤委員)

後藤です。すみません、先ほどの件で、私の質問の中のペネ関係ですね。ハッチとかエアロック、それから配管のペネ。エレペネですね、ケーブルのペネ。これも概略の数を教えていただけませんか。

御承知の方はある程度分かってるのかもしれないけど、私も具体的本数でいくと、例えば電気ペネだとどのくらいあるんだとか、その電気ペネも多分種類が違うと思うんですね。それがもし分かれば、キャニスタータイプとモジュールタイプとかそういう違いがあれば、そういうのも見さしていただくといいかなと。

これは劣化とかと関係するので、もし可能でしたらその辺も教えてください。以上です。

(釜江座長)

はい、ありがとうございます。いかがでしょうか。

(九州電力)

九州電力の木元です。格納容器とかの貫通部とかそれぞれ毎回、定期的に検査しますので、お示しできると思いますので、改めてお示しします。

(後藤委員)

よろしくお願ひします。

4 閉会

(釜江座長)

どうもありがとうございました。

そろそろ時間なのですが、Webで参加の先生方、よろしいでしょうか。冒頭でも申し上げましたけど、本日の佐藤委員と後藤委員への個別の回答資料については、詳細に御紹介できませんでしたが、また先生方、この回答についてもし質問があれば、後日お願ひしたいということと、本日のほかの資料についても、もし何かお気付きの点があれば、事務局の方にお寄せいただけたらと思いますので、よろしくお願ひしたいと思いま

す。

それでは、一応事務局の方から次回以降の何かアナウンスがありましたらよろしくお願ひします。

(鹿児島県原子力安全対策課)

はい、県原子力安全対策課の富吉でございます。

事務局から今後の分科会の予定についてでございます。次回以降の分科会におきましては、川内原発の30年目高経年化技術評価結果の主要6事象のうち、本日取り上げました2事象を除く、「原子炉容器の中性子照射脆化」、「照射誘起型応力腐食割れ」、「絶縁低下」、「熱時効」の4事象の中から、毎回2項目ずつを議題とすることを考えております。

また、特別点検の状況につきましては、分科会開催時における進捗に応じて、九州電力に御説明をお願いしたいと考えております。

次回の開催時期につきましては、後日改めまして日程を調整させていただきますので、よろしくお願ひいたします。

(釜江座長)

はい、ありがとうございました。

次回以降のこの分科会の議題等につきましては、今事務局から話がありましたように、少し相談をしながら進めてまいりたいと思います。

それと今後残りの4項目が随時、ここで御報告がありますけど、本日コメントいただいたように、単に30年目の結果についての説明だけではなくて、その後の8年間、何か変化があったのであればそれも併せて、可能な範囲で結構ですので、御説明いただけると、より中身を理解でき、今後につながるかと思っておりますのでよろしくお願ひしたいと思います。

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。事務局もよろしいでしょうか。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。皆様ありがとうございました。