

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合

第595回

平成30年7月3日（火）

原子力規制委員会

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合

第595回 議事録

1. 日時

平成30年7月3日（火） 13：30～16：52

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

山中 伸介 原子力規制委員会 委員

原子力規制庁

櫻田 道夫 原子力規制技監
山田 知穂 原子力規制部長
山形 浩史 緊急事態対策監
小野 祐二 安全規制管理官(実用炉審査担当)
寒川 琢実 安全規制調整官
川崎 憲二 安全管理調査官
名倉 繁樹 安全管理調査官
江寄 順一 企画調査官
義崎 健 管理官補佐
吉村 直樹 上席安全審査官
植木 孝 主任安全審査官
千明 一生 主任安全審査官
津金 秀樹 主任安全審査官
正岡 秀章 主任安全審査官
片野 孝幸 安全審査官
日南川 裕一 安全審査官
御器谷 俊之 安全審査官

寺野 印成 安全審査専門職
関根 将史 技術研究調査官
竹内 洋一郎 技術参与
堀野 和志 技術参与
山浦 良久 技術参与

日本原子力発電株式会社

和智 信隆 取締役副社長
石坂 善弘 常務執行役員
山本 祥司 発電管理室 調査役
川里 健 開発計画室 室長代理
竹内 公人 発電管理室 副室長
山本 昌宏 発電管理室 副室長
菊地 利喜郎 開発計画室 副室長
前田 博司 開発計画室 部長
澤田 義明 東海第二発電所 次長
松本 深 東海第二発電所 保守室副室長
室井 勇二 発電管理室 設備耐震グループマネージャー
林田 貴一 発電管理室 機械設備グループマネージャー
島田 太郎 発電管理室 炉心・燃料サイクルグループマネージャー
中山 晶夫 開発計画室 建築グループマネージャー
森 幸仁 開発計画室 土木耐震グループマネージャー
北村 秀隆 発電管理室 プラント管理グループ課長
和山 朗丈 発電管理室 設備耐震グループ副長
上屋 浩一 発電管理室 設備耐震グループ副長
中西 繁之 発電管理室 技術・安全グループ副長
川崎 亨 発電管理室 火災防護対策グループ副長
油布 哲 発電管理室 機械設備グループ主任
徳丸 真之介 発電管理室 機械設備グループ主任
白木 啓介 東海第二発電所 保守室主任

関西電力株式会社

水田 仁	原子力事業本部	副事業本部長		
堀内 知英	原子力事業本部	原子燃料部門	原子燃料部長	
小野岡 博明	原子力事業本部	原子燃料部門	燃料技術グループ	チーフマネジャー
山本 賢	原子力事業本部	原子燃料部門	燃料技術グループ	マネジャー
西内 嗣浩	原子力事業本部	原子燃料部門	燃料技術グループ	
山地 宣介	原子力事業本部	原子燃料部門	原燃品質・安全グループ	マネジャー
石崎 浩治	原子力事業本部	原子力発電部門	燃料保全グループ	マネジャー
林 靖峰	原子力事業本部	原子力安全部門	安全技術グループ	リーダー
横田 貢一	大飯発電所	原子燃料課	原子燃料係長	
都筑 豊	東京支社	技術グループ	マネジャー	

4. 議題

- (1) 日本原子力発電（株）東海第二発電所の工事計画の審査について
- (2) 関西電力（株）大飯発電所1号炉及び2号炉の使用済燃料の処分の方法の変更に係る設置変更許可申請について
- (3) その他

5. 配付資料

資料1-1	東海第二発電所	工事計画認可申請に係る論点整理について（コメント回答）
資料1-2	補足説明（東海第二発電所	工事計画認可申請に係る論点整理について）
資料2-1	大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請（1号炉及び2号炉	使用済燃料の処分の方法の変更）について
資料2-2	大飯発電所の発電用原子炉の設置変更（1号炉及び2号炉	使用済燃料の処分の方法の変更）に係る原子炉等規制法第43条の3の6第1項第1号（平和目的）基準への適合について

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、ただいまから原子力発電所の新規制基準適合性に係

る審査会合、第595回会合を開催します。

本日の議題は、議題1、日本原子力発電株式会社東海第二発電所の工事計画の審査について、議題2、関西電力株式会社大飯発電所1号炉及び2号炉の使用済燃料の処分の方法の変更に係る設置変更許可申請についてです。本日はプラント関係の審査なので、私が出席いたします。

議事に入ります。

それでは、説明を始めてください。

○日本原子力発電（松本） 日本原子力発電の松本でございます。

では、早速ですけれども、東海第二発電所の工事計画認可申請に係る論点整理につきまして御説明させていただきます。

まず、資料ですけれども、本日、資料1-1としましてパワーポイントの資料、こちらを中心に御説明させていただきたいと思っております。もう一つが、補足説明資料としまして資料1-2ということで御準備させていただいております。こちらのほうは、適宜、御確認いただければと思います。

では、早速ですけれども、資料1のほうで御説明を始めさせていただきます。

まず、冒頭にですけれども、通常、東海第二発電所の工事計画認可の審査会合におきましては、論点の御説明以外に説明工程のほうも御説明させていただいておりますけれども、先週、説明工程につきましてちょっと御説明させていただいた関係で、現在、精査中でございますので、本日の説明からは省かせていただいております。それにつきましては、また別途、御説明させていただければというふうに思います。

では、資料1-1のほうを1枚めくっていただきまして、本日の御説明につきましては、こちらの表に書いてあります論点のうち、右側の審査会合の7月3日回答分の丸がついている部分になります。

まず、本日の進め方ですけれども、本日は11件の御説明がございますので、最初のところで論点の1、6、7をまず御説明させていただいて、一度、質疑、それから9、10、11をまた一区切りとさせていただきまして、最後に15、17、19、20、22と、あと最後に試験工程がついておりますので、それで一区切りとさせていただきたいと思っております。

では、早速ですけれども、説明のほうを始めたいと思っております。

○日本原子力発電（和山） 日本原子力発電の和山と申します。よろしくお願ひいたします。

それでは、論点1の御説明を差し上げたいと思います。ページは5ページ目になります。論点の1、鋼製防護壁の止水壁の地震時における追従性でございます。こちらは、第578回の審査会合を5月31日に実施しておりまして、その際に実証試験の結果の挙動や、あとは工事計画認可への反映事項について御指摘等をいただいておりますので、そちらについて回答を差し上げたいというふうに考えております。

コメントは、全部で四つほどございます。一つ目が、実証試験の結果におけます長周期のうねりの成分が出ておりますので、そちらを合理的に説明できる根拠を示すということで、そちらについては、各設備ごとの評価をいたしまして振動台のピッチングの影響であるということ特定しましたので、その旨、御説明を差し上げます。

二つ目についてですが、二つ目は、実機の解析の工認への適用を踏まえまして解析のモデル等の信頼性を示すことということでございます。それにつきましては、実証試験の結果と解析の結果によく一致した結果が得られましたので、それについても御説明差し上げたいということで考えております。

三つ目と四つ目につきましては、解析にフィードバックする事項とか実証試験と解析の違いとか、あとはモデルの差とか、そういったものを今後の工事計画認可申請のほうに反映できるものがあるかということで御指摘いただいておりますので、その件につきましても今回、御説明を差し上げたいということで考えております。

6ページ目になります。こちらに、実証試験の概要ということで、以前、お示しした概要がございます。図1、右側のほうに実証試験の装置がございます。こちらがX方向が6m、Y方向が4mの振動台でございまして、Y方向は最大で3G、XとZについては1Gの振動台でございまして、こちらにつきまして、実証試験をいたしました。その結果が左の下にございまして図5のような、こういう波形が得られまして、うねりの成分が3方向同時にしますと見られるという状況がございました。これが実証試験の結果でございます。

次に、7ページ目になりますが、こちらのほうからコメントの回答を差し上げたいと思います。先ほどの波形を少し時間軸を長めにしますと、図2の右上のほうに、こういうピンク色の約5秒程度の、0.2Hz程度のうねりが確認できることがわかっております。その下にございまして三次元動的な解析がございまして、そちらのほうを見ますと、そういううねりの成分が出ていないということがまず前提にございまして、こちらにつきまして、振動試験の装置とか、あとは入力波、そういったものにつきまして、各設備ごとに、まず事実関係を調べております。

ここから御説明します(1)～(8)につきましては、その事実関係を表したものでございますので、随時説明していきたいと思っております。

(1)番につきましては、入力波による影響を見ております。こちらは、実際、振動試験に用いました実証試験の入力波につきまして、卓越振動数を見ております。その際、Y方向の周波数につきましては、図3のほうに周波数の分析がございますが、1.09、1.22、5.77ということで三つの成分が確認できております。うねりの先ほど周波数が0.2のところには、そういうピークが立っていないというような状況がまず確認できました。

続きまして、8ページ目でございますが、今度は浮き基礎の影響によるものでございます。こちらは、浮き基礎といいますのは振動台の周りがございます固定されている基礎の部分でございます、こちらの固有周期につきまして確認しております。そうしますと、1.1Hzという事実がわかりました。

続きまして、3番目が試験装置の影響ということで、今度は試験装置の卓越周波数を確認しております。こちらは、右側のほうに止水機構等がございますので海側のほうを着目いたしますと、図5のほうの右の表がございますが、海側は1.09、1.21、5.77というような三つの成分が確認できたというものでございます。

続きまして、(4)番になりますが、振動台のうねりの分析ということで御説明します。こちらは、図6のほうに赤い時刻歴と青い時刻歴の波形がございますが、こちらは何を表しているかといいますと、振動台の長方形のものがピッチングといたしまして回転方向に変化します。変位が与えられます。そうしますと、青い部分のところは、この図6の下のほうに絵がございますが、こういう回転方向の変位を表した時刻歴がブルーの部分でございます、赤い部分の時刻歴の波形は、振動台の真ん中の部分、この②と書いてあるような部分、X軸のほうが縦に動くということで、縦に上がりながら回転変位が入っているというような分析が得られたということでございます。

そちらを周波数分析にかけますと図7のようになりまして、まず回転の変位につきましては0.2Hz、中央の部分につきましては0.21と1.09と5.77というような三つのピークが確認できました。こちらが振動台のうねりの分析でございます。

続きまして、9ページ目になります。こちらも事実関係でございますが、(5)番といたしまして止水板の固有値の解析でございます。こちらの解析をかけまして、止水板の固有値は10.55ということで確認したものでございます。

ここまでが設備の評価と実施した結果でございます、6番につきましては、最終的に

は最後の(8)、表の2のほうに今までの1~5の部分はまとめた表がございますが、(6)につきましては止水板の鉛直の変位におけるピッチングの影響ということで、実際の鉛直変位がどの程度の周波数のスペクトルに現れているかというものを分析にかけたのがこの(6)でございます、図9のような周波数が、分析が得られました。一つが0.2Hzと1.1Hzと5.7Hzというものでございます。

もう一つ、振動台の要因ということで(7)に記載してございますが、こちらは実際、振動台の構成といいますか、誤差が実際はございまして、実際、振動台の定期検査等をやるときに、横揺れに対しまして打ち消すような要素を常に入れまして制御していくということで、本来であれば少し回転変位は入らないんですけれども、通常、800ガルから1,000ガル程度でチューニングされていたものが、今回は3,000ガルということで、3G程度の振動台の最大の能力を限界値まで使っているということもございまして、ちょっと、そこで、そういう制御のソフトウェアに対しまして、十分な振動の制御ができなかったというものも実際はございました。

以上を踏まえまして、(8)ということで、周波数の先ほどの1~5まで分析した内容を表したものが表2でございます。黄色い部分が各部分の固有値を表しておりまして、例えば、(1)の入力波でございましたら1.09、1.22、5.77という成分がございますが、1.09につきましては浮き基礎の成分が入ってきていると。あと、1.22と5.77は入力波によるものということで見ていただければと思います。そうしますと、止水板は10.55ということになりますが、振動台の0.20というところだけ、一つだけですね、特異な部分が出ているという状況がございます。こちらが、振動台によるピッチングの影響ということで特定できたというものでございます。

そうしますと、右下のほうに実際の生波形が上でございますが、こちらの成分をとるために、図10を見ていただきたいんですけれども、先ほどの0.2Hzの部分が振動台のうねりの部分でございますので、0.3以下のフィルタリングをかけまして実際の時刻歴波形をチューニングいたしますと、その下でございますよううねりのない時刻歴波形が得られたということでございます。

こちらにつきまして、最終的なまとめといたしまして(9)番になりますけれども、振動台のピッチングの影響ということになりますけれども、こちらは、今回、長周期の成分と短周期の成分が混在した試験となっております。ただ、振動台のピッチングの影響というのが0.2Hzというところと止水板の固有値は10.55ということで、共振領域にまざらないとい

うことから、止水板の挙動に影響を与えることはなかったというふうに考えております。

これが一つ目の御回答でございます。

続きまして、10ページ目でございますが、二つ目のコメントでございます。こちらは解析モデルの信頼性を示すことということになりますが、回答でございます。(1)番といたしまして、こちらは、先ほど、実際の入力波に対しましてフィルタリングをかけたというようなことを実施しましたが、今度は実際の解析モデルのほうに回転変位を与えまして、それで実証試験のデータと違いがないかと、うねりの成分が同じように出るかということと比較したものでございます。

モデルのほうは図2のほうの左のほうにございますが、これは実際の、本来、解析で使っているものは1分の1スケールで4mのものを使っているんですけども、これは8分割した50cmのモデルでございまして、これで、ちょっと長時間、うねりの成分が出るのかということと比べてものでございます。

その結果が図1でございまして、図1の上が実際の実証試験の結果でございます。その下にございますのが実機のモデルの解析の結果でございまして、非常に一致した結果が得られたなど、うねりに関してはですね、そういうことが言えます。

もう一つ、こういう浮き上がりとか、そういったものにつきましては、時間帯が多少異なっていたりという部分が出てきたというものでございます。こちらにつきましては、先ほどモデルを8分割したというふうに申し上げましたが、やはり構造上の違いとか1分の1スケールというものと少し違いがあるのではないかなということ、この浮き上がりについては少し大きく出ているのではないかなということが考えられます。そちらの浮き上がりを表にしたのが図2の右側でございますが、1.88程度ということで、最大でも2mm弱の浮き上がりにおさまっているというものでございます。

続きまして、(2)番でございますが、ここからモデルの信頼性を向上させるという意味で、実際のモデルを製作する上で、止水板とガイド間の寸法というのが、実際、図面の寸法が今は3mmということで、実際の供試体の寸法は3~4mmということで、モデルの寸法と約1mm程度違うということがございます。実際、製作になりますと、そういう誤差等が出てきますので、そういったものを模擬して解析を回してみようということを実施しております。

その結果が11ページ目でございます。こちらのグラフが二つございまして、見方といたしましては、色のついている実線、こちらが解析の結果になります。点線の黒が実際の実

証試験のデータということで、赤い、例えば、上のほうですと赤の線に対しまして黒い点線というような見方になります。下のほうについては、紫の実線等について、あとは黒い点線というような見方になります。そうしますと、よく一致した結果が得られているということで、あとは止水板の挙動とか、そういったものに対しても非常によく一致しているというような結果が得られました。

それで、浮き上がりの結果については、その下の表になりますけれども、最大で0.25mmということで、非常に浮き上がりについてもよい結果が得られたということで、モデルの信頼性が向上した結果が得られたというものでございます。

こちらが二つ目のコメントの回答になります。

続きまして、12ページ目になります。コメントの3と4でございます。こちらは、解析にフィードバックする項目とか、あと工事認可申請書に反映するような項目はないかという御指摘をいただいております、その回答でございますが、こちらにつきましては、今までの解析のモデル等の信頼性が、先ほどの項目等によりまして、かなり信頼性が高いものが得られたということがまず一つございます。

今後、実機の構造設計につきましては、静的な荷重による強度計算、要は、右の図1のほうになりますが、右側のほうの静的な強度計算をベースにいたしまして、左側が動的解析になりますが、そちらのほうで動的解析のほうも反映させた形で強度計算を評価していくということで考えているというようなものでございます。そうすることによりまして静的な解析結果と動的な解析結果がフィードバックをかけられるということができまして、精度が上がっていくというようなものを考えている次第でございます。

あと、浮き上がり等につきましては、先ほど0.25mmとか、そういう数字の誤差等がございしますが、多少大きくなる可能性はございます。そちらにつきましては、右の図2のほうにございますが、1次止水機構の後ろにシートジョイントをつけました2次止水機構というのがございますので、そちらで多少の浮き上がりについて、リークしたものについては、そちらで受けられるということで、敷地内には浸出しないということで考えております。

