

## 第 52 回 福井県原子力安全専門委員会 議事概要

原子力安全対策課

1 日 時：平成 21 年 6 月 4 日（木）10：30～12：30（午前の部）  
13：00～15：00（午後の部）

2 場 所：日本原子力発電(株) 敦賀発電所 1 号機、敦賀原子力館  
福井県敦賀市明神町 1 番地

3 出席者

(委員)

中川 委員長、木村 委員、田島 委員、小野 委員、岩崎 委員、  
飯井 委員、山本(章)委員

(日本原子力発電(株))

加藤 敦賀発電所長、岸本 副所長、山下 保修室長、坂井 保修室副室長

(福井県)

品谷 安全環境部長、櫻本 原子力安全対策課長、岩永 原子力安全対策課参事

4 会議次第

1) 敦賀発電所 1 号機の高経年化技術評価について

5 配付資料

- ・ 会議次第
- ・ 資料 No. 1 敦賀発電所の概要 (日本原子力発電(株))
- ・ 資料 No. 2-1 敦賀発電所 1 号機 高経年化技術評価書 (40 年目) の概要 (日本原子力発電(株))
- ・ 資料 No. 2-2 敦賀発電所 1 号機 高経年化技術評価結果について (日本原子力発電(株))
- ・ 参考資料 1 敦賀発電所 1 号機の高経年化技術評価書について (原子力安全対策課)
- ・ 参考資料 2 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン (原子力安全・保安院)

## 6 議事概要

### 1) 敦賀発電所 1 号機の高経年化技術評価について (午前の部)

(日本原電 岸本副室長から資料 No. 1 の内容について説明)

(日本原電 山下保修室長から資料 No. 2-1 の内容について説明)

#### <質疑応答>

(山本(章)委員)

- ・資料No.1で、今回の定期検査で発見された、いくつかの不具合について説明を受けた。
- ・例えば、中央制御室の空調ダクト腐食の件は、ある程度の期間、点検されていなかった状態で貫通孔が見つかったということだが、今回の定期検査に当たり、点検の仕方などを今までとは違うポリシーで実施されたり、新たな知見を踏まえ追加の点検を行ったりしたことで発見されたのか、それとも偶然に見つかったのか。

(日本原電：岸本副所長)

- ・点検して見つかったものではなく、換気空調系の送風機試運転時に試運転を行っていた者が当該ダクトを見て、腐食孔を発見した。

(中川委員長)

- ・点検の仕方等を変えたわけではなく、たまたま発見したということか。

(日本原電：岸本副所長)

- ・そのとおり。

(山本(章)委員)

- ・その他にもいくつかの不具合が確認されているが、大事には至らず保全活動の中で確認されたことは評価出来るので、こういう活動はしっかり続けていってもらいたい。
- ・可能ならば、不具合が発見された背景には、実際に点検したけれども健全だったという膨大な例があって、どういうポリシーに基づいてどういう点検を行ったかということがわかるような説明を今後していただければ、より安心につながるのではないかと思う。
- ・耐震バックチェックは現在進行中であるが、この状況で、どういう考え方にに基づき耐震補強工事を行っているのか、その考え方を教えてもらいたい。

(日本原電：山下室長)

- ・最終的な基準地震動は、現在、議論されている状況である。
- ・中間報告(改訂版)において、主要設備の耐震安全性の評価結果を出している。基準地震動については、前年度に出した値があることから、何もせずに待つのでなく、それを基に耐震裕度向上工事を実施し、基準地震動が多少大きくなっても、耐震裕度を確保で

きるようにマージンをとって裕度を定め、実施できるものから耐震裕度を上げる工事を行っている。

- ・見直した基準地震動が決まれば、それに基づいた評価を再度行う。

(山本(章)委員)

- ・30年目の高経年化技術評価との比較の説明があったが、10年間という年月は長く、評価のやり方も変わり、飯井先生が専門の経年劣化技術についてもかなりの進歩があったと思う。そういう学術的な進歩を背景に、新たに点検した方がいいというものがあれば教えてもらいたい。

