

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合

第572回

平成30年5月17日（木）

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572回 議事録

1. 日時

平成30年5月17日(木) 10:00～16:20

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)
小山田 巧 安全規制調整官
米山 弘光 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
止野 友博 上席安全審査官
竹田 雅史 上席安全審査官
中川 淳 上席安全審査官
中房 悟 上席安全審査官
深堀 貴憲 上席安全審査官
吉村 直樹 上席安全審査官
石井 徹哉 主任安全審査官

井上 超	主任安全審査官
植木 孝	主任安全審査官
片桐 紀行	主任安全審査官
小林 洋	主任安全審査官
竹田 武司	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
安田 昌宏	主任安全審査官
柏木 智仁	安全審査官
田尻 知之	安全審査官
日南川 裕一	安全審査官
関根 将史	技術研究調査官
竹内 洋一郎	技術参与
堀野 知志	技術参与
山浦 良久	技術参与

東北電力株式会社

若林 利明	原子力本部	原子力部	部長
小保内 秋芳	原子力本部	原子力部	副部長
渡邊 洋平	原子力本部	原子力部	課長
関川 茂樹	原子力本部	原子力部	課長
佐藤 大輔	原子力本部	原子力部	課長
菅原 清	原子力本部	原子力部	副長
菅原 岳志	原子力本部	原子力部	副長
松藤 芳宏	原子力本部	原子力部	副長
齊藤 卓也	原子力本部	原子力部	主査
広田 一	原子力本部	原子力部	主任
木村 智一	原子力本部	原子力部	主任
岩谷 弘樹	原子力本部	原子力部	
菊池 孝史	原子力本部	原子力部	

田中 悠太 原子力本部 原子力部
長尾 明芳 原子力本部 原子力部
飯塚 文孝 女川原子力発電所 発電部 課長
田中 晃 女川原子力発電所 環境・燃料部 副長

日本原子力発電株式会社

和智 信隆 常務取締役
石坂 善弘 常務執行役員
北川 陽一 執行役員
山本 祥司 発電管理室 室長代理
川里 健 開発計画室 室長代理
赤坂 吉英 東海第二発電所 所長代理
福田 康夫 発電管理室 副室長
竹内 公人 発電管理室 副室長
菊地 利喜郎 開発計画室 副室長
松本 深 東海第二発電所 保守室副室長
林田 貴一 発電管理室 機械設備グループマネージャー
室井 勇二 発電管理室 設備耐震グループマネージャー
竹本 吉成 発電管理室 プラント安全向上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
中山 晶夫 開発計画室 建築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
千葉 一憲 発電管理室 機械設備グループ副長
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
川崎 亨 発電管理室 火災防護対策グループ副長

四国電力株式会社

黒川 肇一 執行役員 原子力本部 原子力部長
滝川 雅博 原子力部 計画グループリーダー
中村 和倫 原子力部 計画グループ副リーダー
立石 真一 原子力部 計画グループ 担当

河野 隆範 原子力部 計画グループ 担当

藤田 啓司 原子力部 核物質・火災防護グループ 副リーダー

4. 議題

- (1) 東北電力（株）女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策について
- (2) 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
- (3) 四国電力（株）伊方発電所 3 号機の重大事故等対策について
- (4) その他

5. 配付資料

- 資料 1-1-1 女川原子力発電所 2 号炉 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性について
- 資料 1-1-2 女川原子力発電所 2 号炉 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の有効性評価について
- 資料 1-1-3 女川原子力発電所 2 号炉 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映
- 資料 1-1-4 女川原子力発電所 2 号炉 指摘事項に対する回答一覧表（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策等）
- 資料 1-1-5 女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価について
- 資料 1-1-6 女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価について 補足説明資料
- 資料 1-1-7 女川原子力発電所 2 号炉 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について
- 資料 1-1-8 女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対処設備について
- 資料 1-1-9 女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対処設備について（補足説明資料）
- 資料 1-2-1 女川原子力発電所 2 号炉 指摘事項に対する回答一覧表（説明スケジュール）
- 資料 1-2-2 女川原子力発電所 2 号炉 説明スケジュール

- 資料 1 - 2 - 3 女川原子力発電所 2 号炉 説明スケジュール（前回ご説明（2018.5.8 審査会合）からの変更点）
- 資料 2 - 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
- 資料 2 - 2 東海第二発電所 工事計画認可申請に係る説明工程
- 資料 2 - 3 東海第二発電所 工事計画認可申請における資料提出スケジュール
- 資料 2 - 4 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 3 - 1 伊方発電所 3 号炉 所内常設直流電源設備（3 系統目）の設置について
- 資料 3 - 2 伊方発電所 3 号炉 設置許可基準規則等への適合性について
- 資料 3 - 3 伊方発電所 3 号炉 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力にかかる審査基準」に係る適合状況説明資料

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572回会合を開催します。

本日の議題は、議題1、東北電力（株）女川原子力発電所2号炉の重大事故等対策について、議題2、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、議題3、四国電力（株）伊方発電所3号機の重大事故等対策についてです。

本日はプラント関係の審査なので、私が出席いたします。

それでは、議事に入ります。

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価について、説明を始めてください。

○東北電力（松藤） 東北電力の松藤でございます。本日はよろしくお願いたします。

これより、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価について御説明いたします。

本件は、お手元の資料、資料番号1-1-1、A4横の資料を用いまして御説明をいたします。また、その他の資料といたしまして、資料No. 1-1-4、こちらはこれまでの御指摘いただきました事項に対する回答一覧となつてございまして、今回御説明する案件につきまし

ては4件、該当するものがございます。こちらについても合わせて御説明いたします。
また、お手元でございます1-1-5から1-1-9までの資料につきましては、必要に応じて参照
させていただきたいと考えてございます。

では、説明に入りたいと思います。

1ページ目をお開きください。まず1ページ目、目次となっております。

説明項目としましては、1項目めでは、まず、はじめにということで、これまでの経緯
について、2番目の項目としましては、前回御説明からの変更点、3番目の項目としまして
は、審査会合での指摘事項に対する回答として、先ほど申し上げましたとおり指摘事項4
件に対する回答について御説明いたします。

では、2ページ目をお開きください。2ページ目、1.はじめにということで、ここでは前
回での御説明からの変更の経緯について御説明をさせていただきます。

まず初めに、以前の審査会合におきましての御説明に対しまして、燃料プール周辺の線
量率上昇を考慮した対策について検討するよう御指摘をいただいているところでございま
す。

この御指摘を受けまして、評価条件の不確かさの影響評価を踏まえまして、スロッシング
発生時に伴いプールの水位が低下し、燃料プール周辺の線量率が上昇した場合でも、確
実な確実な対応が可能となりますように、燃料プール代替注水系（常設配管）についても
重大事故等対処設備に位置づける見直しを実施したものでございます。

では、3ページ目をお開きください。ここからは、前回御説明からの変更点について御
説明いたします。

まず、スロッシングを考慮したプールの初期水位の低下量につきまして、こちらについ
ては、基準地震動の変更等追加に伴うスロッシングの再評価を行うこととしておりまして、
再評価結果を受けまして、スロッシングによる水位の低下量が約0.1mから約0.5mへ変更、
見直しをしてございます。

その結果については、資料中ほどの表1、スロッシング量の見直しによる燃料プール水
位評価結果の変更ということで、表にまとめてございます。

想定事象としては、想定事故1、2についてまとめてございまして、項目としましては、
遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間、10mSv/h相当ということですが、こち
らについてと、燃料ハンドル上部に到達するまでの時間についてまとめてございます。

こちら、遮蔽が維持される最低水位に到達する時間につきましては、想定事故1につき

ましては、見直し前に約23.4時間であったものが、見直し後に18.1時間。想定事故2につきましても、約18.6時間から約18.1時間に変更となっております。また、燃料ハンドル上部に到達するまでの時間につきましても、見直し後は、想定事故1、2ともに、見直し後は約3.9日という結果となっております。

この表1の結果から、スロッシング量の見直し後におきましても、プール注水自体は事象発生後13時間で実施可能となっておりますので、燃料プール代替注水系の可搬型、または常設配管による注水により、燃料損傷防止が可能であることを確認しております。

以上が、前回御説明からの変更点となります。

では、4ページ目をお開きください。ここからは、審査会合での指摘事項、4件に対する回答について御説明いたします。

まず、4ページ目では、指摘事項1番について御説明いたします。

指摘事項1番の内容になりますが、想定事故2の燃料プールの初期温度を100℃とした不確かさ評価において、遮蔽が維持される水位までの時間約10.8時間に対し、有効性評価では注水可能となる時間を13時間後としております。この約10.8時間以降は、高線量環境下での作業となるため、被ばく線量の観点から、常設配管による対応についても検討することとの御指摘をいただいております。

本件の御回答となりますが、こちらは資料図2にお示ししておりますように、まず自主対策設備としておりました燃料プール代替注水系（常設配管）について、これまで御説明をしましたとおり、重大事故等対処設備として位置づけることとしてございます。

これにより、屋外から燃料プールへの注水操作が実施可能となりますので、燃料プール周辺の線量率が上昇した場合におきましても、屋外の操作であり、線量率の上昇による影響も受けないということで、現場操作に必要な遮蔽は維持されておりますので、注水が可能であることを確認してございます。

指摘事項1番に対する御説明は以上となります。

では、5ページ目をお開きください。

○東北電力（関川） 説明者変わりました、東北電力の関川です。

5ページを御覧ください。指摘事項No. 2について御回答いたします。

指摘事項につきましては、注水ヘッダを使用した手順において、銘板や同色塗装により誤接続の可能性は低いとしているが、仮に誤接続があった場合の対策について整理し提示することと、御指摘をいただいております。

回答についてですが、注水用ヘッダと原子炉建屋の接続口との接続については、誤接続防止の取組みにより誤接続発生の可能性は極めて小さいと考えておりますが、仮に誤接続した場合でも現場または中央制御室で検知可能であること、また、誤接続された系統へ注水が行われた場合でも問題のないことを確認しております。

まず、検知についてですが、現場の重大事故等対応要員による検知、ホースの誤接続後、系統構成を行う際、ホース接続状態の相違及び操作対象弁の銘板と手順書との指差呼称により照合いたしますので、まず誤接続の検知が可能と考えております。

次に、中央制御室の運転員による検知ですが、誤接続の発生を現場にて検知できなかった場合ですが、中央制御室の運転員が注水開始に伴い、変動を示すべき注水流量等のパラメータが変動しないことを確認いたしますので、誤接続検知が可能と考えております。

続いて、誤接続による注水に伴う影響についてですが、ホースの誤接続により、一部の系統につきましては、注水のための系統構成が成立し、誤接続を検知するまでの間、注水が行われる可能性があります。次ページの表2に示すとおり、誤接続された系統へ注水が行われた場合でも問題ないことを確認しております。

6ページを御覧ください。6ページにおきましては、注水手段ということで、注水を行うべき系統名、真ん中に主な監視パラメータということで、注水をするときに監視すべきパラメータ、一番右側に誤接続により注水された際の影響について記載してございます。

まず、No. 1、2、3について誤接続した場合につきましては、屋外における弁操作により、注水に必要な弁は開状態となりますけれども、屋内の電気作動弁が全閉となっており、注水が開始されないため、問題はございません。

4、5番、燃料プール代替注水系へ誤接続した場合の手続ですけれども、これにつきましては、屋外における弁操作により注水が開始されますが、注水によりスキマサージタンクへ水が流入するため、燃料プールの水位は上昇はいたしません。また、中央制御室の運転員により、速やかに誤接続の検知が可能でありますことから、問題はないと考えております。

最後に、6番の原子炉格納容器頂部注水系へ誤接続した場合につきましては、これも4番、5番の燃料プールと同様ですが、屋外における弁操作により注水が開始されますが、注水先の原子炉ウェルの容積が大きく、水位の上昇は緩やかであること、また中央制御室の運転員による誤接続の検知が短期間で可能であることから、問題はないと考えております。

指摘事項No. 2についての説明は以上になります。

○東北電力（菅原（岳）） 続いて、資料の7ページを御覧ください。

説明者変わります。東北電力の菅原です。

指摘事項No.3、想定事故が発生した場合の対応に関し、注水用ヘッダ及びホース等の設置に係る作業の成立性と、それに用いる車両の位置づけについての御指摘でございます。

御説明ですが、まず、注水用ヘッダ及びホースの運搬・設置については、資料の図3、ホース延長回収車を用いた作業の所要時間の例ということで、タイムチャートを示してございますが、こちらの黄色のバーチャートで示しております作業について、右側の図4、ホース延長回収車によるホース設置イメージということで、写真を掲載してございますが、このホース延長回収車を用いて行うこととし、その所要時間を算出した上で、有効性を評価してございます。

したがって、注水用ヘッダ等を運搬するホース延長回収車につきましては、可搬型重大事故等対処設備と位置づけることといたします。

指摘事項No.3については以上です。

次に、資料の8ページを御覧ください。

指摘事項につきましては、海を水源としたときの手段と、それから淡水貯水槽の位置づけについてでございます。

まず、海の利用手段について今回見直しを行ってございますので、水の供給手段について御説明させていただきます。

図5に海水の利用の概要とその位置づけについて示してございますが、重大事故等発生時の水の供給に関しましては、赤線で示しております淡水貯水槽から、原子炉建屋、あるいは復水貯蔵タンクへの注水及び水の供給については、従来からSA対策として位置づけております。また、紫色の線で示しております海を水源とした淡水貯水槽への海水の補給、こちらについてもSA対策として、位置づけてございました。

一方、黄色の線でお示ししております海を水源とした淡水貯水槽を経由することなく、直接原子炉建屋や復水貯蔵タンクへ海水を供給する手段については、これまで自主対策と位置づけておりましたが、新たに重大事故等対処設備を用いた対応手順として整備することといたしました。

次に、淡水貯水槽の位置づけについてですが、これまでは重大事故等対処設備を用いた手段としては、赤、あるいは紫色の淡水貯水槽を経由したもののみとしてございましたが、新たに今回黄色で示しました海水を直接供給する手段をSA対策として整備することにより、淡水貯水槽については、これまでどおり、重大事故等対処設備ではなく、代替淡水源とし

て位置づけることとしております。

説明については以上です。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。

まず、私のほうから念のための確認なんですけれども、燃料プールの状態の確認に監視カメラと水位計・温度計が用いられるというふうに記載ございますけれども、通常運転時、事故時の、いわゆるプールの水位計と温度計の種類を教えてくださいと思います。

○東北電力（菅原（清）） 東北電力の菅原です。

重大事故等対策の水位計といたしましては、ヒートサーモ式水位計とあとガイドパルス式水位計という2種類の水位計を設置してございます。こちらは、通常時も監視可能な状態でございます。原理といたしましては、ヒートサーモ式については、熱電対による気相と液相の判断をするもの。それから、ガイドパルスということで、鞘管の中にパルス照射しまして、その反射によって検知するという、2種類のものを準備してございます。

SAですので、当然、耐環境性という観点では、オペフロの耐環境温度に耐え得る水位計を設置することとしてございます。

説明は以上です。

○山中委員 ありがとうございます。

それでは、そのほか質問、コメントございますか。よろしいですか。

（なし）

○山中委員 それでは、引き続き説明を続けてください。

○東北電力（松藤） 東北電力、松藤です。

では、引き続きまして、女川原子力発電所2号炉運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の有効性評価について、御説明をいたします。

本件御説明は、お手元の資料、資料番号1-1-2、A4横の資料を用いて御説明いたします。また、審査会合における指摘事項は資料1-1-4の横判となっております。こちらの御説明も合わせて実施いたします。その他の資料については、先ほどと同様、必要に応じ参照する形とさせていただきます。

では、1ページ目をお開きください。こちらは目次となります。

御説明の流れですが、1番目の項目としまして、炉心損傷防止対策の特徴と主な対策、ここでは、高圧・低圧注水機能喪失と格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）について御説明いたします。

2番目の項目として、LOCA時注水機能喪失におけます事象想定の見直しについて、御説明をいたします。

最後に、3番目の項目として、審査会合での指摘事項、1件に対する回答、こちらを御説明いたします。

では、2ページ目をお開きください。まず、こちらでは、高圧・低圧注水機能喪失事象の概要について御説明いたします。

事象の特徴でございますが、下の図等にもお示ししておりますとおり、こちらは給水流量の全喪失を起因事象とします過渡事象の発生後、高圧注水機能、原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能である低圧炉心スプレイ系と残留熱除去系（低圧注水モード）が喪失することで、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至るものです。

その対策としましては、図にお示ししておりますとおり、逃がし安全弁の手動開操作と低圧代替注水による炉心冷却、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を整備してございます。

では、3ページ目をお開きください。ここからは主要解析条件について御説明いたします。

まず、事故条件ですが、かいつまんで御説明いたしますと、起因事象としましては、給水流量の全喪失。安全機能の喪失に対する仮定としましては、高圧注水機能と低圧注水機能喪失としてございます。また、外部電源ですが、こちらについては外部電源は使用できるものとしてございます。

これによりまして、事象発生と同時に、再循環ポンプがトリップしないことで、原子炉水位低がレベル3に到達することで、原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されますので、原子炉水位の低下が早くなりますことから、炉心冷却上厳しい評価条件としてございます。

では、4ページ目をお開きください。次に、重大事故対策に関連する機器条件について、主要項目のみ説明します。

まず、原子炉スクラム信号につきましては、先ほど御説明したとおり、原子炉水位低レベル3としてございます。また、代替原子炉再循環ポンプトリップにつきましても、原子炉水位低レベル2でのトリップとしてございます。

では、5ページ目をお開きください。ここでは、重大事故等対策に関連する操作条件に

ついて御説明いたします。

まず、低圧代替注水系の起動と中央制御室における系統構成につきましては、事象発生20分後としておりまして、逃がし安全弁による急速減圧操作につきましては、こちらは操作時間を5分見込みまして、事象発生25分後としてございます。

また、格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却操作ですが、開始条件は、格納容器圧力0.384MPa到達時。停止条件としましては、二つございまして、格納容器圧力が0.284MPaまで低下した場合、もしくはサプレッションプール水位が外部水源注水量限界まで到達した時点としてございます。

最後に、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作ですが、こちらは格納容器の最高使用圧力を踏まえまして、圧力0.427MPa到達時としてございます。

以上が主要解析条件の御説明となります。

では、6ページ目をお開きください。ここからは、高圧・低圧注水機能喪失の対応手順の概要を御説明いたします。

フロー図左側を中心に御説明いたします。

まず、起因事象でございます全給水喪失が発生しまして、原子炉水位が低下いたします。水位が低下しまして、原子炉水位低レベル3に到達しますと、原子炉スクラム・タービントリップを確認いたします。その後も原子炉水位は低下しますので、原子炉水位低レベル2の高圧注水機能作動値に到達した時点で、左から順番に高圧注水機能である原子炉隔離時冷却系・高圧炉心スプレイ系の喪失、主蒸気隔離弁の自動閉、再循環ポンプ2台トリップを確認いたします。

フロー図左側に戻りまして、水位はその後も低下をし続けますので、原子炉水位低レベル1の低圧注水機能作動値に到達しますので、事象発生20分後に低圧注水機能であります残留熱除去系・低圧炉心スプレイ系の喪失と、残留熱除去系A・Bの機能喪失による除熱機能喪失を確認いたします。この時点で、高圧・低圧注水機能が喪失しておりますので、低圧代替注水系の系統構成に着手し、ポンプ等を起動いたします。

こちらは、系統構成中も水位は低下して、有効燃料棒頂部まで到達いたしますが、事象発生後25分におきまして、逃がし安全弁6弁による急速減圧を実施しまして、低圧代替注水系による注水を開始し、原子炉水位の回復を確認いたします。

次のページ、7ページ目をお開きください。

ここで、減圧と低圧代替注水によります注水によりまして水位は回復いたします。その

後は、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持いたします。原子炉はこのように再冠水いたしますが、崩壊の主軸機能が喪失しておりますので、崩壊熱で発生した蒸気が格納容器に流入することで格納容器圧力は上昇いたします。そのため、事象発生約28時間後には、格納容器圧力が0.384MPaに到達した時点で、原子炉格納容器の代替スプレイ冷却系、こちらによる格納容器冷却を実施いたします。

その後も、格納容器スプレイを継続しますので、事象発生約40時間後には、外部水源注水限界に到達しますので、格納容器の冷却を停止しまして、事象発生40時間後に、格納容器圧力が0.427MPaに到達した時点で、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施いたします。

その後は、低圧代替注水系により水位を維持しつつ、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱による圧力低下傾向確認をいたしまして、機能喪失している機器の復旧に努めます。

機器復旧後につきましては、残留熱除去系、原子炉停止冷却モードにより、冷温停止状態へ移行しまして、原子炉格納容器フィルタベント系につきましては、残留熱除去系により冷却が可能であることと、水素濃度制御が可能であることを確認して停止をいたします。