具体的には①～③ということで、まずモデルの信頼性の向上を図っていくということで、先ほどは原則3mmのモデルでやったものを4mmということで、ばらつき等も考慮して4mmのモデルも比較して応力に反映していくということと、あと衝突の部材に与える影響の評価、こちらの実証試験を見ていただいたんですけれども、多少がたがたというような音もございしますので、そういった衝突の部材に与える影響等も評価していくということで考えてい

くというものでございます。

あとは、三つ目といたしまして、実証試験の結果と動的解析の結果の報告についてきちんとまとめていきまして、応力調査等につきまして評価していくというものでございます。これらにつきましては、強度計算等の中身に反映していくということで考えているということでございます。

以上が論点1の御回答になります。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

それでは、論点6ということで13ページをお願いいたします。

解析用液状化強度特性の代表性、網羅性ということで、本論点の経緯ですけれども、現在、有効応力解析で用いています解析用の液状化強度特性につきましては、現地で液状化試験を行ってございます。現地の資料を用いて行ってございます。これについて御指摘をいただいております、コメントの1に記載がございすけれども、液状化強度試験データの信頼性（代表性、網羅性）の確認が必要であるということでございます。これについては、設置許可段階で追加の液状化強度試験も実施しておりますので、それも合わせて御説明したいと思います。

それと二つ目ですけれども、施設ごとの液状化の影響検討、どういう施設に対して、どういった強度特性を用いているかということで、右側にフローがございす。これ、そのまま真っすぐ青色のほうに向かうフローにつきましては、①に書いてございす液状化強度試験から設定しました液状化強度特性、それと②で書いてありますけれども、敷地には存在しておりませんが、豊浦標準砂という液状化しやすい液状化強度特性を用いまして、あわせて構造物への影響を評価するというようにしてございす。

それと、右側のフローで緑色のほうに向かうものですが、施設の直下で液状化強度試験をやっているものにつきましては、その信頼性を確認した上で、そのものを使っていくということで、そこで適用しているものにつきましては豊浦標準砂は使用しないということでフローが流れてございす。

次に、14ページでございす。まず、試験の結果、液状化強度特性の代表性、網羅性ということで回答したいと思います。

まず、敷地の液状化検討対象層につきましては7層ございまして、右側のマップにございすけれども、緑色のものが設置許可段階で示していた試験でございす。赤色の四角ですけれども、これが追加で行ったものでございす。この七つのうち一つだけ御紹介い

たしますけれども、15ページでございます。左上にマップがございますけれども、敷地に赤い丸の白抜きのがございますけれども、ここで標準貫入試験、あるいは物理試験をやってございます。真ん中の縦に並んだ三つのグラフですけれども、標準貫入試験から得られたN値、あるいは物理試験から得られた細粒分含有率、こういったものをパラメータにしまして、道路橋示方書に示されています液状化強度比を求めます式に換算すると、どのような液状化強度比が得られるかというものでございます。

これに対して、緑色と赤色で示したものが液状化強度試験のための試料採取をした位置でございます。これでいきますと、敷地全体からしまして、こういった緑色とか赤色の試験をした試料のところは液状化強度比が非常に小さく出るだろうということで、こういったところで採取しているということで、代表性といいますか、適切に試料を採取しているということを示したものでございます。

実際、試験をしてみた結果が左下のグラフにございますけれども、赤い三角が追加で液状化試験をした結果でございます。当初設定していた緑色の線に対しまして、多少大きく出てございます。それで、当初、設置許可段階で示しています液状化強度特性としては青い四角の濃い青い線でございます、これよりも大きく出たということで、そのまま、この青いものを使っていけば保守的な評価になるだろうというふうに考えます。

それと、水色の一番下にある線ですけれども、これが豊浦標準砂の液状化強度特性でございますので、これを下回らないこともあわせて確認したということでございます。

次に、16ページでございますが、7層分のものを合わせてプロットしたものでございます。この7層につきまして、同様に、これまでの解析で設定していた液状化強度特性を下回らない結果が出てございまして、それと、豊浦標準砂についても、これを下回らないという結果が出てございます。したがって、設置許可段階で示してきましたFLIPの解析用の液状化強度特性につきましては、代表性、網羅性を確認したということでございます。

○日本原子力発電（中山） 日本原電の中山です。

建物・構築物の杭基礎の液状化影響検討について、御回答申し上げます。

今回、中ほどの表に書いております四つの建屋を、三つのグループで書いておりますけれども、こちらについて、杭構造の建屋があるということで対応しております。表の右側に地盤改良の有無ということで示しておりますが、主排気筒、それから非常用ガス処理系の配管支持架構につきましては、久米層までの全層をセメント固化改良することとしております。また、2番目の緊急時対策所建屋につきましては、セメント固化、それから薬液

注入による地盤改良をすることとしております。これらにつきましては、周辺の地盤がまだ液状化検討層として残ることから、液状化の影響検討をすることとしております。

それから、3点目の使用済燃料乾式貯蔵建屋につきましては、個別の評価対象ということで、下のフローのほうに書いておりますが、まず左側、du層、D2g-2層につきましては、個別の試験をやっておりませんので、豊浦標準砂に置きかえての検討となります。それから、右側のAg2層とD2g-3層につきましては、この位置で液状化強度検討をしておりますので、その物性を用いて影響検討を行うということとしております。

続きまして、18ページで試験位置の代表性について御説明いたします。

まず、Ag2層でございますが、左側の図が建屋平面にボーリング位置をプロットしたものでございます。液状化強度の試料採取につきましては、建屋の真ん中辺りのF孔のところで試料採取しております。

こちらの代表性を示すに当たりまして、近接しております事前確認ボーリング、PB-1という孔がございますが、こちらの物性で説明させていただきます。こちらの青印で書いていますPB-1ですけれども、こちらの液状化強度特性、右のグラフ三つ目、一番右のグラフですけれども、青印で書いているPB-1の液状化強度比が、その周辺のボーリング孔の赤印のものよりも小さいという傾向を確認しておりますので、こちらにてF孔の代表性を確認したということとしております。

続きまして、19ページです。D2g-3層ですけれども、こちらにつきましても、建屋平面の中で緑色の立坑nというところで試料採取を行っております。こちらにつきましては、同じぐらいの距離のところに幾つかのプロットがございますが、代表して説明できるのがc孔というふうに考えております。

こちらのc孔につきましては、n孔と同様に粒度試験をしておりますので、その結果を示しておりますのが左下の粒径加積曲線になります。黒線が敷地全体の粒径加積曲線を幾つか並べておるものの中で、緑線のn孔、それから青線のc孔、こちらが同様の傾向にあるということ。それから、右側のグラフの真ん中のところ、細粒分含有率で緑の丸、青の丸、どちらも10%以下ということで、液状化への影響も同じ程度であるというふうに考えましてc孔を代表としております。一番右側のグラフでいきますと、c孔につきましても、近傍の赤いプロットよりも小さいということから、代表性があるというふうに考えました。

続きまして、20ページをお願いします。今度は液状化強度特性の信頼性ですけれども、先ほど、御説明した敷地全体の原地盤の液状化強度特性に対しまして、改めて液状化強度

特性の試験結果を見ましたところ、左側のAg2層、 -1σ 相当で設定したFLIPの値に対して、現地での強度特性が下回っているものが2点ほどございます。こちらにつきましては、その右側のグラフ、真ん中のグラフで、下限を包絡するような値を再設定しまして信頼性を確保することとしております。

右側のD2g-3層につきましては、最初に設定したもので下限が包絡されておりますので、これをこのまま使うことといたしました。

続きまして、21ページと22ページで解析の概要になりますけれども、21ページがモデル図等を示しております。それから、22ページに解析手法を示しておりますが、こちらは土木構造物と同じ手法を採用しております。

それから、最後に評価結果が23ページでございます。杭の健全性評価の結果としまして、右側の表に軸力、曲率、せん断力の3項目について示しております。いずれも真ん中ほどに書いております発生値が一番下の許容限界に対して下回るということを確認しております。これで杭の健全性が確認できたということと考えております。

論点6につきましては、以上です。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

それでは、論点7に移りたいと思います。鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価でございます。本論点の経緯につきましては、直接定着式アンカーボルトで津波防護施設へ適用するということにあたりまして説明をいたしました。それで、以下のコメント三つをいただいております。

まず、一つ目ですけれども、直接定着式のアンカーボルトの鋼製防護壁への適用の確認ということでございます。このアンカーボルトにつきましては、既往の道路の工事等で適用実績はございますけれども、こういった津波防護施設のような水平力が大きい、こういった構造物に適用は初めてであるということで、その適用性の確認ということでございます。それと、接合部の設計方法の妥当性の確認です。それと、三つ目ですけれども、その他の確認事項としてございますけれども、設計荷重を超える荷重に対して十分な靱性を有する構造であることを確認するというところでございます。この三つにつきましては、三次元解析、COM3というものを使って検証していくというものでございます。

まず、24ページの右下にございますけれども、図がございまして、鋼製防護壁の南側のものをモデル化しまして、右下にありますような荷重を用いて設計を行ってございます。津波荷重につきましては、T.P. 24m津波というものを使ってございまして、それと余震を重

置させるといふ最も大きな荷重を用いて行ってございます。

それで、25ページでございます。まず、コメントの1としまして、直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用を確認するというところでございます。モデル化の図がございませけれども、1番～48番までアンカーボルトが48本ございます。これをモデル化して、アンカーボルトの曲げ等について評価結果をお示しします。

まず、下にグラフがございませけれども、これがアンカーボルトの曲げ軸応力ということで、点線が許容限界でございます。これに対して、12番という場所のボルトが一番マックスになりますけれども、これが許容限界以下であることを確認したというものでございます。

それと、右にありますけれども、これは引き抜き力、付着応力を見たものでございまして、これも許容限界に対して十分下回っているということを確認してございます。

それと、26ページでございますけれども、同じアンカーボルトでコーンせん断の照査をしたものでございます。これについても、許容限界以下であることを確認してございます。

以上より、コメントの1としまして、アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性を確認したということをお示ししました。

それと、27ページでございます。コメントの2番目といたしまして、接合部の設計方法の妥当性を確認することということでございます。このアンカーボルト接合部の設計につきましては、鉛直の引き抜き力に対してはアンカーボルトが受け持つという設計をしてございます。それと、水平力、あるいは水平トルクによるせん断力に対しては、頂版鉄筋コンクリートと中詰め鉄筋コンクリートで力を持たすという、そういった設計をしてございます。いずれも弾性範囲内の設計を行うということで、この評価項目を示させていただいています。

これに対して、設計の三次元解析の結果が28ページに示したものでございます。表の最大発生応力度、あるいは照査値、2段になってございませけれども、上の段が三次元解析の結果でございます。下で括弧書きで書いてありますのが、当初の基準を用いて設計したものでございます。いずれも判定については照査値1以下であるということで、許容限界以下であるということを確認いたしました。

以上より、接合部の設計方法の妥当性について確認したということをお示ししました。

それと、29ページでございます。コメントの3番目でございます。設計荷重を超える荷重に対して、十分な靱性を有する構造であることを確認することということでございます。

設計荷重を超える荷重としましては、設計荷重の1.5倍の荷重を仮定して行ってございます。右側でございますけれども、これが、赤色が左側の絵にありますように頂版部の下端と上端、青いところが頂版部の上端と中詰め上端部の変位と荷重の関係を示したものでございます。設計荷重の1倍を超えるところから少しグラフが寝ているような状態になってございますけれども、ここは一部、塑性域に入っているということでございます。1.5倍の荷重を仮定した場合においても、耐火性能を保持しているという構造であるということを確認できたかなということで考えてございます。

ただ、今後、その詳細ですね、荷重の伝達ですとか三次元の挙動について整理していきまして、非線形領域の靱性についても考察していこうというふうに考えてございます。

論点7については、以上でございます。

○山中委員 それでは、論点7までについて質疑に入りたいと思います。

質問、コメント、ございますか。

○千明審査官 原子力規制庁の千明です。

論点1の鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性について、3点ほど質問いたします。

まず、パワーポイントの8ページをお願いします。ここに(4)で振動台のうねりについて分析をされていますが、X軸に対する上下の傾き、ピッチングの影響によるものと、ここでは分析をされておりますが、Y軸周りの傾き、ローリングの影響については、どのように考察されているのかというのが1点目の質問であります。

2点目が、パワーポイントの9ページをお願いします。こちらは(7)で振動台の要因ということで記載がございまして、こちらで振動台の特性を確認する試験については、今回の実証試験の加振レベルでは実施していなかったということでしょうか。これは事実確認です。というのが2点目です。

3点目の質問が、すみません、パワーポイントの12ページをお願いします。12ページのところの一番下のところに、12ページに書いてある記載の内容については計算書に反映するというふうにございまして、2次止水機構、シートジョイントについても計算書に含まれるのかということで、その確認です。

以上、3点の御回答のほうをお願いいたします。

○日本原子力発電（和山） 日本原子力発電の和山です。

まず、一つ目の御質問で、8ページ目のY軸方向のローリングにつきましては、こちらの、

今、実証試験で与えております入力波につきまして、7ページ目の表の1にございます。この波をX、YとZということで与えておりました、X方向等につきましては0.72と14.48ということで、ほぼほぼと言いますか、先ほどの2Hzのところと相当する部分の変位とか、そういったものについては全てフィルタリングをかけて分析できているというふうに考えております。

ただ、もちろん、このような形でY軸方向についてはまだちょっと分析が進んでおりませんので、その辺につきましては、再度、分析した結果は御報告したいなというふうに思っています。

もう二つ目ですが、特性試験のここですね、振動台の要因のところでございますが、ここは今年の2月に一度、こういう定期検査等はしてございまして、そこで800ガル～1,000ガル程度のチューニングをしたという事実がございます。その際に、振動台の限界まで見ていなかったということもございます。というのが二つ目の回答になります。

三つ目が12ページ目の2次止水機構になりますが、こちらについては、計算書のところではシートジョイントの接合部等につきましては評価していきたいということで考えております。それは、鋼製防護壁の変位等にあわせまして評価していくというような内容になるかなということで考えております。

以上です。

○千明審査官 原子力規制庁の千明です。

質問の1点目のローリングの影響については、今後、考察した内容を資料のほうに記載して確認をしていきたいというふうに考えております。

また、振動台特性の確認試験については、事実関係、そのような形で確認しました。わかりました。

3点目の2次止水機構についても、こちらは計算書に含まれるということで理解をいたしました。

私のほうからは、以上です。

○山中委員 そのほか、質問はございますか。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

今の指摘の中の1点目で、Y軸周りのローリングについては会合のほうで報告するという理解でよろしいでしょうかということと、あと、三つ目の質問に関連して資料の12ページのところで、これは今、2次止水機構に対して計算書で提示するんですかという質問をし

た趣旨なんですけれども、12ページの回答欄の下線が引いてある三つ目のパラグラフのなお書きのところなんですけれども、ここで解析結果をわずかに上回るということが記載してあって、浮き上がりが大きくなる可能性について示唆していて、しかしながらとして、止水機構には2次止水機構を設ける設計であると、敷地内には浸水しないとしているんですけども、ちょっとこの論理が少し飛躍していませんか。これについて、ちょっと丁寧に説明してもらえますか。

○日本原子力発電（和山） 日本原電の和山です。

一つ目の御質問につきましては、ローリングの影響につきましては、先ほどY方向成分のほうだけ御説明差し上げましたが、今後、工事計画認可等の段階で、先ほどの12ページの図1のほうのフローがございますが、この三次元解析等を実施していく中で御説明差し上げられたらということで考えております。それが一つ目です。

二つ目につきましては、2次止水機構の浮き上がりに対する考え方でございますが、現状、1次止水機構の止水板がはね上がるといいますか、浮き上がった場合、そういったときに浸水等が考えられます。そういったものにつきましては、2次止水機構側のほうで浸水は受け持つということで考えております。今、止水機構の止水板1枚、2m程度なんですけれども、その部分が仮になくなった状態でもシートジョイントのほうで受けられるということも審査の段階で評価しております。そういったことからシートジョイントのほうで1次止水機構のわずかな漏えいは受け持ちたいなということで考えております。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

まず、一つ目の指摘なんですけど、ローリングの影響がどれぐらいなのかということについては、その程度問題だと思いますので、これについては、どれぐらいのローリングの影響程度が出ているかということについては、少なくとも会合で1回説明をしてください。

それから、あと、先ほどの12ページのほうの論理が飛躍しているのではないかということについては、別の聞き方をします。ちゃんと、こちらの意図した答えが返ってきていないので、別の聞き方をしますけれども、今、評価しているのは地震時に対しての浮き上がりですよね。地震時に対しての浮き上がり量と浸水量評価による浸水時の津波時の浮き上がりとは、違うものですよね。それについては、いかがですか。