(日本原電：山下室長)

- ・評価技術については、10年の間に、学会も含めて色々なデータが取られて、評価の仕方が変わったものがある。得られた知見については、40年目の高経年化技術評価に取り込んでいる。その結果、追加保全策が必要なものについて、40年目の長期保守管理方針として取り纏めた。

(木村委員)

- ・資料No.2-1の8ページで、原子炉圧力容器の試験片が残り少ないということで、長期保守管理方針(例)の原子炉圧力容器のところに、使用済監視試験片の再装荷を検討と記載がある。通常、シャルピー試験を行えば、試験片は壊れてしまうが、これは何か新しい方法を考え、再装荷するということか。すなわち、入れてあった試験片を試験後に再び入れるということか。

(日本原電：山下室長)

- ・そのとおり。
- ・敦賀1号機の監視試験片は残り一つである。規格基準では32EFPY（定格出力換算運転年数）の頃に取り出して試験することになっている。敦賀1号機が、あと何年運転するかによるが、32EFPYを超える場合があるとすれば、その場合は、試験片がないことになる。このため、試験を行って壊れた試験片を、試験が出来るように加工し直し、原子炉に再装荷することを検討している。

(木村委員)

- ・保全実績評価の中で、SCC対策は全体的に良くやられている印象である。
- ・高経年化とは直接関連が無いかもしれないが、BWRでも最近、水素を注入する動きがあり、原電は先行的に試験をやられていると聞く。BWRにおける1次冷却材中への水素注入は、PWRのように常に水素を入れるのではなく、起動の後で水素を入れることか。また、その試験で実績がでたため実施するということか。

(日本原電：山下室長)

- ・敦賀1号機では、平成9年から水素注入を行っている。(事務局注：水素を注入するタイミングは、1/2 負荷(電気出力) 到達時や 2/3 負荷到達時などの変遷があるが、平成15年以降は、定格負荷到達時から実施している。)

(木村委員)

- ・資料No.1の8ページに、制御棒駆動水圧系インターロック改造工事の記載がある。これは高経年化ではなく現状の設備保全の説明であるが、北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機やその他の発電所で制御棒が抜ける事象があった。インターロック回路や駆動水ポンプ等は原子炉の外に設置されているが、貫通部で何かあっても、フェールセーフにより制御棒は抜けないようになっているのか。

(日本原電：山下室長)

- ・原子炉格納容器の貫通部で漏れ等が発生した場合、制御棒駆動機構の圧力が抜けて制御棒が抜け落ちてしまうことがないのかということに対しては、制御棒はピストン構造で、下部の挿入側に水圧をかければ制御棒は挿入され、引き抜き時は引き抜き側に水圧をかけるようになっている。
- ・例えば、挿入側の配管に何か起きて制御棒が抜けるかということ、制御棒駆動機構下部の挿入側の水が入るところにボールチェッキ(逆流防止弁)が設置されており、配管側で多少漏れたとしてもピストン下部の水圧が一気に抜けることがない構造になっている。

(木村委員)

- ・高経年化とは外れるが、以前、中部電力(株)浜岡発電所4, 5号機で(気体廃棄物処理系の)水素濃度上昇による原子炉停止事象が発生している。最近もまた浜岡4号機で同様の原子炉停止があった。敦賀発電所1号機は浜岡発電所とは根本的に違って、水素濃度上昇の事象は起きないといえるのか。

(日本原電：山下室長)

- ・浜岡発電所での事象は、配管内に水素が溜まり、それが爆発限界を超えたというものであるが、敦賀発電所1号機でも、そのような懸念が全く無いわけではなく、部分的に水素溜りができる可能性があるという評価結果が得られている。これに対し、水素溜りが起こらないように配管ルートを変更するなどの対策工事を実施している。