以上が対応手順の概要となります。

では、8ページ目をお開きください。ここでは、有効性評価の結果について御説明いたします。

まず、資料下の図1、こちらにおきまして、原子炉水位（シュラウド内外水位）についてお示しをさせていただきます。

原子炉水位については、給水流量が喪失することで水位が低下いたしますので、その後、低圧代替注水系の注水が行われるまでは低下をし続けるということになります。右に図2ということで燃料被覆管温度推移をお示しさせていただきますが、原子炉水位が低下し、燃料被覆管が露出することで温度が上昇します。燃料被覆管最高温度については、約859℃まで上昇いたしますのが、その後、注水によりまして燃料被覆管が再冠水することで、温度は低下することを確認させていただきます。

以上のことから、資料中ほど表1に評価結果として、評価項目としまして、燃料被覆管の最高温度、酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリ等の圧力温度の最大値等をまとめてございまして、解析結果が判断基準を満足することを確認させていただきます。

また、格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果につきましては、格納容器ベント実施まで時間が短く、放射性物質の減衰効果が少ないLOCA時注水機能喪失での実効線量が約 $3.4 \times 10^{-1} \text{mSv}$ を下回ることを確認してございますので、5mSvを下回ることを確認してございます。

以上が有効性評価の結果となります。

では、9ページ目をお開きください。ここでは、必要な要員及び資源の評価について御説明をいたします。

こちらは、資料表2に必要な要員と資源の評価結果をまとめてございます。評価項目は、要員、水源、燃料、電源についてとなっておりまして、左から順に、必要な要員数又は数量、確保している要員数又は数量となっております。

表に記載しておりますとおり、必要な要員や資源を確保しておりますので、こちらについて重大事故等への対応は可能であることを確認してございます。

では、次、10ページ目をお開きください。こちらの高圧・低圧注水機能の御説明、最後の項目となりますが、長期的な格納容器の安定状態維持について御説明をいたします。

まず、背景としまして、こちら格納容器の温度解析結果、資料の右側の図にお示しをしておりますが、こちら格納容器につきまして、判定基準である 200°C は満足しておりますが、結果については、約 112°C と高めな値となっております。そこで、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策を検討してございます。

その対策としては、資料中、対策概要ということでお示しをしておりますが、自主対策としまして、代替循環冷却系や残留熱除去系以外の除熱手段としまして、可搬型の原子炉格納容器除熱系による格納容器除熱と、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材除去系による原子炉除熱、原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による格納容器除熱を整備してございます。また、残留熱除去系の復旧対応としまして、予備品等の確保と復旧手順の整備を行ってございます。

以上が高圧・低圧注水機能喪失の御説明となります。

では、11ページ目をお開きください。ここからは、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）の事象の概要について御説明いたします。

まず、格納容器バイパス（インターフェイスLOCA）の特徴としましては、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失、具体的には隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破損に至ることに伴いまして、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続する

ことで、保有水量が減少し炉心損傷に至るものです。

そのシナリオとしましては、高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験実施中に2弁が開放され、低圧設計箇所が過圧され破断することを想定してございます。

その対応しましては、資料図中にも記載してございますが、まず、原子炉隔離時冷却系と低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧注水モード等による炉心の冷却。2番目に、逃がし安全弁を用いた減圧手段の整備。3番目に、現場での隔離操作による漏えい停止手段整備。最後に、残留熱除去系、サプレッションプール水冷却モードによります格納容器除熱手段の整備をしてございます。

なお、こちらISLOCAの発生に伴いまして、図中にお示ししておりますとおり、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が行われます。こちらの閉止機能につきましては、別資料にて後ほど御説明をいたします。

では、12ページ目をお開きください。ここからは、主要解析条件について御説明いたします。

まず、事故条件ですが、起因事象としましては、高圧炉心スプレイ系の吸込み配管の破断、破断面積は約35cm²としておりまして、給水流量の全喪失を想定ございます。

安全機能の喪失に対する仮定としましては、インターフェイスシステムLOCAが発生する高圧炉心スプレイ系が機能喪失するものと想定をしてございます。

最後に、外部電源ですが、ここでは外部電源なしとしてございます。これは外部電源ありを想定しますと、給復水系による給水が継続することになり、原子炉水位の低下が緩和されますので、外部電源は使用できないものとしてございます。

ただし、外部電源がない場合につきましても、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップして、原子炉水位の低下が緩やかになりますので、再循環ポンプについては事象発生と同時にトリップせずに、原子炉水位低レベル2の信号でトリップするものとしてございます。これによりまして、原子炉水位低レベル3による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されますので、原子炉水位の低下が早くなりますので、炉心冷却上厳しい評価としてございます。

では、13ページ目をお開きください。こちらは、重大事故等対策に関連する機器条件と操作条件を記載してございます。

主要なもののみ御説明させていただきますが、まず、原子炉スクラム信号については、先ほど御説明したとおり、原子炉水位低レベル3としてございます。また、代替原子炉再

循環ポンプトリップ機能につきましても、同様に原子炉水位低レベル2でのトリップとしてございます。

次に、操作条件につきまして、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作につきましては、事象発生30分後としてございます。こちらは、中央制御室において隔離弁操作失敗の判断時間と、その安全弁の操作時間に余裕を見込んで設定をしております。

次に、高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離操作につきましては、事象発生後5時間としております。こちらも、原子炉建屋内の現場環境条件を考慮しまして、運転員の現場移動時間や操作時間等を踏まえて設定をしているものでございます。

では、14ページ目をお開きください。ここからは対応手順の概要について御説明をいたします。

フロー図左側を中心に御覧ください。

まず、起因事象ですが、高圧炉心スプレイ系での定期試験時でのインターフェイスシステムLOCAの発生を想定してございます。

インターフェイスシステムLOCA発生から、左から順に、全給水喪失、外電喪失が発生するようになってございます。ここで、全給水喪失などによりまして、原子炉水位が低下をいたしますので、原子炉水位がレベル3に到達した時点で原子炉スクラム・タービントリップを確認いたします。さらに原子炉水位が低下しまして、原子炉水位低レベル2に到達しますと、高圧注水系の作動値に到達しますので、こちらはフロー図左から順に、原子炉隔離時冷却系の自動起動、高圧炉心スプレイ系の機能喪失、主蒸気隔離弁の自動全閉、再循環ポンプの2台トリップを確認いたします。

その後は、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認いたしますけれども、注水が行われておりますけれども、原子炉水位が低下するということですので、原子炉水位低レベル1に到達しまして、低圧注水機能作動値に到達した後に、低圧注水機能である残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の自動起動の確認を実施いたします。

次に、15ページ目をお開きください。

この時点で、さまざまなパラメータ等からISLOCAの発生を確認しますが、ISLOCA発生を受けまして、中央制御室での隔離操作による高圧炉心スプレイ系の注入隔離弁全閉を試みます。ここで、中央制御室からの隔離操作に失敗した場合ですけれども、事象発生約30分後で、逃がし安全弁2弁による原子炉急速減圧を実施いたします。減圧により、水位は有効燃料棒頂部を下回りますが、低圧注水機能であります残留熱除去系、低圧炉心スプレイ

系による注水が開始されまして、原子炉水位が回復をいたします。

次の16ページ目をお開きください。

注水をされますと、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)まで回復をいたします。事象発生5時間後に、その後は原子炉建屋内にて電動弁手動操作によります高圧炉心スプレイ系の注入隔離弁全閉操作を行いまして、隔離弁操作成功後は、残留熱除去系、低圧注水モードと低圧炉心スプレイ系により、原子炉水位をレベル3からレベル8の間で維持をいたします。

その後は、残留熱除去系、低圧注水モードと低圧炉心スプレイ系によりまして原子炉水位を維持し、残留熱除去系1系列による原子炉停止時冷却モードによる冷温停止状態への移行。残留熱除去系1系列によりサプレッションプール水冷却モードを継続しつつ、機能喪失している設備の復旧に努めまして、建屋内のサーベイと漏えい水の排水処理を行うとさせていただきます。

以上が対応手順の概要となります。

では、17ページ目をお開きください。ここでは、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）の有効性評価結果について御説明いたします。

まず、資料下の図3に燃料被覆管温度の推移をお示ししてございます。こちらは、原子炉の水位が低下しまして、燃料被覆管が露出することで、燃料温度が上昇し、燃料被覆管の最高温度が約357℃まで上昇しますが、注水によって再冠水することで温度が低下することを確認してございます。

有効性評価の結果としましては、資料中ほどの表3に示します評価項目、燃料被覆管の最高温度、酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値、こちらにつきまして解析結果が判定基準を満足することを確認しております。

また、想定される原子炉建屋内の環境につきましても、資料図4、原子炉建屋内温度推移にお示ししてありますように、事象発生4時間後の現場温度が約44℃となっておりますので、現場にて隔離操作を実施することが可能であることを確認してございます。

以上が有効性評価の結果となります。

では、18ページ目をお開きください。ここでは、必要な要員及び資源の評価について御説明いたします。

こちらは、資料中ほどの表4に、要員及び資源の評価結果についてまとめてございまして、評価項目は、要員、水源、燃料、電源。左から順に、必要な要員数又は数量、確保し

ている要員数又は数量としてまとめてございます。

表4にまとめておりますとおり、必要な要員や資源を確保しておりますので、重大事故等への対応は可能であるということを確認してございます。

以上が必要な要員及び資源の評価となっております。

では、1ページ飛びまして20ページ目をお開きください。ここからは、2番目の項目として、LOCA時注水機能喪失におけます想定事象の見直しについて御説明をいたします。

ここでは、想定事象の見直しに至った経緯としまして、重要事故シーケンス選定時のLOCAの分類の見直しについて御説明をいたします。

まず、LOCA分類の考え方でございますが、女川2号のPRAにおきましては、流出量に応じまして、炉心損傷回避可能な緩和系が相違することを踏まえまして、LOCAを大破断、中破断、小破断の3分類として設定をしております。

一方で、重要事故シーケンスの選定に当たりましては、設計基準事故におけます原子炉冷却材喪失事故の分類であります大破断LOCAと中小破断LOCA分類に基づきまして、2分類としておりました。

以上が従来LOCA分類の考え方となりますが、御説明したとおり、PRAと重要事故シーケンスにおけますLOCA分類が整合していることが望ましいことから、今回、重要事故シーケンス選定時におけますLOCA分類を、PRAと同様、大破断、中破断、小破断LOCAの3分類に変更することとします。また、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における重要事故シーケンスとしまして、要求される設備容量の観点から、より厳しい中破断LOCAを起因事象として選定することといたします。

では、21ページ目をお開きください。ここでは、事象想定の見直しに当たっての、期待します重大事故等対処設備の取り扱いと、破断箇所と破断面積の考え方について御説明いたします。

まず、重大事故等対処設備についてになりますが、中破断LOCAを起因事象として選定することから、蒸気により駆動する原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水系については期待しないことといたします。これにより、従来は高圧代替注水系による注水に期待する評価としておりましたが、高圧代替注水系による注水に期待をせず、逃がし安全弁を用いた原子炉急速減圧と低圧代替注水系を用いました低圧注水による対策の有効性を確認することといたします。

次に、破断箇所と破断面積についてになりますが、まず破断箇所につきましては、水頭

圧による流出量が大きくなるTAFより低い位置の配管のうち、最大口径となる配管として再循環配管を選定することといたします。また、想定する破断面積につきましては、破断面積に係る感度解析を実施しまして、破断面積の代表性や低圧代替注水系による原子炉注水操作の時間余裕等を考慮し決定することといたします。

以上の件を踏まえまして、LOCA時注水機能喪失におけます有効性評価を実施し、改めて御説明することといたします。

以上がLOCA時注水機能喪失における事象想定の見直しの御説明となります。

では、22ページ目をお開きください。

○東北電力（田中（晃）） 東北電力、田中です。説明者変わります。

指摘事項についての御回答を御説明いたします。

燃料棒に破裂が発生する場合の、温度、応力の関係について、詳細な試験条件を提示して説明することというコメントでございます。

回答といたしましては、右に図を載せておりますけれども、燃料被覆管の温度上昇時に燃料棒の破裂の有無を判定するために、この破裂判定曲線を使用いたします。

根拠としている破裂実験は、図の右方に記載しておりますけれども、燃料棒の破裂時の温度、応力に着目して整理しているもので、異なる寸法の被覆管の実験結果を同様に扱うことができると記載しております。

根拠実験は、大部分が未照射材を使用したものでございますけれども、高燃焼度の照射材を用いた実験により、照射の影響は、実験のばらつきの範囲におさまる程度ということを確認しております。

次の23ページですけれども、こちらに引き続きまして水素の影響について御説明をしております。

被覆管の燃焼度が大きくなると、水素濃度が増加する傾向が見られますけれども、燃焼末期で55GWd/tですけれども、こちらで水素濃度は300ppm以下であることを確認しております。

この300ppmの影響を見るために、電共研で試験をしておりますまして、水素富化材（300ppm）の被覆管の昇温破裂試験を実施しておりますまして、機械的強度の著しい低下は見られないことを、右図で確認しております。

以上より、有効性評価において破裂判定曲線適用に当たって、燃焼度や水素濃度の影響を考慮しても問題ないことを確認しております。

以上です。

○山中委員 それでは、質疑に入りたいと思います。

まず、コメントをさせていただいた私のほうから少し、高圧・低圧注水機能の喪失におけるその結果のお話について質問させていただきたいと思います。

バースト曲線を出していただいたかと思うんですけども、実際、有効性評価で得られた被覆管のいわゆる状態、これはそのバースト曲線でどの辺りに結果としてくるのか、燃料が壊れると判定できるのかどうなのかというところを、お答えいただければと思います。

○東北電力（田中（晃）） 東北電力、田中です。

破裂判定曲線に対する位置については、この現状使用している破裂判定曲線のかなり近接したところにあるんですけども、破裂なしの領域にあるものでございます。

以上です。

○山中委員 一応、東北電力のほうでは破裂はしないというような判定をされたということですね。

○東北電力（田中（晃）） 東北電力、田中です。

まずは、この曲線よりも下回っているので破裂はしないということを確認をしておりますけれども、この審査資料にもお示しをしているとおり、この破裂判定をする評価結果というのが、被覆管の最高温度が出るところで下回っているということなので、一部、ある燃料帯のある濃度がそのパーフォレーションというところになったとしても、その影響は被ばくという観点で大きくないということを、有効性評価の添付資料の中で確認をしてお示しをしております。

以上です。

○山中委員 具体的に場所を。

○東北電力（田中（晃）） すみません、資料ですけれども、資料1-1-5の資料を使用いたします。資料が資料1-1-5で、ページ数が79ページでございまして、添付資料2.1.3と、減圧・注水操作が遅れる場合の影響というところにお示しをしております。

82ページに、先ほど御指摘をいただいたパーフォレーションカーブに対して解析結果がどこにありますかということをお示しをされていて、82ページの図を見ていただくと、×印をつけているもの、赤い×印、小さくて申し訳ありませんけれども、こちらが現状のベースケースの有効性評価の設定時間による評価ということで、破裂判定曲線を下回ったところにあるということを確認をしております。

一方で、非常に近接をしているという状態であることは確かですので、この影響というものをこの添付資料の中で確認をしていて、81ページに解析結果をお示しをしておりますけれども、実際の破裂の本数を、行ったり来たりで申し訳ありませんが、84ページのような実際の燃料棒の線出力とピーキングがどのような数あるかということの詳細を確認いたしまして、パーフォレーションする本数というものを確認をいたしまして、そして被ばく評価を実施しております。

その結果というのが、先ほど81ページでお示したようなところで近接はしておりますけれども、実際の線出力の状態、本数を確認いたしますと、影響は小さいということを確認をしているということでございます。

以上です。

○山中委員 かなり詳細な評価までやっていただいているようです。実際、よく御存知だと思っておりますが、燃料がバーストしますと、ピンホールがあくかあるいは膨れたところに縦にクラックが入るか。起こる現象としては、いわゆる被覆管が壊れるという現象と、起きる現象の一つとして燃料が微粉化して噴き出すということが起きるとというのが、比較的最近の文献なんかで報告されています。その辺りも少し、燃料棒自身が壊れるのが有効性評価の結果に影響を与えるとは思いませんけれども、念のためそういう点も少し御検討されたらどうかという。ここまで詳細に評価をしていただいているので十分かとは思いますが、少しそういうところもあるんだということを承知していただいて、考察していただければなと思います。

そのほかはいかがでしょう。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

今の話に関連してなんですけれども、先ほどのパーフォレーション曲線の図を見ますと、遅れると被覆管は破裂するおそれが出てくるということで、急速減圧と注水操作というのを定められた、想定された時間内に確実に行うというのが、多分重要になってくるというふうに思うわけですけれども、今回、弁操作としては5分を見込んでいると思うんですけれども、その想定した時間内に確実に急速減圧ができるということについて、ちょっと説明をしてください。

○東北電力（岩谷） 東北電力の岩谷でございます。

本日お持ちした資料になりますけれども、資料No. 1-1-6、有効性評価の補足説明資料をお願いいたします。

資料1-1-6の通しで48ページをお願いいたします。補足説明資料66番といたしまして、
低圧代替注水系による原子炉注水準備の成立性についてということでお示ししております。

上のほうの文章を少し割愛させていただきますが、この低圧代替注水系の準備操作については有効性評価では5分を想定しておりまして、訓練実績等についての実績では3分44秒というところを得ております。

詳細については下の表に示しておりまして、大きく分けて3項目、操作がございます。

一番上の系統構成と書かれているところについては、バイパス流防止であったり、水源の確保といった目的のために操作する弁操作になりますが、これは訓練実績によりますと1分51秒でできると。続きまして、復水移送ポンプ2台の起動については41秒。最後、原子炉に注水するために必要な電動弁の操作ということで二つほど弁を操作しますが、こちらについては1分12秒ということで、先ほど御説明しましたとおり、想定時間5分に対して3分44秒で操作ができるということを確認しております。

御説明は以上になります。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

こういったのは、訓練を引き続き重ねていって、確実に操作ができることを確認していくという理解でよろしいですか。

○東北電力（岩谷） 東北電力の岩谷でございます。

この操作に限らず、有効性評価でクレジットをとる操作については、今後、継続的に訓練を重ねていくということで計画をしていきます。

以上になります。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

あと、別の質問になるんですけども、パワーポイントの資料で、高圧・低圧注水機能喪失にかかるところで、4ページ目に主要の解析条件として機器条件が記載をされていますけれども、下から2行目です。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系ということで、設定条件としては、温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定をするということで、88m³/hでスプレイをするということを設定していますが、この設定根拠について説明してください。

○東北電力（田中（晃）） 東北電力、田中です。

資料を用いて御説明をさせていただきますけれども、資料1-1-6の32ページでございます。

32ページの60番、外部水源を用いた場合の格納容器スプレイ流量というところでございまして、こちらの頭を書いておりますけれども、スプレイの冷却性を確保するために、液滴径が重要なパラメータになっておりまして、こちらを2mm以下というものに制御するために、1ノズル当たりに必要な流量を10L/minと設定いたしまして、個数を掛けて88m³と設定をしているものでございます。

以上です。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

多分、この88という数字自体は多過ぎても外部注水流量制限に早くひっかかってしまって、結果としてベントが早くなるおそれもありますし、少な過ぎても当然効果が出ないということで、その兼ね合いで88というところを設定したんだというふうに理解をいたしましたけれど、その88というものは、外側にある現場の注水量ヘッドの注水弁で操作した上で88を狙って操作をしていくことになるということで、それは実質現場でその88という数字を調整弁でコントロールできるんですかということについて、説明をしてください。

○東北電力（飯塚） 東北電力の飯塚でございまして。

88m³の流量を確保するというので、おっしゃるとおり現場でのバルブ操作になりますけれども、それにつきましては、中央制御室で流量計のほうを監視しながら、現場の操作員と連絡をとって現場のほうで流量、実際の弁操作をするということで、実施が可能であるというふうに考えてございます。

以上です。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

現場で直接の流量は見られないということで、恐らく中央制御室とやりとりをしながら、88ということ調整していくと思うんですけど、そこを速やかにやる方策というのは考えていないのでしょうか。

○東北電力（岩谷） 東北電力の岩谷でございまして。

この現場と中央制御室のやりとりについては、必要な通信連絡設備、具体的に言うとトランシーバーになるかと思いますが、そちらを整備することでタイムリーな連絡が可能ということで考えておりまして、操作の成立性についても問題はないというふうに考えております。