○日本原子力発電（和山） 先ほどの12ページ目になりますが、この浮き上がりについては、確かに地震時の浮き上がりでございます。それについて浸水量評価をしていくというやり方が、まず一つかなというふうに考えております。実際は、その後に来ます津波の

ときに止水機構はシールがききますので、そのときにつきましては水密ゴムの漏えい試験というような流れになっていくと思います。そちらにつきましては、水密ゴムの試験等は据えつけ時、使用前検査等におきまして確認をしていくと。検査の段階で漏えい量は見ていくというようなことで考えております。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

今、12ページのほうで説明があった件については、地震時の浮き上がり量なんだけれども、これを津波時の浮き上がり量、すき間が発生する場合は、すき間と捉えて、これについて評価をしますと。止水機構のほうの設計については、水圧がかかった状態、これは水が入ってこないように、なるべくするんだけれども、2次止水機構のほうの設計条件、強度設計条件としては水が満たされた状態で強度が確保できることを確認するという一方で、やはり二重に止水機構を設けて、それぞれでちゃんと役割を果たすということは強度計算で確認をしますという趣旨ですね。そのように理解しましたが、よろしいでしょうか。

○日本原子力発電（和山） 日本原電、和山です。

承知しました。そのとおりでございます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○江寄調査官 規制庁の江寄です。

私からは、論点6のD2g-3層、そして、使用済燃料乾式貯蔵建屋で整理していることに関して質問したいと思っています。その質問に入る前に、質問の経緯がわかるようにということでちょっと説明いたしますけれども、まず19ページをお開きください。19ページを開くと、D2g-3層、使用済燃料乾式貯蔵建屋の周辺地盤のN値と液状化強度比RLが整理されています。このデータが赤いプロットで示されています。

一方、敷地全体というのが参考資料として104ページに出されています。こちらも見てくださいと、同じようにN値とRL、これが整理されておりますが、実は、まず104ページで使用済燃料建屋、この周辺のものというのは、緑の四角、これが設置許可時に申請されたときのプロットです。データですね。このデータ数と、いわゆる104ページのデータ数と、RLの、19ページのRLを見ますと、数が違うというのが1点です。

それはなぜかということと、それと、104ページのRLには、もしかすると、数が少ないので、19ページで言っている先ほど説明があった周辺建屋のN値をとったボーリングデータであるb孔とかBV1孔、そして4までのシリーズ、これのデータが104ページには含まれていないのかなと感じたんですけれども。

そうしたことで質問なんですけれども、19ページと104ページ、いわゆるDC建屋の周辺と、あと敷地全体のN値、RLの整理の仕方が違うのではないかなと感じておりますが、整理の仕方の違いは何かということの説明していただきたいということです。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

まず、104ページの参考6というところのD2g-3層の整理の仕方ですけれども、赤色の追加調査と緑色のこれまで使ってきた調査とありますけれども、18ページは緑色のところを示してございまして、それについては、一番近傍、近接する孔を選んでございます。例えば、18ページでいいますと、ああ、すみません、19ページですね、19ページでいいますと、このn孔の周辺の最も近接するということで、c孔とBV1、BV1もほぼ同じような距離ですので、こういったものを二つ使ってございます。これに対して、今回、19ページで整理しておりますのは、その周辺にあるものは全て、信頼性という観点で、含めて整理をしたものでございます。

それと、二つ目に18ページでいうaですとかd、あるいはPBとございますけれども、こちらについては、Ag2層はございますけれどもD2g-3層は出現していないということで、出現していない孔については図化していないということでございます。

以上です。

○江寄調査官 規制庁の江寄です。

今の説明では、数は少ないんだけど整合はとれているということでよかったでしょうか。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

このPB-2と、今回、PB-4と、あるいはbといったものも含めると、多少ばらつきは出てございます。ただ、データ的に見てみますと、敷地全体の平均値、液状化強度比から見ても小さいところに出ているかな、多少、同等以下であるかなというふうに考えてございます。

○江寄調査官 規制庁の江寄です。

今の御回答の話で、ほぼ大体、内容はわかりました。敷地全体で整理したのに関しては、最終的には豊浦標準砂で強制的に液状化を起こすということで検討されていますし、そういうことで特に影響はないんだということで理解しました。

続いて、19ページに関して、また確認したいんですが、いわゆるn孔とc孔というのがありまして、n孔で液状化試験のサンプリングをして、ただし、ここでは同時に標準貫入試

験はできませんのでc孔で行っているという解釈をしています。それに当たって、ちょっと離れた位置にはなっているんですが、それが左下の粒径加積曲線、これで、ほぼ近いもので同じ物性ではないかといったことが説明されているんですが、その根拠がこれのみに限られているというのが1点。

それと、もう一個、全体的にいうと、代表性ということ、n孔でとられた液状化強度が全体を、この周辺の地盤を代表しているということに関して見ると、まずRLというのがかなりばらつきが大きいのではないかなというのが2点目です。そうしたことで、これはどういった状況かといったことを確認しようと思いますと、やっぱり粒径加積曲線も、青とブルーに関しては書いてあるんですが、b孔とか、ほかのデータに関しては一切ないので、どういった状況でこういうことが起きているのかもちょっと不明な点です。

それと、RLがばらついているのはN値がばらついているからというのは見えるわけですが、そうしたときに、各ボーリング孔のN値の深度方向の分布、こういったものもわからないので、何が、どこで、どういう形が起きているのかがわからない。こういったことがありまして、ここで一応コメントさせていただきたいんですけれども、いわゆる、まだ代表性としての根拠がデータとして十分に示されていないんじゃないかなと私は考えています。そういうことで、D2g-3層の試験位置の代表性について、土質柱状図等を含めた各ボーリングデータを用いて総合的に代表性を補足していただきたいと考えていますが、いかがでしょうか。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

まず、粒径加積曲線、左下の青と緑で示されてございますけれども、赤のポイントについては試験を実施していないということで、今、ここにあるものだけをカラーで表示してございます。

それと、RLのばらつきというところで、ばらつきは認められますけれども、この中で粒径加積曲線を比較した緑と青の地点、ここの青のものを、ここでは緑と青が非常に地層の深度も全く同じで粒径加積曲線も同じということで、ほぼ似ているということで、この青をプロットしているのが一番右のグラフで、ちょっと見にくいですがけれども、青の位置でプロットしてございます。なので、こういったばらつきはございますけれども、こういう保守的な液状化強度比が算定されるであろうという場所を選んでいるという意味では、適切な場所かなというふうに考えてございます。

ただ、御指摘いただきました土質柱状図等をお見せしていくということは拝承というこ

とで、今後、御説明させていただきます。

○江寄調査官 規制庁の江寄です。

N値のデータを各ボーリング孔ごとに示していただいて、どのような分布状態でここは代表性を説明するのか。ほかに補足するような土質データがあるのであれば、試験データですね、物理試験もあると思うんですけども、そういったものも含めて総合的に説明していただきたいということは可能でしょうか。

○日本原子力発電（森） N値等、土質データもございますので、総合的に御説明したいと思います。

○江寄調査官 規制庁の江寄です。

了解しました。私からは以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

どうぞ。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

論点6の液状化影響検討について、1点、お尋ねをいたします。13ページに液状化影響検討の組み合わせの設定フローが示されております。その中の①として、敷地全体の原地盤の液状化強度特性に基づく有効応力の変化を考慮した影響検討を行い、その結果、個別の施設設置位置における液状化強度特性が①の液状化強度特性よりも大きいことが確認できない場合は、最も厳しい解析ケースにて豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的な液状化を仮定した影響検討を行うとしております。

そこで、17ページの表にあります2の緊急時対策所建屋及び3の使用済燃料乾式貯蔵建屋につきましては、設定フローを踏まえまして、強制的な液状化を仮定した液状化影響検討を行い、計算書を提出するという理解でよろしいでしょうか。

以上です。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

今、計算書というのは申請書の添付書類でというお尋ねかと思えますけれども、そちらにつきましては、すみません、ちょっとまだ整理していないところではありますが、そこら辺も含めて整理して御説明させていただきます。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

設定フローでは、液状化強度試験で液状化が否定できない施設については、強制的に液状化を仮定して影響検討を行うということにしております。そのようなことから計算書の

提出は必須というように考えておりますので、検討方、よろしくお願ひいたします。

以上です。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

承知いたしました。

○千明審査官 原子力規制庁の千明です。

論点7の鋼製防護壁の接合部の評価について、確認します。資料は、通しページの29ページをお願いします。回答のところ、最後に、今後は当該解析結果による荷重の伝達メカニズムや三次元挙動について整理するとともに、非線形領域の靱性について考察するとあります。

前のページ、28ページに設計荷重に対する三次元解析に基づく照査値というのが掲載してありまして、その中で、頂版鉄筋コンクリートのコンクリート応力の照査値が0.85であったり鉄筋応力0.93という、照査値の余裕が少ないということも、そういったことも踏まえて、設計荷重を超える荷重における接合部の靱性について、三次元解析の非線形領域の状態変化、そういったものを示すなどして今後の会合において説明をお願いしたいと思いますが、いかがでしょうか。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

今、1.5倍の荷重まで作用させた結果が出てきておりますので、それを合わせまして荷重の伝達のメカニズム等も含めて御説明していきたいと思ひます。

○千明審査官 規制庁の千明です。

了解しました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○正岡審査官 規制庁の正岡です。

ちょっと戻って申し訳ないんですけど、論点1の12ページ目で確認なんですけど、12ページ目の下のほうに②というので衝突の部材に与える影響評価というのがあるんですけど、これは、まず事実確認として、3mmと4mmのモデルを検討して、その動的解析から衝撃荷重を求めると、そういう理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（和山） 日本原電の和山です。

②番のところにつきましては、今、考えているのが、三次元の動的解析をしまして衝撃荷重を求めます。ただ、その数字をそのまま静的に当てはめると、強度評価上、適切ではないので、一度、衝突の角度とかを求めまして、それで、その部材に対します応力

を、どの程度、変形に値するのかわかるようなものを算出しまして評価していこうかなと
いうことで、今、考えております。

○正岡審査官 そのときのすき間は、基本3mmで、4mmを検討するという事なのか。ちょ
っと気になっているのは、今回は別に3mm、4mmと、試験体と寸法がそうでしたということ
なんですけど、実際に実機レベルって別に3mm、4mmを工認上、縛っているわけもないので、
この辺をどう管理していくのか。おっしゃるとおり、全体の荷重に対して、許容値に対し
てすごいっちゃければ、別に数mm単位をぎりぎりする必要もなく、ちょっと、その辺
のオーダー的な感覚がよくわからなくて。その辺の、どのぐらいの感度があるのかという
のも含めて、ちょっと御説明をお願いします。

○日本原子力発電（和山） 日本原電、和山です。

モデルにつきましては、3mmのほうを原則評価といたしまして解析を進めていきます。
さらに、ばらつき等を考慮しまして、4mmモデルのほうも照らし合わせた形で発生応力の
要は大きいほうをとっていくとか、そういったことは考えていかなきゃいけないなという
ことで、今、考えています。

○正岡審査官 規制庁の正岡です。

そのときに、実機上、実際、ものをつくった後に4mmというのをきちんと管理するつも
りは、そういうつもりなのか。たまたま4mmというのは今回の試験体の話だけの話である
と思っていまして、その4mmをきちんと管理するというのか、それとも3mmと4mmの違いを
見て、こんな程度なので、若干、公差としては、このぐらい見込んでいても大丈夫なんで
す。どういう説明になるのでしょうか。

○日本原子力発電（和山） 日本原電、和山です。

製作公差につきましては、今、マックス4mm、3mmから4mmの間で製作していこうという
ことで今は考えておりますが、今後、製作の公差等、さらに精度を上げるために、4mm以
上になるかもしれませんが、そのときには、また、その都度、モデルは見ていかなきゃい
けないかなとは思いますが、4mmをターゲットに今は考えています。

○正岡審査官 規制庁の正岡です。

了解しました。4mmを規制上、担保するというのであれば、そういう縛り方もあると思
うので。配管とかでも、普通、大体、JIS材でも、JIS管でも10%とかが多い材料とかあっ
て、その4mmを本当に、こういう何10mのものを管理するというのが現実的なのかどうかと
いうのも含めて、計算書としてどれをどう縛るのかというのは、よく検討していただけれ

ばと思います。

○日本原子力発電（和山） 日本原電、和山です。

承知しました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいですか。

最初の項目の鋼製防護壁の止水機構の話と、それから液状化の話、それから鋼製防護壁の接合部の評価の話、幾つかコメントが出たかと思うんですけども、御検討いただけるという御回答だったので、よろしくお願ひします。

私も、最後の正岡のコメントのところ、ちょっと気になりました。実際、公差がプラスマイナス1で考えるのか、実際、どうされるのかなという。モデルの信頼性のところでこういうことが出てきたので、どのような考え方で進められるのかなというのはちょっと気になりました。ちょっと御検討いただければなというふうに思います。

そのほか、いかがでしょう。よろしいですか。よろしいですか。

それでは、引き続き、次の項目の説明をお願いします。

○日本原子力発電（中山） 日本原電の中山です。

資料30ページをお願いいたします。論点9の原子炉建屋基礎盤の耐震評価でございます。

本論点の経緯としましては、さきの審査会合におきまして、原子炉棟の基礎をSクラスの設備とみなした上で、終局耐力として荒川mean式による終局強度の適用性、それから応力平均化の適用性について、安全余裕の示し方、説明方針として御説明いたしました。そのときのコメントとしましては、今回の工認、それから東海第二の建設時、それから、ほかのサイトも含めて、Sクラスの建屋の基礎の設計クライテリア、こちらを再整理することといたしております。

本日の説明としましては、大きく2点でございます。耐震重要度分類の整理、それから許容限界の設定ということで、三つ目のポツで書いておりますが、検討の結果、東海第二では、原子炉建屋の基礎盤、原子炉棟の基礎と付属棟の基礎についてはSクラスの設備の間接支持構造物として整理するということと、新規制基準の考え方、JEAG4601を参考にしまして終局耐力を適用することといたしました。

それから、2点目としまして、荒川mean式による終局強度を適用することの妥当性として、各種検討を定量的に行いまして妥当性を確認しております。

以降、詳細を御説明します。

まず、31ページをお願いします。耐震重要度分類の考え方でございます。

一つ目の丸、東海第二発電所の建設時の考え方でございますが、こちらにつきましては建屋ごとに耐震重要度分類を設定することを原則としておりまして、原子炉建屋も建屋全体をAクラスというふうに分類してございました。それに対しまして、現行の規制基準におきましては、施設を構成する設備をJEAG4601の規定を参考にして主要設備等に区分して、設備の区分ごとに耐震重要度分類を適用することとなっております。

また、間接支持構造物、それから波及的影響を考える設備につきましては、耐震重要度分類を設定しないこととなっております。

下の図にありますものが、JEAG4601に示しております原子炉建屋の基礎、それから二次格納施設の機能要求でございまして、基礎につきまして、右側の表で機能を整理しております。格納容器の底部については、耐漏洩と支持機能、その他については、支持機能のみがあるということで、こちらの要求機能からしますと、底部コンクリートマットはSクラス、それから原子炉棟、付属棟の基礎につきましては間接支持という整理になるというふうに考えております。

続きまして、32ページ、各サイトの重要度分類の整理でございます。

まず、大間1号につきましては、平成18年プラントでございますけれども、原子炉格納容器底部がまずSクラスとしてありまして、それとの連続性を考慮して、周辺の基礎につきましてもSクラス設計をするということで、Ss地震時、それからSd地震時に対しての設計を行われております。

それから、続きまして、玄海3/4号、大飯3/4号、こちら、新規制基準のプラントでございますけれども、こちらも格納容器底部をSクラス、その周辺は間接支持構造物として整理されております。

以上を踏まえて、東海第二も同様の整理としておりまして、ただ、二つ目のポツのところですが、建設時にAクラスであったということを踏まえますと、当時、設計用地震力に対して弾性設計をしておりますので、今回の申請におきましても、Sd地震時の弾性設計の評価を行うということと考えております。これにより、大間の1号の評価とも整合するような内容になるかと考えております。

なお、設置許可申請におきましては、原子炉建屋を間接支持構造物として申請しておりまして、原子炉棟基礎、それから付属棟基礎はその一部となりますので、こちらの間接支持構造物として申請しているということで、今回の公認の整理とも整合するものと考えております。

続きまして、33ページをお願いします。今度はクライテリアの整理でございます。

Sクラスの間接支持構造物の許容限界としまして、JEAG4601の規定、それから既往の研究等において試験・解析等により妥当性が確認されたものを参考に設定することとされておりまして、各種基・規準類の終局せん断強度式につきましては、表に記載のとおりでございます。