(事務局注：日本原電は、平成13年11月に発生した浜岡1号機での余熱除去系配管破断事象(水の放射線分解で発生した水素や酸素といった非凝縮性ガスが配管内に滞留し、急速に燃焼したことで配管が破断した事象)と勘違いして回答しているが、木村委員の質問にある水素濃度上昇事象は、東北電力(株)女川3号機や浜岡4, 5号機、志賀2号機

において、気体廃棄物処理系の水素濃度が上昇した事象のことである。原因調査から、気体廃棄物処理系の再結合装置にある水素と酸素を結合させる金属触媒の特性として、酸素／水素濃度比が或る値（しきい値）を下回ると急激に水素と酸素が反応しにくくなるとされている。このため、日本原電は、敦賀 1 号機で使用している触媒を用いて、しきい値の確認試験を計画している。）

#### 1) 敦賀発電所 1 号機の高経年化技術評価について

(日本原電 山下保修室長から資料 No. 2-2 の内容について説明)

<質疑応答>

(田島委員)

- ・ 予測関連温度移行量や上部棚吸収エネルギーとは何か、具体的に説明して欲しい。

(日本原電：山下室長)

- ・ 関連温度の上昇は、中性子照射脆化によって材料特性が変化するという現象である。また、吸収エネルギーが高いほど破壊靱性は高い。
- ・ 関連温度移行量は、中性子照射を受けると靱性が低下する温度がだんだん上昇してくるという現象である。
- ・ 資料No. 2 - 2 の 7 ページの図で、実線が照射を受けない元々の材料の破壊靱性を表し、破線が中性子照射脆化により破壊靱性が低下してきた状態を示している。靱性が低下する温度が段々上がってくるという関連温度の上昇、および吸収エネルギーが低下して脆くなることがわかる。関連温度の初期値は $-12^{\circ}\text{C}$ で、60 年の照射を受けた後は、その温度が $89^{\circ}\text{C}$ 程度上昇すると評価しており、これが関連温度の移行量である。初期値が $-12^{\circ}\text{C}$ なので、関連温度は $77^{\circ}\text{C}$ となる。関連温度に対し、実際にプラントを運転する際の最低使用温度を定めており、この温度以上で運転管理をしないと、破壊靱性値が低下した領域で原子炉圧力容器に圧力を掛けてしまうことになる。このため、このような評価をしている。

(木村委員)

- ・ 敦賀発電所 1 号機の原子炉圧力容器のメーカーはどこか。最近の日本のメーカー製のもの、リン等の濃度も低く中性子脆化の進行が遅いということを知っている。

(日本原電：山下室長)

- ・ メーカーはバブコック日立である。中性子照射脆化に影響する化学成分は、銅とニッケ

ルである。

木村委員

- ・資料No.2-2の8ページのグラフで、加速試験の3回目と4回目の結果がJ E A Cの曲線より大分低いところにある。このような低いデータは見たことがないように思うが、東京電力(株)福島第一発電所などでも加速試験でこのような低い値が得られているのか。逆に言うと加速試験の問題点を指摘される方もおられると思うので、加速試験の結果をどのように評価しているのか。

(日本原電：発電管理室 太田主任)

- ・敦賀発電所1号機は、古いプラントであり、銅濃度が高く、例えば母材で0.24wt%となっている。このため、他プラントや新しいプラントに比べ、関連温度の移行量が高い傾向がある。
- ・最近の知見で、中性子照射速度や中性子束の影響が関連温度の移行に影響を与えるというものがある。
- ・加速試験の場合は、「加速」であり、中性子照射速度や中性子束が高いことから、比較的、関連温度移行量が低くなる結果が得られるという知見もある。その扱いは、まだ確定していないが、最新の扱いとしては、J E A Cの式を監視試験の結果に基づいてマージンを設定する、または監視試験結果に基づいて実際の管理にマージンを持たせて管理するという考えがある。その際は、加速試験の結果は考慮せずマージンを設定すること等も検討されている。

(木村委員)