以上になります。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

そこは、確実に、訓練等を重ねてきちんとできるということは確認をしていただきたいというふうには思います。

○東北電力（岩谷） 東北電力の岩谷でございます。

承知いたしました。

○止野上席審査官 すみません。引き続きまして、ISLOCA側のほうについて質問を2点させていただきます。

パワーポイントの資料で言いますと、19ページ目に、今回ISLOCAが発生すると想定した系統の選定についてまとめた表がありますけれども、弁数等を考慮した上で、電動弁試験時に高圧スプレイ系ポンプの吸い込み配管をISLOCAが発生する位置として想定をしていますけれども、その試験時ではなくて、それ以外の箇所でISLOCAが仮に発生したとしても、それを速やかに検知できる方法というのがきちんと整備されているのかどうか、これをまず確認したいと思います。それが1点目です。

次に2点目ですけれども、1ページ前に戻って17ページ目に結果がございます。想定される環境においても現場で隔離操作ができるという結論がありますけれども、その現場環境って温度だけではなくて、当然湿度もありますし空間線量等もありますし、そういったものをもろもろ踏まえたとしても、確実に現場の作業員の方が弁操作ができるのか、そこをどうやって確認しているのか、説明をしてください。

以上2点です。

○東北電力（飯塚） 東北電力の飯塚でございます。

一つ目の質問ですけれども、ISLOCAの発生場所、定期試験以外でというところでのお話ですけれども、こちらにつきましては、原子炉との隔離弁の操作ですけれども、こちらは定期試験以外では操作することはございません。ですので、隔離弁のリークとかいった状況を想定いたしますと、各系統のECCSの圧力が徐々に上昇するというようなことが考えられます。このような場合は、運転員が行っておりますECCSの系統圧力の盤面監視ですとか、直なんかが交代したときのデータ採取といったところで、圧力を監視することによって検知することが可能というふうに考えてございます。

以上でございます。

○東北電力（岩谷） 続きまして、2点目の質問に対してですが、東北電力の岩谷です。

現場の高温高湿度環境下での作業、あと放射線環境下での作業というところについては、まず、高温高湿度環境下というところについては、これについては、耐熱服及びクー

ルベストなどを着用することによって、作業の成立性はあるというふうに考えております。

また、放射線環境については、こちらの添付資料、まとめ資料のほうには詳細に線量を示しておりますが、操作時点における線量としては、約4mSv以下というところですが、蒸気環境下というところがございますので、現場に行く要員については、自給式呼吸器を着用して操作に向かうということですので、線量の観点からも操作の成立性については問題はないというふうに考えております。

以上になります。

○山中委員 そのほか、何か質問、コメントはございますか。よろしいでしょうか。

(なし)

○山中委員 それでは、次の項目について説明をしてください。

○東北電力（菅原（岳）） 東北電力の菅原です。

資料1-1-3を用いまして、柏崎刈羽原子力発電所の適合性審査を通じて得られた技術的知見への反映について御説明させていただきます。

資料の1ページ目を御覧ください。本日は、使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策と、原子炉制御室の居住性を確保するための対策について御説明させていただきます。

資料の2ページ目を御覧ください。

まず、使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策に関しまして、(2)のb.に記載のとおり、燃料プール冷却浄化系を重大事故等対処設備と位置づけ、重大事故等時における燃料プールの除熱手段といたします。

資料の3ページ目、図1、燃料プール冷却浄化系の系統概要図を御覧ください。

燃料プール冷却浄化系の重大事故等時に使用する系統を赤の線で示してございますが、燃料プール冷却浄化系につきましては、燃料プールから左側のスキマサージタンク、燃料プール冷却浄化系ポンプ、それから燃料プール冷却浄化系熱交換器を通しまして、また燃料プールへ戻すことによって、プール水を除熱するものという系統構成になってございまして、この系統につきましては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、ポンプ等については常設代替交流電源設備からの給電により運転すると。また、熱交換器については、原子炉補機代替冷却水系を用いて冷却することにより、重大事故等時においても、燃料プールを除熱できる設計といたします。また、この手順についても整備いたします。

このことによりまして、プール水温が65℃に到達する事象発生約30時間よりも早い約24時間後から除熱が可能な運用といたします。

使用済燃料プールの除熱については以上です。

次に、資料の4ページ目を御覧ください。

原子炉制御室の居住性を確保するための対策に関しまして、(2)のb.に記載のとおり、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備と位置づけるとともに、原子炉建屋ブローアウト閉止装置を新たに設置いたします。

資料の5ページ目を御覧ください。

図2に非常用ガス処理系の概要図を示してございます。炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばく線量を低減するため、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備と位置づけます。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系の排風機を用いまして、原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒から排気することにより、運転員の被ばくを低減することが可能な設計といたします。

非常用ガス処理系排風機は、全交流動力電源喪失時においても、ガスタービン発電機から受電し運転が可能な設計といたします。

次に、資料の6ページを御覧ください。

図3に原子炉建屋ブローアウト閉止装置の配置と概要についてお示ししてございます。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置につきましては、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で、先ほど御説明いたしました非常用ガス処理系の機能に期待する場合に、原子炉建屋の気密性を確保することが可能となるよう、図の左上でグレーでハッチングしている部分になりますが、原子炉建屋ブローアウトパネルから蒸気を放出する際の流路上に、図の左下に示しております発電所の空調設備などでも使用実績のある気密ダンパを、図の右側、青い色のブロックでお示ししていますように組み合わせを行うことにより構成する設計といたしております。

この閉止装置につきましては、中央制御室から操作スイッチによる遠隔操作が可能な設計とするとともに、遠隔手動ダンパ操作設備、フィルタベント系の弁の操作であるとか、外部接続口のついている弁の操作に使うフレキシブルシャフトといったようなものを用いまして、電源喪失時においても、現場にて人力による操作が可能な設計といたします。

弊社からの御説明については以上です。

○山中委員 それでは、質疑に入りたいと思います。質問、コメント、ございますか。

○止野上席審査官 規制庁の止野です。

パワーポイントの4ページ目の四角囲いとして、59条の解釈のeにありますように、「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋で設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合」にはということ、恐らくこの必要がある場合だというふうに判断をされた上で、これを設置するという御説明があったんだというふうに思いますけれども、そもそも中央制御室における運転員の被ばくの評価結果ですとか、その評価条件としてSGTSに期待をしているのかいないのか。また、例えばCV漏えい孔の捕集効果DFをどう見込んだのかという、そういった前提条件がちょっと今提示されていないという状況なので、そこは改めて整理をしていただいた上で、その閉止装置の必要性も含めて、改めて説明をしていただきたいというふうには思います。

以上です。

○東北電力（佐藤） 東北電力の佐藤です。

中央制御室の線量評価については、今後御説明はしますが、格納容器からの漏えい孔による捕集効果などには期待は、現時点においてはしてはございません。

また、居住性の観点から、こういったSGTSを期待する場合においては、放射性物質を中央制御室に取り込む状態でいろいろと評価上のプロセスで条件設定をいろいろしているんですが、ブローアウトの関係性等を含めて、今後詳細には説明させていただきたいとは思っています。

○山形対策監 すみません、規制庁の山形ですけれども。

今のところなんですけれども、私も常々先行プラントの状況はよく見ておいてくださいということなんですけれども、それはその先行プラントのいいところをよく見ておいてくださいということで、悪いところは悪いので、いいことをしていただいたらいいので。

この柏崎のブローアウトパネルの問題というのは、はっきり言って悪いところなんです。これは、そもそも東電が最初、格納容器からの設計漏えい率以外の場合のDFをどう考えるのかということ、DFは400ですというふうに出してきたので、それはちゃんと説明してくださいという話だったんですけれども、何を考えたのか、もう議論をしたくないから1ですというようなものをもってきて、それはもう全部出てきますというのですね。それなら、変な言い方ですけども、文句はないでしょうというような感じで出してきたので、そうすると、こういうブローアウトパネルを開ける閉めるという必要が出てきているんですけ

れど、それはいろいろな事情があって、そんなことをしたんでしょうけれども、そういうところは、別に先行を見習う必要は全くないので。

というか、逆にそれをコピーするというのは、我々はそれは逆に東北電力さんの技術的能力、本当にそんなことを考えるというのは、東北電力の技術能力がどうなんだということだと思いますし、真面目に検討していただきたいんですね。じゃあ、次回整理してということであれば。でないと、実際事故が起こったときに判断を誤るんですよ。DF、何十あるだろうなと思っていて、被ばくなんか気にしなくていいんだけど、審査のときにやっていたものを、それをひたすら勉強された方は、これは急いで閉めに行かないといけないというと、逆にそっち側でまた危ない作業をすることになって、実はそんなところから出てくるはずないんだけどみたいになると本末転倒なので。

このところは、それでも少しでも減らすという観点でつけられるというのは、それはそれで安全に対する姿勢としては立派なものだとは思いますが、議論したくないから、とりあえずつけておこうなどというのは、それはちょっと姿勢、考え方に問題があると思いますので。じゃあ、次回のときにはきっちりとした議論ができるような資料を用意していただけたらと思います。

○東北電力（佐藤） 東北電力、佐藤です。

承知いたしました。格納容器からの漏えい孔のDFもそうですし、格納容器を出した後、本来であればBWRは原子炉建屋がありますので、直接外に格納容器からダイレクトに出るということはないんですが、評価上、今はそういったところも保守的に、格納容器を出後は外の環境で、それがダイレクトに中央制御室に取り込まれるというような、そういう保守的な前提を置いている部分もありまして、現実的には、そういうところについても効果というのは確実にあるものになりますので、そういったところも少し現実的なものというところを考えて、説明を今後させていただきたいと思います。

○山形対策監 ちょっと保守的というところのやり方が、ほかのところでも指摘しましたけれども、有効性評価のガイドに書いていますように、原則ベストエスティメートでやってくださいと。不確かさの部分はちゃんと感度解析をしてくださいねというふうになっているんですけど、そういう議論ではなくて、全量放出だから保守的でしょうというやつでやって、それはちょっと違う。保守的ではあるけれども、それは技術的議論を避けるための方便に近いので。

そうではなくて、そんなことをやっているのと、本当の事故のときに間違えてしまいます

ので、ちゃんと、本当はこれは最確だと思っていると。でも、不確かさがあるのでここま
で不確かさを見積もって保守的にしますという議論はわかるんですけども。じゃあ、と
りあえず全部出てくることにしますというのは、それは技術的な議論ではないと思います
ので、しっかりと御準備をお願いします。

○東北電力（小保内） 東北電力、小保内です。

今の山形さんの御趣旨、よく理解しました。

我々も柏崎さんでやったあの議論を見ていて、確かに格納容器からの貫通口のところの
DFをどうするんだと。原子炉建屋、ああいうふうになくなった場合とか、幾らかはや
っぱり絶対ありますよねというところはちょっと思っていましたので、そこをどういふ
ふうに整理するかも含めて、今、御宿題をいただきましたので、検討させていただきたい
と思います

以上です。

○東北電力（若林） 東北電力の若林です。

1点だけ補足させていただきますけれども、こちらにブローアウトパネルにかわるよう
なものをつけようという発想は、もともとを私どもとしては、やはり原子炉建屋の気密性
を確保する上で、より気密性を高めるべきであろうという発想をもってやっております
のですから、その点はまず1点だけ御説明させていただきたいと思っております。

以上です。

○山中委員 そのほかはいかがですか。よろしいですか。

（なし）

○山中委員 最後、かなり本質的なコメントが出ましたので、これは後ほど中央制御室の
居住性について御検討をいただくときに、あわせて御検討いただければと思います。ブ
ローアウトパネルのありようとか、ダンパをつけるのであれば、女川の2号炉は1枚しかブ
ローアウトパネルがついていないので、その処置は非常にしやすいといたら語弊がありま
すけれども、やれる可能性というのは非常に高いので、ありようをきちっと考えていた
だいて御対応いただければと思います

それでは、今後のスケジュールについて御説明をお願いします。

○東北電力（若林） 東北電力の若林でございます。

では、資料の1-2-1、1-2-2、1-2-3に基づきまして御説明させていただきますが、1-2-1
は、これまでいただきましたコメントを継続的にフォローすべきものにつきまして、網が

けがない形で示しております。1-2-2は、最新のスケジュールでございまして、変更点を示しております1-2-3をお開きいただきたいと思います。

基本的に、ここまでの審査の進捗状況などを踏まえまして、最新の状況を反映させていただいたということでございますが、まず1ページ目でございますけれども、安全施設につきまして、審査会合はなくて、別途きちんと書いて資料のほうに反映するという形にさせていただきましたので、そちらの部分を反映させていただいたということ。

裏面になりますが、裏面については、審査関係の資料の準備状況について、最新のものにアップデートさせていただいたということ。

それから、3ページ目になりますが、こちらは建屋の耐震関係でございますけれども、建屋の初期剛性低下につきまして、1週間、説明の進捗、審査の進捗を踏まえて遅らせていただいたというものになります。

最後のページ、別紙2になりますけれども、津波防護設計につきまして、審査会合を計画させていただいたということでございます。

御説明は以上でございます。

○山中委員 今後のスケジュールについて、確認しておきたい点はございますか。よろしいでしょうか。

(なし)

○山中委員 それでは、以上で議題1を終了します。

ここで休息に入ります。再開は13時30分とします。

(休憩 東北電力退室 日本原子力発電入室)

○山中委員 それでは、再開いたします。

次の議題は、議題2、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です。

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す。よろしく願いいたします。

まず、本日の資料ですけれども、資料2-1から2-4まで準備させていただいておりまして、論点に関しましては資料2-1を中心に御説明させていただいて、説明工程については資料2-2を中心に御説明させていただきます。

そのほか、2-3と2-4につきましては、適宜御確認いただくようにしたいと思います。

それでは、資料2-1、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という

資料のほうで御説明いたします。

1枚めくっていただきまして、本日の御説明ですけれども、まず、大きな一つ目としまして、前回4月5日の審査会合以降において新たに出てきました8件の論点、こちらについて御説明いたします。その後、前回4月5日の審査会合において抽出されましたブローアウトパネル関連のコメント回答ということで御説明します。

まず最初に、8件の新規のほうを一通り御説明させていただいて、一度質疑。その後、前回のコメント回答を行って、その後、質疑。最後に全体の説明工程ということで進めさせていただければと思います。

それでは、論点のほうから始めさせていただきます。

○日本原子力発電（千葉） 日本原電の千葉でございます。よろしく申し上げます。

それでは、資料2-1に従いまして、論点-1の防潮堤ルート変更後の敷地に遡上する津波の浸水深及び流速について、御説明させていただきます。

まず、1.概要と2.確認事項でございますが、防潮堤ルート変更後の敷地に遡上する津波の浸水深及び流速を遡上解析にて確認する。それぞれ最大浸水深と最大流速を確認してございます。

こちらにつきましては、以前、会合の中で、防潮堤ルートの変更後の御説明をした際に、まだ、この解析結果は確定しておりませんでしたので、この場をおかりしまして御回答するものになります。

3.確認結果といたしましては、東海第二発電所原子炉建屋南側エリアにおける防潮堤ルート変更後の津波遡上解析結果を表1に示してございます。

表1のほうには、3点ほど津波防護施設の評価ポイントを示しております。

原子炉建屋と緊急用海水ポンプピット、格納容器圧力逃がし装置の格納槽、それぞれ、2ページの左側の図に丸数字で示してある場所に存在しているものになります。

これらについて、最大浸水深と最大流速を確認したところ、このような数値が得られております。

それぞれ防潮堤ルート変更前に設定しておりました設計上の浸水深であります1.0mと、あと、流速の2.0m/sをそれぞれ満足するものとして、これらを防潮堤がルート変更をしたとは言いながら、これらを変更することはないということを確認したものでございます。

また、敷地モデルに東海発電所建屋を反映した追加解析も実施しております。

東海発電所建屋を考慮しても、東海第二の原子炉建屋南側エリアに局所的な水位上昇が

ないことを確認しております。

今、2ページ目の左下の図につきましては、こちら東海発電所建屋のモデルが反映されていないものになります。

1ページめくっていただきまして、3ページ目を御覧ください。

こちらの3ページ目の右上の図を御覧いただきますと、黄色の点線で囲ったところ、ここが先ほどの地図にないところで、これが東海発電所建屋のモデルの反映ということになります。

津波は、この右上の図で見ますと、右上の方向から向かって東二建屋に向かってくるといふような流向になります。

それぞれ拡大した図を下に2枚つけておりますが、東海建屋を反映したモデルの拡大図が右下の図になります。

右下の図では、黄色の枠で囲ったところの一部をゼブラ模様で示しております。

左側の図が東海モデルを反映していない図になります。

これの東海第二発電所の原子炉建屋の南側エリアを比較いたしますと、それぞれ最大浸水深で0.5と0.4ということで、東海モデルを反映いたしますと、逆に浸水深につきましては0.1mほど下がるような結果が得られている。

あと、全体的にこれは緑色をしておりますので、局所的なスポット的な水位の上昇もないということが確認できております。

説明につきましては、以上でございます。

○日本原子力発電（森）引き続きまして、4ページでございます。

日本原子力発電の森でございます。

論点-2、鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の評価ということでございます。

概要ですけれども、直接定着式のアンカーボルトにつきましては、橋梁施設などにおきまして、適用実績が多いものでございます。ただ、津波荷重という大きな荷重を受ける津波防護施設への適用は初めてとなるということが今回挙げられます。

したがいまして、地震荷重や津波荷重による6成分の設計断面力が作用した場合におきましても、直接定着式アンカーボルトが負担する能力が弾性範囲内に収まるということを確認することにより確認するということを行いまして、すなわち、アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性をお示しするということになります。

もう一つ、接合部の設計方法ですけれども、それぞれ3成分ずつの荷重でアンカーボルト

トと鉄筋コンクリートの設計を行いますけれども、三次元的に6成分の設計荷重が同時に作用した場合におきましても、弾性範囲内に収まるということを確認することで、接合部の設計方法の妥当性を示すということを考えてございます。

確認事項ですけれども、今申したように二つございまして、アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性の確認、それと接合部の設計方法の妥当性の確認ということを行います。

3番、評価方法ですけれども、一つ目ですけれども、三次元解析（COM3）というものを用いまして、6成分の荷重が同時に作用した場合におきましても、アンカーボルトに生じる引張り力ですね、それが弾性範囲内に収まっていることを確認するというものでございます。

5ページ目でございます。

もう一つ、接合部の設計方法の妥当性ということで、下の表にございますように、引抜力はアンカーボルトで、あと、水平力につきましては鉄筋コンクリートでそれぞれ荷重を分散させて、弾性範囲内に収めて設計するというものでございます。

こういったものを、部材が一体となったときに、三次元構造において6成分の荷重が同時に作用した場合におきましても、各部材が弾性範囲内で設計荷重を受け持つということができているということを確認ということでございます。

それと、表の下でございまして、その他の確認項目ということで、TP+24m津波と最も大きいと考えられる荷重を作用して評価を行いますけれども、それ以上の荷重が作用した状態を考えまして、それにつきましても荷重の伝達メカニズム、あるいは三次元挙動を把握するとともに、十分な靱性を有する構造であるということを確認していくということを行います。

今後の予定ですけれども、三次元解析の結果につきましては、6月中旬までにかけて順次説明を行っていくということでございます。

論点-2につきましては、以上でございます。

続きまして、7ページでございます。

論点-3です。

立抗構造物の解析モデル変更についてということでございます。

概要ですけれども、左に図がございまして、色枠で囲った六つの立坑構造物が屋外重要土木構造物としてございます。

このうち、地震用応答解析モデルにつきましては、円筒形の立坑三つにつきましては既

工認プラントと同様の1本の鉛直構造梁としてモデル化を行ってございました。

それと、残り三つの矩形立坑構造物につきましては、ラーメン構造型のフレームとしてモデル化を行ってございました。

しかし、既工認のプラントで立坑構造物として実績があります1本の鉛直梁の構造梁の解析モデルへ全て統一することが望ましいというふうに考えまして、解析モデルの変更を行ったものでございます。

8ページでございます。

確認事項としましては、六つの立坑を一つの同一のモデルに統一するというところでございます。

確認状況ですけれども、矩形の立坑の構造物につきましては、鉛直構造梁モデルに統一を図りました。

それと、解析条件につきましては、断面選定、鉛直断面の評価方法など、説明を実施済みでございます。

それと、今後ですけれども、立坑構造物には開口が設置されますので、構造設計におきましては、開口周りの局所的な応力に対しても影響の検討を実施していく予定でございます。

今後の予定でございます。

下に説明スケジュールという工程表がありますけれども、4月5月にかけては、適宜基本設計方針の説明を実施しているところでございます。

それで、解析モデルの変更が伴います円筒形の立坑につきましては、予定どおり6月末までに説明を終えるということで、中段のものでございます。

現在、解析の評価を行っているところでございます。

一番下の段ですけれども、矩形の立坑、モデルの変更をしたものにつきましては、現在、モデルの変更を行いまして、6月にかけて解析評価を行っていくというものでございまして、7月末までに解析評価を説明するというところで考えてございます。