一方、先ほど示しました他サイトの許容限界の実績としましては、CCV規格、あるいはRC-N基準、いろいろな適用規格を使われてはおりますが、最終的に、実質的には全てRC-N基準の短期許容応力度を適用されているということを確認しました。

それから、三つ目の丸ですけれども、ほかの建屋の許容限界としましては、東海第二の使用済燃料乾式貯蔵建屋、こちらにつきましては、修正荒川mean式を適用した実績がございます。

そこで、東海第二の原子炉建屋基礎盤の許容限界としましては、荒川mean式が、この修正荒川mean式よりも保守的なものであって、しかもAsクラスの貯蔵容器の間接支持として適用実績があるということ踏まえまして、荒川mean式による終局強度を適用することとしております。ただし、ほかの建屋では、短期を採用されているということも含めまして、今回、裕度の確認をすることとしております。

また、ドライキャスク建屋との違いとしましては、一番下のポツですけれども、主要設備である原子炉棟の壁と、基礎盤が同じ鉄筋コンクリート構造として一体になっているということ踏まえまして、安全機能への影響についても検討しております。

続きまして、34ページをお願いします。今回検討しました裕度をイメージで表したものでございます。まず最初に、左端が荒川mean式、真ん中のところがメーンのところになりますけれども、荒川mean式の部材実験から考慮できる裕度ということで、②としまして、基礎スラブの実験から検討した裕度、それから③としまして、軸力を考慮した場合の裕度ということで、あわせて18%程度の裕度というふうに考えております。右側のほうにつきましては、通常、設計上考慮しないような、さらなる裕度としまして、人工岩盤による応力低減、それからコンクリート実強度を考慮した場合の裕度ということで整理しております。

めくっていただきまして、35ページが荒川mean式による終局強度です。左側の図に示しますように、基礎盤については、地震荷重で図のような分布荷重、地盤反力分布が作用します。こういう分布荷重を受けるはりというものを、右側の図の中でカラーでプロットし

ておりまして、こちらについては、今の荒川式でほぼ下限が抑えられています。M/Qd、横軸が1、あるいは2ぐらいのところ、黄色いプロットが幾つか下限を下回っているところがありますけれども、こちらにつきましては、右上のほうに示しておりますように、スパン全体の分布荷重ではなく、中央に寄せたような、集中荷重に近い状態の分布荷重として与えていますので、こちらについては除外して考えるということとしております。

続きまして、36ページが基礎スラブの実験についてですけれども、これと荒川mean式を比較しまして、各種のパラメータを実機の状態と当てはめまして、それぞれの裕度を積み上げて計算した結果、8%程度の余裕があるものと考えております。

続きまして、37ページですけれども、こちらについては軸力の考慮ということで、軸力の考慮したものが、修正荒川mean式となりまして、赤枠の中で一つ、項が増えているものがございます。こちらにつきまして、応力が厳しいところで影響を見たところ、真ん中下の表になりますけれども、9%程度の耐力の増大が見込まれるというふうに整理しております。

それから、38ページにつきましては、さらなる余裕としまして、④人工岩盤の応力低減による効果としております。こちらにつきましては、人工岩盤なしの場合とありの場合の作用応力の差としまして、35%程度の低減が見込まれるというふうに確認しております。

なお、この人工岩盤を考慮した場合の面外せん断力でいきますと、先行プラント同様にRC-N規準の短期許容応力度以下になることを確認しております。

それから、39ページは、実強度、コンクリートの実強度を考慮した場合の裕度としまして、基礎盤で採取しましたコンクリートの強度 38.0N/mm^2 に対して、ばらつきを考慮して、 29.1N/mm^2 を設定しました。設計基準強度 22.1N/mm^2 に対して、この増大を見込んだ結果としましては、概ね1割程度の耐力増加が見込めるというふうに確認しております。

以上が裕度の整理でございます。

続きまして、40ページが、基礎盤の損傷モードと原子炉棟の壁の安全機能への影響として整理しております。

下の壁と基礎スラブのひび割れの図でイメージを示しておりますが、ひび割れの方向に着目して整理しております。壁に平行に走るひび割れは、壁にひび割れを起こさないののであまり問題がないと。一方、右側に示すような、壁に直行するひび割れは、壁のほうに進展する可能性があるので、こういうひび割れは、機能に影響を与える可能性が高いというふうに考えまして、それぞれ、壁の方向とその応力を確認いたしました。

次のページをめくっていただきますと、右側のほうの二つが、面外せん断力、それで、下のほうが検定比のコンターになります。赤枠で囲ってありますb、それからaのところ、数字が壁に直行方向のひび割れを与えそうな検定比を表してありまして、検定比として、0.2から0.3ぐらいということで、特に問題ない値になってございます。

それから、42ページ、応力平均化でございます。前回も幾つか御説明しましたけれども、今回、表の中で、せん断破壊面の設定、材軸45°方向のエビデンスとして文献を参照しております。RC-N基準、RC基準に説明されている45°、あるいはそれと同等の角度でもってせん断破壊面を設定して、応力平均化を考慮することとしております。

今回は内部ボックス壁の出隅の部分で、検定比1を超える要素がございましたので、そこに対して応力平均化を行っております。基礎盤厚5m入れるところを、1要素分3.3mで平均化した結果、許容値以内におさまるということを確認しました。

それから、続きまして、43ページですけれども、今回ちょっとお示ししていますコンターが、前回の審査会合の御説明のときとちょっと変わっております。こちらにつきまして、地震荷重のほうを、前回まではある程度ばらつきを、裕度を見込んだ地震荷重の設定をしておりましたところを、今回精査した結果として、確定値として見直したものでございます。見直し後につきましては、やや検定値が小さくなっていると、余裕のある結果になるということを確認いたしております。

論点9につきましては以上です。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

論点10の地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響、このうちの①、観測記録の設備影響評価結果について御説明したいと思います。

まず、本論点の経緯でございますけれども、第572回審査会合におきまして、2011年東北地方太平洋沖地震に対する使用済燃料乾式貯蔵建屋と原子炉建屋のシミュレーション解析と観測記録との差異について考察を御説明させていただきました。また、使用済燃料乾式貯蔵建屋、あとはその容器並びに原子炉建屋の耐震性に影響がないことを御説明させていただいております。残る原子炉建屋内に設置されております機器につきまして、まだ御説明が終わっておりませんので、本日御説明させていただきます。

確認結果でございます。まず、評価事項でございますけれども、原子炉建屋の中には、図1に示す標高に地震計を設置しておりますけれども、2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録と、そのシミュレーション解析結果を比較いたしますと、EL.-4.0mを除く標高、こ

の一部の周期帯におきまして、観測記録がシミュレーション結果を上回ることでございまして、図中の青枠でくくった部分でございます。このため、観測記録とシミュレーション解析結果の差異が、すみません、続けさせていただきます。ここで原子炉建屋のシミュレーション条件でございますけれども、シミュレーション解析モデルは、原則、今回工認モデルを使用しております。また、地震観測記録とシミュレーション解析の床応答スペクトルの比較におきましては、観測記録との差異を確認するため、シミュレーション解析による床応答スペクトルは拡張してございません。また、設備の耐震計算において、設計用の床応答スペクトルに対しまして、1.5倍、あるいは1.0倍いたしました評価用床応答スペクトルを用いているということから、シミュレーション解析結果に基づくスペクトルにつきましても、同様の倍率をしたものを図示してございます。

おめくりください。45ページ目になります。

評価対象設備でございます。地震計が設置されました標高が、ここに記載の標高に限定されておりまして、観測系として全ての標高を網羅できていないということに鑑みまして、観測記録とシミュレーション解析結果に差が認められましたEL. 14.0m以上の標高に設置されている設備を対象といたしました。具体的には、床応答スペクトルを動的解析に適用している柔な設備を対象といたしまして、耐震のSクラス、新設のSA施設、あとは上位クラスに波及的影響を及ぼす設備につきまして網羅的に評価を実施いたしました。

評価の方法でございます。評価対象設備の固有周期を確認いたしまして、観測記録とシミュレーション解析結果の床応答スペクトルの応答比率（以降、「FRS応答比率」と申し上げますけれども）、これを踏まえた割り増しを考慮いたしましても、設備の裕度内に入ることを確認するということでございます。その結果、FRS応答比率が設備の耐震裕度を上回るような場合には、個別の詳細評価を行い、耐震性の評価を行います。

あとは、地震計が設置されていない標高に設置されました設備の評価につきましては、地震計が設置されました上下階の応答比率を用いることを原則としてございますが、EL. 46.5mの観測記録とシミュレーション結果の差異につきましては、第572回審査会合で御説明しましたとおり、東西のオペフロ面が外側にはらみ出すというような影響が見えますので、ここにおきましては、他の標高に設置されたものは適用しないということでございます。

最後でございますけれども、設備前の耐震計算に用いる設計床応答スペクトルに対する比率、これに応じましてシミュレーション解析による床応答スペクトルも同様の倍率、比率

を比較いたしまして、FRS応答比率を算出しているというものでございます。

おめぐりいただきまして、評価結果について御説明させていただきます。

表1を御覧ください。表1は、標高ごと、あるいは適用する減衰ごとに分類いたしまして、設備の耐震裕度とFRS応答比率を整理したものでございます。表中EL. 46. 5mに設置されております燃料取替機、それとEL. 20. 3mに設置されております窒素ガス代替注入配管以外の設備につきましては、設備の耐震裕度がFRS応答比率を上回っていることが確認できました。しかし、今申し上げました二つの設備につきましてはですけれども、耐震裕度に対しましてFRS応答比率が上回る結果となっているため、個別に詳細評価を行い、耐震性に影響はないかと確認いたしました。その結果について、次ページ以降で御説明差し上げたいと思います。

47ページ目を御覧ください。まず、燃料取替機の詳細評価結果でございます。表2を御覧いただきたいと思っております。この表には、燃料取替機の構成部材に対しまして、個別に耐震裕度とFRS応答比率を比較したものでございます。青いハッチングで示したものが対象でございます。燃料取替機の構造物フレーム、トロリ脱線防止ラグ、それと横行レールにおきまして、FRS応答比率が耐震裕度を上回っているということでございます。このため、これらの部位に対しまして詳細評価を行いました。

おめぐりください。まず、燃料取替機の構造物フレームの詳細評価でございます。こちらにおきます詳細評価におきましては、地震応答解析結果から得られる荷重に対しまして、FRS応答比率であります1. 69を乗じまして、当該荷重から発生応力を算出することにより行ってございます。結果を表3に示しておりますけれども、このフレームの地震応答につきましては、鉛直方向の荷重が支配的であるため、発生応力に占める水平応力の地震力はわずかであります。したがって、観測記録による影響を考慮いたしましても、発生応力の増加はわずかであって、許容値内におさまることを確認いたしました。このため、燃料取替機の構造フレームの耐震性に問題はないと、このように判断してございます。

続きまして、下(b)でございますけれども、トロリ脱線防止ラグと横行レールの詳細評価でございます。こちらの発生応力の算出に用いる荷重といたしましては、床応答スペクトルを用いた動的解析、これに加えまして、最大応答加速度を用いました静的解析から算出してございます。そして、算出荷重の大きいほうを適用しているということが前提でございます。

表4に結果を示してございますけれども、表の右側に書いてございます基準地震動 S_s に

よる動的解析により算出した荷重に対しまして、観測記録の影響を考慮した動的解析により算出した荷重が、若干ではございますが、大きくなっていることがおわかりいただけると思います。しかしながら、静的解析による最大応答加速度の中に包絡されるということから、当該機器の耐震性に問題はないと、このように判断してございます。

続きまして、49ページ目を御覧ください。こちらは、EL. 20.3mに設置されております窒素ガス代替注入配管の詳細結果になります。当該配管の詳細評価に当たりましては、配管系に発生する応力を、地震による応力と地震以外の応力に分けまして、さらに地震による応力につきましては、水平方向と鉛直方向地震による応力に分類いたしました。その上で、水平方向地震による応力にFRS応答比率である1.59倍を乗じまして、当該配管に発生する応力を評価したというものでございます。結果については、表5に示すとおりでございます。当該配管に発生する応力につきましては、同様に、鉛直方向地震による応力が支配的であるということから、発生応力自体の増加もわずかであって、許容値内におさまるという結果でございます。こういった結果から、窒素ガス代替注入配管の耐震性に影響はないと、このように判断してございます。

以上が、FRS応答比率が、耐震裕度を上回った設備の詳細評価結果になります。その他の設備につきましては、耐震裕度がFRS応答比率を上回っておりますので、耐震性に問題はありません。

以降のページにおきましては、個別評価につきましてつけてございますけども、今申し上げましたとおり、問題ないというふうに思っておりますので、本日は割愛させていただきたいと思っております。御説明は割愛させていただくんですけれども、一部資料の中に御紹介がございましたので、ちょっと、この場をかりて、修正の御連絡をさせていただければと思います。

56ページ目を御覧になっていただけますでしょうか。56ページ目、表6の7/8でございますけども、枠の下に、図2-14とタイトルが書いてございますが、こちら、20.5mという窓が、このページと次のページ、共通的に四つほどございますが、こちら、14.0mでございます。また、減衰につきましては、56ページ目の左側が0.5、右側が1.0、続きまして、57ページ目の左側が2.0、右が3.0でございます。上の表の標高と減衰が入るところ、タイトルが間違っております。申し訳ありませんでした。

①の説明は以上でございます。

○日本原子力発電（中山） 日本原電の中山です。

②の使用済燃料プールへの影響評価について御説明します。

前回の審査会合におきまして、右側のモード図のような変形が生じた場合の使用済燃料プールへの影響評価を追加することということで御指摘いただいております。

続きまして、59ページをお願いいたします。このような変形に対しまして、鉛直地震力によって、この変形でどういう応力が出るかということを検討いたしました。右下の図に描いておりますように、ウェル壁が左右に開くようなモードに対しましては、スリット下部の緑色、青色の要素のところそれぞれ、鉛直方向、水平方向の引張力が集中応力として作用するというふうに考えましたので、こちらについて、応力増分を耐震評価の結果に対して割増係数として考慮するということといたしました。

60ページをお願いいたします。3次元モデルを用いまして、この鉛直方向の入力に対してどのぐらい応力が出るかということを検討しまして、表3-1のほうにまとめております。UD方向入力による応力と、EW方向入力による応力、こちらを算定しまして、応答増幅率としまして、1対0.4の組み合わせ係数を考えまして、もとの水平位置方向に対して上下入力を入れたことによって、どのぐらい応答が上がるかということで、1割ぐらい応力が増すということを確認いたしました。

続きまして、61ページが評価結果でございます。表の真ん中のところに応力解析時の検定比と書いておりますものが、耐震計算書における燃料プールの評価結果の検定比でございます。このSd地震時、Ss地震時、それからSd地震+温度の状態に対しまして、先ほどの1割程度の割り増しを掛けた結果としまして、右側の3列に検定比を示してございまして、いずれも1以下におさまっているということで、上下方向の応答増幅を考慮しても問題がないということを確認いたしました。

論点10につきましては以上です。

○日本原子力発電（室井） 続きまして、論点11について御説明させていただきます。原電の室井でございます。

論点11、機器の動的機能維持評価でございます。このうち弁の高振動数領域におきます考慮ということでございます。

本論点の経緯でございますけれども、第572回審査会合におきまして、弁の動的機能維持評価に係る評価方針といたしまして、従来工認における0.05秒(20Hz)までの評価に代わまして、0.02秒(50Hz)まで考慮した評価を行い、さらに、高振動数領域で増幅がないことを0.01秒(100Hz)まで確認するというのを御説明させていただきました。また、主蒸気

系配管を例とした解析結果についても御説明させていただいております。

今回は、その他の弁を含めました動的機能維持の評価結果について御説明させていただきたいと思います。

確認結果でございます。まず、評価対象弁でございますけれども、工認の要目表に記載のある弁のうち、JEAGに基づきまして、動的機能維持が要求される弁、結果的に10系統全73弁になりますけれども、こちらにつきまして、高振動数における動的機能維持について評価を行いました。表2には、その対象弁を系統ごとに整理して示してございます。

評価の内容でございます。0.02秒(50Hz)まで考慮した弁の応答加速度をまず評価いたしまして、機能確認済加速度以下であることを確認するというものでございます。さらに、0.01秒(100Hz)まで考慮した加速度にて評価を行いまして、同様に、機能確認済加速度以下であることを確認するとともに、0.02秒(50Hz)まで考慮した応答加速度に対しまして、応答の増幅がないかということを確認するというものでございます。

今申し上げました確認の結果、10%を超えるような場合におきましては、さらなる高振動数領域までの解析を行いまして、10%以下であることを確認するというものでございます。また、あわせて、確認済加速度以下であることも確認するというものでございます。