- ・できれば、福島第一発電所1号機のデータをまたの機会で見せていただきたい。
- ・(加速試験の結果は、)中性子束効果によるものという気がしないでもない。それならばそれで、気を付けるべきことである。
- ・グラフの下に、J E A C 4201-2004に基づき、実測値を包含するように設定、と記載されているが、第6回(No.7)の結果に予測式をあわせるということか。

(日本原電：発電管理室 太田主任)

- ・そのとおり。
- ・純粋な予測計算値の場合、ゼロから始まり、もっと低いところを通る。実際に監視試験片で高いデータが出ているということから、全てを嵩上げして管理に用いている。

(飯井委員)

- ・資料9ページの低サイクル疲労のところ、J S M E (日本機械学会)の設計・建設規格(2005)に基づく疲労評価として、2007年度末時点と60年時点の比較がされている。全体

に数値を見ると 38 年と 60 年ということで 1.5 倍程度になっているが、スタッドボルトだけが 3 倍位になっている。これはどういう理由なのか。

- それからコメントであるが、高経年化技術評価では、主として経年劣化 6 事象に対する高経年化技術評価が、特に原子炉回りの機器を対象に行われているように思う。
- 一方、トラブルが発生した時等には、止める、冷やす、閉じ込めるという安全機能が確保されていたという説明がよく行われる。敦賀 1 号機においては、閉じ込める機能になると思うが、今回、中央制御室換気空調外気取入れダクトの腐食孔が昨年 12 月に発見されている。このような事象が発見されると、高経年化技術評価が安全機能の経年劣化を網羅して評価しているのかと思う人が出てきてもおかしくない。こういう観点に立って、もう少し丁寧に説明いただく必要があるのではないかと思う。
- それから 20 ページで、外気取入れ口のダクト内表面の点検が必要で、外気取入れ口ダクト内面の計画的な点検の実施等を計画しているとのことであるが、安全上重要な設備かつ腐食という観点から設備点検計画は検討されているのか。つまり、ダクトでトラブルがあったから、今後はダクトを重点的に点検するというのではなく、もう少し安全上重要な設備というか、安全機能という観点での点検は計画されているのか。

(日本原電：山下室長)

- 原子炉圧力容器の疲労評価において、スタッドボルトだけ 38 年と 60 年の評価の比率が 3 倍になっていることについては、スタッドボルトは過去に取替えを行っており、使用期間が短いことから、その比率で今後の 20 年を考えるとこういう値になる。他の部位については大体同じような比率になる。
- ダクトについては、高経年化技術評価において、どのような設備を評価しているかという点、安全機能の重要度クラス 1、2 に該当するもの、また、クラス 3 については高温高压に属する配管等を対象としている。従って、評価対象としては安全機能の重要度の高い所がほとんどである。実際の保守管理を行う時も、機能の重要度に応じた考え方を取り入れている。発電所の設備は、相当な数があり、機能の重要度を加味した上で点検頻度の設定をする等している。ただし、安全重要度の低い箇所も放っておくことは出来ないので、今回、ダクトについては計画的に点検していくということを表明したものである。点検表の中でも重要度を加味した上で中身を作っていくということである。

(飯井委員)

- だいたい説明の内容は理解している。言いたかったことは、もう少し丁寧な説明をというか、安全機能はキチンと確保できているということを説明する必要があるのではないかということである。例えば、資料の 5 ページで、腐食は、その他事象になっている。その一方、腐食で穴が開いたことがわかったときに、実は、安全上重要な設備であったという話が突然出てくると、そういう情報を取捨選択、整理して一般の人は受け止められないのではないかと思う。日本原電だけの問題ではないかもしれないが、もう少し丁

寧な説明が必要ではないか。

(日本原電：山下室長)

- ・ 拝承。

(中川委員長)

- ・ 5 ページに記載されていることは、事象に対することであるが、安全上重要な設備というような観点からも考える必要があるとの指摘だと思う。

(田島委員)

- ・ 29 ページの疲れ評価で、60 年時点での予測値を 30 年目と 40 年目に評価されている。40 年目の方が一般的には数値が上がっているが、中には支持スカートやスタッドボルト等のように値が下がっているものもある。この理由は何か。