4月、5月で詳細な基本設計方針の説明をしまして、そういった中身を統一しまして、きちんと説明していくことで、評価結果につきましてはすぐに解析結果を終わらせてまして、最終的な説明期間の短縮になるべく努めるようにというふうに考えてございます。

論点-3につきましては、以上でございます。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

論点-4、原子炉建屋基礎盤の耐震評価について、御説明いたします。

まず、原子炉建屋の基礎盤ですけれども、概要を次の10ページのほうにお示ししております。

色分けしております三つの領域に区分されておりました、底部コンクリートマットと原子炉等の基礎についてはSクラスの設備。それから、その周囲の付属棟の基礎を含めた建屋全体がSクラスの設備の間接支持構造物となっております。

それぞれの耐震設計方針を表の右側に記載しております、Sクラスの設備については終局耐力に対し妥当な安全余裕を有することとしております。

本日は、評価上、余裕が比較的小さい原子炉棟の基礎と付属棟の基礎について、御説明をいたします。

9ページのほうに戻っていただきまして、今回、評価への影響が大きいと考えられる四つの項目について整理してございます。

1点目は、応力解析モデルの境界条件についてですけれども、こちらについては既工認と同様のものとしております。

ただ、2月の補正のときから応力解析モデルを見直すということにしておりますので、この経緯について御説明いたします。

2点目は、荷重の入力方法ですけれども、こちらは既工認と同様でございますので、施設名は省略いたします。

3点目、局所応力の取り扱いということで、応力の平均化。

それから、4点目の許容限界の設定につきましては、それぞれ説明いたしますが、確認事項としまして、評価手法の妥当性についての確認ということで、それぞれの状況としましては、局所応力につきましては、既工認実績のある応力平均化を行う際の平均化範囲の考え方につきましては、説明方針をお示ししております。

それから、4点目の許容限界につきましては、既工認実績のない終局強度式を適用することの妥当性について、説明方針をお示ししております。

今後の予定としましては、これらの内容の詳細を説明したうえで評価結果を取りまとめて御提示すると、6月末を予定しております。

1枚飛ばして、11ページのほうをお願いします。

まず、1点目の応力解析モデルの境界条件についてですけれども、モデルの変更の経緯を上表にまとめております。

真ん中の②としております2月補正のモデルでは、これまで人工岩盤を考慮することとしておりました。従来のモデルは、ウインクラーばねを用いておりますが、これが、基礎スラブの評価上の拘束条件としては保守側の設定になっているということを踏まえまして、人工岩盤の合成を見込んで、より現実的な荷重伝達を考慮することを目的としてモデルを設定したものでございました。

ただ一方で、既工認モデルとの連続性の観点もございまして、今回、工認の評価用のモデルとしては既工認と同じように人工岩盤なしのモデルを使うこととしまして、人工岩盤ありのモデルについては、現実的な応力状態を確認するための参考として位置づけることとしました。

その影響を次の12ページにお示ししております。

これはSs地震時の各応力、各方向の検定比のコンターを表したものですが、上の段が人工岩盤ありのモデル、全体的に青い色で示しております、基礎スラブの応力が小さいということを示しております。

一方で、下の段が、人工岩盤なしのモデルで解析した場合は、居所的に赤い要素、応力が大きくなっている要素というのが見られます。これら両者の比較によりまして、人工岩盤ありのモデルでは、この人工岩盤の合成によって局所応力が抑制されるということがわかります。

境界条件については以上です。

続きまして、13ページ、3点目の応力平均化でございまして。

FEM解析におきましては、局所的な応力によって、一部の要素において発生応力が大きくなる場合がございます。ただ、実際の基礎スラブでは、その下に地盤、人工岩盤がございまして、基礎スラブの面外方向変位というのは拘束され、ひび割れが生じにくくなるということがございます。

また、局所的な応力の集中があったとしましても、2次元的な応力の再配分が生じますので、構造性能を失うような破壊は生じにくいというように考えられます。

以上のようなことを踏まえまして、基礎スラブでは周辺要素の応力状態を確認したうえで、応力平均化を考慮するということとしておりまして、平均化範囲につきまして、下の表に整理しております。

まず、上のほう、材軸方向でございましてけれども、コンクリートのせん断破壊面がFEMモデルの複数の要素で共有されるということを考えてございます。

この考え方から、せん断破壊面の設定を材軸方向45° 方向についてあるというふうにご考慮いただき、こちらについて文献等により今後妥当性を説明していこうと考えてございます。

それから、材軸直交方向につきましては、今回の評価では扱わない見通しとしておりますので、説明は省略させていただきます。

続いて、14ページに応力平均化を行った評価例を示してございます。応力平均化によって、検定比が1以下になるということを確認してございます。

応力平均化については以上です。

続きまして、15ページ、許容限界の設定です。

原子炉建屋基礎盤の面外せん断力に対する許容限界としまして、今回、せん断終局強度を適用するというようにしております。

先行プラントでは、ここを短期許容強度で行っているところなんですけれども、終局強度を用いることとしております。

せん断終局強度式は、建築物の梁、線材を対象とした実験式で導かれたものでございまして、面材の基礎スラブに適用する場合は保守的になるというふうにご考慮してございます。

その部材の特徴を比較で整理しまして、下の表にまとめてございます。

基礎スラブのほうは3点ございまして、まず、FEMモデルとして分割した要素に対して評価を行う場合、応力再配分が応力直交方向に起こるということをご考慮すると、機能を喪失するような全体破壊は生じにくいと考えてございまして、こちらにつきましては、スラブの面外せん断力に関する既往の実験等もございまして、それらの結果等と梁のせん断終局強度式との関係を整理しまして、梁式の保守性を今後御説明しようと考えております。

それから、2点目につきましては、基礎スラブでは、地震力あるいは側面の土圧によって軸力が生じます。柱式においては、このような軸力の効果も考慮するというごこともできるんですけれども、今回は梁式ということで保守的な設定になっていると考えてございまして、こちらにつきましては、また両者の比較によって梁式を使うことの保守性を説明しようと考えております。

それから3点目、先ほど御説明しましたように基礎スラブの下に地盤がある。人工岩盤の効果を見込むということをご今回はやめてございまして、その点、応力解析全体としての保守性があるというふうにも考えてございまして、これら全体での保守性について、今後、整理して御説明いたします。

論点-4は以上です。

続きまして、16ページ、論点-5、地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響でございます。

2011年の東北地方太平洋沖地震の観測記録を、DC建屋と原子炉建屋、この2建屋で観測しておりまして、工認モデルを用いたシミュレーション解析を行いまして、観測記録との比較、それから差異を考察しまして、さらには耐震評価への影響について確認するということとしております。

図のほうにDC建屋と原子炉建屋それぞれの地震計の位置を示してございます。

確認事項としましては、それぞれの建屋につきまして、差異の考察と評価の影響をまとめてございます。

この表の中のページは、このパートの中でのページを示しておりますので、説明は右下の通しページでさせていただきます。

17ページをお願いします。

まず、DC建屋の差異の考察でございます。

基礎スラブ上端におけます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を示してございまして、全体的な傾向としましては、解析結果と観測記録は概ね同等。もしくは、解析結果のほうが若干上回るというような形となっておりますので、工認モデルが耐震評価用の解析モデルとして適用するということが妥当と考えてございます。

また、やはり若干の差異がございまして、あるいは青枠で囲っている辺りはシミュレーションのほうがかなり大きい値となっているような差異もございます。

この差異の原因として考えましたのが、まず、今回は、ここは基礎スラブの応答を示しておりますので、上部構造物の影響は小さいと考えまして、地盤側の影響だろうと。地盤側としましては、ばらつきを持っている不均質な地盤を平均的な成層モデルに仮定しているという辺りが原因として推察したというところでございます。

続きまして、18ページが設備の評価への影響をまとめてございます。

こちらでは、DCの建屋、それからDCの容器、こちらの耐震評価につきましては、最大応答加速度の影響が大きいというふうに考えておりまして、最大応答加速度につきましては、シミュレーション解析の結果が観測記録を上回っているということを確認しておりますので、耐震評価には影響ないというふうに判断しております。

続きまして、19ページが原子炉建屋でございます。

まず、差異の考察ですけれども、まず比較結果としましては、DCと同様に概ね同等、あ

るいは解析結果のほうが観測記録を上回るというような傾向がありまして、こちらも耐震評価用のモデルとして工認モデルが妥当というふうに考えてございます。

全般的な差異の要因としましては、まず、1点は人工岩盤を今回応答解析モデルに反映していないということによって、短周期成分を中心にやや大きくなる傾向があるということを確認しております。

また、側面地盤回転ばねにつきましては、これを無視しているんですけども、この影響は軽微であるということも確認してございます。

その他の要因としましては、先ほどのDCと同様に、地盤のモデル化の影響というのも考えております。

それから一方で、グラフの中の青枠で囲っておりますEL-46.5mのEW方向の応答、こちらでは0.1秒付近で観測記録のほうが解析結果を大きく上回るという特異な傾向が見られますので、こちらについてさらに考察を加えております。

建屋側の影響と考えますので、3次元FEMモデルを使って考察を行いました。それが20ページで、図に示すようなモデルを使ってシミュレーション解析を行っております。

説明が裏表になりますので、次の21ページのグラフのほうで説明させていただきます。

左側に応答評価点ということで、北面、それから西面の評価を拾ったところのポイントを示してございます。

グラフにつきましては、各方向からの地震度の入力に対して、EW方向の応答を示してございます。

一番右側の3方向を入力したときのEW方向の比較でございますけれども、まず、Aと書いているエリア、北側のほうですけれども、こちらにつきましては3次元FEMと、緑色と赤色の質点系の工認モデルが大体整合している。それが、下のほうのBのところに行きますと、0.1秒付近のところで緑色の線が赤色の線より大きくなっていくところがございます。FEMモデルのほうが大きな応答を示しております。

この要因としましては、その左側の赤枠で囲んだCのところ、鉛直方向の入力によりまして、EW方向の応答が励起されているということが確認されております。

このような応答が出る原因としまして、続きまして22ページのほうで分析しております。

地震計の位置、それから西面の中央側で、このような応答の励起が生じた0.1秒付近のモードを少し確認してみますと、東西のオペフロ面が外側にはらみ出すようなモードが10.06Hzというところがございます、このような振動モードがEW方向の応答が大きくな

る要因の一つとして推定いたしました。

差異の考察については以上でございます。

続いて、23ページからが評価への影響をまとめてございます。

まず、23ページの建屋につきましては、こちら最大応答加速度につきましてはシミュレーション解析のほうがやや大きくなってございますので、耐震評価に影響はないと判断してございます。

それから、24ページが設備の評価の影響でございます。

設備の耐震評価に用いる床応答スペクトルにつきまして、一部の周期帯で観測記録がシミュレーション解析結果を上回るというところがございますので、そこについての影響を評価することとしております。

具体的には、設備の固有周期を確認しまして、その周期での観測記録とシミュレーション解析の応答比率を踏まえた割り増しを考える。この割り増しに対して、設備の有する耐震裕度、こちらに収まっているということを確認することとしてございます。

グラフの中には、黒線の観測記録、赤線のシミュレーション解析結果に加えて、青線でシミュレーション解析結果の1.5倍したものを記載しております。

こちらは、耐震計算では、建屋応答の加速度1.5倍したものをを用いているということから、シミュレーション解析の1.5倍したものと黒線、観測記録を比較するということとしてございます。

また、地震計の設置されていない部分につきましては、3次元FEMモデルの応答と質点系モデルの応答を比べるということで、影響検討を行っていかうというふうに考えてございます。

続きまして、25ページです。

まず、左側の図に観測記録との差異が大きかった46.5mのオペフロ面の設置される設備を示してございます。

これらは設備ごとに固有周期と減衰定数を右の表に整理してございますが、これらの数値を用いまして応答比率の割り増しを考えて、耐震裕度と突き合わせて安全性を確認するということとしてございます。

今後の予定としましては、観測記録がシミュレーション解析結果を上回る場所の評価結果を6月初旬から順次報告しまして、6月末には完了するということとしてございます。

論点-5は以上です。

○日本原子力発電（室井） 続きまして、論点-6について御説明を申し上げます。

原電の室井でございます。

こちらは、機器の動的機能維持評価ということでございまして、具体的には弁の高周波領域の考慮ということでございます。

まず、概要でございますけれども、技術基準規則解釈、それと工認審査ガイドが改定されまして、弁の高周波領域を考慮した動的機能維持評価が規定されております。したがって、その評価方針について確認するというものでございます。

具体的には、2. 確認事項に記載しましたとおり、スペクトルモデル解析において考慮する高周波領域を確認するというものでございます。

3. 確認状況でございます。

まず、評価方針でございますけれども、表1に示したとおり弁の動的機能維持評価に適用いたします振動数領域につきましては、従来工認においては0.05秒(20Hz)までを考慮して評価しておりました。しかし、今回、技術基準等が改正されたことを踏まえまして、0.02秒(50Hz)まで考慮した評価を行う方針としてございます。

さらに、高振動数領域で応答増幅がないかということを確認するために、0.01秒(100Hz)まで考慮した解析を実施することを考えてございます。

また、弁の評価に当たりましては、表2に示しましたとおり、JEAGの規定に対しまして一定の裕度を見込んだ評価を行うということを計画してございます。

こちらの方針でございます。27ページ目を御覧ください。

こちらは確認状況でございます。

高振動数領域を考慮した弁の評価といたしまして、主蒸気逃し安全弁と主蒸気隔離弁が設置されました主蒸気系配管を解析しておりますので、こちらについて御説明さしあげたいと思います。

表3を御覧ください。

赤い字で書いてございますのが、0.05から高周波領域まで考慮した場合に加速度が増加したものを示してございます。

御覧のとおり、0.02秒までの振動数を考慮した場合、0.05に比べて応答は増幅しているということがおわかりいただけるかと思っております。ただし、0.01秒まで考慮した場合には、0.02秒の応答を上回ることはなかったということから、当該系統の弁におきましては0.02秒までの領域を考慮すればよいということを確認したというものでございます。

しかしながら、本結果につきましては、代表的な系統における弁の評価でございますので、その他の系統におきましても同様の評価を行っていきたいと、このように思っているところでございます。

今後の予定でございます。

こういった評価を行いまして、順次御説明さしあげたいと思っております。最終的には6月末を完了ということで、今、進めているところでございます。

論点-6は以上でございます。

○日本原子力発電（林田） 続きまして、28ページ、論点-7の御説明に移ります。

日本原電の林田と申します。

論点7でございますが、ECCSポンプのSA時でのNPSH評価ということで、概要といたします。

確認事項でございますが、ECCSポンプのNPSH評価の中で、ECCSストレーナーの異物付着による圧損上昇の評価をすることとなっております。

こちらのほうは、一度昨年12月に圧損試験を実施しておりますが、この度、SA時に発生するデブリについて、圧損試験において投入する量を見直しまして、その条件で追加試験を実施いたします。その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以上であることを最終的に確認いたします。

下のほうに、ストレーナーの性能評価のフローを記載してございますが、この度変更するところは(3)の赤くくくってあるところに該当いたします。

それから、現在の状況でございます。

追加試験をやるための試験場を、ここに記載の機関ですね、米国のほうで確保してございまして、こちらの試験場のほうにつきましては、既に水槽ですとか配管、ポンプ、モーター等、試験専用の施設ということで備わっております。

現在、試験条件だとか手順を詳細に御説明しておりますが、あわせて試験で投入する異物等を手配、準備しているところでございます。

今後の予定ですが、先ほど御説明した試験が終了後、速やかに評価結果を御報告いたします。

めくっていただきまして、まず、破損保温材以外の異物の種類、量、及びECCS水源への移行割合ということで記載してございますが、左側に試験で想定する異物、それから異物量というのを記載してございます。昨年12月に実施した試験におきましては、最終的に

S/Pからストレーナーへの移行というところで、おのこの移行割合というのを考慮して、その考慮した量に対して異物投入時の条件を決定しておりました。

しかし、今回見直した条件の中では、こちらの移行割合を用いずに全て全量移行ということで設定いたします。

ちなみに、12月に実施した試験の中では、ECCSストレーナー異物付着による圧損値というのは0.03mということで、当該ポンプ、試験対象であるポンプ、必要NPSHは7mぐらいあるんですけども、それに対してほとんど影響はないというところで結果が得られております。

それから、下のほうはECCSストレーナーの構造について、概要を記載しております。

ストレーナーは左の図のとおり、ディスクを積層させることでろ過する表面積を増加させるように工夫した構造となっております。

それから、矢印で水の流れが入ってございますが、ディスクの両面であるとか、スペーサーが多孔プレートとなっていて、そこから吸い込み時の流れが入っていきます。ストレーナーの中心のほうに導かれて、流れ方向の最後の中心部の流れは流速は一定というところで、構造的にも圧損が生じにくいような構造となっております。

先ほど御説明しましたとおり、今回の試験では左上の表にあった条件、異物につきましては全量移行を条件として実施いたします。

ここに1番と2番で番号をつけた異物につきましては、移行割合を考慮せずに試験時に投入する異物量は割合として1というのを選定しますので、量的には大幅に増加することとなります。

ただ、Bの場合は繊維質の保温材を全て撤去していることに加えまして、この非DBA塗装につきましては投入する粒径がストレーナーのメッシュ2mmよりも小さいため、ストレーナーを通過いたします。

それから、2番につきましては、メッシュを通過しないサイズではございますけれども、ストレーナーの構造等から圧損上昇に大きく寄与するような付着までは至らないと考えてございます。

論点-7の説明は以上です。

○日本原子力発電（松本） 続きまして、論点-8、SM材の使用制限(2.9Mpa)を超えた範囲での使用ということで、御説明いたします。

原電の松本です。

まず、概要ですけれども、東海第二発電所におきましては建設時の基準ということで、昭和45年の告示501号を用いておりますけれども、こちらの基準に従いまして一部の機器に溶接構造用圧延鋼材（SM材）というものが使用されております。

こちらの材料につきましては、現在の技術基準では、「規則の施行の際現に施設し、または着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格によること」とされておりますので、継続使用することに技術基準上の問題はないと考えておりますけれども、一方、設計・建設規格のほうでは、このSM材について、先ほど申し上げた2.9MPaという使用制限が課せられております。このため、念のため設置されている設置機器の構造強度等が確保されていることを確認します。

なお、昭和45年の告示501号では、最高使用圧力が10kgを超える容器にはSM材を使用することということが規定されておりました。

確認事項ですけれども、まず一つ目が、SM材を最高使用圧力2.9MPa以上で使用している設備について確認いたします。

2番目としまして、SM材の構造強度等が確保されていることを確認いたします。

1枚めくっていただきまして、一つ目ですけれども、SM材が使用されています最高使用圧力2.9MPa以上の設備ということで、ここにあります配管、それからポンプ、あとは非常ディーゼル発電機系の空気だめというところで使用されております。

その次、32ページですけれども、これらにつきまして、まず一つ目としまして、使用されている材料、SM材等、現在の基準上適用可能な圧力容器用の材料との比較と、それから2番目としまして、SM材が使用されている機器の検査及び維持の状況を基に、SM材の構造強度が確保されているということを示していきたいと思っております。

まず、一つ目の使用材料と代替材料の比較ですけれども、こちらの表のほうにSM材とそれに似通った成分、あるいは強度を持っている代替材というものの概要を示してございます。

33ページのほうに、それぞれの機械的強度と化学的成分を記載してございます。

上の表ですけれども、それぞれ先ほど申し上げました使用材料と代替材料の引張強さと降伏点又は耐力を比較しておりまして、機械的強度はそれぞれ同等のものとなっております。

また、それぞれの材料の化学的成分につきましては、強度に影響を及ぼす可能性のある成分規定に若干の違いはございますけれども、先ほど申し上げましたとおり実際の強度は

ほぼ同等ということになっています。

また、溶接性につきましても、カーボンの炭素量が、いずれの使用材料につきましても0.35%以下ということで問題ないというふうに判断しております。

続きまして、34ページになりますけれども、もう一つの観点としまして、使用しているSM材と代替材の製造方法と品質管理のやり方ということで比較してございます。

これらの材料につきまして、材料の製造方法は同等であるということが確認できておりますが、一方、材料試験を行う際の試験片への採取要領に差があるということがわかりました。

代替材のほうにつきましては、溶鋼後も圧延大板毎に材料試験を実施してございますが、SM材につきましては溶鋼毎に同様の材料試験を実施しているということで、採取要領は異なっておりますけれども、一応、SM材につきましても建設時に製造メーカーから材料証明を取得しておりますので、品質は保証されているというふうに考えてございます。

なお、使用しているSM材につきましては、製作後の現地据付前に試験を行っております。このため強度に問題はないことは確認されております。

(2) SM材使用設備の供用前検査及び現在の維持状況ですけれども、先ほど申し上げましたような設備にあります配管ポンプなどに使用されておりますけれども、これらの設備につきましては供用前の使用前検査での耐圧検査、または機能試験を実施しておりますして、設備の機器の信頼性を確認してございます。