おめぐりください。結果でございます。表3を御覧になっていただきたいんですけども、表3は、評価対象設備であります73弁の評価結果をまとめたものでございます。表の左側に書いてございますとおり、機能維持確認加速度に対する結果でございますが、全ての弁が機能維持加速度以下でありました。その横でございますけれども、0.01秒(100Hz)まで考慮したときの応答加速度でございますけれども、応答増幅がなかったものが59弁、応答増幅がありましたけれども10%以下であったものが14弁、10%を超える弁はなかったということでございます。そういったことから、今回の弁の動的機能維持の評価については問題ないと、このように判断してございます。

以降のページにつきまして、73弁の詳細結果を示しております。御覧になっていただけますでしょうか。全てについて御説明いたしません、見方だけ簡単に御紹介させていただければと思います。

左から、系統、弁番号、弁名称、弁型式をまず整理いたしまして、さらにその横には、考慮する地震力の方向、それと機能維持確認加速度等を整理してございます。そして、0.02秒(50Hz)と、0.01秒(100Hz)におけます評価加速度と、機能確認済加速度に対する裕度を記載してございます。また、50Hzから100Hzまでの評価におきまして、増加率を整理

してございます。評価の結果は、先ほど申し上げましたとおりでございます、全て10%以下となったということでございます。

なお、ここでハッチングがされてございますけども、このハッチングの色は、前のページのハッチングとあわせております。

説明は以上でございます。

○山中委員 説明のあった論点11までの質疑を行います。質問コメントはございますか。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

前回の会合時に、基礎盤でどれぐらいの詳細結果になるかという説明があつて、それと、今回、論点9の説明の最後のほうに説明があつた内容で、結果が少し変わりましたというところで、大分見た目は変わったように感じるんですけども。というのは、ページ数で行くと43ページになりますけれども、こちらの見直し前後で、特に見直し前において、矩形のボックス型の耐震壁の内側、円筒壁の間の部分が、検定比で1.1~1.2ぐらいの大きさになっているものが、1.0を切るぐらいになっていると。それで、大分楽になったのかなとは思うんですけども、これがどうしてなのかというところで、理由は基礎スラブ応力解析用の地震力を、余裕を見込んでいたものを計算書の設計条件が確定したので、そちらでやり直したらこうなりましたと言っているんですけども、この地震力の比較の見直し前後の大きさ比率とかそういったところを見ても、どうも2割ぐらい検定比が低減しているということの状況がちょっとわかりにくいんですけども。これ以外の条件も変えているんでしょうかという話と。

あと、地震が支配的だとしても、それ以外も寄与しているものが、荷重として変更したものがあつたのではないですかというところ。

2点の質問です。

○日本原子力発電（中山） 日本原電の中山です。

まず、地震荷重が減ったことによりまして、ちょっとまだ、定量的には確認していませんけど、浮き上がりの状況は多分変わっていると思いますので、その比例で、検定比が効いてくるものではないかとは思いますが。

ちょっと、その他の要因としましては、地震荷重以外の荷重の見直し等も、あまり地震には効かないとは思っておりますが、少し見直せるところもありますので、ちょっと、その辺りの影響も含めて確認させていただきます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

今の答えていただいた内容で、やはり浮き上がりの影響というものは非常に、これまでのケースもそうですけど、大きいということが考えられるのと、それから、あと、曲げが、いろんな荷重を見直すことによって、曲げが非常に、変化がマイルドになると、面外せん断も落ちるといふこともありますので、少しどういった荷重をどういふふうに変更して、そのうちどれが最も支配的な影響になっているのかというところを特定して、次回以降で構わないんですが、説明するようにしてください。まず、これが1点です。

○日本原子力発電（中山） 日本原電の中山です。

承知しました。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

次に、今のちょうど内容に関連するんですけども、資料34ページに、いろいろとさらなる余裕とか、設計で考慮していない余裕の要素を上げておりますけれども、この中で、要素としては③と④と⑤、基礎スラブの軸力、人工岩盤による応力低減、それからコンクリート実強度、これらは考慮していかどうかということはあるんですけども、これを考慮した場合は、実際の部材の状態としては、どのような状態になるかということは推定しているでしょうか。

○日本原子力発電（中山） 先ほど、この資料の中でいいますと、まず、38ページの中で④についてはちょっと記載をしておりますが、一番右下のコンター図でございます。RC-N基準で検定比のコンターを書いた場合、人工岩盤を考慮した場合は全て1以内におさまるということを確認しております。

あとは、③につきましては、37ページにちょっとダイレクトには書いていないんですけども、今一番厳しいところの検定比が真ん中の表の下側、465番で1.073と出ておりまして、こちらに対して修正荒川mean式を使うと1.096という比率で耐力は上がりますので、こちらについても1以内におさまると、③か④のいずれかを適用すればおさまるといふことになります。

それから、39ページですけれども、実強度のほうでございます。

エリアとしてはIのゾーンになりまして、ちょっとM/Qdによって増加率変わるんですけども、大体1割前後上がりますので、ほぼほぼ短期許容応力度内におさまるといふ形になるかと思えます。

以上です。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

この三つの要素は基本的に相関性があまりないので、これを重畳した場合は、重畳させてもし評価を仮に実施した場合は、明らかにその短期許容応力度以内におさまるという状態、これがもし実情に近いものであるとすると、実際はこれぐらいの状態に、しかも1カ所だけということになるということですね。

それで、もう1点だけ。今は38ページで説明が先ほどもありましたけれども、短期許容応力度以下となるといっているところなんですけれども、これは実際の許容応力度比率とどれぐらいに今はなっているのでしょうか。ここは今は終局で書いてあるんですよ。

○日本原子力発電（中山） 38ページの右下のコンターのカラーコンターは、RC-N基準での検定比として書いております。

一番色が高いところでいいますと、シェル壁の際のところですね、水色っぽくなっていますので、0.9を少し超えるぐらいの検定比になるかと思います。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

すみません、私がちょっと読み間違っていましたけれども、この加力方向に対して少し水色っぽくなっているところについては、これは領域としては格納容器底部の外側という理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（中山） 格納容器底部の外側になります。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

わかりました。ここに書いてあるのは、左側の検定比は、これが荒川mean式を適用した場合の検定比であって、これを人工岩盤による応力低減を考慮した場合は、右側のほうの面外せん断力に関しては、図中にあるようにRC-N基準による検定比ということですね。それで理解します。

○日本原子力発電（中山） そのとおりです。

○名倉調査官 すみません、私からは、とりあえず今は以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○竹内技術参与 規制庁、技術参与の竹内です。

私からは、右下の36ページ、7/14の面外せん断耐力の実験の解釈、裕度について1点確認させていただきます。

このページでは、基礎盤のせん断耐力に影響を及ぼすパラメータについて、独立に裕度を評価して、それらを掛け合わせて、全体としての裕度として評価しています。

ここで左上の図では、主筋量の影響を見えていますけれども、この図で見ると、主筋比の

低下によるせん断耐力の低下率は、実験のほうが荒川mean式よりも大きい。一方、その実験のパラメータ、実機の状態は、赤で塗られた実機の最小主筋比、これをちょっとカバーしていない部分がある。

また右下の図では、支持方式の影響として、実機は線荷重、線支持で、基本ケースの点荷重、線支持よりはせん断耐力が大きいと評価しています。

しかし、東海第二でせん断応力が最も厳しいとして、応力平均化の適用を考慮している、右下の42ページ、13/14、ここの左下の図を見ていただきますと、一番厳しい耐震壁のコーナー部は、線荷重というよりはむしろ点荷重に近い状態である。

そういうことで、実験結果から東海第二として裕度を定量的に評価するのであれば、その実験条件と実機条件、それから、盤の構造や応力、荷重、載荷条件など、その具体的なデータによる比較・考察、評価結果を示す必要があると思います。

ただ、もとの36ページに戻りまして、この原子炉建屋の基礎盤を模擬した実験の結果というのは、梁を対象とした荒川mean式の耐力を上回る。すなわち、基礎盤に対して荒川mean式は適用できる、東海第二に対しても定量的な評価は難しいけれども、同様に考えられるというふうに解釈するのが妥当なのかなと思います。いかがでしょうか。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

今御指摘いただきました36ページの支持方式ですね、今回が確かに内部ボックス壁のところ、出隅部のところですので、必ずしも2方向で載荷したところを線載荷と、壁側で支持するところがいかがかどうかというのは、ちょっと再検討をいたします。

その後は御指摘いただきましたとおり、裸の柱に対して実験したものを、この支持地盤に乗っかっている面材である基礎スラブに適用することについては、いずれにしても問題はないというふうに考えてございます。

以上です。

○竹内技術参与 お考え、了解いたしました。

あともう1点、42ページ、応力の平均化について確認させてください。

二つ目のポチで局所的な応力の集中、これによって設計上の許容値を超えたとしても、その2次元的な応力の再配分によって、その構造機能を失うような全体破壊は生じにくいというふうに、考え方が述べられておりまして、三つ目のポチでは、そういうことを考慮して応力平均化を行うとして、平均化応力は仮想梁の材軸方向で評価するとしています。

ここで、このページの左下の図に示された平均化対象要素の465について見ると、その

二つ目のポチでいうところの応力再配分の方角というのは、この図の中の薄い灰色の耐震壁に並行、あるいは、その耐震壁に沿う方向で考えるのが普通であります。

また、この中ほどにある概念図で示す杭のパンチングとか、あるいは、基礎スラブについてのせん断力の説明というのは、その断面の評価方法について示すもので、応力再配分について説明しているものではない。今この資料の中で、二つ目のポチと三つ目のポチとで、局所的な応力集中に対する構造健全性の確認に対する考え方と実施内容が整合していないと思われます。両者の整合性を確認、整理した上で再度説明していただきたい。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

まず、この二つ目のポツで書いています2次元的な応力再配分というのは、確かに前回の御説明のときの応力分布に対して考慮すべき状態、必須と考えていたものなんですけれども、今回の荷重見直しによって検定比が変わりましたので、結果としてはこの考え方は適用しなくても足りたという状況にあります。

逆に、材軸方向のところを特段記載しておりませんでしたので、そこについてもう少し関係を整理して資料構成を見直すようにしたいと思います。

○竹内技術参与 了解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

今の基礎盤の資料の33ページ、4/14のところなんですけど、一番下のところに、原子炉棟の壁と原子炉建屋基礎盤が構造として一体となっていることを踏まえてということで、壁の機能に及ぼす影響について検討しているんですけども、機器配管系、この円筒壁とインナーボックスの間、この領域はSクラスの機器配管系が設置されておりますので、そのSクラスの機器配管系に対しての影響については、いかがでしょうか。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

恐らく、ボルト支持しているような機器のことかと思えますけれども、そちらにつきましては、まだ今は整理中ではございますが、まずは今の評価の状態ですら短期許容応力度におさまっている部分、こちらについては問題ないのかなと思っておりまして、そこをはみ出る部分について、どういった機器があって、どういう支持があるか、その辺りについて、ちょっともう少し整理をしたいと考えてございます。

以上です。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

大体は理解できましたけれども、今、終局強度を使うと言っているんですけども、許容限界として。実際の設備への影響の観点では、今評価している条件の中で、許容値を仮に短期許容応力度と見た場合について、それについて状態を推定するということを織りまぜて影響を検討して、厳しいところに対しては、そこに設備が設置されているか否か、それから、設備が設置されているとしたら、どのようなひび割れの状態になっていて、アンカー等も含めた形で、設備への影響があるかないかという確認を今後するという理解をしましたけれども、それでよろしいですか。

○日本原子力発電（中山） それで結構です。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

あと、今回この今までの原子炉建屋の基礎盤の許容限界、間接支持構造物としての位置づけに対しての許容限界として、従来はRC-NもしくはCCV規格の準用を参照という形で短期許容応力度を使っていたと、面外については。これを今回、終局強度に変えるということに関しては、これは初めてのことなんですけれども、これに対して今ちょうどやっているような建屋とか設備への影響の検討を確認するという事は、これはセットになっている詳細設計の方針ではないかと思うんですけども、いかがですか。

○日本原子力発電（中山） すみません、ちょっともう一度お願いいたします。

○名倉調査官 ただ単に、許容限界を短期許容応力度から終局限界にしますということだけではなくて、終局限界というところに許容限界をもっていくためには、ここの部材の状態も確認した上で適用するということが必要ではないかと、その部材の状態というのは、構造的に一体になっている壁とか、それから、設置されている機器配管系の影響の観点でということで、そういうふうな趣旨で今は詳細設計の方針に該当しませんかという質問をしました。

○日本原子力発電（中山） ありがとうございます。

御指摘の趣旨は、要は今回新たな終局耐力を許容限界と置くに当たって、無条件に適用するものではなくて、何らかの条件づけがあると、その前提で使うということ、設計方針としてきちんとまとめておくということと理解しましたので、対応させていただきます。

○名倉調査官 わかりました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○吉村審査官 原子力規制庁の吉村です。

論点10、②の使用済燃料プールへの影響評価について質問します。

資料59ページに書かれているとおり、使用済燃料プールについては、ウェル壁が開く挙動について、鉛直地震力による応力増分をその割合を割増係数として評価するということですが、これ選ばれた評価部位、59ページの図3-3にある緑色ないしは青色でハッチングされている要素、これを選んだ、選択したその代表性を考慮して選んだと思えますけれども、その根拠について説明して下さい。

それから、もう一つは、検討に用いる入力地震動は、対象とする短周期成分を含む地震動としてSd-D1を選択していますけれども、このまた理由について説明して下さい。また、ほかに対象とする短周期成分を含んだ地震動もあるように思うんですけども、この地震動を選択した理由について、この2点についてお尋ねします。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

まず、要素の選定根拠でございますけれども、これは幾何学的にこの部分に応力集中が明らかに入るということで、まずはこれを選んでおりますが、今ちょっと追いかけて検討していますのが、これ全体の要素に対して、どのような応力分布になっているかというのを確認しておりますので、それについてはまた御説明させていただきます。

それから、地震動の選定根拠につきましては、御指摘のとおり、ほかに2波ほど、ちょうどこの0.1秒辺りの周期ですね、ピークをもってくるところがございまして、それもちょっとそこをベースでいいますと、このSd-D1の割増係数よりも1割ほど高くなるということまでは確認しております、それをさらに今回お示しした割増後の検定比に、さらに1割増しをしても問題はないということは確認しているんですけども、その辺りはきちんと資料にまとめて御説明させていただきます。

○吉村審査官 今回の検討結果については、次回以降、報告してください。

それから、今、御説明のあった解析というか、評価方法ですけれども、鉛直方向の入力に対して、その水平方向の引張力も、どのようにこの割合を設定したのか考え方をもう少し詳細に御説明ください。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

鉛直方向に対して、水平方向の引張力をどのように評価しているかということですが、こちらにつきましては、3次元モデルに鉛直地震力を動的に入れまして、そのときに出てきているこの要素での水平方向の軸力を、もうそのまま引っ張ってきておりますので、それを確認しております。

○吉村審査官 原子力規制庁の吉村です。

それは同時刻なのか、あるいは、時間領域を通じて最大値のものを引っ張ってきているのか、そういったことはどうでしょうか。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

水平引張力が最大になるところをとってきています。

○吉村審査官 同時刻ですか。

○日本原子力発電（中山） すみません、三つの要素が同時刻かということですか。それぞれ最大で持ってきています。

○吉村審査官 原子力規制庁の吉村です。

理解しました。

それでは、このようなウェル壁が開くこの挙動の影響、これについては使用済燃料プールの耐震性について、水平2方向から鉛直方向の地震力の組み合わせの耐震計算書に反映されるというふうに考えていいでしょうか。

○日本原子力発電（中山） そのように考えております。

○吉村審査官 原子力規制庁の吉村です。

了解しました。

○植木審査官 原子力規制庁の植木です。

論点11の弁の動的機能維持評価について質問します。

64ページ以降に、各弁の高振動数領域まで考慮した応答加速度の評価結果の一覧表があります。

この中で50Hzと100Hzの比較で、ほとんどのものは1.0倍ということですがけれども、弁によっては10%近く加速度が上がっているものがあります。例えば、67ページの逆止弁でありますとか、70ページの一番上の弁、こういうものについては10%近く上がっているものがあるんですけれども、これら上がっている弁について、振動特性等で共通的な特徴があるのかどうかということをお教えください。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

今の御指摘の弁につきましては、例えば、給水計の逆止弁のところは、少し高めの応答増加率になっているということだと思いますけれども、こちらにつきましては、私ども若干のほかの弁に対しての傾向が違うことから、少し分析を行っております。

ただ、その際に、配管系に取りつくサポートの位置だとか構造、あるいは、アンカー一点からの距離だとか、ちょっと今はそういうところを調査しておりますが、当該、例えば逆

止弁であれば、ちょうどその弁に生じる卓越振動数が大体33次のモードぐらいで発生しているということも把握しております。さらに、そここのところに、ちょうどバルブのところに鉛直方向を拘束するようなサポートもございまして、そういったものが何らかの振動特性として影響を及ぼしているのではないかとということまで、今は把握しつつあるところでございます。