(日本原電：坂井副室長)

- ・ 30 年目、40 年目の評価の際、それぞれ、その時の過渡事象の実績発生回数を反映し、60 年時点での過渡回数を推定した上で、疲れ評価を計算している。38 ページに過渡回数の推定値を示しているが、40 年目評価の方が、過渡回数が少なくなっている。これは最近の運転が安定していることから、このような評価となっている。こういう条件のもと、疲れ評価が単純に過渡回数に依存しているものは、40 年目の数値が下がっている。
- ・ 配管系など、40 年目の数値が上がっているものもあるが、その理由は疲労評価手法を 30 年目と 40 年目とで変更しているためである。37 ページに過渡回数の組み合わせの考え方を載せているが、40 年目の方がより厳しい保守的な評価を行っており、数値が上がっている。

(岩崎委員)

- ・ 8 ページの関連温度移行量のグラフで、実測値と J E A C の予測線が記載されているが、この線と実測値の関係がわからないので、見方を教えて欲しい。

(日本原電：発電管理室 太田主任)

- ・ このグラフで示している赤線は、現在、管理に用いている電気協会規格 2004 年版の予測式の結果を示している。予測式は、新しい知見を取り入れ、より精度の高いものを目指して改訂されてきており、最新版は 2007 年版である。2007 年版は、2004 年版と比べると、中性子照射脆化のメカニズムに基づいた予測式となっており、敦賀 1 号機の結果と比べても、よく合う結果となっている。今後はこちらの方に移行していきたいと考えているが、現状管理に用いている 2004 年版は予測温度が高く、より精度が高いと考えられる 2007 年版に対して、より保守的な管理が出来ていると認識している。



(岩崎委員)

- ・式に頼るより実測値を重視するというスタンスではないのか。

(日本原電：発電管理室 太田主任)

- ・実測値では、この後、上がるのか、下がるのか、一定になるのかよくわからない。2007年版の予測式は、メカニズムに基づくとともに、敦賀1号の全ての監視試験片のデータも含めた国内の膨大なデータから作られており、現時点で最も精度の高い予測方法だと考えており、それを基本とすることが妥当だと考えている。

(田島委員)

- ・(2004年版の) この式は安全性を考慮して作られた式であって、中性子照射量と関連温度移行量を実験的に引いた線ではなく、安全性を考慮して保守的に評価しており、(実測値が) この線の下側にあればよいということではないのか。

(日本原電：発電管理室 太田主任)

- ・基本的には予測式であるが、予測式および監視試験結果それぞれに様々なバラツキがあるので、全て(の実測値)が予測式の線上に乗ることはないと考えている。実際の管理では、得られた予測式に対して $2\sigma$ (標準偏差の2倍)や監視試験結果を反映したマージン(余裕)を上乗せして管理している。このグラフで、予測式が実測値に合わないように見えるという意見を受けたが、マージンを上乗せすることで安全側に管理しているということである。

(中川委員長)

- ・照射量の問題もあるのだろうが、このグラフを見ると、第1回、第2回、第5回、第6回は、予測式に概ね合っているようにも思える。加速試験については怪しいので、予測する場合、ちょっと考え直す必要があるということだろう。

(岩崎委員)

- ・資料No.1の12ページにベント弁シート部の傷という事象がある。これは毎回の定期検査で発生するのか。減肉に関しては、使っていけば減っていくと思うが、毎定検でどれくらいの数が発生するのか。

(日本原電：山下室長)

- ・当該弁の弁座のシート部は、ステライトというコバルトを多く含んだ硬い材料で肉盛りされている。今回、耐震裕度向上工事の中で当該弁を閉めて耐圧試験を行う必要があり、その前段階で発見されたものである。現在、原因調査を行っているところであり、傷が

こういった理由で発生したのかは特定できていない。また、経年的に発生するものなのかについても、まだ評価出来ていない。

- ・この部位は、定期検査で毎回見ているものではなく、初めて点検したものである。

(岩崎委員)