35ページですけれども、結論としまして、ここに述べているようなことを考えています。

まずは、設計・建設規格では、先ほど申し上げましたとおり使用制限がございましてけれども、これまで御説明しました代替材との強度や化学成分の比較、それから品質管理の状況、それと使用供用前において十分な強度を有していることを確認しているという観点からしますと、当該材料の使用に当たっては技術基準に照らして十分な保安水準が確保されていると判断しております。

なお、これらSM材を使用している設備につきましては、当然、供用中におきましても他の設備同様に外観上の異常ですとか漏えいの確認、それから定期的に点検を実施しておりますして、これまで材料や構造に起因する異常は確認されておられません。

以上、論点の御説明は以上になります。

○山中委員 それでは、ここまでの質疑に入りたいと思います。

まず、私のほうから論点-3について、非常に時間が、解析が終わるまでかかるような計

画になっておるんですけれども、モデルの変更ということで、今後、何か新たな問題がこの解析で発生する可能性があるのか。あるいは、モデルを変更して機械的に計算するだけで評価ができるものなのか。その点について、まず教えていただけますでしょうか。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

基本的に円形と矩形の違いはありますけれども、モデルを変更したことによりまして、大きな何か違いが出てくることは、解析結果で違いが出ることはないというふうに考えてございます。

○山中委員 そのほか何か、ここまでの質問、コメント、どうぞ。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

論点-1につきましては、防潮堤ルート変更後の敷地に遡上する津波に関する評価なんですけれども、これに関連いたしまして、防潮堤ルート変更後の基準津波、それから、この24m津波ですね。これによる入力津波の設定に関して、この防潮堤ルート変更をどのように考慮して設定したかについて、この場で説明をお願いします。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

ただいまの御質問は、私のほうから御説明させていただきたいと思っております。

防潮堤ルートの変更を、北側の用地から2ページ目にありますとおりの位置に変更したわけでございますけれども、私どもで何をやったかと申しますと、この新しいルートにおきまして、再度津波のシミュレーション解析を行っております。その結果をもって、例えば評価ポイントは幾つかございますけれども、例えば取水口前面における水位だとか、防潮堤で最高水位を示した部位の再評価値を確認しております。

また、敷地の陸域に入った遡上の回り込みの具合なんかにつきましても確認しております。結果的に申し上げますと、最高水位と、この敷地の南側、JAEA側の水位については従来の設置ルートのほうが高い数字であったということ。北側のほうにつきましても、逆に低くなったということ把握してございます。

したがって、防潮堤変更前の水位に対して、変更後における水位については影響がないということを確認したということでございます。

今後の予定でございますけれども、そういった新しい解析結果として水位の変化はなかったということ把握してございますけれども、詳細には管路の解析をすると変化が生じる可能性がありますので、そういったところについての評価をしておりますので、今後、工認の中で、施設の評価の中で御説明をさしあげたいと、このように考えている次第でございます。

います。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

最終的な結果としては、防潮堤ルート変更前の値を考慮して、要は両方をほぼ包絡する形で、「ほぼ」というか包絡する形で、かつ余裕を持って、今回入力津波を設定していることを確認したという理解でよろしいですか。

○日本原子力発電（室井） おっしゃるとおりで結構だと思います。

○名倉調査官 あともう1点は、入力津波といったときに高さを指標に基本的にはするんですけども、速度という観点でも、今回この考慮した結果としてやられているという理解でよろしいですね。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

私、水位と回り込みの話をご代表で申し上げましたけども、おっしゃるとおり流向・流速についても確認をさせていただきます。結果的には、従来のものを崩落しているということでございます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

こちらとしても、こういった基本的な津波に対しての強度設計の基本的な条件については既に確認したという認識でありまして、津波の流速につきましても、敷地周辺、近傍の流速とかベクトルとかそういったところの分析をちゃんとした上で、保守的に決めているということを確認しているという状況でございます。

私からは以上です。

○山中委員 そのほか。

○千明審査官 原子力規制庁の千明です。

私のほうからは、論点-2の鋼製防護壁の上部構造と下部構造の接合部の評価について、1点確認いたします。

資料2-1のパワポの資料の5ページをお願いします。

5ページの下の方に、その他確認項目ということがあるんですが、そこにおいて設計荷重を超える荷重に対しては、荷重伝達メカニズムと三次元挙動を把握するとともに、十分な靱性を有する構造であることを確認するとしています。

ここに示しているその他確認項目における、確認の目的というのは何かについて、御説明をお願いします。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

設計荷重を超える荷重状況といいますか、荷重状態につきましても、塑性域に入りまして、我々が設計で用いている荷重以上のものを、変位ですけれども作用させた場合に、どのような挙動を示すかというようなところが、まず確認の一つでございます。

それらを、繰り返し来る津波に対しても弾性範囲内で挙動すると、そういったことを考えていますので、そういう、どのような余裕があるのかということを確認するというところでございます。

終局限界まで至るといふところまでは実施する予定はございませんけれども、それに至るまでに剛性低下を始めたところで、どういうモードが発生するのか。それと、急に破壊するようなことがないような、十分な靱性を持っているかということを確認するということが目的でございます。

○千明審査官 原子力規制庁の千明です。

その他確認項目については、当方の指摘を踏まえた検討と理解しております。

こちらの指摘の趣旨につきましては、上部構造が大スパンを有する構造であることということと、あと、上部構造と下部構造の接合部において、荷重が集中しやすい構造であること。また、これらの構造の特徴を有する構造を、津波防護施設に採用するのは初めてであるということから、基準地震動、基準津波による荷重に対して、終局状態に妥当な安全余裕を有する設計となっているかということを確認するというのがこちらの趣旨であります。

それらの趣旨を踏まえた上で、今後、検討のほうを進めていただきたいと思います。

○日本原子力発電（森） 日本原子力発電の森でございます。

私どもも、そのような理解はしてございます。津波防護施設への初めての適用ということで、そういった状況も踏まえて、十分に三次元解析の結果を見ていきたいというふうに考えてございます。

○千明審査官 規制庁の千明です。

了解しました。私のほうからは以上です。

○山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。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-3、立坑構造物の解析モデルの変更について、2点お伺いします。

1点目ですが、7ページの1.概要の2パラ目に記載されています地震応答解析モデルについて、当初、円筒形立坑と矩形立坑で、設計条件が不整合となる異なる解析モデルで構造

設計を行うというようにしておりました。

同じような構造躯体で異なる解析モデルを採用し、解析をした理由及び考え方を説明いただくとともに、このような異なる解析モデルで解析を行うようになった根本の原因は何かを、あわせて説明ください。

解析モデルを変更するため、計算書の提出が1カ月程度遅れ、7月になるとの報告が4月にありましたが、もともと立坑解析の提示が1カ月程度遅れ、4月に入ってから資料提示においても、施設ごとに解析条件の相違、または、ばらつき等が散見されました。これらが生じた原因は何によるものかも、あわせて明確に説明ください。

また、今回の資料では、矩形立坑の解析モデルを変更するようにはしておりますが、同じような構造躯体で解析モデルが違うような設計条件が不整合となるケースは、このほかにないのか。根本的原因の分析を踏まえ、再発防止策等は図られているのかも説明ください。

これまで、このような整合性がとれていない考え方で検討などを行っている事例が多々あり、その都度、間違いがないように再発防止をする対策を行うとの報告を受けているところでございますが、今後、このような事例が発生しないか危惧しているところでございます。

2点目でございます。

8ページの説明スケジュールを拝見しますと、下段の矩形立坑において、解析結果の説明を7月20日ごろから始めるようになっております。これまでの説明では、解析結果を7月30日に提出し、その後説明を行うとの報告を受けておりましたが、解析結果を全て7月20日ごろまでに提出し、その後、説明を行う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（森） 原電の森でございます。

まず、一つ目でございますけれども、モデルの形状につきましては円形と矩形のものがございまして、既設工認プラントにおきましては主に円形のものがありまして、それは1本の鉛直梁構造としてございました。

我々は、矩形のものにつきましては、隅角部等の評価もございまして、それに伴いましてラーメン構造型フレームモデルがいいかなというふうに考えてございました。

ただ、こういった立坑構造物への適用という点で見ますと、そういった既往の実績がないということで、こちらについては、それなりの説明時間がかかるというふうに考えてございましたので、少しモデル変更を行いまして、より説明時間が短くなるというふうに考

えまして、一つのモデルに統一したということでございます。

それと、このほか、再発防止等ということで、全構造物につきましては全て既往のサイトのモデルと照らしまして、類似するものを探しまして、比較しまして、このような相違点がないというふうに確認してございます。

それと、二つ目ですけども、8ページです。

7月末までに解析結果を御説明するというところでございまして、今、線としては7月20日ごろから引いてございますけれども、三つありますけれども、出てくるところにつきましては前倒しで実施したいというふうに考えまして、こういった少し幅を持たせて考えてございます。

ただ、真ん中の円形、もともとモデルを変更しないものにつきましては、少し説明を長くっております。こういったところのコメントも直ちに矩形のほうにも反映するというので、より説明時間を短くしようというふうに考えてございます。

以上でございます。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

1点目の件ですが、解析条件の相違とか、ばらつきがかなりあったように思われますが、その辺の、何で同じような構造物においてばらつきが生じるような解析を行って了解としたのか。その辺をもう少し詳しく説明ください。

以上です。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

こういった矩形の構造物につきましては、少し大きさが大きいものにつきましては、当初、現状もラーメン構造型フレームモデルで実施して、それを説明している最中でございます。

ですので、少し同じ矩形でも、こういった小さな細長い構造物については、我々としては同様だというふうに当初から考えてございました。

ただ、そういった、既工認実績という点におきましては、こういったものにそういったフレームモデルを適用したという事例がございませんでしたので、そういう調査を見逃していたというものはございますけれども、そういった点で妥当だというふうには当初は考えてございました。

以上でございます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

私たちが今問うているのは、根本的な原因は何なのかということです。

これは立坑以外のものも、3月、4月の段階で評価対象断面の選定について、いろいろと説明を受けていく段階で、当然、評価対象断面を設定する断面図等を見ると、解析モデル図とか、そういったものも含まれているわけですね。そうすると、同じような構造を持った施設に対して、モデルが違ったりとか、解析手法が違ったりとか、そういったことが結構垣間見ることができたんですね。

それが、時間がたつにつれて収束していったりしたということもありまして、そういう垣間見える情報も含めて私たちは見た場合に、それはそちらのほうでいろいろ検討しながら、その推移があるということは理解しているんですけども、どうもそのばらつきが合理的ではないというか、ちゃんとした理由がなくてばらついているというふうな状況がありましたので、その根本的な原因について、今、質問しています。

それについて、ちょっとお答えください。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

根本的な原因というところでは、そういった構造物の分類と先行プラントの既往実績の確認というところが少し不足していたというふうに考えてございます。

以上でございます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

それは一つの恐らく要因かなと思うんですけども、恐らく今までの工認でもそうだったんですけども、複数の施設が、たくさん設計する施設があれば、いろんな下請に対して指示を出して、委託して設計を進めるわけですけども、そういったところの今回施設の数が多い土木構造物は非常に多いので、こちらが推測しているのは、そういった委託を出すときに、統一した方針とか、そういったものをちゃんと決める前にもう業務を走らせてしまったとか、そういうふうなマネジメントの原因があるんじゃないかというふうに推察しているんですけども、それはないというふうな理解でよろしいですか。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

確かに構造物も多くて、かつ委託先も非常に多いということも我々の中でありまして、それを最初に統括していくというところの点では、確かにそういった点で、同じような立坑の分類であるならば、同じように最初にそういったところをちゃんとそろえてスタートさせなきゃいけなかったというところもあると思われまして。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

そういった、私どもは審査をしながら、いろんな情報から経緯を見ています。

それで、これ以外にもその傾向があったものもありました、正直申しますと。

ただし、現状においては、ほぼ方針が統一されて、合理的な説明ができないような違いがほぼなくなっているのかなという理解でもあります。

こちらが確認したいのは、そういったものもほかにはないですよ。そういったことを確認したいと思いますが、いかがですか。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

4月末からこういったことがございまして、再点検を今実施を終了したところでございますけれども、現状におきましては、そういった目を見て、ないということを確認はしてございます。

○名倉調査官 説明としては理解しました。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

2点目のスケジュールの件ですが、先ほどの説明では、7月末を待たずにできたところから提出をするというふうな御説明だったと思いますが、この工程表どおり7月20日までは矩形の立坑について計算書等が全てそろうというふうな理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

今、5月という時点で、7月20日というところを目指して、これに間に合うようにということで実施しているということでございます。

基本的に7月末までには計算書までお出しするということで意味を書いていますので、そういった点で7月20日に出てくるかというようなところを、具体的に今、言えるかということは、ちょっと難しいですけれども、7月末まで、この区間の間で順次お出ししていくというふうに考えてございます。

以上です。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

そうすると、ここの論点-3の8ページにある説明スケジュールは、若干違うというふうな御説明だったと思うんですが、そういう理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

違うということではございませんで、この期間の中で御説明、御提出するというところで考えてございます。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

あまりこの話を長くするつもりはないんですが、解析評価が7月20日ぐらいまでで終わっています。これは、解析結果がこれまでに出的ということを示しているものではないのでしょうか。

こういうアバウトなスケジュール表を出してもらって説明していただいて、私どもが誤解を受けて進むと困るんで、その辺ははっきりしていただきたいと思います。

以上でございます。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

これも三つの構造物がこの中に入ってございまして、それぞれ進捗も多少は異なってくるという意味で、基本的に7月、この程度までに解析評価は終わります。ちなみに、動的な解析を6月中に終わらまして、6月中旬程度から水平断面のモデル等もやっていくということでございます。

ですので、上がったところから説明するということもできますけれども、基本的には7月のこの辺までに水平断面の評価を行っていくということで、今、考えてございます。

以上です。

○日南川審査官 原子力規制庁の日南川でございます。

7月末までに説明が終わるといようなことですので、遅れないように対応していただければと思います。

以上です。

○日本原子力発電（森） 原電の森でございます。

了解です。

○山中委員 期間のことについて、非常に規制庁の職員がこだわっていますのは、本当に時間がないので、これ以上延びると本当に審査ができない状況になりますし、現時点でも相当の遅れがございまして、書いていただいたスケジュールはきちっと守っていただくようお願いいたします。

先ほど一番最初に、「大きな問題はもう生じないですね」と言ったのは、今、いろんなコメントが出ましたけども、そういうことを全部含めての問題ですので、その辺りをよろしくお願いいたします。

そのほか、いかがでしょうか。

○関根調査官 規制庁の関根です。

NPSHの件について、2点ほどお伺いしたいんですけども、29ページのほうの投入異物に

ついてなんですけども、今回、東海第二のほうは繊維異物を全部撤去したということで、金属保温に多分変えられていると思うんですけども、今回の試験において、金属異物についての考慮というのはどのようにされているのかというのが一つ。

もう二つ目は、こういったNPSHの試験については、再現性がなかなか難しいというところがあると思うんですけども、その辺について、今回どのように考えているのかというところについて、御説明ください。

○日本原子力発電（林田） 日本原電の林田でございます。

まず一つ目の繊維質の話でございますけれども、確かに繊維質の保温材を撤去したということで、ゼロというのが実際のところなんですけれども、評価の上では、0.3mmくらいの付着厚さ相当の条件をきちんと加味して実施するというのを考えております。

それから、二つ目の再現性でございます。

こちらのほうは、きちんと実験の装置のほうでも攪拌を4カ所に設けたりとか、なるべく流れを一定にして、長時間継続して流れをもたせて、条件を静定させたところで圧損の評価を行う、データをとるといようなところを考えております。

以上です。

○関根調査官 規制庁の関根です。

繊維物については撤廃してないのでわかっているんですけども、それを金属保温に変えられるというふうに思うんですけども、その辺の金属保温については、試験上どのように考慮されているのかというところについては、いかがですか。

○日本原子力発電（林田） 金属保温につきましても、内規に基づいて算定して、最終的にスケール則に基づいた分を投入するというのを考えております。

○関根調査官 規制庁の関根です。

わかりました。また試験の結果が出ましたら、説明いただけたらと思います。

○日本原子力発電（林田） 日本原電の林田です。

かしこまりました。

○川崎調査官 規制庁の川崎です。

話題を戻しますけれども、今、このNPSHの評価について確認状況ということで、状況が何となく書いてあるんですけども、これは線表をそのまま文字に起こしただけで、要は僕らとしては、今、試験の内容も当然がっちり聞きたいというのものもあるんですけども、この試験というのがどれぐらいの規模のもので、あと、どういった項目を今準備している

のか。その状況を詳細に説明していただかないと、我々も、この線に書いてあるとおりにやっていますと言われても、一体どういう状況にあるのか見えないんですよ。

だから、間に合う見通しがあるのかどうかというの、この説明だけでは全く理解できないんですよ。

今現在、試験条件の手順を詳細に説明するとともにと言っているんですが、先ほどの御説明ですと、まだ具体的な計画すら、手順すら定まっていないうにも聞こえるんですよ。これは一体どういう状況なのでしょう。

○日本原子力発電（林田） 原電の林田でございます。

今回、投入する異物につきましても、きちんと耐DBA塗装であるとか、こちらの29ページにお示ししている、例えば異物の種類につきましても、おのおのどれだけの量を試験装置の中に投入するといったところはきちんと算定して、計画を立てております。

また、手順につきましても、こちらのほうも金属保温から順に投入しているところをきちんと定めて、今、経過書ということで策定しております。

○川崎調査官 規制庁の川崎です。

策定しているのであれば、今の関根からの質問にもお答えがちゃんとできると思うんですけれども。

○日本原子力発電（林田） 異物につきましても、きちんと投入量と、それから投入するタイミングにつきましてもきちんと計画の中で立てておりますし、あとは、実際の流量とか、その辺の条件についてもきちんと検討して整理してございます。

○川崎調査官 規制庁の川崎です。

いずれにしても、まだとてもとても準備ができていようにも思えない。

なので、まだ今日は説明いただけないということなんだと思うんですけれども、全体が、試験が一体どういう状況になっているのかというのは、ちゃんと説明を逐次してください。

これは、この試験に限らず、あと、今日この後も試験の実施状況、準備状況等の御説明があると思うんですけれども、線表を言葉に起こすような説明だけではなくて、どういった試験を、どういう準備状況にあるのか、どういう項目が必要で、どういう準備状況にあるのかというのを詳細に説明してください。

そうでないと、我々として、本当にその見通しがあるのかどうかというのが理解できません。

○日本原子力発電（和智） 日本原子力発電の和智でございます。

以前、この試験のスケジュール感、それから、その実現性、さらにはどんな課題があるかということについて、何度も私どもは規制委員のほうから言われております。

今回も、私どものほうからきちんと、ただ線を一本引いているのではなくて、何がわかっているか、それから、これから後、何をしなくちゃいけないか、そのためのどこまで来ているか、そういったものから、さらには、最後のほうの試験になっては、さっき山中委員もおっしゃるように、大きくひっくり返ることがないのかとか、あるいは見通しが得られているかということも含めて、丁寧に御説明すると申し上げております。

このECCSストレナーのところはきちんと御説明できておりませんが、もう少し、残りの試験のほうも御説明する予定でございますので、それをまたお聞きいただいて、その上できちんと回答していきたいというふうに思っております。

そういうことですので、私どものほうからも、きちんと試験の内容等、具体的な説明をやってください。お願いします。

○川崎調査官 規制庁の川崎です。

我々も、その審査を進める上で非常に重要な情報となりますので、そこは適切に御説明をいただきたいと思っております。

○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。

関根の2点目の質問の再現性のところの、こちら側の認識なんですけど、投入を順番にしていって、恐らく何十分回して、何回以上回したら静定しますという、多分その手順は理解していて、こちらが言っている再現性というのは、結局、攪拌機で回していて、一緒のような順番で一緒のような静定をしたとしても、それが一緒の圧損試験になるということは、先行Pではずっといろいろやっているんですけど、なかなかその再現性が圧損率に対して一定に出てこないというのがありまして、そういう意味での再現性なので、それについては、今まで過去も12月とか、多分他プラントもやっていると思うんで、そういう意味で、単純に静定したからいいんですという意味じゃなくて、試験全体としての再現性について、きちんと整理して説明していただきたいと思っています。