ただ、もう少し具体的にというか、詳細な分析というのは必要かなと思っておりまして、今は鋭意やっているところでございます。ちょっと、まだ現時点におきましては、中間的な状況ということでございます。

○植木審査官 原子力規制庁の植木です。

では、その辺の分析が終わったら説明をお願いします。

以上です。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

了解いたしました。

○山中委員 そのほかはいかがですか。よろしいでしょうか。

3項目についてやはり宿題が出ましたので、次回、また説明をいただければと思います。よろしく申し上げます。

それでは、続いて、説明をお願いします。

○日本原子力発電（松本） 続きまして、論点15を御説明いたします。原電の松本です。

強度評価におけるPCV動荷重の考慮としまして、こちらにつきましては、第562回の審査会合におきまして、重大事故等時に重要事故シーケンスで想定される動荷重のほうを抽出してございまして、そのときの審査会合と、それから、その後の審査会合において追加のコメントを受けてございます。

コメントとしましては、主に②になりますけども、DBAと、それから、SA時のPCV動荷重を決定する要素について定量的に説明することということで、シーケンスによっては動作する弁数や、あるいは、作用する圧力も異なるので、各々の動荷重について丁寧に説明することということと、動荷重については設計でもともとどういう荷重で評価しているのかということ踏まえて、許容値の包絡性を説明することというコメントです。

回答ですけど、まず1番目の回答につきましては、SA時に動荷重が生じる事象を抽出しておりますので、こちらにつきましては前々回から御説明しているもので、基本的にはここにある四つの逃がし安全弁の作動に伴う状況等を中心に抽出してございます。

ここで抽出しました事象につきまして、次のページになりますけれども、73ページで、これらの事象をもとに重大事故等シーケンスにおいて想定される動荷重を抽出してごさいます。

表1ですけれども、まず、逃がし安全弁作動時の動荷重のうち、設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下となる重要事故シーケンスにつきまして、(○)のほうで示してごさいます。

こちらの逃がし安全弁の○の部分につきましては、一部のパラメータがDBAのパラメータを超えますので、これにつきましては、その影響を2項以降で御説明いたします。

それから、LOCA時の動荷重につきましては、重要事故シーケンス等で想定している再循環系配管両端破断につきましてはDBAも同じでございまして、こちらは設計基準事故時と同等以下となります。

それから、設計基準事故で考慮されていない動荷重を●で示してごさいますけれども、これらのうち※がついていますものが代表となりますので、これについて3項で評価結果について御説明いたします。

それらの動荷重につきまして、それぞれの組み合わせについての影響評価について、4項に記載してごさいますので、こちらは後ほど御説明いたします。

74ページに行きまして、先ほど申しあげましたSA時に生じる動荷重のうち、逃がし安全弁作動時と同等以下となる重要事故シーケンスということで、先ほどのDBAと同等以下となりますけれども、パラメータが一部異なるものについての御説明です。

まず、一つ目の四角で書いている部分でございまして、SA時の逃がし安全弁作動時に生じる動荷重の包絡性の考え方ということで、原子炉格納容器の設計条件としております逃がし安全弁作動時の動荷重につきましては、東海第二発電所の実機試験より、非凝縮性ガスによる気泡脈動の動荷重に基づき設定しております。

図2に、試験時の圧力振幅を示してごさいますけれども、最初に逃がし安全弁が作動しまして気泡脈動が起きます。そのときの圧力振幅が支配的になっておりまして、その後に蒸気が噴き出してくるときの圧力振幅というのは小さくなっているという状況がございまして、ですので、逃がし安全弁排気管内に保留されています非凝縮性ガスの体積自体は、DBAとSAと変わりませんので、SA時の気泡脈動に起因する圧力振幅は、設計基準事故時と同等以下となります。ですので、ここでは非凝縮性ガスの放出後の凝縮過程におきまして、蒸気の不安定凝縮が生じなければ、設計条件を上回ることはないというふうに考えられま

すので、SA時の逃がし安全弁作動時の蒸気が安定的に凝縮できるということを確認することで、設計基準事故時と同等以下というふうなことを確認していきたいというふうに考えてございます。

次の矢羽のところですが、設計基準事故時の評価条件を超える重要事故シナシ等ということで、動荷重に影響を及ぼすパラメータとしまして、プール水温ですとか、それから、逃がし安全弁作動時の原子炉圧力、それと、逃がし安全弁作動時の弁数があります。例えば、全交流電源喪失のプール水温ですとか、原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁作動時の弁数、あるいは、原子炉圧力というものがDBAを超えますので、こちらについて御説明したいと思います。

75ページになります。

まず、(1)のプール水温による影響ということで、こちらにつきましては、減圧完了までのプール水温は、DBAの温度を超過する100℃以上になります。こちらにつきましては、図3のほうに、蒸気凝縮時の圧力振幅とプール水温の関係というものを示してございます。

こちらのほうで見ていただくとわかりますとおり、飽和温度であっても飽和付近であっても、不安定な凝縮は生じていないということで、120℃付近までプール水温が上昇しても、飽和状態であることには変わらないということで、不安定な凝縮は生じないというふうに判断してございます。

(2)の逃がし安全弁作動時の弁数の件です。こちらはATWSになりますが、このときに18弁が同時に作動しまして、設計基準事故時に設計上考慮しています最大17弁を超えるという事象になります。

こちらにつきましては、図4のところ、多弁作動時と単弁作動時の水中脈動の比較ということで、これは東海第二発電所の実機の試験でございまして、こちらの結果から、多弁作動時の圧力振幅は、単弁作動時の圧力振幅を下回るという結果が得られてございまして、その結果から、多弁作動時のほうが単弁作動時よりも発生荷重が小さいということが確認されてございます。

それから、(3)の部分、逃がし安全弁作動時の原子炉圧力の影響でございまして、ATWS時の原子炉圧力については最大8.1MPaであるということで、東海第二発電所の実機試験の条件(7.37MPa)を超える原子炉圧力となります。

このときの事象ですが、非凝縮性ガスの排出につきましては、逃がし安全弁作動直後に発生するというので、安全弁作動圧力に影響を受けるということで、逃がし安全

弁作動後の原子炉圧力上昇の影響は受けないというふうに考えてございます。

以上のことから、逃がし安全弁作動時の動荷重は不安定の凝縮は生じないということと、多弁作動及び原子炉圧力上昇による動荷重の増大が生じないということから、先ほど御説明しましたとおり、気泡脈動による動荷重の最大値としている設計基準事故時の動荷重が起こることはないというふうに判断してございます。

76ページのほうに少し補足してございまして、先ほどの原子炉圧力の上昇の影響につきまして、先ほど御説明しましたけれども、設計基準事故時の動荷重は超えることはないというふうに判断してございますが、ATWS時の原子炉圧力での試験というのは実施されておられませんので、ここでは保守的に東海第二発電所の実機試験で得られた結果を線形補間した圧力振幅というのを仮定して、どのような圧力になるかというのを概算してございます。

東海第二発電所で実測された動荷重の最大値につきまして、ATWS時の最大圧力まで線形で補間したものを図5に示してございます。この結果ですと、線形で補間した結果を8.19MPaまで伸ばすと、圧力振幅のほうが単純にいきますと0.93kg/cm²ということになりまして、東海第二の設計条件を若干上回る結果とはなります。

なお、右側のほうの図6に、こちらのほうはクエンチャ開発時の試験の結果になりますけれども、基本的には原子炉圧力が上がっていくと、圧力振幅は寝てくる傾向になるということはおわかりでございますので、こちらの先ほどの線形補間では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。

この結果、発生応力につきましては、許容応力以内ということになっていまして、圧力振幅を線形補間する前の発生応力と比較しても、大差はないということを確認してございます。

次に、77ページですが、SA時に生じる動荷重の評価ということで、こちらのほうには設計基準事故時が考慮されていないものについての評価になります。

まず、逃がし安全弁作動につきましては、DCHの発生防止のための逃がし安全弁作動時に、原子炉圧力からサプレッション・チェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気となるということで、蒸気条件が異なるということで考えてございます。こちらについては次項以降で御説明させていただきます。

それから、(2)ですけれども、FCIのときにつきましては、高温の炉心と水との接触に伴う圧力上昇に伴いまして、サプレッション・チェンバへドライウェル内の非凝縮性ガス等が流入するというので、こちらにつきましては、LOCA時のパラメータを確認して、動荷

重への影響を確認することといたします。

(3)の格納容器ベントにつきましては、ベント時のサプレッション・チェンバの減圧による影響ということで、減圧沸騰などについての評価を以降で御説明いたします。

78ページにDCHの評価です。DCH発生防止のための逃がし安全弁作動時につきましては、先ほど申し上げましたとおり、過熱蒸気となるということで、このときの動荷重について検討しております。

なお、※のところで書いてございますけれども、過熱蒸気、あるいは飽和蒸気にかかわらず、単位面積当たりのエネルギーが同等であれば、プール水内の凝縮挙動に有意な差はないと考えられますので、ここでは有効性評価のDCHシーケンスにおきます解析結果をもとに、過熱蒸気のエネルギー流束を算出しまして、それを図の7のほうに示してございます。既往の試験結果から、不安定凝縮の領域にないということを確認してございます。

この図7のところで、逃がし安全弁のクエンチャ開発の試験結果を示してございまして、この図の見方ですけれども、横軸のほうに基本的には蒸气流束、ここはエネルギー流束に換算してございますけれども、それから、縦軸にプール水温を評価してございます。この範囲であれば、発生荷重は各領域で若干異なりますけれども、いずれの領域においても不安定凝縮は生じていないということが確認されてございます。

今回の評価ですけれども、逃がし安全弁作動時の短期のエネルギー流束と、それから、プール水温、さらには、長期のエネルギー流束とプール水温のいずれの場合でも、この図の中にプロットしてございますが、それぞれここに書いてある数字のとおりとなっております。不安定な蒸気凝縮は生じないということを確認してございます。

それから、前のほうで御説明しておりましたけれども、逃がし安全弁作動時の動荷重につきましては、非凝縮性ガスによる気泡脈動の動荷重に基づき設定されているということで、短期/長期とも不安定な蒸気の凝縮は発生してないということで、DCH発生防止のための逃がし安全弁作動時の動荷重は、設計基準事故と同等以下であるというふうに判断してございます。

79ページのほうに、FCIのほうと、それから、ベントのほうを記載してございます。まず、FCIのほうにつきましては、ドライウェルからサプレッション・チェンバに流入する流体につきましては、ベント管内の水、それから、ドライウェル内の非凝縮性ガスと、そういったものを評価しております。

表の4のほうに水等の移行のほうをまとめてございますけれども、有効性評価の結果か

らLOCA時に包絡されるということで、こちらの事象に伴う動荷重につきましては、設計基準事故と同等以下ということで確認してございます。

二つ目の四角ですけれども、格納容器ベントの部分ですが、ドライウェルからサプレッション・チェンバに流入する流体による影響及び減圧沸騰による影響ということで、こちらにつきまして以下のとおりでございます。

まず、サプレッション・チェンバへの流体の移行量につきましては、先ほどの表4のすみません、一番下の部分ですけれども、こちらの数字にありますとおり、LOCA時のブローダウン過程と包絡されるということを確認してございます。

それから、減圧沸騰につきましては、プール水が飽和状態になり急速減圧する際に生じる事象でございます。こちらでも有効性評価の結果ですけれども、格納容器ベントによる減圧時におきましては、サブクール度が0℃以上あるということで、サブクール度が0℃に達する際はサプレッション・チェンバの減圧がかなり静定しているということで、急速な減圧も生じませんので、ここでは急速な減圧は生じないというふうに考えてございます。

あと、格納容器ベント後長期の影響でございますけれども、サプレッション・チェンバ内でチャギングによる動荷重の影響が考えられますが、こちらにつきましては、既往の試験結果で大振幅のチャギング荷重が生じる温度領域、あるいは、蒸气流束の領域というのが確認されてございまして、格納容器ベント後の長期ではプール水温が100℃以上にあるということと、ベント管内の蒸気としてはかなり低くなっていると、少なくなっているということで、長期的な動荷重としては影響はないというふうに判断してございます。

次に、80ページですけれども、それらを踏まえまして、SA時に生じる動荷重を考慮した強度・評価ということで、まず組み合わせを考えてございます。

DB荷重の組合せの考え方等の比較につきましては、この後の表で御説明しますが、まず表5のほうでSA時の荷重の組合せを設定してございます。

SAの荷重の組合せにつきまして、動荷重を考慮する場合、動荷重に最も厳しい重要事故シーケンス等を選択しまして、重要事故シーケンス等における動荷重と、それから、動荷重が発生するタイミングにおける最大の原子炉格納容器圧力を条件として設定してございます。

こちらに表5のほうですけれども、SAの1～SAの8まで、短期、それから、地震荷重の組合せも含めて荷重の組合せを検討してございます。

81ページに荷重の組合せケースの考え方ということで、こちらでは先ほど表5で示しま

したSA時の荷重の組合せ等を、表の中ほどの右側ですね、に記載してございまして、表の左側のほうに設計基準事故対処設備に関する組合せを記載してございます。

こちらに示したとおり、組合せの考え方についてはDBA等々を基本的には踏襲してございまして、それ以外の部分、SAの区分でいいますと、SAの2'の部分と、それから、SAの7の部分、今回のSAに対する事象ということで、新たに組合せとして考えている部分になります。

それから、82ページになりますけれども、重大事故時の荷重の組み合わせた強度・耐震評価結果ということで、こちらは簡易評価になりますが、全てのSA時の荷重の組合せにつきまして、原子炉格納容器本体のほうに生じる応力というものを概算してございまして、許容応力に対する裕度のほうを確認してございます。

今現状の評価では、全ての組合せに対しまして許容応力以下ということを確認してございます。

一つ目の右側の四角で書いてございますけれども、こちらの表7のほうで示してありますように、SA時のPCV荷重としましては、SA1のところ、限界圧力との組合せが一番厳しい値というふうになってございます。

また、チャギングとの荷重の組合せでございまして、SAの3のほうも裕度はほぼ同じということになってございますが、このチャギングとの組合せのほうにつきましては、下のほうに書いてありますけれども、先ほどありましたけど、基本的にはチャギングのほうは長期の部分も含まれまして、チャギングが生じる領域がないということで、荷重としては、発生応力としては見込んでございまして、実際的には発生する領域がないということで、限界圧力の組合せのほうが一番裕度が小さくなるというふうに考えてございます。

それから、最後の部分になりますが、こちらは重大事故当時の荷重を考慮しました原子炉格納容器の応答解析に基づく評価結果につきましては、今後、強度耐震計算書に反映していきたいというふうに考えてございます。

論点15は以上です。

○日本原子力発電（竹内） 原電の竹内でございます。

論点17について御説明させていただきます。

もともとブローアウトパネル本体の開放について、1回目の試験の結果を6月14日に御報告しておりますが、再現性の確認ということで試験をしておりますので、その結果について御報告をさせていただきます。

また、6月14日に1回目の結果を報告したときに、少しコメントもいただいております、パネルが躯体から外れていることをちゃんと確認してくださいというコメントをいただいております。

下のほうに写真等々がございますが、1回目、6月9日と同条件で油圧ジャッキによる開放試験を実施しております。その結果の設計差圧6.9kPaに対して、裕度のある圧力でちゃんと開放するというを確認できております。

1回目の値も記載しておりますが、それと大差ない最大荷重で開放するというのを確認できております。

左側に少し写真ありますが、一番上が試験前の状態でございます。下二つが試験後の状態でございます。真ん中少し片開きのように映っておりますが、これは設備保護のために、余長をもったワイヤーで上からついておりますので、その関係で少し傾いているように見えるというものでございます。

一番下の写真ですが、外れて、枕木、設備保護の枕木を置いていますが、その上に乗っているということも確認しております。

真ん中のグラフですが、少し荷重と、それから、変位を少しグラフにしたものが真ん中でございます。

一番初めの①と書いてありますところで、クリップが全部外れて、その分の荷重が下がります。ただ、シール材がありますので、シール材が伸びて切れ始めるところまでは少し荷重がどんどん上がっていくと、②のところそのピークを打ってシール材が切れ始めますので、切れることに従って荷重がどんどん減っていくというものでございます。

右側のほうに少し写真をつけてございますが、二つある写真のうち後ろ側にあるもの、ちょっと小さくて申し訳ないんですが、シール材が切れ始めるところの点がちょっと黒く映っているところございます。手前のほうに行くと押されていきますので、ここの切れているところがだんだん広がって、あくというものでございます。