- ・これが壊れると大きな被害がでるのか。

(日本原電：山下室長)

- ・当該弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成している弁であるが、これくらいの傷であれば、漏えいは大した量にはならない。また、当該弁の下流側には閉止キャップが付いているので（漏えいしないと考えられ）、現実的にはあまり問題にならない。

(岩崎委員)

- ・美浜3号機の事故以降、未点検部位は計画を前倒しするなどして、全部点検しようとしていると思うが、この弁のようにまだ点検していない箇所はあるのか。

(日本原電：山下室長)

- ・主系統の大きな弁は計画的に点検しているが、小口径の弁については全てを点検できているわけではない。

(木村委員)

- ・中央制御室非常用換気空調系ダクトの腐食は、先般、発生したもんじゅの屋外排気ダクトの腐食事象と同じように塩害によるものと考えられるのか。

(日本原電：山下室長)

- ・中央制御室非常用換気空調系ダクトは、外気を取り入れているが、このダクトが敷設してある部屋の冷房により、取り入れた外気に含まれる湿分が結露し、その水が構造上溜まり易い部分に溜まったことにより腐食したものである。従って、外気には塩分が含まれているが、塩害だけではなく管理面の問題であった。

(木村委員)

- ・敦賀発電所は、もんじゅよりは、塩害が少ないかもしれないが、海から近いこともあり、特に外回りの換気・排気系ダクトの塩害による経年劣化については、特に注意する必要があると思う。これらについては、既に対応されているのか。

(日本原電：山下室長)

- ・屋外にあるタンクは、塩害対策としてステンレス製であっても、塗装する等の措置を講

じている。

- ・高経年化評価でも、屋外タンクの基礎ボルトの腐食、またはコンクリート構造物の中性化といった観点でも評価を行っている。
- ・屋外換気系ダクトについては、一部保全対象から抜けていたので、今後注視していく。

(木村委員)

- ・津波の引き波対策として海水貯水堰を設けるとのことであるが、格納容器冷却系海水ポンプによる炉心の崩壊熱除去時間はどれくらい確保されるのか。

(原安課：岩永参事)

- ・概ね 20～30 分（後程、「10 分程度」に訂正。）である。波であるので引き波と押し波の繰り返しである。1～2 時間というオーダーではない。引き波の時間だけ貯水するという考えである。

(木村委員)

- ・日本海側と太平洋側とでは地形が違うので、波も違うのではないか。

(原安課：岩永参事)

- ・（津波の周期については、）モデルを用いて計算している。

(中川委員長)

- ・日本原電から、敦賀発電所 1 号機の 40 年目の高経年化技術評価について説明を受けた。
- ・午後からは、ただ今説明のあった評価対象箇所について、発電所の現場を確認する。
- ・本件については、現在、国の審議が行われているところであり、審議が纏まり次第、国からも説明を受け、本委員会でも審議していくこととしたい。
- ・日本原電においては、自プラント、他プラントで発生したトラブルから経年劣化事象を分析するとともに新知見を積極的に取り入れ、必要に応じて適宜、長期保守管理方針に反映していただきたい。

午前の部 以上

## 1) 敦賀発電所1号機の高経年化技術評価について (午後の部)

原子炉建屋、タービン建屋内の高経年化技術評価対象箇所を確認

### <質疑応答>

(木村委員)

- ・耐震関係の工事が色々行われていることを確認した。それに関連するが、柏崎刈羽発電所での変圧器火災は、変圧器(とケーブルダクト橋脚)の基礎が違って、ケーブルが引っ張られ断線して発生したが、敦賀発電所ではこうした対策はとられているのか。
- ・また、柏崎刈羽発電所では、水が入った円筒タンクで基礎ボルトの破損や下部の座屈が見られたが、これらに対して、似たような手当をしている箇所はあるか。

(日本原電：山下室長)

- ・中越沖地震対応としては、国のワーキンググループで議論がされている。
- ・変圧器での火災を早く検知するために、監視カメラを設置したり、防火用の水源を確保するため1, 2号機それぞれに防火用水槽を新たに設置する等の対応を行っている最中である。