○日本原子力発電（林田） 日本原電の林田です。

かしこまりました。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

私のほうから、論点-4、原子炉建屋基礎盤の耐震評価について、最初に2点だけ質問し

ます。

まず1点目は、10ページ、11ページで、原子炉建屋の設置状況なんですけれども、東海第二の固有の特徴として、このMMRが打ってあるということが挙げられると思うんですけど、このMMRを8mという厚さで打っているわけですね。これがなぜなのか。要は、MMRはどうして打ってあるのかという話と、それから、あともう1点は、15ページ、こちらのほうに許容限界として、面外せん断に対する許容限界として、せん断終局強度を適用するとして、その下の二つ目のポツに、せん断終局耐力式、梁式をこれに適用していると書いてあるんですけど、この耐力式については下限値を用いているのか、平均値を用いているのか、ちょっとその2点について先に質問します。

○日本原子力発電（川里） 日本原子力発電の川里でございます。

これは、岩盤レベルと、それから基礎盤底面のレベルを合わせるために、げたをはかせたといいますか、基礎盤の下端のレベルを合わせるために、8mのマンメイドロックを打ったという経緯だと思っております。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

2点目のせん断終局強度式につきましては、一般に言われる荒川mean式というものでございます。

荒川mean式というのは、当時、最初に提案されたときは、少ない実験の結果の平均を出すというところの式でございますけれども、その後、多数の実験結果をまとめられた中でいいますと、平均というよりは大分下のほう、下限ではないんですけども、下のほうにあるというふうに認識してございます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

まず1点目なんですけど、このMMRは鉄筋コンクリート造の基礎盤があって、その下にMMRがあって、その下に岩盤、ここは軟岩サイトという、Vsでいくと400、500ぐらいですね。

その上のMMRというのは、コンクリートの躯体にほぼ近いような強度を持っているんですか。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

躯体のほうは220kg/cm²のコンクリートに対しまして、MMRのほうは140kg/cm²なっております。

物性は基礎盤のほうには違いますけれども、その下の久米層に対して言うと、非常にか

たい、剛性の高いものになっていると思っています。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

わかりました。MMRについては、中硬岩ぐらいの強度がある、岩盤にするというふうに理解しました。

それで、2点目のほうの質問に関連して、資料の10ページ、こちらを見ると、今回結果が厳しいところは原子炉棟基礎ということで「B」のところであって、これはSクラスの設備ということで、右側の設計方針は基準地震動 S_s による荷重の組み合わせに対して、建物構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有することということが設計方針となっています。

一方で、15ページのところにあるように、今回、許容限界としては、せん断終局強度を適用しています。

先ほど、荒川mean式を使っているという話を聞いたんですけど、じゃあ、このせん断終局強度を適用する場合に、設計方針の終局耐力に対して妥当な安全余裕を有すること、これをどのように示すつもりなんですか。

○日本原子力発電（中山） 日本原電、中山です。

15ページのほうに3点記載しておりますけれども、まず1点目が、梁ではなくてスラブを模擬した面外せん断力の実験というものがございますので、こちらでスラブとしての終局耐力というのが確認できております。

それと、梁のせん断終局強度、今回使おうと思っているものとの比較をすることによって、そこに含まれる保守性というのが定量的に御説明できるというふうに考えてございます。

また、2点目、柱式ですね。今回、水平の地震力、非常に大きいところもございまして、基礎スラブにもそれなりに軸力がかかるというふうに考えておきまして、今、ざっと概略を見ているところで言いますと、この軸力の効果で5%ないし10%ぐらいの耐力の増加が見込めるというようなところを確認しておりますので、そういったところからも、その辺りが妥当な安全余裕に結びつくものというふうに考えてございます。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

15ページに三つ書いてある事項については、設計で考慮していないような安全余裕をある程度考慮できるような要素、これらについて定量的にその余裕を積み上げて、それで、それをもって妥当な安全余裕ということを、先ほどの終局強度式の適用も含めて、その程度を示すということですね。

○日本原子力発電（中山） そのとおりです。

○名倉調査官 この内容につきましては、この許容限界の適用性は慎重に確認しないといけないんですけども、なるべくこの評価の定量的な内容をそれぞれ厳正に確認させていただきますが、この方針をもって見通しが得られたということには多分一切ならないので、厳しい見通しであるかなというふうにも感じますので、これらについては、なるべく早期に示すようにお願いします。

それで、この妥当な安全余裕を有することの検討につきましては、今回工認の原子炉棟の基礎の設計クライテリアと、それからあと、東海第二の建設工認における原子炉棟基礎の設計クライテリア、それから、他サイトのSクラスの原子炉建屋基礎の設計クライテリア、この違いを考慮して今後説明してください。

○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。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

あと1点、念のために確認なんですけど、15ページの三つ目の項目に、「今後、せん断終局強度を適用する妥当性について詳細に説明し、妥当な安全余裕を示す」と書いてあって、「今後」と書いてあるんですけど、これはいつまでに提示するんですか。6月下旬までにしっかり提示できる見通しですか。

○日本原子力発電（中山） そのように考えてございます。

○名倉調査官 わかりました。

続きまして、論点-5について、1点だけちょっと指摘させていただきます。

資料のページ数でいくと23ページなんですけど、シミュレーション解析の結果と観測記録を加速度値で比較して、これを上回っているから原子炉建屋の耐震評価に影響はないとしているんですけども、その前の23ページ、鉛直方向の入力に対してEW方向にスリットを境にしてプールのところが左右に開くような挙動、これが3次元的な応答性状として把握されていて、これが要因というふうに言われているんですけども、この要因が発生している直接的な部位は、要因に関係する部位は、これはSクラスの部位ですね。

○日本原子力発電（中山） はい、そのとおりです。

○名倉調査官 とすると、この使用済み核燃プールへの設計上の影響を検討しなくちゃいけないんじゃないですか。

○日本原子力発電（中山） 御指摘のとおりと考えてございまして、こちらにつきまして

は水平2方向と鉛直地震動の組み合わせということで、3次元モデルの精査を行う予定としておりますので、そちらのほうで御説明したいと思っております。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。

今回、こういった論点の中で、こちらの資料として提示した内容ですので、この使用済燃料ピットも非常に重要な部位でありますから、これに対しての検討結果も、今後6月末に向けてこの論点について提示するときに、あわせて提示をしてください。

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。

○山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。

○津金審査官 規制庁、津金です。

論点5について、続けて質問なんですけれども、25ページなんですけど、設備の固有周期と床応答スペクトル適用の有無ということで、EL46.5mに設置される設備が記載されているんですけども、表の中で0.05以下としてある設備についての具体的な固有周期というのは出ているのでしょうか。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

今、手元に資料がないので、お答えが具体的にはできませんけれども、出ているものも出ていないものがたしかあったと記憶しております。

したがって、また、ヒアリングの場等におきまして、この辺の数値については、きちんと御説明を差し上げたいと思います。

○津金審査官 規制庁、津金です。

今、表の中で0.05以下としているのは、前の24ページのほうのスペクトルを見ると、EL46.5mのところでは0.05～0.1程度のところで観測記録が上回っているというところを考慮して、0.05を上回るものについては床応答スペクトルを適用するというように書いてあって、0.05以下については床応答スペクトルは適用しない、そういう意味で表はまとめられているという理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（室井） まさにそのとおりでございます。

○津金審査官 規制庁、津金です。

では、今後、具体的な数値も含めて評価結果というのを示していただきたいと思います。

次に、論点6についての質問なんですけれども、27ページところで、三つ目の矢羽です

けれども、有意な増加の判断基準として10%の増加というのがあるんですけれども、この10%とした根拠について説明してください。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

この10%の判断というものにつきましては、例えば、明確な規定があるとか、そういったものではなく、どちらかというところ、エンジニアリングジャッジ的な要素がある目安ということで書かせていただいております。

実際に0.05秒～0.01秒までの応答の増幅状況を確認いたしますので、その結果だとか、あとは機能維持確認済加速度に対する余裕などから、その都度、妥当ということをきちんと確認した上で評価を行っていきたく、このように思っております。

○津金審査官 規制庁、津金です。

ということであれば、有意な増加が認められるか、認められないかということについては、ほぼ全て個別に評価した上で、必要に応じて高振動数領域までの確認はさらに行うという理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

資料中にも、今回、お示ししたのは代表的なものであることから、その他の系統弁についても同様の評価を行うと、まさに御意見のとおりのことを考えているということでございます。

○津金審査官 規制庁、津金です。

了解しました。今後、評価結果について詳細を説明していただきたいと思っております。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

かしこまりました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。

○植木審査官 規制庁の植木です。

今の27ページの弁の機能確認済みの件なんですけれども、本日は、この三つの弁の結果を例示いただいておりますけれども、ほかの弁についても、これと同様な傾向になるという見通しがあるということでよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（室井） 対象となるバルブといたしましては、耐震Sクラスと、あとは新設するSs施設、こういったところの対象弁になりますので、数多くの系統、機器がございます。

もう少し具体的に申し上げますと、解析モデル等も達したようでございますので、必ず

しもこの一例をもって全てほかのものも見通しを得ているというのは、少し言い過ぎな感はあるかもしれませんが、私どもの今の感触におきましては、特別に大きな加速度が出てしまうようなことはないだろうと、このように思っているところでございます。

いずれにせよ、最終的には、きちんと確認をするということだと思っております。

○植木審査官 規制庁の植木です。

というのは、6月末で全ての弁に対して、この検討を完了するというところで、現時点でほぼもう見通しが無いといけないのかなというふうに考えていまして、お聞きした次第です。

それで、あと、もう一つは、この結果で仮に機能確認済加速度を超えた場合、対応として配管系にサポートを追加するとか、そういうことになると思うんですけども、それも含めて6月末に全て完了するというところでよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

機能確認済加速度を超えた場合には、また、JEAGのほうにおきまして詳細評価手法が定められておりますので、今、御指摘のサポートを含めた評価ということを必要に応じてやることとなりますけれども、私どもといたしましては、そういった結果も踏まえて6月末ということターゲットに、今、頑張っているということでございます。

○植木審査官 規制庁、植木です。

了解しました。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

ここまでの論点について、スケジュールが決まっているといたしますか、後ろの締切が決まっている関係でのコメントとか質問というのが大半だったかと思うんですけども、その点を御理解いただいて、早急にいろいろお進めいただければと思います。

スケジュールについては、また後ほど御説明があるかと思うので、改めて、また伺いたいと思います。

それでは、続いて、ブローアウトパネル及び関連設備についてのコメントについての回答をお願いいたします。よろしく申し上げます。

○日本原子力発電（竹内） 原電の竹内でございます。

資料の36ページ以降で御説明させていただきたいと思います。

まず、36ページでございます。今までこれは論点になっているものの状況を書いてござ

います。

今日は、そのうち④、⑤、⑥について御説明させていただきまして、その後にブローアウトパネル関係の試験の準備状況等々について少し御説明させていただければと思います。

では、次、37ページでございます。

まず、コメントをいただきましたところの第1点目でございます。

ブローアウトパネルの要求事項に対して、考慮すべき自然現象発生後にDBAが発生する場合、逆にDBAの後に自然現象が発生する場合に、公衆被ばくの影響の観点から整理することというコメントをいただいております。

回答でございますが、被ばく影響の観点からブローアウトパネルに要求される機能、それから考慮すべき設計基準事故、それから自然現象を選定しまして、DBAと自然現象の発生頻度から、それを組み合わせるべき時期というのを定めまして評価しまして、ブローアウトパネルが開放したときに、一般公衆の被ばく、それから中央制御室運転員の被ばくというのを評価しまして、整理いたしました。

単純にその結果だけ下のほうに書いてございます。

まず、①DBA後に独立事象として自然現象が発生する場合でございます。

これについては、設計基準事故と地震動Sdの組み合わせが必要な時期に、ブローアウトパネルが開放した場合でも、基準値を満足するということを確認しております。

これは中央制御室運転員、両方でございます。

それから、(2)のほうでございますが、今度は逆に、地震・津波が発生した後に独立事象として設計基準事故が発生する場合でございます。

これは、どちらかという通常時でございますが、この場合は、開放した場合でも保安規定に従いまして原子炉停止とか、使用済燃料に関連する作業を中断いたしますので、平常時の被ばく量、具体的には線量目安値と、それから直接線の空気カーマですが、これに大きな増加はないということを確認しております。

以上のことから、ブローアウトパネルの設計方針としては、弾性設計用の地震動Sdで開放しないというのを一つ加えまして、あと、ブローアウトパネルが開放した場合には、保安規定に従い停止するというのを方針としてございます。

次の38ページをよろしく申し上げます。

検討の考え方を簡単にフローにいたしました。詳細のほうは後ろについておりますので、まず、このフローで御説明させていただきます。

まず、Step1としまして、被ばくに影響するブローアウトパネルの機能、これはもちろん閉じ込め機能でございます。それから、考慮すべき設計基準事故、それから、関連する自然現象として、こういうものを選定します。

その次、Step2でございますが、先ほどのコメントにありましたような組み合わせというのを検討いたしまして、大きく評価しないといけないものは二つございまして、一つは設計基準事故の後に地震・竜巻によってブローアウトパネルが開放した状態。それから、もう1個でございますが、地震・竜巻によってブローアウトパネルが開放した後にDBAが起これるというものでございます。

右側のほうはBOPが開放した場合の対応のようなものを確認しまして、問題ないということを確認してございます。

左側のものでございますが、これについてはStep3、4、5という順番で評価をしてございます。

まず、Step3でございますが、DBAと、それから地震・竜巻の発生頻度というのを求めてございます。求まった後に、この二つの組み合わせを考えなければいけない時期をJEAGに基づく 10^{-7} というのを一つの判断基準にしまして、その時期を求めてございます。

その組み合わせが必要な時期にブローアウトパネルが開放したら、中央制御室の運転員、もしくは一般公衆にどんな被ばく影響があるかというのを解析して評価をするというのが全体的な流れでございます。

これは、それぞれStepの詳細は後ろのほうに書いてございます。

次のページ、39ページをお願いします。

39ページ、Step2のところですが、事象の組み合わせです。

自然現象が先か、DBAが先かというものの組み合わせでございまして、基本的に、その四つに該当する組み合わせがあると思っております。

少し考えなきゃいけないのは、まず、上のほう、地震・竜巻が先で、その後にDBAが起これる場合ですが、この際は、地震とか竜巻によってブローアウトパネルを開放した場合には、保安規定に従ってプラント停止したり、使用済燃料に関連する作業を速やかに中止しますので、これによってDBAが発生するということはないというふうに考えてございます。

それから、下でございます。

これはさきにDBAが起これて、その後、自然現象が発生してブローアウトパネルが開放した状態ということでございます。

これはStep3以降に従って設計基準事故と、地震・竜巻の発生頻度をもとに、その組み合わせが必要となる時期を評価しまして、その時期にブローアウトパネルが開放した際の被ばくの評価をしてございます。

まとめましたものが次のページの40ページでございます。

通常運転も含めてブローアウトパネルの二次格納施設としての閉維持機能について被ばく影響の観点から整理しました。

先ほど、結論でも申し上げましたように、通常運転時、それからDBA後の地震・竜巻によるブローアウトパネルの開放というのを想定しても、弾性設計用地震動力のSdでブローアウトパネルを開放しないように設計すれば、運転員、公衆の被ばくは基準値を満足するということを確認してございます。

下の表に結果だけ簡単にまとめておりますが、39条、42条というのは、どちらかという通常値のものでございまして、これは、もし開きましたら、速やかにプラント停止、もしくは使用済燃料に関わる作業を中断しますので、既許可の値、そこに書いてございますが、これから大きく増加することはないというふうに評価をしてございます。

下の二つが事故時の評価でございまして、先ほど申しましたように、Sdとの組み合わせが必要な時期の被ばく評価をいたしまして、評価結果のところに書いてありますように、LOCAとか集合体落下とか、それぞれ事象があるんですが、それに対しても、そういう状態を仮定しても、判定基準値を満足するというのを確認いたしてございます。

次に、41ページ～45ページまでは、先ほどStep3とか4とかを御説明させていただきましたが、それについての詳細を書いておりますので、割愛させていただきます。

その次、46ページをお願いいたします。

46ページがコメントの二つ目でございます。

強制開放装置というのを自主でつけますという説明させていただいておりまして、その位置づけを明確にすることというコメントでございまして、

まず、回答でございまして、パネルが完全開放するための条件としては、以下の①、②というものが考えられると思っております、この条件を評価しましたが、この条件を満たすというふうに考えておりまして、強制開放装置は自主設備と考えてございます。

まず、1番目でございますが、パネルの開放圧力以上の圧力が、ちゃんとブローアウトパネル全部にかかるというのを、まず確認しなければいけない。

これは下記でありますように、GOTHICの解析を行いました。これは、6階のほうに8枚あ

るんですが、6階を100濃度ぐらい細かいメッシュに切って、ブローアウトパネル近傍にちゃんと圧力が上昇しているのを確認したものでございます。

左のほうの下に図がありますが、主蒸気管破断が起こりまして、蒸気が吹き出しますが、当然、それに近い5階のほうが先に開きます。

コマ何秒の差ですが、それを考慮しても、ちゃんと6階のほうの、8枚あるんですが、8枚に、ほぼ同時に開放圧力がかかるというのを確認してございます。評価上、色が、それぞれのブローアウトパネルの場所なんですけど、重なってしまって、ほとんど差がないというようなものでございます。

それから、二つ目、②でございまして、パネルの寸法と、その型枠の寸法を比較しまして、評価しまして、ひっかかったりして開くことがない、途中で止まるということがないというのを確認してございます。これは次のページ、47ページのほうに記載してございます。

左側の図が縦断面でございまして、黄色いやつは通常取り付けられている状態のブローアウトパネルだと思っていただければいいと思います。

ここで、下がもう何かでひっかかってしまって全く動かないという状態を仮定して、倒したときに金属同士がせって突っぱることはないかというのを確認してございます。

結果、一番狭くなるときでも10.3mm以上あきますので、ここがせって止まるということはないというふうなことを確認してございます。

それから、右側のほうは、今度は左右の関係で、片方が動かない状態でせって開くことがないというのも、同じように寸法を確認しています。これは当然、JIS一般の製造誤差を考慮した上でのものでございます。

こちら回答は以上でございます。

その次でございまして。それから、コメントの三つ目でございまして。

50ページをお願いいたします。

3番目でございまして。コメントとしては、設計圧力、これは6.9kPaでございまして、これ以下で開放する設計について、クリップの開放試験結果等を踏まえた考え方を説明しなさいというものでございます。

回答でございまして、パネルを開放するために満足すべき条件は、以下のようになっておりまして、開けるための抵抗になるもの、クリップの抗力、それからパネルが動くときの摩擦、それからパネルと躯体の間にシール材をつけますので、その抗力が作動圧力より小さくなるというのが上限でございまして。

それから、もう一つ、先ほど、被ばく評価で説明させていただきましたが、Sdが開かないように設計しますので、下にも下限がありまして、それはSdによる開放荷重では開かないというのが下にきます。不等号を反映すると、このようになります。

ひし形の四つ目でございますが、クリップの試験でございますが、クリップの試験は一度御報告しましたが、これについては、 3σ のばらつきを考慮して、1個当たりの抗力を設定するというにしております。

後で試験計画を説明いたしますが、少し追加で試験対数を増やしたほうがいと判断いたしまして、追加で、採用するもの25個を追加して試験をする予定でございます。合計で30個の試験をすることになります。

それから、実機体のモックアップというのもしますが、実機体のモックアップは、今は予備を含めて3セット用意する予定でございます。

その目的をそこに書いてありまして、一つは、地震の話もありますので、クリップのない状態で開放までの荷重を測定して、その耐震性を見るのと同時に、実機大での摩擦力とか、シール材のみの抵抗力というのをちゃんと確認しようと思っております。今、設計値としては、メーカーカタログ値等々を使っております。

それから、試験体の2は、1の結果をもとにクリップ数を最適化したもので、これできて、この範囲にある圧力の中で開放するというのを確認する予定でございます。

それから、試験体3というのは、今は予備と書いてありまして、途中で何かあったり、もし、何もなければ追加で同じ試験を再現性ということでやってもいいかと思っております。試験体3というのを三つ用意してございます。

また、開放荷重は、クリップの数とか幅を変えることによって調整が可能というふうに考えてございます。

それから、51ページのほうをよろしく申し上げます。

今の予定等を書いてございます。

まず、要素試験のほうで、先ほど、クリップの追加試験をするという御説明をさせていただきました。クリップは、試験としては25個追加するんですが、JISミルシートつきの板材が工場にありまして、順次切って曲げてクリップにして、次週、試験をする計画としてございます。板材としては、既に工場に到達している状態でございます。

それから、下の実機大のモックアップ試験でございますが、そこに書いてありますが、1体目ができるのが6月6日ぐらいで、2体目、3体目は、そこに書いてある日付ぐらいでござ

ざいます。

現状を申し上げますと、1体の躯体、外枠は製造は終わっておりまして、パネルも準備ができております。今、2体目、3体目を製造すると同時に、それを取りつけるためのコンクリートを打たなければいけないので、その打つ準備をしてございます。