私からの説明は以上でございます。

○日本原子力発電（林田） 続きまして、論点19、MCCI/FCI対策に係る設計ということで御説明いたします。日本原電の林田でございます。

こちらにつきましては、6月14日にモックアップ試験のほうの御説明をさせていただきましたが、その中で、5月に実施した試験から追加で実施しました導入管カバーの試験につきまして、きちんと紙として御提示できておりませんでしたので、本日、改めて御説明

をさせていただくものでございます。

それでは、御説明いたします。

試験概要としましては、5月に実施したモックアップ装置に、導入管カバーを追設して排水時間のほうを確認してございます。試験の装置のほうの概要と、それから、設置した導入管カバーを図1と図2のほうにお示ししてございます。

試験装置のほうは、図1に示したとおり、こちら実際のMCCI/FCI対策で設置する実機台をモックした試験でございますが、そちらのスワンネックのところに赤くくくった導入管カバーというのがございます。こちらに追加で導入管カバーを設置して、水の流動性を確認してございます。実際に設置したカバーにつきましては、図2の写真にお示したとおりで、大体高さ1.2mである径の穴があけてあって、二重構造となっております。

図の3のほうに導入管カバーの試験結果をお示ししてございます。こちらに示しますとおり、導入管カバーの有無で排水時間の相違は全くございませんで、圧損への影響がないことを確認してございます。

ということで、3の評価結果でございますが、以上より、前回の会合で御説明した導入管及びスリット形状の排水ラインに係る排水機能・排水時間の評価結果につきましても、こちらの導入管カバーの有無にかかわらず、値は影響を受けないということでございます。こちらの御説明は以上となります。

続きまして、論点20、ECCSポンプのSA時でのNPSH評価ということで御説明いたします。

経緯でございますが、ECCSポンプのNPSH評価のうち、ECCSストレーナの異物付着による圧損上昇の評価において、SA時に発生するデブリについて、ストレーナに付着する量を見直した条件、こちらは昨年12月に実施した試験でございますが、そちらの条件を見直した条件で追加試験を6月に実施してございます。本日は、そちらの実験結果について御説明をいたします。

試験につきましては、6月の11日～15日に米国のほうで実施してございます。

圧損試験の要領につきましては、こちらにお示した実機で想定される異物量、それから、異物移行量、それから、試験手順につきまして、5月31日の審査会合にて御説明した内容に従って実施試験を実施してございます。

それでは、86ページで実際の圧損試験の結果を御説明いたします。

試験につきましては、図に示しますとおり、ステップ1、ステップ2、ステップ3の3段階で進めてございます。

まず、ステップ1で実機流速の500m³/h相当で圧損値を計測してございます。

続きまして、実機流速の1691.9m³/h、こちらはRHRポンプ相当で圧損値を計測ということで、ステップ1とステップ2は、化学デブリ以外の全デブリを投入してからの試験となります。

それから、化学影響生成異物を投入後に圧損値を計測したのがステップ3という形でございまして、いずれも許容圧損目安値に対して十分低い値で圧損が静定してございます。

投入された異物につきましては、攪拌機で分離をされまして、水槽内の水は一定として循環されると。圧損自体につきましては十分静定された状態で採取いたしております。

圧損の静定という意味では、その定義をステップ3、圧損静定と拡大図で試験結果を示してございますところに記載してございます。

それから、ステップ2と、それから、ステップ3の結果につきまして、圧損上昇について記載してございます。最終的に、異物による実機の圧損上昇として記載の値が得られてございます。

最後に、評価結果でございます。圧損上昇を考慮したECCSポンプのNPSHが、当該ポンプの必要NPSH以上であることを確認してございます。計算の過程をこちらにお示ししてございます。

H₄でちょっと着色してございます、こちらは繊維質や粒子状の異物及び化学影響生成異物に圧損上昇というところで、これ前回の12月に実施した試験で得られた上昇量の2倍ぐらいなんですけれども、許容の圧損上昇量と比較しますと、わずか1～2%程度の変動ということで、極めてわずかな上昇であることがわかりました。

御説明は以上となります。

○日本原子力発電（島田） すみません、もう1件。原子力発電の島田でございます。

88ページ、論点22でございます。燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性ということで、プールの中で燃料融合体が落下して、床のぶつかったときの落下エネルギーを評価するために、水の中での抗力係数を測定する試験を行ってございます。

こちらの右に示した試験体系のように、長いプールの中を燃料集合体を走らせて荷重計で荷重をはかるという試験を行ってございます。

左下が試験の様子の写真になってございまして、燃料集合体、模擬燃料集合体は本物の燃料でペレットを抜いたものを使用いたしました。左側、試験条件のところでございますが、当初御説明していた1.3m/s、2.8m/s、6.0m/sの3種類の測度について試験する予定で

ございましたが、ちょっと測定器の条件で1.3m/sができなかったので、かわりに4.0m/sと5.0m/sにて実施してございます。

試験の手順につきましては右下のほうから書いてございますが、まず、燃料集合体をついた状態で荷重計で測定をいたしまして、次に、燃料集合体だけ取り除いて治具はつけた状態で荷重計ではかると。その差分を取って模擬燃料集合体のみの抗力を求めるという方法をとってございます。

1枚めくっていただきまして、89ページでございまして、そうして求めました抗力から、抗力係数 C_d をそちらの式で求めます。これをレイノルズ数で整理をいたしまして、下の図のようなグラフを得ることができました。●が試験結果でございまして、さらに、▲がCFD解析の結果になってございまして、CFD解析でもその傾向を確認することになっています。これは試験条件ではプールの中の実機の条件として、レイノルズ数が高いところまで試験ができないということで、流束と、それから、水温が再現できないということで、CFD解析によって高い水温、高い測度のところまで計算をして、その傾向を確認して、●の試験結果を補間をして、実機のところまで求めようという方法でございまして。

評価結果でございまして、下の図のとおり、黄色い線と赤い線で近似曲線を引いてございまして、赤い線のほうが試験結果の近似曲線、黄色い線のほうがCFD解析の近似曲線で、同じような傾向を示しているということから、赤い線で水色の線の実機の一番抗力係数が低くなるまで補間をいたしまして、その結果、抗力係数は0.77であるというふうに評価してございます。

ただ、試験結果はばらつきが大きかったものですから、このばらつきを考えまして、 3σ をとって低いほうですね、0.77から 3σ である0.13を差し引きまして、0.64であるというふうに評価して、落下エネルギーの評価にはさらに余裕を見て、0.60を使用して計算をいたしました。

その結果、落下エネルギーは14.9kJとなりまして、既往の落下試験結果でライナーが守られるというのを確認できている15.5kJを下回ることを確認いたしました。

今回、我々が予想していた0.80よりも低い結果になっている部分について、次のページ、90ページ、3/3のところでは少し考察を加えました。

(1)番でございまして、内部通過流の影響ということで、今回のこの試験とは別に、四角柱、中実の中を水が通らないような四角柱を使って、図1のような試験を行ってございます。

この結果が左下のほうのグラフ、図2のほうに示してございますが、○で入れてみました。

中を水が通らないと、少し試験結果は抗力係数が高いところに出るということがわかってございます。違いは、その中を水が通るか通らないかということで、中を水が通りますと、図3を御覧いただいて、これはCFD解析の結果ですけれども、後流、後ろの流れと書いて後流でございますが、中が詰まっている中実の円柱の解析例を左に示してございますが、後流の部分で渦ができていますのがわかります。ところが、今回の燃料集合体の後流は、中から水が流れておりますので、この渦ができなくて、抗力が少しそがれるというような結果になっているのではないかというふうに考えてございます。ここの部分がちょっと予想と違って、数字が下がったのではないかということでございます。

それから、(2)番のCFD解析の保守性について書いてございますが、今回そのCFD解析で傾向を確認いたしましたけれども、CFD解析は燃料集合体の外面形状を精密に模擬していて、内面には燃料設計上の抵抗係数というのをを用いて計算しておりましたけれども、表面粗さについては実機より小さい値として、それから、集合体内の非均質性については無視して単純化してございます。

これは図4を御覧いただきますと、こちらの燃料の先っぽのほうですね、下部タイプレートの部分ですけれども、左のほうから水が入ってまいりまして、この赤い波線のところで一旦少しぶつかって中に入っていくような形になるはずなんです、そこも含めて非均質化したモデルを使って計算した結果、この下の流れのように、ずっと燃料集合体の中に水が入っていくようなモデルで計算していたのが、結果として、中の水の流れを過大評価したのではないかというふうに考えています。実際、その部分を抵抗係数と空隙率を模擬して計算した結果、全体の抗力係数が10%増加していることを確認いたしました。これらのことから、CFD解析自体は保守側の小さい値となっているというふうに考えてございまして、今回の0.60という数字については、試験の結果から十分低い値を使って計算しているというふうに考えてございます。

以上です。

○日本原子力発電（松本） すみません、最後に1点だけ、すみません。原電の松本でございます。

91ページから試験計画のほうを載せてございます。こちらのほうは当初、審査会合で示した試験につきましては、一応、全件終了となっておりますが、No.2のブローアウトパ

ネルにつきましては、まだ一部検討中ということでさせていただいております。

以上です。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○関根調査官 規制庁の関根です。

論点の15番のPCVの動荷重のところについてなんですけれども、その中での75ページのところなんですけれども、もともとDBAで見えていたところのSA条件での動荷重のところ、(2)と(3)についてなんですけど、まずちょっと確認なんですけども、(2)のところ、最初に設計上考慮している最大17弁で弁数確認していますということなんですけども、もともと、このSRVからの動荷重というのは、試験で確認された弁数という、そういった理解でよろしいですか。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本でございます。

設計で確認されているのは、試験の実際に多弁でやった件と、それから、単弁の件でして、こちらの17弁と書いているのは、解析上、1弁と単一故障を考えているという意味では、今は17弁という適性にしてでございます。

○関根調査官 規制庁の関根です。

基本的には試験で確認された動荷重で設計されているというような……。

○日本原子力発電（松本） 動荷重はそのとおりです。

○関根調査官 ちょっと、この(2)と(3)ですけれども、規制庁の関根です。

少し今のこの説明ですと、少しやっぱり論理的にちょっと飛躍しているように感じられていまして、試験で確認されているところから、少しやっぱり大幅じゃないですけれども、超えている部分について、例えば、少なくとも圧力を緩衝する効果というのがどれぐらいあるかですとか、DBAで見ている圧力上昇率ですかね、そういったところがDBAと同じような上昇速度なんですよというような、そういった考察みたいなのがないと、少し今の記載振りでDBAに包絡されているかというところが、少しちょっと確認できないのかなというふうに考えています。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本でございます。

多弁と単弁の件につきましては、その圧力の緩衝というものは考察として試験のほうでもございましたので、その辺は考えてございます。

あとは、ちょっと76ページのほうにも示させていただきましたけども、実際におっしゃるとおり、必ずしも試験と実機といいますか、SA時の条件について、試験の条件は実機の

SA時の条件に対して満足していないという状況ではございますけれども、保守的な評価をやった場合でも、それほど圧力の観点では影響はないのかなというふうには考えてございます。

ただ、おっしゃるとおり、先ほどコメントいただいた分については今後検討したいと思います。

○関根調査官 規制庁の関根です。

わかりました。

ちょっと引き続きなんですけど動荷重のところ、もう少しやっぱり丁寧に説明してもらいたいなところが、79ページのところなんですけども、このところで、基本的にFCIとかベントのときの動荷重については、LOCAに包絡されていますよというのは、基本的にはわかるんですけども、もともとそのLOCAの荷重のところを、どういうふうに設計されているのかというところがないと、この今の表の4のところ、有効性評価のLOCAのときの荷重を流量とかで比較されていますけども、もともとの設計は、この安全解析、添付十のLOCAの解析から設計されているわけではないと思いますので、そういったところをまず述べてもらった上で、比較対象を明確にしてもらおうということですね。もともとDBAで、どういう荷重で設計されていて、それが比較した場合、SAの荷重は包絡されていますよという、そういった説明をしていただきたいと思います。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本です。

了解しました。

○関根調査官 規制庁の関根です。

また、ちょっともう1個、続けてなんですけれども、82ページの最後の荷重の組合せの表の7のところのちょっと確認なんですけども、今、原子炉格納容器本体というところの評価を代表して多分、説明してもらっていると思うんですけども、ここの評価部位ですね、評価部位というところはこういったところかというのを、まず、説明していただけますか。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本でございます。

ここで示しているのは、円筒度の部分になります。

○関根調査官 規制庁、関根です。

その円筒度というのは、DBAの評価部位と同じというふうに理解していいですか。

○日本原子力発電（白木） 原電の白木と申します。

評価部位については、同じ円筒度のところがございます、DBAも同じでございます。

以上です。

○関根調査官 規制庁の関根です。

補足説明資料の648ページのところに、第2図というところがありますけれども、P1というところとP2というのがありますけれども、このSAのときは水位が上がったりするときもありますけれども、今、この648ページの補足説明資料上だと、薄いところですね、サブレーション・チェンバの側面のところには、少し薄いところもありますけれども、そこではなくて、その少し下のところを評価点にしている、それはDBでもSAでも変わらないという、そういった評価だというふうに理解すればよろしいですか。

○日本原子力発電（白木） 原電の白木と申します。

SA水位で動荷重が作用する範囲が広がります。なので、今、御指摘ありました薄い箇所についてが厳しい箇所になりますので、実際、評価点としてはその場所になります。

○関根調査官 規制庁、関根です。

だから、評価点は少し変わっているというふうに理解すればよろしいですか、DBのときからということですけど。

○日本原子力発電（白木） 原電の白木と申します。

位置は変わっております。

○関根調査官 規制庁、関根です。

じゃあ、そういったところも踏まえて、この82ページのところ、※1のところ、動荷重は簡易評価にて実施というふうに書いていますけれども、そこもどう簡易なのかとか、何をしているのかがちょっと書いていませんので、そういったところも踏まえて、説明していただけたらと思います。

○日本原子力発電（松本） 了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○正岡審査官 規制庁の正岡です。

ちょっと先ほどの関根と同じような質問になるんですけど、75ページの(2)のSRVの弁数のところなんですけど、ここを右下のほうに図4とありまして、多弁と単弁、1弁のときの図があるんですけど、これは実際には報告書のほうを見ると、多弁と1弁のときで、実際やっている圧力、原子力圧力容器の中の圧力も違ってまして、必ずしもこの結果をどういう比較をするかなんですけど、1弁が必ず厳しいですという御説明なんですけど、お互いに干渉するからですということ御説明があったんですけど、実際、SRVの18弁ってサ

プチャンの中にいろいろばらけさせてあって、どこからふくかによっても違いますし、18弁自体が設定圧がそれぞれ何種類かに分かれているというのもありまして、必ず多弁のほう干渉し合って低くなるというところのロジックがちょっと図4からそこまで言い切れるのかというのがよくわからないんですけど、その辺、何かプラスアルファ、御説明とかがあってありますでしょうか。

○日本原子力発電（中西） 日本原子力発電の中西です。

今の件につきましては、例えば、多弁がふいたときに、遠いところ、何というんですかね、遠いところについては、東二の場合ですと真ん中にペデスタルがありますので、その領域というのは、荷重がそのまま突っ切らないような感じで、回り込まなきゃいけないということもありますし、あとは、ベント管108本がペデスタルのサプレッション・プールの中に入っていますので、その影響によって減衰するという効果も考えられます。そういうことを考えると、遠いところ、同じサプレッション・プールの中でも遠いところというのは、やはり減衰する効果もあって、そういったものと相殺する効果というのもある、我々としては、多弁だからといって厳しくなるということはないというふうに考えているというところなので、それは先ほど関根さんからコメントもあったとおり、考察を深めるというところは、今後、反映していきたいと考えています。

以上です。

○正岡審査官 了解しました。

おっしゃるとおり、遠いところがというのはよくわかるんですけど、それを定量的にどう僕らが確認できるのかというのがちょっと何か今、定量的な確認というのができていないと思っていますので、その辺、引き続きよろしくお願いします。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

論点17のブローアウトパネルの関係の結果に対しての質問なんですけども、パワーポイントの83ページなんですけども、結果としては、1回目、2回目あまり変わらずということで、許容値以内なんですけども、油圧ジャッキをスピードの速いものと遅いものでやるといふふうに試験要領書のほうに書いてあったと思うんですけども、ストロークの遅いほうでやった結果については、どうだったんでしょうか。