(木村委員)

- ・電気系統で基礎が違うところも手当をされているのか。

(日本原電：山下室長)

- ・基礎については、設備重要度から考えると耐震性は求められていないものも実力的に評価をして大丈夫なようにしている。ほとんどの部分は、タービン建屋の基礎に繋がって載っている(ので問題無いと考えられる)。そうでないものは、実力を評価して対策している。

(木村委員)

- ・柏崎刈羽原子力発電所では、貯水槽や非常用ディーゼル発電機の燃料タンクも被害にあったが、これについてはどうか。

(日本原電：山下室長)

- ・タンクの補強はまだ終わっていないが、計画はしている。

(山本(章)委員)

- ・実際に現場を見て、非常に大変な作業を行っていると感じた。
- ・敦賀1号は古いプラントであり、スペース的に広いとはいえない中で作業されているが、

足場をしっかりと組んでかなり大規模な改修をされている印象を受けた。その副作用として、正常な部分に不具合が出る事無きように何か対策をしていることがあれば教えていただきたい。

(日本原電：山下室長)

- ・現場で見ていただいたように、至る所に足場が組んである状況である。比較的大きな工事を行う場合でもあれだけの足場を組むことはまずない。今回、ケーブルトレイの耐震裕度を向上させるために、約 1,500 箇所を追加で補強している。工事に伴い、大勢の方が入られることから、設備を守る観点から重要な計器のラックがある場所は、保安上重要なエリアと定め、物品の仮置きを禁止する等の決まりを設けている。
- ・また、最近、柏崎刈羽発電所で火災が多発したこともあり、防火のための専任者を指名し、決められたルールに基づきキチンと現場が管理されていることをチェックする等の管理を特別に行っている。

(中川委員長)

- ・耐震のための補強工事はいつまで掛かるのか。

(日本原電：山下室長)

- ・格納容器冷却海水系配管の耐震工事を行っているが、この工事を定期検査のクリティカル工程としており、8月中旬までには終わる予定である。ただし、耐震裕度向上工事が今回の定期検査で全て終わるわけではなく、使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料貯蔵ラックは構造評価を実施しているところであり、今定期検査が終わってもいくつかのものについては引き続き実施することになる。

(中川委員長)

- ・耐震裕度向上工事が実施されていない状態で、耐震安全性の評価をされていると思うが、敦賀1号の場合、基準地震動を650ガルからこの3月に800ガルに見直されている。800ガルに対する耐震安全性は、今の耐震裕度向上工事を考慮すると満足するものなのか。考慮しなくても満足するのか。

(日本原電：山下室長)

- ・800ガルの基準地震動で建屋の床応答曲線を作って機械設備の解析を行う。現段階では、まだ800ガルでの解析は終わっていない。800ガルの解析は後になるので、裕度をどれだけ確保するかについては、例えば、通常、1割の裕度を確保する場合、今回の工事では3割の裕度を設けるなどして、裕度を多めに取ることとしている。

(原安課：櫻本課長)

- ・中川委員長の質問は、800 ガルによる評価は、耐震裕度向上工事の実施前の状態で行うのかどうかということである。

(日本原電：坂井副室長)

- ・現在の耐震裕度向上工事を完了した形で評価を行うこととなる。

(中川委員長)

- ・言葉通りの裕度向上ではないということか。

(日本原電：坂井副室長)

- ・正確に言うと、今の工事は 800 ガルに見直す前の地震動で評価した結果から推察しているが、そこに裕度を持たせることで 800 ガルでも問題ないことを確認している。

(中川委員長)

- ・800 ガルは絶対大丈夫で、それに上積みして裕度を確保しているというわけではないのか。

(日本原電：坂井副室長)

- ・800 ガルで計算した結果を基に、更に余裕を持たせて設計をしているのかという質問だと理解したが、我々が今行っている工事は、800 ガルが出る前の条件で設計しており、そこに余裕を持たせることによって 800 ガルになっても耐えられるとしている。