ブローアウトパネル関係のコメント回答は以上でございます。

それから、引き続きまして、52ページ以降ですが、ブローアウトパネルの閉止装置についての状況等を少し御説明させていただきたいと思っております。

52ページをよろしくお願いたします。

ブローアウトパネルの閉止装置の少しポンチ絵のような絵が描いてございます。

一つ目は要求事項を描いてございますが、これは開放した場合に、速やかに閉止して気密性を確保するというのが要求事項でございます。

次のところに構造を簡単に描いてございますが、構造は、右上のほうの丸を見ていただきますと、ここにハンガーローラーというのと、ハンガーレールというのがありまして、ここでパネルの板を吊ってございます。

ただ、これは勝手に吊って、ぶらぶら動くわけではなくて、下と上にガイドレールというものがあって、そこにローラーを介して面外方向の動きを拘束することになってございます。

こんなようなものでして、下の状態は閉まった状態ですが、ほぼほぼ閉まる状態になりますと、ガイドレールというのとはなくなりまして、押し付ける機能が加わります。

右上の丸の中を見ていただきますと、申し訳ないですが小さい字なんですけど、プッシュローラーというのとテーパブロックというものがついてございます。閉まる場所に来ると、扉についている緑のテーパブロックというところがテーパになっておりまして、メカニカル的に固定してあるプッシュローラーというところに当たります。さらに、扉が閉まる側、図で言うと右側ですが、右側に動くと、テーパ分は扉を建屋側に押し付けるというような構造になってございます。テーパブロックは、全部で12個ございまして、十分な押付力をメカニカル的に確保するという構造にしてございます。

それから、53ページをお願いします。

53ページ、懸念される事項について、どんなことをやってきているというのをまとめてみました。

当然、気密性というのが一つ大きな観点かと思っております。気密性を担保するため

には、当然、パッキン自体の性能というのが必要と、それから、パッキンを性能が出るように、ちゃんと押し付けてやる、地震とかでも動かない、ちゃんとした押付力を確保できるという二つが必要な要素と考えてございます。

左がパッキン単体でございますが、まず、パッキンの単体の試験は3月末に終わってございまして、少し特殊な形状ですが、山型の形状をしたパッキンを選定してございます。

それから、今、このパッキンの耐久試験もやっております。このパッキンは建屋側のほうにつきますので、通常、パネルが開いている状態ですと、紫外線の影響等もございまして、この影響とか、温度の影響とかを確認するためにJISに従った試験をやっております。6月末には終わる予定でございます。

それから、もう一つ、パッキンの押付力のほうでございますが、これは構造のほうのお話でございまして、ちゃんと耐震も含めて十分な押付力が確保できるようにFEM解析を繰り返してございまして、例えば、X方向に係る部位、I方向で荷重がかかったときに係る部位、Z方向で荷重がかかったときに係る部位、それぞれみんなFEMで弱いところを評価しまして、必要な補強なり設計に反映するというプロセスを積んでおります。現在、この装置は、今、制作している状況でございまして、工程は後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、次の矢羽のところに、実機大の試験体による試験ということで書いてございまして、この装置が完成するのは5月28日に完成しますので、6月1日にE-ディフェンスに持って行く前に、工場で作動と、それから気密性能の確認をしまして、それから、E-ディフェンスのほうに運びまして、6月18～22日でE-ディフェンスのほうで加振も含めた機能、それから気密性能の確認をする予定です。

それから、下のほうの三つ目のポツでございますが、少しリスク管理のような話になりますが、構造としては十分な構造解析をしておりますが、万が一、締付力というのが足りなかった場合は、先ほどのテーパブロックというのを少し厚くすることによって押付力をさらに押してやって気密性を確保する。これはテーパブロックですので、その上にライナーみたいなものを取り付けると、厚さは自由に変えられますので、ここで十分気密性を確保できるというふうに考えてございます。

それから、一番最後でございますが、このほかに、例えば、モーターとか、リミットスイッチとかもございまして、その辺についてはSsを包絡する地震動で4月に試験を、単品の試験ですが、やっております。確認をしております。当然、E-ディフェンスに

持っていくときには、これら全部を踏まえた形で加振して確認する予定でございます。

それから、次、54ページのほうにスケジュールを書いてございます。

先ほど、申しましたように、今、実機をつくっておきまして、28日中には組み立てができるんじゃないかというふうに思っております。それを踏まえて、少しシールの当たり方の調整とかをしまして、6月1日に工場で試験をして、その後、出荷をする。今、E-ディフェンスに着くのが大体6月15日ぐらいかなというふうに考えございまして、試験は18～22ということで、E-ディフェンスのほうで試験をやる予定でございます。

先ほどの要素試験のほうですが、パッキンの気密性とか、それから電動機に加振とかは終わってございまして、今、JISK6266というものに基づいて紫外線が当たったときの影響みたいなものを加速試験として2カ月半ほどやる予定で、今、ばく露をしている最中でございます。

簡単でございますが、ブローアウトパネルについての御説明は以上でございます。

○中山委員 ブローアウトパネル関係の説明についての質問、コメントはございますか。

○正岡審査官 規制庁の正岡です。

何点か確認させていただきたいと思います。

まず初めに、37ページのところで、考え方の確認なんですけど、37ページの(1)の②に中央制御室のDBとしての運転員の評価がありまして、今回はSdでもつ設計ということで、そちらで言うと、120日以降に開いても大丈夫というところなんですけど、これは、もともとDBの中央制御室のソースタームは、仮想事故相当希ガス100%、ヨウ素50%で非常に厳しいものになっていまして、それを踏まえて、でも、実際には、だから、ある意味で炉心が溶けているような状況を、非常に保守的にDBとして、線源強度として積んでいるような評価手法なんですけど、そこはあまり関係なしに、きちんとDBとして100mSvを満たすようにSdで設計しますという、そういう考え方という理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電(竹内) おっしゃるとおりです。

SAかどうかという話も当然あるかと思うんですが、今、DBとしてSdでというふうに考えてございます。

○正岡審査官 了解しました。

4月5日のときから、37ページの設計方針として、前は地震に明確に耐えるという話にはなっていなかったんですけれども、今回、Sdでやりますと。

このSdのブローアウトパネル、閉止装置のほうじゃなくて、もとの本体側、あれの実際

の評価手法というのは、どのようなものを考えているのでしょうか。

○日本原子力発電（竹内） それは作動圧ということ。

○正岡審査官 実際には地震なので、静的な圧力じゃなくて、地震で具体的に地震動、Sd側、動的な地震動がかかったときに、どういう評価、静的手法を使うのか、そこを固有振動数というところで個別のスペクトルモーダルみたいな形にするのか、その辺の評価手法の考え方の御説明をお願いします。

○日本原子力発電（竹内） 一つは、解析で固有値を出すのと、実機大のモデルをつくりますので、それで固有値を測ろうと思っていて、それでFRSがありますので、そこに対応するところの加速度に相当する荷重で押すことによって地震で開かないということの確認をしようということでございます。

○正岡審査官 了解しました。

確認したかったのは、今回、実機大の試験をして、そこで、まだクリップの数が決まっていないということで、もともとのブローアウトパネル本体だけだと、当然、剛なんだろうと思っているんですけど、それを、シールをつけて、ある程度すき間をもった形でクリップしてという形になったときに、システムとして、全体として剛設計になるとは当然あまり考えにくくて、そこで、きちんと固有周期なり、それに基づいたFRSのところピークを使っていくとか、それもしっかり考えていただいて、今後、説明していただきたいと思っています。

○日本原子力発電（竹内） 原電、竹内でございます。

了解いたしました。

○正岡審査官 引き続き1点だけ。

42ページのところで、これも今後確認させていただきますということなんですけど、組み合わせのところで、上の表を見ていただくと、従来から使っている組み合わせの基準がJEAGの 10^{-7} で、あと、DBAの発生頻度がここは※のほうだと、パブコメの回答を使っていたり、LOCAについては、これは恐らく東二の自身のPRAの結果かと。

あと、発生頻度も、ヒアリングでは、前はJEAGのS1、S2の値を持ってきていたんですけど、これも多分東二の超過確率なりを持ってきていると思うんです。使っている数字がばらけているというか、いいとこ取りしているというか、そういうふうな懸念もありますので、少しここの数字の考え方とか、もともとの考え方としては、組み合わせるか、組み合わせないかという、それが 10^{-7} 基準なので、それを日数として置きかえるところに何か変

な処理をしていないかとか、その辺は細かく確認させていただきたいと思っています。

○日本原子力発電（竹内） 原電、竹内でございます。

了解いたしました。

基本的には、東二保有のものでありますので、まず、東二固有のPRAとかの結果を使って評価いたしました。

ただ、集合体落下は、その確率がないものですから、保守的かなとは思いましたが、パブコメのほうに 3^{-3} という値がございますか。大き目にそれを使って評価いたしました。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

パワーポイントの50ページ、先ほど説明があったところなんですけれども、クリップ開放試験の考え方の回答のダイヤの下二つのところなんですけれども、先ほど、実機試験というんですか、モックアップ試験で、万が一うまくいかなかった場合を考慮して、予備を用意しているという説明なんですけれども、予備を使う考え方。下に書いてあるクリップ数の変更だとか、寸法の幅の変更、こういったことは、当初は、ブローアウトパネルの上下左右は均等に配置するという考え方があったと思うんですけれども、減らすことによってバランスが崩れたり、あと、先ほどクリップ試験のばらつきを考えるために追加でやると言っていましたけれども、クリップ幅を変えることによる試験の信頼性についてフォローができていないか、その辺を確認したいんですけれども。

○日本原子力発電（竹内） 原電、竹内でございます。

56ページのほうに、その試験を書いておりますが、このときは幅70mmのものと100mmのものとやっております、平均的には両方とも材質によらず同じような、長さも差になりますので、変えることによって大きく変わるものではないと思います。

また、使う場合には、クリップ試験を当然追加しまして、妥当性を御説明した上で変更したいと思っております。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

変更するというのは、先ほど、スケジュールでやったE-ディフェンスで1週間やる、あの中でやるということでしょうか。

○日本原子力発電（竹内） すみません、これはE-ディフェンスとは関係なくて、これは閉止装置ではなくて、ブローアウトパネルの本体です。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

試験の計画の中に、クリップ幅の変更のスケジュールも入っているかどうかの確認だけなんですけれども。

○日本原子力発電（竹内） すみません。51ページでございますが、計画がうまくいかなかったときのクリップの試験は、この中には入ってございません。今、ここの追加の分というのは、不足分のものでございますので、それを見越して、ここに入れたいと思っております。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

わかりました。試験をやる前に、そういった試験の条件だとか、方法だとか、判定基準ですか、そういったものはあらかじめ定められるはずなので、そういったものを整理して説明してください。

○日本原子力発電（竹内） はい。当然、試験をする前には、今、御指摘いただいたものについては事前に御説明して、条件を確定した上で実機台の試験をやる予定にしております。次週辺りから少し御説明できればと思っております。

○義崎管理官補佐 わかりました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○山田部長 規制庁の山田です。

37ページのところの、いろいろな評価をされているんですけども、これの考え方がよくわからないところがあるのでお伺いしたいんですけども、結論として、Sdと設計基準事故を組み合わせ、それでもブローアウトパネルを開かないような設計にしますという結論を導かれているところについては異論があるわけじゃないんですけども、ここでやられている評価って一体何の意味があるのか、よく、私にはわからないんです。

もともとJEAGで言われているのは、確率をもとにして組み合わせる必要があるかどうかというところの判断までであって、確率の計算をした結果、いつ開くことになるといいう評価値が出てきて、そこで開いたときの被ばく評価の計算をしてみるといいうのは、一体何の意味があるんでしょうか。

○日本原子力発電（竹内） すみません。原電、竹内でございます。

とりあえず、重ね合わせたときに、被ばく影響という観点でどのぐらい影響があるかというのを見るために、何らかの形で開く時期を決めなければいけなかったものですから、その目安として重ね合わせて、有為に重ね合わせを考えなきゃいけない時期というのを算出しております。

○山田部長 その時期以降にはSd以上のものが来るかもしれないということを考えなきゃいけないですよねという主張なら、まだわかるんですけど、その時期にSdが来て、開いて、被ばくした結果がこうなりますというのは、確率評価をしているにも関わらず、何か決定論の被ばく影響をされていて、一体何の評価をしているのかが理解できないんですけど。

○日本原子力発電（秋吉） 45ページのほうに、御回答になるかわからないんですが、当然、その後にもっと大きいSsみたいなものがございまして、たとえSsで開いても、もう既にSdで開くことを前提にして被ばく影響をしておるので、大丈夫というふうに考えてございます。

上のほうの図で説明しますと、36日ぐらいまで、両方の事故に共通ですが、そこまでSdで開かないようにするので、それ以降にSdより大きな地震が来て開いても、被ばく評価上は問題ないというふうに考えてございます。

○山田部長 違って受け止めたかもしれませんが、DBAで考えている世界は、設計基準事故とSdを想定しておけば、機能が維持されて、機能喪失しませんと。それを越えたビヨンドの世界に行っても、この程度の影響しかありませんよねというものの説明がしたいんですというのなら、まだ理解できないこともないかもしれないんですけども、そもそも、この数字自体に何の意味があるんだろうというのが理解できない気がするんです。

これはここでやられている設計の結果がまずいということで申し上げていることじゃないので結構なんですけども、この評価自体に何か意味があるかどうかというのは、疑問だと思います。

○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。少し考えたいと思います。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

伺っていますと、もう実物大の制作を始められていて、あとは条件を決めて、実物大試験を閉止とブローアウトパネルと両方すると。それも近々ということ。条件も詳細をまた御報告いただいて詰められるということでしょうか。

○日本原子力発電（竹内） 試験のやり方とか、試験条件の細かいところはまだ御説明できておりませんので、早急に御説明させていただきまして、当然、試験をする前にはそれが終わって御了解いただいた上での試験を考えてございます。

○山中委員 よろしいでしょうか。

○櫻田技監 規制庁、櫻田です。

パワポの46ページ、強制開放装置の位置づけのところについて確認させてください。

私の理解したところは、開放圧力以上の圧力が全てのパネルにちゃんと付加されるというのと、そうなれば、寸法的に干渉しないような形につくってあるので、ちゃんと外れますよと。したがって、開かないので強制開放させなきゃいけないような装置というのは、規制要求を満足するために必要なものという位置づけじゃないですよと、そういう主張だと思んですけども、そうすると、ちゃんと圧力が必要な枚数のところに必要な時期に到達しますとか、そういうところが一つのポイントになってくるというのが①のところだと思うんですね。

それで、黒枠になっているので話がしにくいのですが、圧力の挙動というのが下の左のグラフにあるんですけども、これは解析ですよ。

○日本原子力発電（竹内） これはGOTHICの解析でございます。

○櫻田技監 それで、この解析は、例えば、圧力が設定圧に到達したら、そのブローアウトパネルが開放するという、そういう条件になっているわけですね。

○日本原子力発電（竹内） はい。

○櫻田技監 一方で、分厚い資料のほうの787ページが詳しいことが書いてあるところなんですけれども、圧力が設定圧に到達してから、実際にそのものが外れるまでの時間というのが、何か時間遅れと書いてあるんですけども、これは十分長いので、特に6階の東と西は若干離れていますけれども、時間遅れがあっても大丈夫だと、そういうことが書いてありますが、この開放時間遅れというのは、実際のところ、どのぐらいの時間なのかというのは、どうやって、皆さんは頭に思い描くことができているんですか。

○日本原子力発電（竹内） 解析ですと時間遅れ0.0何秒という値ですので、少なくとも1秒以下のふうに考えてございます。

○櫻田技監 いえいえ、設定圧になってから、機械的に開くまでの時間遅れというのは、特に考えていないということですか。

○日本原子力発電（竹内） 0.3秒とか、そのぐらいだというふうに記憶してございます。

○櫻田技監 それは実際に測定した値があるとか、そういうことなんですか。

○日本原子力発電（竹内） 測定した値ではなく、評価したときの値だというふうに記憶してございます。すみません、明確に回答できなくて。

○櫻田技監 いずれにしても、繰り返しですけども、パワポの46ページの左下にあるグ

ラフに示された解析のところは、この条件の中では、圧になったら0.3秒ぐらいの時間遅れで開くという、そういう前提のもとに。

○日本原子力発電（竹内）　そうです。その圧力がかかって。

○櫻田技監　その圧力がかかって、ほかのところに伝播するものも、そういう前提になっている、そういうことですね。

○日本原子力発電（竹内）　はい、そうです。

○櫻田技監　わかりました。

○山中委員　そのほか、いかがでしょう。

よろしいでしょうか。

それでは、次に、工事計画認可申請に係る説明スケジュールについて、説明をお願いします。

○日本原子力発電（松本）　原電、松本です。

資料のほうは、2-2のA-3縦の資料を御覧ください。

こちらのほうですけれども、これまでも審査会合の中で御説明している説明工程の形だけを変えてございます。中身の書いている項目が変わっているわけではございません。

こちらにつきましては、まず、左の上のほうに、見方といいますか、凡例を記載させていただきまして、グレーの線につきましては、前回4月5日の審査会合で示した予定になってございます。

それから、グレーに黒枠をつけているものは今回予定変更したものです。それから、薄い緑色は、これまでの御説明でコメント対応も含めて完了したもので、青が説明は基本的に完了してございますけれども、コメント対応中のものという意味です。あと、薄い青が、これは設備・条文ごとの説明を実施しているもので、黄色は一部未完のものというような位置づけで御覧いただければと思います。

前回の審査会合までは、論点整理を早目に進めるということで、論点になり得るものから順次御説明をさせていただいておりました、今回の審査会合までには、基本的に論点の見落としがないようにという観点で、全体を説明するようなことで進めさせていただいてきておりました、これまでも御指摘いただいておりますように、東二につきましては、限られた時間での審査ということは十分認識しておりますので、今後、引き続き工程管理をやって、できるだけ早い段階での御説明、資料提出を心がけていきたいというふうに考えてございます。

まず、資料のほうですけれども、上から行きますと、共通の部分ですが、品質管理というところで、こちらのほうにつきましては、4月下旬から御説明させていただきまして、今後、全体的なほかの資料がまとまり次第、まとめに反映しまして、7月末までに終える予定で進捗させているという状況でございます。

それから、本文につきましては、これも予定どおり、要目表に関しましては、設備リストですとか、そういったことに係る説明書、それから図面をセットにしまして、審査されております。

あと、基本設計方針につきましては、設置変更許可の記載が以前は確定していないという状況でございましたけれども、これは確定して条文化を進めるということとしまして、説明資料の御説明の前倒しを始めているところでございます。

それから、添付書類のほうに移りますけれども、施設共通及び施設個別の説明書をトータルしますと概ね予定どおりかなと思っておりますが、一部予定を変更しているところがございます。

一つ目としましては、ここでいう上のNo. 8～10にあります設定根拠ですとか、それから、技術基準要求機器リスト、それから設定根拠の別添辺りですけれども、こちらにつきましては、基本設計方針と連携して記載を取り急いでやる部分というところもございまして、これまで基本設計方針側とスケジュールが合っていなかったということで、これは今回見直してございます。

それから、2点目ですけれども、個別の説明書のほうです。No. 10の有効吸込水頭のほう、先ほど論点の部分でも御説明しましたけれども、追加で圧損試験を行うということで、予定のほうは6月末まで延ばしてございます。

それから、もう少し下に行きまして、No. 20の原子炉格納施設の設計条件につきましては、前回までの審査会合で論点整理を含めて、ここはBWRということもありまして、格納容器の特徴がありますので、論点整理に取りこぼしがないようにということで時間がかかったということもございまして、6月末までということで、少し延ばさせていただきました。

あとは、No. 16の主排気筒の基礎などについては、実際は耐震性に関する説明書のほうでヒアリングも実施しておりますので、そちらのほうにあわせて延ばしている部分というところもございます。

それから、耐震性に関する説明書のところから強度に関する説明書のほうですけれども、

こちらにつきましては、論点となり得る基本方針ですとか、計算方法については、概ね説明は終えているのかなというふうに考えてございます。

また、計算書のほうにつきましては、ようやく始まった部分もございますが、同様の計算方法を用いる設備ですとか機器などにつきましてグルーピング化を行いまして、代表設備について重点的に御説明などを行うことで、効率的な御説明を行うように心がけているところでございます。

それから、立坑につきましては、先ほども御説明がありましたけれども、モデルの統一化などがあつた影響で、こちらのほうは7月末まで延ばしているという状況にございます。

その他の計算書関係は6月末までを目処に御説明をするという予定は変わってございません。

それから、資料2-1のほうに戻っていただきまして、60ページのほうから、前回の審査会合における論点の説明状況というものを若干記載してございます。

こちらは、前回の論点の部分と、それから、そのときにいただいたコメントなどを整理したものでございまして、右から2番目の列、説明予定というのが審査会合で我々が提出するというふうに示した時期、それから、説明状況がこれまでの現状の状況、緑の部分はヒアリングのほうで御説明し完了しているものでございます。グレーでハッチングしている部分については、審査会合で回答済みというふうな部分になってございます。