○日本原子力発電（川崎） 日本原子力発電の川崎です。

遅いほうの結果も同様の結果、ほとんど同じような値になっておりますので、同じよう

な形の結果が確認できたというふうに考えております。

数値をお示ししたほうがよろしいでしょうか。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

分厚い資料のほうに結果が書いてあるんですけども、それを分厚い資料の681ページで
すかね。

○日本原子力発電（竹内） 原電、竹内でございます。

補足資料のほうの681ページのほうの第8表でございます。この試験体1、2というのが今、
ここで御説明したものでして、参考1、2というのは少しストロークをゆっくりしたもので
試験を自主としてしてございます。その結果、そこに書いてございますが、測定値、ここ
に示すような値になってございまして、今、御説明した二つとあまり大差はないという形
になってございます。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

結果はわかりました。ちょっと書きぶりだけなんですけれども、この分厚い資料の674
ページに試験要領書があつて、下から6行目ぐらいに2種類のジャッキにて開放試験を実施
しますと書いてありまして、最初に、その伸長速度の速い油圧ジャッキで行って、その後
に遅くしたジャッキを用いて、詳細に開放状況を確認すると書いてあるんですね。確認す
ると書いてあつて、結果は何か参考になっているので、扱いが方法、ちゃんと試験をやる
と言っているのに、こっちのほうで参考になっていると、何かおかしい感じなので、ちゃ
んと考察も書いた上で、試験結果を示していただきたいです。

○日本原子力発電（竹内） 原電、竹内でございます。

わかりました。

○義崎管理官補佐 以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○関根調査官 規制庁の関根です。

論点の22のSFPのライニングの健全性について確認したいと思うんですけども。今回、
基本的にこの試験の結果を踏まえて、0.6というところについては、基本的にはCFD解析と
いうよりは、試験の結果の標準偏差、 3σ を踏まえた上で、設定されているというふうな
ことで、まず、そういう理解でよろしいですか。

○日本原子力発電（島田） 日本原子力発電、島田でございます。

そのとおりでございます。

○関根調査官 規制庁、関根です。

そうであるけれども、CFDの解析は下回らないというところを確認していますと、そういうことだと理解しています。CFD解析のところ、あと90ページのところの(2)のところなんですけども、ここでCFDは十分保守的なんですよという説明をしていただいている、ここの後半のところですね、非均質性のところを抵抗係数と空隙率で模擬した場合は、その全体の係数が約10%増加するというところのちょっと意味するところが、そもそも、だから、モデルとして基本的に燃料集合体の中の圧損もちゃんと入れていたと思うんですけども、この構造体を、だから模擬すると、どういったことになるのかというのがちょっとよくわかりづらくて、少しもう一度そこについて説明していただけますか。

○日本原子力発電（島田） 日本原子力発電、島田でございます。

もともと均質な多孔質体ということで、この図4の上のほうの赤い破線で丸をした部分についても含めて、全体を平均化したような解析をしておりました。ここを実際のところは、燃料棒が刺さっているような構造体があって、水がそこに当たって抵抗があるわけですね。ですので、平均されている状態で解析したものの、実際には局所的な抵抗というのがあると。それを模擬するために、まずは、ここが一番下部タイププレートに近いところの模擬をするために、抵抗係数と空隙率というのを設定をして、そうすると、その圧損が上がってしまうので、そこは全体の圧損は変わらないように、局所アースについては下げるということをして、計算をしているので、全体の平均した圧損については変わらないんですけども、その流れをここで受け止めてという計算に変えることによって、全体の抗力係数が上がってくるということになってございます。

以上です。

○関根調査官 規制庁、関根です。

だから、圧損係数としては変わらないようにモデル化するけど、この中の流れを一度受けるという効果があるかどうかによって、流れやすさが変わってくるということという理解でよろしいですか。

○日本原子力発電（島田） 日本原子力発電、島田です。

そのとおりでございます。

○関根調査官 規制庁、関根です。

圧損が、だから、同じのが入っているのに、流れの局所的影響で10%も増加するのかがというのが少しちょっとそこがわかりづらいというか、わからないところなんですけども、

その10%というのは、抗力係数が1割変わるという、そういった感じになるということですかね。

○日本原子力発電（島田） 日本原子力発電、島田でございます。

この抵抗係数と空隙率を模擬するとともに、この非均質性というのを模擬するために、実際には、そこに物があると水が流れない方向というのがあるので、横流れと呼んでいますが、横流れがないような設定も一緒にして、それも含めて、全体の抗力係数が約10%上がったという結果になってございます。

以上です。

○関根調査官 規制庁の関根です。

ちょっと今ので流れの方向が少し変わることによってというところで、理解しました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

よろしいですか。

私も、SRVのいわゆる単弁か多弁かで、単弁のほうが厳しい条件になるというのは、ちょっと理解がしづらいんですけども。何かもう少し詳しく後日、説明していただくことは可能でしょうか。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本です。

ちょっとほかの海外のプラントの試験も踏まえて、もう少し考察のほうを加えたいと思います。

○山中委員 あと、幾つか宿題も出たかと思うんですけども、スワンネックのいわゆる何というんですかね、ごみとりといいますか、フィルターというんですかね、これは実際にフィルターといいますか、カバーの目のサイズというのはどれくらいなんですかね。スワンネックの内径と比べると、どれくらいどう違うのか、ちょっと教えていただきたい。

○日本原子力発電（林田） 原電の林田でございます。

84ページに実際の穴径の値を記載してございます。こちらは、スリットの間隔からちょっと決めてございまして、スリットの間隔よりも小さい穴径ということで設定してございます。導入管の大きさにつきましても、こちらに記載しているアクリル製の80Aというところの径で、こちらも実寸でモックアップしてございます。

以上です。

○山中委員 以前に、多分、伺ったんじゃないかなと思うんですが、念のために、何をとるためにこのカバーというのをつけられているんですかね。

○日本原子力発電（林田） これは、そもそものフィルターとか、ストレーナーとかとはちょっと意味合いが違いまして、どちらかというところ、防護柵のような意味合いが強くて、例えば、ケーブルとかが落ちてきても、スワンネックに影響を与えないとか、そういうところがございまして、あわせて異物が入らないようにというところも考慮してございます。

○山中委員 いわゆる何か詰まるというよりは、ケーブルとか、もう少し大きなものが邪魔して、吸い込みを阻害しないという、そういうようなための道具というふうに考えればいいですか。

○日本原子力発電（林田） おっしゃるとおりです。

○山中委員 それから、最後の燃料集合体の落下なんですけど、実際の落下条件というのを考えると、抗力係数というのが制限値ぎりぎりいっぱいのようなふうにも見えるんですが、これは結構余裕があるというふうに見ていいのか、そのあたりどうですかね。

○日本原子力発電（島田） 日本原子力発電、島田でございます。

89ページの図、試験結果のまとめというところを御覧いただきますと、青い線で一番右側が実際の落下したときの一番高いところぎりぎり設定しているというふうに御覧になったのかと思いますけれども、これについては、水温が65℃で落下スピードが気中ですと10.5mぐらいなんですけど、気中ほど高くなることはないはずなので、その最も高いところに一番近くしておけば、抗力係数自体が一番低く設定できるということで設定し、なおかつ、3σをとって一番低いところで、もう少し余裕を持って0.60ということですので、かなり保守的かというふうに考えてございます。

○山中委員 0.6を少しでも超えていれば、かなり保守的だと考えていいということですよ。

○日本原子力発電（島田） そのとおりでございます。

○山中委員 そのほかいかがですかね。

よろしいでしょうか。

本日、最後の幾つかの項目について宿題が出たかと思いますが、次回、検討して回答をよろしくお願いいたします。

本日は、スケジュールの確認はより詳細に御検討いただいて、また後日報告いただくということで、特に今日はスケジュールの確認を行いません。

それでは、以上で、議題1を終了いたします。ここで席がえいたしますので、おおよそ10分、4時40分から再スタートということにしたいと思います。

(休憩 日本原子力発電退室、関西電力入室)

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題2、関西電力(株)大飯発電所1号炉及び2号炉の使用済燃料の処分の方法の変更に係る設置変更許可申請についてです。本件は、大飯発電所1号・2号炉の廃止の決定に伴い、同号炉で使用した燃料のうち、再使用可能な使用済燃料を3・4号炉で使用するに当たり、1・2号炉の設置許可の使用済燃料の処分の方法を変更するものです。

それでは、資料に基づいて、説明を始めてください。

○関西電力(水田) 関西電力の水田でございます。

今、山中委員より御説明いただいたとおりでございます。当社は、昨年12月、1・2号機の廃炉を表明いたしましたけれども、その際に、1・2号の一部照射燃料を3・4号で使用することについて、法令適用事前確認手続照会書、いわゆるノーアクションレターを出させていただきまして、法令手続が必要かどうかと照会させていただきましたところ、本年3月に設置許可本文の8号の使用済燃料の処分の方法について、変更許可が必要ということで、5月30日に設置変更許可申請をさせていただいております。本日は、その申請概要について、御説明させていただきます。

資料は2-1と2-2を御用意しておりますけれども、説明は2-1で説明させていただきまして、質疑に応じて2-2で補足させていただきたいと思っております。

では、原燃品質・安全グループマネジャーの山地より御説明いたします。

○関西電力(山地) 関西電力、山地でございます。

資料2-1、大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請1号炉及び2号炉使用済燃料の処分の方法の変更について、説明させていただきます。

まず、右肩1ページを御覧ください。1番として、今回の申請に至る経緯を示してございます。昨年12月22日、法令適用事前確認手続照会書を提出し、以下の内容について照会しました。大飯発電所1～4号炉において、複数号炉を対象とした燃料体設計認可を受け、燃料体検査に合格した燃料、新燃料及び照射燃料ですが、これらを複数号炉で使用することが原子炉設置変更許可や工事計画認可等の変更を伴うか否かについて照会し、3月22日に回答通知書を受領しました。内容は、照会に係る行為を行うには、使用済燃料の処分の方法について、原子炉設置変更許可を受ける必要がある。施設定期検査、定期事業者検査については引き続き検査行為が発生する。その他については、既に認可等を受けた内容の変更を伴うものではなく、照会対象法令(条項)の対象とはならないでございました。

本回答を受け、5月30日に変更許可申請を実施いたしました。その変更内容を2番に示してございます。設置変更許可申請書の記載事項のうち、「八、使用済燃料の処分の方法」の「A.1号炉」及び「B.2号炉」に、以下を追記しました。

本資料最終ページの参考3を御覧ください。参考3に今回の申請の概要を示してございます。左側の現行記載は大飯発電所1～4号炉共通ですが、右側の変更記載では、1号炉及び2号炉についてのみ下線部を追記したものでございます。下線部を読み上げます。なお、使用済燃料を3号炉又は4号炉に引き渡す場合は、発電を目的として使用する。引き渡した使用済燃料は3号炉又は4号炉の「八、使用済燃料の処分の方法」を適用することとする。

次に、右肩2ページに移ってください。3番として、回答通知書における指摘事項の設置変更許可申請書における明確化について、説明いたします。左側に、回答通知書4.(1)を抜粋してございます。設置許可の使用済燃料の処分の方法について、二つの御指摘がございました。一つ目は、使用済燃料を当該号炉以外において、燃料として使用することを記載していない。二つ目は、引き渡し先において燃料として使用された使用済燃料が、いずれの号炉において許可を受けた使用済燃料の処分の方法に従って取り扱われるかを明確にする必要がある。

これらの指摘を受け、右側に示してございますように、設置変更許可申請書における明確化をいたしました。一つ目の御指摘については、先ほど読み上げました第1文を追記することにより、1号炉、あるいは2号炉から3号炉又は4号炉に引き渡すこと、引き渡した燃料は発電を目的として使用することを明確化いたしました。二つ目の御指摘については、第2文を追記することにより、引き渡し後は3号炉又は4号炉において許可を受けた使用済燃料の処分の方法に従って取り扱われることを明確化いたしました。

以上の明確化により、4番、原子炉等規制法上の許可の基準である「発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと」に適合していることを示します。1ポツ目、設置変更許可申請書八、使用済燃料の処分の方法において、1～4号炉ともに使用済燃料は再処理を行うことを原則とし、再処理事業者に引き渡されるまでの間は、使用済燃料を適切に貯蔵・管理する旨規定しており、今回の変更は、これを変更するものではありません。使用済燃料を複数号炉で使用する場合に関して、「使用済燃料の引き渡し先」、「引き渡し先で発電を目的として使用すること」、「引き渡し後は引き渡し先の使用済燃料の処分の方法に従って取り扱われること」を明確化いたしました。以上より、使用済燃料を平和の目的以外に使用することはありません。

次の右肩、参考1ページにおきまして、使用済燃料の引き渡しの考え方について、参考までに1号炉から3号炉への引き渡しを例に御説明いたします。

上段に新燃料の発電所受け入れから使用済燃料の処分までの流れを示してございます。真ん中辺りに1号炉SFPとございます。現在は、この状態でございます。1号炉使用済燃料ピットに1号炉の燃料が保管されている状態でございます。今後、まずは、1号炉と共用化されている3号炉の使用済燃料ピットに1号炉使用済燃料を輸送します。そして、3号炉使用済燃料ピットに保管中に引き渡し手続を行い、1号炉の使用済燃料から3号炉の使用済燃料に変更します。その後は、3号炉燃料として、3号炉原子炉に装荷し、3号炉炉心として使用します。定検時に3号炉使用済燃料ピットに取り出し、しばらく保管した後、3号炉の燃料として処分することになります。

上段の赤枠において、引き渡し手続を行いますが、下に拡大して説明します。燃料装荷までのプロセスですが、まず、引き渡し候補燃料の外観検査を行います。そして、次サイクル炉心評価を行って、使用可能な燃料を引き渡し燃料として選定します。それらの選定燃料について、3号炉の引き渡し手続として、引き渡し燃料の確認・承認を行います。具体的には、引き渡し燃料全数の外観検査結果、そして使用実績データ、使用サイクル、燃焼度等に問題がないことを確認・承認いたします。この時点で、1号炉使用済燃料から3号炉使用済燃料へ変更されます。その後は、通常どおり、燃料集合体外観検査、燃料装荷実施計画、装荷の流れで、発電を目的として使用します。

基本的な考え方としましては、装荷のために必要な施設定期検査、定期事業者検査の受検対象とするには、3号炉に引き渡されている必要があるため、3号炉への装荷を予定した時点で引き渡すことといたします。3号炉の引き渡し以降は、3号炉の使用済燃料として取り扱います。燃料の引き渡しに関する手続を社内ルールとして定めます。

次ページ以降、参考2-1から2-3として、この燃料装荷までのプロセスに関する参考資料を添付してございます。

以上で、資料2-1の説明を終わります。

○山中委員 質疑に移りたいと思いますが、質問、コメントございますか。

○片野審査官 すみません、原子力規制庁の片野でございます。

1点質問をさせていただきます。今、御説明いただいた右肩、参考1のページでございますが、3号炉に燃料を引き渡すということをした後で、もし何らかの事情の変更があって、原子炉に装荷をしないということがあった場合は、この燃料はどのような処分の方法に従うとい

うことになるのでしょうか。

○関西電力（山地） 関西電力、山地でございます。

3号炉に引き渡した後に、何らかの不具合により使用できない場合は使用しません。ただ、ここに記載しているとおりに、燃料集合体外観検査、燃料装荷実施計画、装荷の流れで発電を目的として使用するプロセスの中におりますので、それは設置許可違反には当たらないと考えております。そのまま引き渡した燃料は、3号炉の使用済燃料として処分することになります。

○片野審査官 ありがとうございます。

そうすると、仮に引き渡し後に使用しないことがあったとしても、それはもう引き渡し済んだ以降は、3号炉の処分の方法に従うということで理解いたしました。

すみません、もう1点、お願いします。右肩、参考1のページで、基本的な考え方の三つ目の丸に手続を社内ルールとして定めるというふうにあります。これは今後の話かもしれませんが、これは今後の話かもしれませんが、どういうルールの定め方を考えているのか、もし決まっているんだら、教えてください。

○関西電力（石崎） 関西電力の石崎でございます。

今、おっしゃっていただきましたように、まだ明確な基準を決めているわけではございませんけれども、今後、引き渡す手続を行うまでに、今、山地のほうの説明をいたしました引き渡す際の確認のデータ、何と何をどのような形で確認をして、それを誰が最終的に承認をすると、そういうプロセスですね、確認と承認のプロセスを社内文書の三次文書等に記載することになります。

○片野審査官 ありがとうございます。

○山中委員 そのほか質問、コメントございますか。

よろしいですか。

私も技術的に何か問題があるとは到底思いませんし、外観検査もちゃんとやられるので、損傷ない燃料を法令に従って移動させるということで、問題あると思いません。

よろしいでしょうか。

それでは、議題2を終了いたします。

本日予定していた議題は以上です。

今後の審査会合の予定については、5日（木）にプラント関係（公開）、6日（金）に地震津波関係（公開）の会合を予定しております。

それでは、第595回審査会合を閉会いたします。