(中川委員長)

- ・基準地震動を 800 ガルに設定すると言うことは、800 ガルまでは十分に耐え得る設計になっており、それにプラスして裕度を持たせるために色々工事をしているということではないのか。
- ・650 ガルで設計したが、裕度向上工事を行い、裕度の中で 800 ガルになっても問題ないという考え方でよいのか。

(日本原電：坂井副室長)

- ・最終的に 800 ガルで評価するが、今はあくまでも裕度の中で問題ないということである。

(中川委員長)

- ・いずれは、800 ガルに十分耐え得るシステムになることは示すということか。
- ・我々が普通、裕度と言うときは、それ+ $\alpha$ の余裕分を裕度と言っている。裕度を増やすことで 800 ガルに持っていくということではないと思ったので確認した。

(木村委員)

- 1, 2号機の地震計は、地下の一番深いところとそれ以外と聞いているが、設置状況を教えて欲しい。
- 地震計に地震データが入った後に、新たな地震が起きてもデータが上書きされないようになっているのか。地震計は非常用の電源を確保しているのか。また、800ガルの地震波が実際に来た場合にもちゃんと計れるのか。

(日本原電：山下室長)

- 地震計については、建屋の最下層とその上のレベルにも幾つか設置している。
- データ書き込みについては、保存容量が少ない地震計は容量を増やす対策を実施済みである。更に信頼性を上げるということで、他の対策も検討しており、他プラントで起きたようなことが起こらないようにしている。

(木村委員)

- そのデータを書き込む計算機も耐震設計がされているということか。

(日本原電：山下室長)

- そういうことである。

(中川委員長)

- 現場では、ケーブルのところを見せてもらった。30年、40年と経ってきて、交換できるところは新しいケーブルに交換していると思うが、我々が見ることのできない中性子照射が強い箇所の交換は行われているのか。有機物は特に照射損傷が激しいと思う。

(日本原電：森下副長)

- 基本的にケーブルは、負荷側の機器更新に併せて交換している。30年目、或いは今回の40年目の評価については、難燃PNというエチレンプロピレン系の有機物でも寿命評価上は、50年以上を満足できる。また、絶縁抵抗測定も行ってきており、現在異常は認められない。ただし、国のプロジェクトという位置付けもあり、安全基盤研究の成果も含めて交換できるものは今後、順次実施していく。ただし、今まで交換した中で、異常の認められたものはない。

(中川委員長)

- 照射条件下でそれだけの年数大丈夫であるということは、敦賀1号機での経験上言えることか。

(日本原電：森下副長)

- ・格納容器内に関しては、国の指導もあり、ケーブルを対象に環境調査を1サイクル行っている。今回評価したのも温度と放射線を評価して、0.5グレイ/時という値を用いても、当初メーカーで製作した型式試験的なものとも遜色ないことが確認されている。

(中川委員長)

- ・それは、ここで測定したのか。他ではできないと思うが。

(日本原電：森下副長)

- ・その通り。

(中川委員長)

- ・今考えている交換を行えば、ケーブルに関してはまだかなりの期間大丈夫だと実証されていると考えてよいか。

(日本原電：森下副長)

- ・国プロジェクトの結果は、来年、再来年と言うオーダーになると思われるが、その結果も考慮して実施すべきことは積極的に行う。

(中川委員長)

- ・今日は、高経年化技術評価について午前中の委員会で議論したが、あれだけの資料を短い時間で細かく見るのは難しいので、概要は理解出来たつもりではあるが、細かいところを見られて、委員の方から意見等があれば県の方に連絡していただければと思う。
- ・我々が一番興味を持っているのは、原子炉格納容器内のことで、特に原子炉容器内のことであるが、この部分が高経年化に対して大丈夫だという技術的な確信を得たいと考える。その辺りで本当に問題点がないのか、真剣に見て行きたい。
- ・基本的には、事業者の報告書を見ながらその辺の判断を出来ればよいと思う。

午後の部 以上