これについても、今後、引き続き説明を継続するとともに、審査会合に未回答の部分について、追って回答の場を設けていただきたいと思います。

それから、64ページから試験の状況について記載してございます。

5月17日の時点で、30件ございますけれども、24件の試験が終了してございまして、5月末までを考えると、30分の27まで終了予定の考えです。

残り3件についても、6月中に終了ということで、6月中までかかるものとしましては、今回、御説明させていただきましたブローアウトパネルの2件、それから、ECCS系のポンプストレーナーということが残ってございます。それについては、先ほど御説明したとおりです。

それから、そのほかにつきましては後のほうで御説明させていただきますが、ほかの試験が終わっているものにつきましては、備考のほうに、字が小さいですけれども、試験の状況、結果などを簡単に記載しております。中には試験の中で御説明済みのものもございます。

70ページからは、試験の状況について御説明させていただければと思います。

○日本原子力発電（室井） 原電の室井でございます。

70ページ目を御覧ください。こちらは防潮堤、鋼製防護壁に取り付きます止水機構の実証試験の状況でございます。

本件につきましては、4月5日の審査会合におきまして、実証試験で止水機構の止水板の地震時の追従性を確認いたしますということを御説明申し上げました。

正式の結果につきましては、次回会合で御報告することを予定してございますけれども、本日は試験の進捗状況について御説明を差し上げたいと思います。

まず、目的は、繰り返しになりますけれども、大規模試験装置を用いた試験によりまして、止水板が期待どおり動作すること、水密ゴム、その他部材が破損しないことを確認するというものでございます。

試験結果でございます。

試験は繰り返し2回やることを計画してございまして、1回目が先週5月9日～11日にかけて行っております。2回目が今週15日～本日17日までの予定としております。

試験の条件でございますけれども、基準地震動 S_s に基づく本振時の試験、これは3方向と鉛直方向の試験を行います。

また、弾性設計用地震動 S_d による余震、それと津波の重ね合わせのときの3方向の加振と鉛直方向の加振、こういったことを計画してやっております。

試験結果でございますけれども、ここでは5月9日と15日の結果について取りまとめております。

表1を御覧ください。

まず、一つ目の止水板の地震時の追従性の確認でございますけれども、止水板の浮き上がりの固着、あるいは、止水板の破損、損傷等の異常は認められなかったということでございます。

二つ目の水密ゴムの健全性でございますけれども、水密ゴムの噛み込み、摺動による亀裂、破損、摩耗、さらにはライニングの破損、めくれなどは認められなかったということでございます。

こちらにつきましては、試験終了後に装置を解体いたしまして、詳細に見る予定でございますので、こちらはあくまで速報ということでございます。

三つ目でございます。1次止水機構の構成部材の健全性確認でございますけれども、試

験中、試験後におきまして、装置、部材の変形、損傷というのは認められなかったということでございます。

4段目には、止水板の跳ね上がり量についても計測しておりますので、簡単に御紹介させていただきますと思います。

右側の写真の下に低部の水密ゴムの絵が描いてございますけれども、試験開始前におきましてはゴムの潰れしろが3mmございますので、加振中に3mm以内の跳ね上がりであれば底面に密着しているという状況でございますけれども、試験結果に書きましており、それぞれ、これは3方向加振時のデータを代表して書いてございますけれども、記載のような値であったということでございます。

アスタリスクに書かせていただきましたけれども、4月5日の会合でも御説明しましており、そもそも1次止水機構、あるいは、後備の2次止水機構というものを持ってございますけれども、こういったものがない状態におきまして、浸水量評価を行って安全性に問題ないことを確認しておりますので、この浮き上がり量自体が記載のと通りの数字であれば、安全上無視できる程度だということでございます。

次のページ、71ページ目には、今申し上げました9日のときと15日のときの3方向同時加振時と鉛直方向加振時の、これは跳ね上がり量だけの速報でございますけれども、時刻歴のグラフをつけさせていただいております。それぞれ上段のほうの丸で囲ったところの数字が前のページに記載されているということでございます。

今後の予定でございます。

また、70ページに戻ってまいりますけれども、この試験結果につきましては、評価の後、資料を取りまとめまして、次回の会合で御報告したいと思っております。また、これまでの結果から有効なものが得られておりますので、その結果を反映いたしまして、工認に関する説明は6月末完了で考えているということでございます。

簡単でございますが、止水機構の実証試験状況でございます。

○日本原子力発電（林田） 続きまして、72ページのMCCIスリットに関するモックアップ試験の状況について御報告いたします。

図1のペDESTAL排水系の概要に示してありますとおり、今後、ペDESTALを改造して、こちらの図に示すような形状に改造することを検討しておりますが、こちらのペDESTAL内の水位を1mに一定に保って、熔融炉心等の冠水等をきちんと把握していくということが我々の運用として考えておりますので、ペDESTAL内に流入した水がきちんと排水され

るかというところをモックアップ試験でちゃんと確認するということが、この試験の目的でございます。

2番目が、試験装置の御説明です。

図2のほうに概要図を示させていただいております。

こちらは、この試験のために新たに作成した試験装置の概要になります。

スリットと、それから、スワンネックにつきましては、実機と同等のスケールのものを作成いたしました。基本的に、異物の投入みたいなところも試験上限として考えておりますので、それらの流量がきちんと確認できるようにアクリルで作成してございます。

試験上限としては、水温が常温というところで、こちらは実際には高温環境になるところですが、温度が低いほうが粘性が高くなることから、保守的に評価ということで、こういう条件にしております。

それから、実際に水につきましては、排水弁が区間Aと区間Bの出口ところに記してございますけれども、こちらを閉にした段階で、水を水槽のほうで2mぐらい張って、排水弁を開にして、排出状況を確認していくというのが試験の内容になってございます。

その中で、区間Aの出口とBの出口、それから投入量、それらの関係から圧損をきちんと求めて、設計で想定していた圧損よりも小さくなるかどうかというのを確認するというのをやっております。

それから、異物の投入のときには、きちんとアクリルの中の状況が把握できるようにしてございますので、目視で確認して流動状況を把握するという目的がございます。

現在の状況でございますが、4月の後半から、こちらの試験装置の健全性を確認するための予備的な試験を行いまして、5月に入りましてからは、これまで約20回ほど流動試験のほうを行っております。その中で得られた結果としまして、想定している圧損係数よりも若干高目の値が得られるということで、大体どの辺が抵抗が高いところになっているんだろうかというところを考察したところ、スワンネックからスリットに落ちるところが圧損が高くなるような傾向になってございますので、そこを設計の最適化というところで、今、検討を進めておりまして、近々追加の試験を何度か計画してございます。

それが終わりましたら、酸化鉄等の異物をまぜて、異物の沈降も含めて、きちんとスワンネックから異物が入ったときに、どういうことを示すかというのを目視で確認して、それから、排水性能も同時に確認するというところを計画してございます。

これらの試験につきましては、5月末までには完了させて、6月の頭には試験結果をきち

んと御報告するという計画でおります。

以上でございます。

○日本原子力発電（松本） 引き続きまして、73ページでございます。

そのほか、まだ試験が終わっていないものが2件ございまして、こちらに、簡単ですがまとめさせていただいております。

一つは、総合原子力防災ネットワーク設備の加振試験ということで、こちらにつきましては、当初は、もうちょっと早く計画実施する予定だったんですが、1カ月ほど遅れましたけれども、今日と明日、試験を実施して、明後日までに終わる予定ということです。

こちらにつきましては、他社で実施済みの同等品での加振試験加速度と比べまして、当社の同確認に必要な加振波が小さいということで、試験は問題ない結果が得られるというふうな見通しを得ております。

もう1件が、耐環境試験のサーベイメータに関する試験でして、こちらのほうにつきまして、サーベイメータですとか、それから、可搬型照明を15日に試験業者のほうに発送済みでして、こちらは来週ぐらいから環境試験のほうをやる予定で、5月末には健全性の確認が終了する予定ということです。

こちらにつきましても、先行電力さんと同等の測定機器ですので、特段厳しい環境条件というわけではございませんので、問題なく耐環境性を示せるというふうに考えてございます。

試験状況については、以上です。

○山中委員 今後のスケジュールで何か、和智常務、つけ加えることはございますか。

○日本原子力発電（和智） 冒頭申し上げましたけれども、試験のほうは30件中、もう既に25～6件終わっておりまして、先ほど申し上げましたとおり、今も進行中のものが大体5月中旬に目処がつきます。

繰り返しになりますけれども、大きなものはブローアウトパネルの試験と、それからECCSストレナーの御指摘のものでございます。

ブローアウトパネルのほうは丁寧に御説明させていただきましたけれども、非常に物は大きゅうございますけれども、シンプルな構造でございますので、こちらのほうもステップバイステップで進めれば、とんでもない結果が出るというふうには思っておりませんので、規定内に御説明を差し上げたいと思います。

そういったことも含めて、何度も御指摘がありましたように、期限を守って、きちんと

このとおりに、あるいは、できれば少しでも早く御説明して、御理解を得たいというふう
に考えております。

以上でございます。

○山中委員 丁寧に説明をいただいて、内容が非常によくわかった部分もでございます、試
験については。

ただし、解析、あるいは試験で残っている部分について、まだまだ、時期がいつになる
んだろうなという不明な点多々、私自身はございます。

質問、コメントはございますか。

○正岡審査官 スケジュールについて確認なんですけれども、資料2-2で、念のための確
認なんですけど、4月5日時点からのとき、1カ月前ですね、大体。

技術的な説明書は6月中に終えて、あと、どうしても遅れる品質保証、品管説明書と設
置許可整合性が7月で、書類整理も踏まえて8月末までには一式書類、正式な書類としてま
とめるというお話だったんですけど、そこから、それとの関係で言うと、技術的な説明書
のうち、立坑の部分だけが7月になったということで、それ以外について7月にずれ込むよ
うな説明はないという理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本でございます。

現状、そういったものは出てきておりませんので、そういった御理解で結構です。

○正岡審査官 了解しました。

あと、資料2-2にありますように、ヒアリングをしていますが、ここ1カ月は緑の、そちら
で言うと、一通り、とりあえず説明が終わったというのは確かに進んだものも感じて
います。

一方で、個別計算書、下のほうの黄色のやつですね、耐震とか強度につきましては、こ
ちらも基本方針なり基本方法関係は、論点抽出を踏まえて、一通り大分整理できたかなと
思っています、今後の個別計算書を順次見ていくと。

それにつきまして、資料2-3で見させていただくと、資料2-3でいうと5ページ目ぐら
いに、5月末から6月にかけて山のような丸がついているということで、まず、このスケ
ジュールどおり、2-2の説明スケジュールに終わらせるためには、2-3の資料の、まず資料の提
出時期、これを確実に守っていただくというのが大前提になるんです。そこは引き続きし
っかり対応していただきたいと思っております。

以上です。

○日本原子力発電（松本） 原電の松本でございます。

計算書類がかなり量が多いのは我々としても認識してございます。これは守るようにしていきたいと思っています。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○櫻田技監 規制庁、櫻田です。

和智常務からもお話がありましたけれども、残っている試験は三つありますということで、そのうち、ブローアウトパネルについては大分前から議論をしてきているので、どういう試験をやったということがお互いに何となくイメージがあると思うんですけども、ECCSストレーナーの話は、つい最近になって日本原電の評価の前提条件を考え直しますという話になって、そのために追加試験が必要になったという話なんで、先ほどのやりとりにもありましたけれども、具体的にどんな試験をやるんですかとかというところがまだ見えていないという状況になっているわけです。

それで、話が飛んじゃうように聞こえるかもしれませんが、立坑のモデルが、結果論からすると、ちぐはぐがあつて、結局やり直しになったという話がありましたけれども、うちの審査官のほうからは、外注するときの外注の仕方といいますか、マネジメントがちゃんとできていたのかどうか疑わしいという、そういうようなコメントがあったわけです。

ストレーナーの試験についても、そういう前例があると心配にならざるを得なくて、日本原電という申請者として、基準適合性を説明するために、どんな試験をやって、どういう説明のロジックで適合性を証明するというにすることなのかというところをしっかりと考えていただく必要があるし、結構リードタイムが短い間で、試験の装置のアベイラビリティもあるんでしょうから進めなきゃいけないし、それは、こちらの審査側として説明を求めたいことがちゃんと返ってくるという、そういうシナリオになるのかどうかというところが、試験に入る前にお聞きする必要があるというふうに思います。

ですから、そこは早急にプランをまとめていただきながら、こちらにも御説明いただいて、恐らく、これは手戻りになるとすると、本当に、先ほど来、山中委員がおっしゃっている審査のお尻までに結論が出ないという形になりかねないと思いますので。

本件はとてもクリティカルなところだと思いますので、しっかりマネジメントしていただきたいと思いますので、以上、コメントしておきます。

○日本原子力発電（和智） 日本原子力発電の和智でございます。

本当に御指摘のとおりで、私どもがどうやって新規制基準に合致する、あるいは工事認可の認可を得るために、どういうストラテジーで、どこの部分を、どういうふうなマネジメントをしながら、合理的に進めていくかという、そこら辺が少しばらばらになっていて、個別の試験ですとか、個別の説明に終始している部分が正直あったというふうに思っております。

そのために、ふぞろいなところが出てきて、あるいは、ものによってはやり直しというような形になってしまう部分がありました。ここは本当に私どもの不手際で、お詫びしなくてはいけないのですけれども、御指摘のとおり、全体のスケジュールと、それからどういうロジックで、どの部分をどう説明していったら、そのための試験をどういうふうにするかというようなところまで、一気通貫できちんとマネジメントしていきたいと思っております。

そのために、今回、ここにおります石坂、それから、私、室長代理、我々が本当にリーダーシップをもって直接マネジメントしていきたいと思っております。

○山中委員 そのほか、今後のスケジュールについて確認しておきたいことはございますか。よろしいですか。

工事計画認可の審査については、もうスケジュールが非常にタイトな状況になっておりますので、審査会合もできるだけ頻繁に開かせていただきたいとは思っておるんですけれども、そこできちっと、そういう試験とか解析、今日出たコメント等を踏まえて、もう後戻りをしている余裕はございませんので、ぜひとも、そういう機会できちっとした議論ができて、次に進めるように、ぜひともよろしく願いいたします。

よろしいでしょうか。

それでは、以上で議題2を終了いたします。

ここで席替えがありますので、一旦中断いたしまして、20分後、4時20分に再開をしたいと思います。

(休憩 日本原子力発電退室 四国電力入室)

○山中委員 それでは、再開いたします。

次の議題は、議題3、四国電力株式会社伊方発電所3号機の重大事故等対策についてです。

それでは、説明を始めてください。

○四国電力（滝川） 四国電力、滝川でございます。

これまでの審査におきまして、所内常設直流電源設備（3系統目）の配置設計の考え方

について御指摘を受けてございまして、本日、その回答をさせていただきたいと思っております。

資料といたしましては、資料3-1～3-3まで御用意しておりますけれども、資料3-1で御説明させていただきまして、その他の資料は補足説明資料でございまして、適宜使用させていただきたいと思っております。

それでは、資料3-1の1ページ目をお願いします。

こちらは目次でございまして、2ページ目をお願いします。

いただきました指摘事項は、「所内常設直流電源設備（3系統目）の切換盤配置設計における設置許可基準規則第57条第2項及び同解釈が求める特に高い信頼性に係る設計上の考慮の考え方について整理して、説明すること」でございまして。

3ページ目をお願いいたします。

こちらは蓄電池（3系統目）も含めました直流電源系統を示してございます。

今回の申請対象でございます蓄電池（3系統目）は、既設の1系統目である蓄電池（非常用）、蓄電池（重大事故等対処用）や、2系統目である可搬型直流電源設備に加えまして、赤線で示しております蓄電池（3系統目）を非常用ガスタービン建屋へ設置するものでございます。

給電先は、1系統目、2系統目と同じであり、既設DB設備やSA設備が負荷であります非常用直流コントロールセンターへ直接給電できる設計としております。

ここで、切換盤は、蓄電池（3系統目）からの直流電力の給電先を非常用直流コントロールセンターのA系、またはB系へ切り換えることを目的として設置するものでございます。

4ページ目をお願いします。

これは、前回の審査会合にてDB設備、SA設備との位置関係も含め、蓄電池（3系統目）の配置を示したものでございます。赤字でマーキングしておりますものが今回申請している蓄電池（3系統目）及び切換盤でございまして、DB設備である非常用ディーゼル発電機や蓄電池（非常用）は緑で、あとSA設備である蓄電池（重大事故対処用）及び可搬型直流電源設備は青でマーキングしており、位置的分散が図られていることがわかります。

5ページ目をお願いいたします。

こちらは、切換盤も含めた蓄電池（3系統目）の、特に高い信頼性として設備及び設置場所に対する考慮事項を整理したものでございます。こちらも前回の審査会合で示したものでございます。

左から2番目の列は、設計基準事故等対処設備である蓄電池（非常用）に関する設備に対する考慮事項、設置場所に対する考慮事項についてまとめておりまして、右端が蓄電池（3系統目）の考慮事項を記載しており、比較できるようにまとめております。

この中で、真ん中から下に設置場所に対する考慮事項を記載しており、蓄電池（3系統目）については、地震、津波、火災、溢水、外部からの衝撃に対しては、それぞれハザードに対して影響を考慮し、健全性を損なわれないように設計し、配置することとしております。

最下段の位置的分散に対しては、蓄電池（非常用）、蓄電池（重大事故対処用）及び可搬型直流電源設備と位置的分散を図ることとしております。

これについて、次ページ以降で補足させていただきます。

6ページ目をお願いいたします。

蓄電池（3系統目）は、切換盤も含めて共通要因故障を防止するため、蓄電池（非常用）、蓄電池（重大事故対処用）及び可搬型直流電源設備と位置的分散を図ることとしております。

共通要因故障を引き起こす要因としましては、環境条件、自然現象等、外部人為事象が考えられますが、環境条件、地震、津波、その他（風、落雷など）、外部人為事象については、機器単体の設計により共通要因故障を防止するか、配置等により考慮不要であるのに対しまして、火災、溢水については区画分離による位置的分散により共通要因故障を防止することとしております。

詳細は次ページで御説明いたします。

7ページ目をお願いいたします。

こちらは火災に対する位置的分散を示したものでございます。

緑の星で示す蓄電池（非常用）、青の星で示します蓄電池（重大事故対処用）に対し、赤の四角で示しますように、異なる区画に切換盤を設置することとしております。

蓄電池（非常用）、蓄電池（重大事故対処用）と切換盤の境界区画壁は3時間耐火壁でございまして、火災の伝播を防止しており、これらの共通要因故障を防止できる設計としております。

8ページ目をお願いいたします。

こちらは溢水に対する位置的分散を示したものでございます。

緑の星で示します蓄電池（非常用）、青の星で示します蓄電池（重大事故対処用）に対

し、赤の四角で示しますように異なる溢水区画に切換盤を設置することとしております。

蓄電池（非常用）、蓄電池（重大事故対処用）と切換盤との境界区画壁は、管理区域と非管理区域の境界壁でございまして、溢水影響が伝播しない壁でございます。これにより溢水による共通要因故障を防止できる設計としております。

9ページ目をお願いいたします。

以上のとおり、区画分離により位置的分散による共通要因故障防止は達成していると考えておりますが、さらに、図に示しますように、蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故対処用）と切換盤設置区画との境界区画壁から離隔距離をとることにより、より確実に、特に高い信頼性を確保することを考えております。

以上にて弊社からの説明を終わります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。

質問、コメントはございますか。

○石井主任審査官 規制庁の石井です。

では、最後の9ページ目について1点だけ確認させてください。

ここに新しい配置位置が出てございますが、新しい位置の周辺に、設計上の考慮を要するような機器等は置かれていないということでしょうか。

○四国電力（立石） 四国電力、立石です。

御質問の回答につきましては、資料3-2を用いて御説明させていただきます。

資料3-2の、下のページで43-1-5ページを御覧ください。

こちらの（2）の悪影響防止に対して設計方針を記載しておりまして、一番最初のパラグラフになりますが、「蓄電池（3系統目）は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする」としておりまして、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計としております。

○石井主任審査官 規制庁の石井です。

そうすると、43条要求に従って、ちゃんと設計するということですね。

○四国電力（立石） 四国電力、立石です。

その理解で問題ありません。

○石井主任審査官 了解です。ありがとうございました。

○山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。いかがでしょう。

よろしいでしょうか。

それでは、以上で議事を終了いたします。

本日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月18日金曜日に、地震・津波関係の会合を予定しております。

それでは、第572回審査会合を閉会いたします。