

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合

第809回

令和元年12月10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809回 議事録

1. 日時

令和元年12月10日（火） 13：30～17：40

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

山形 浩史 緊急事態対策監
田口 達也 安全規制管理官（実用炉審査担当）
川崎 憲二 安全管理調査官
藤森 昭裕 安全管理調査官
山口 道夫 安全管理調査官
塚部 暢之 管理官補佐
仲 邦彰 管理官補佐
義崎 健 管理官補佐
井上 超 主任安全審査官
植木 孝 主任安全審査官
鈴木 征治郎 主任安全審査官
津金 秀樹 主任安全審査官
藤原 弘成 主任安全審査官
照井 裕之 安全審査官
西内 幹智 安全審査専門職
堀田 亮年 主任技術研究調査官
小城 烈 技術研究調査官

| | |
|-------|---------|
| 西村 健 | 技術研究調査官 |
| 島田 真実 | 審査チーム員 |
| 府川 周太 | 審査チーム員 |
| 山浦 良久 | 技術参与 |

中国電力株式会社

| | | | |
|--------|----------|--------|-----------|
| 北野 立夫 | 常務執行役員 | 電源事業本部 | 副本部長 |
| 岩崎 晃 | 電源事業本部 | 担当部長 | (原子力管理) |
| 谷浦 亘 | 電源事業本部 | 担当部長 | (原子力管理) |
| 田村 伊知郎 | 電源事業本部 | マネージャー | (原子力耐震) |
| 室 大志 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力耐震) |
| 井田 裕一 | 電源事業本部 | マネージャー | (原子力安全) |
| 村上 幸三 | 電源事業本部 | 担当課長 | (原子力安全) |
| 神崎 直也 | 電源事業本部 | 担当副長 | (原子力安全) |
| 好川 知秀 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力安全) |
| 荒芝 智幸 | 電源事業本部 | マネージャー | (原子力設備) |
| 加藤 広臣 | 電源事業本部 | 副長 | (原子力設備) |
| 内藤 慶太 | 電源事業本部 | 担当副長 | (原子力設備) |
| 吉岡 敏行 | 電源事業本部 | 担当副長 | (原子力設備) |
| 高野 幸二 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力設備) |
| 兼折 直樹 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力設備) |
| 清水 秀彦 | 電源事業本部 | 副長 | (原子力電気設計) |
| 西村 英樹 | 電源事業本部 | 副長 | (原子力電気設計) |
| 小川 昌芳 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力電気設計) |
| 今井 雄太 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力電気設計) |
| 谷口 正樹 | 電源事業本部 | 副長 | (炉心技術) |
| 藤木 俊也 | 電源事業本部 | 担当 | (炉心技術) |
| 藤本 康孝 | 電源事業本部 | 副長 | (原子力運営) |
| 廣井 得甫 | 電源事業本部 | 担当 | (原子力運営) |
| 藤本 博之 | 島根原子力発電所 | 副長 | (発電部) |
| 多野 正和 | 島根原子力発電所 | 副長 | (発電部) |

九州電力株式会社

| | | | |
|-------|----------------|-------------|------|
| 須藤 礼 | 上席執行役員 | 原子力発電本部 | 副本部長 |
| 秋吉 達夫 | 原子力発電本部(原子力技術) | | 部長 |
| 山本 健児 | 原子力発電本部 | 原子力設備グループ | 課長 |
| 小玉 忠大 | 原子力発電本部 | 原子力電気計装グループ | 副長 |
| 平田 孝一 | 原子力発電本部 | 原子力発電グループ | 副長 |
| 橋本 裕一 | 原子力発電本部 | 原子力発電グループ | 担当 |
| 長友 広道 | 原子力発電本部 | 原子燃料計画グループ | 課長 |
| 手嶋 康裕 | 原子力発電本部 | 原子燃料計画グループ | 担当 |
| 力久 太郎 | 原子力発電本部 | 原子力工事グループ | 副長 |
| 成末 啓典 | 原子力発電本部 | 原子力工事グループ | 担当 |
| 安武 哲也 | 原子力発電本部 | 原子燃料技術グループ | 副長 |
| 樋川 紘典 | 原子力発電本部 | 原子燃料技術グループ | 担当 |
| 福山 墨 | 原子力発電本部 | 原子力経年対策グループ | 担当 |
| 笹田 俊治 | 土木建築本部 | 設計・解析グループ | 長 |
| 稲富 敬 | 土木建築本部 | 設計・解析グループ | 副長 |
| 原 祐介 | 土木建築本部 | 設計・解析グループ | 担当 |
| 小柳 貴寛 | 川内原子力発電所 | 保修課 | 副長 |
| 若松 雅史 | 川内原子力発電所 | 保修課 | 副長 |
| 浅野 弘成 | 川内原子力発電所 | 発電課 | 担当 |

4. 議題

- (1) 中国電力(株)島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策について
- (2) 九州電力(株)川内原子力発電所の保安規定変更認可申請について
- (3) 九州電力(株)玄海原子力発電所第3・4号機の工事計画の審査について
- (4) その他

5. 配付資料

資料1-1-1 島根原子力発電所2号炉 耐震設計の基本方針について(コメント回答)

- 資料 1-1-2 島根原子力発電所 2 号炉 審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（設計基準対象施設：第 4 条（地震による損傷の防止））（第 39 条含む）
- 資料 1-1-3 島根原子力発電所 2 号炉 重大事故等対処設備について
- 資料 1-1-4 島根原子力発電所 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 島根原子力発電所 2 号炉 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の有効性評価について
- 資料 1-2-2 島根原子力発電所 2 号炉 原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価結果
- 資料 1-2-3 島根原子力発電所 2 号炉 審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）
- 資料 1-2-4 島根原子力発電所 2 号炉 審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価結果）
- 資料 1-2-5 島根原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策の有効性評価
- 資料 1-2-6 島根原子力発電所 2 号炉 重大事故対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料
- 資料 1-2-7 島根原子力発電所 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 2-1 川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請について「常設直流電源設備の設置等に伴う変更」
- 資料 2-2 川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請について「常設直流電源設備の設置等に伴う変更」（補足説明資料）
- 資料 2-3 川内原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請について
- 資料 3-1 玄海原子力発電所 3 号機及び 4 号機 使用済燃料貯蔵設備増強工事に係る工事計画認可申請の概要について
- 机上配布資料 1 玄海原子力発電所 3 号機 工事計画認可申請書
- 机上配布資料 2 玄海原子力発電所 4 号機 工事計画認可申請書

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809回会合を開催します。

本日の議題は、議題1、中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策について、議題2、九州電力株式会社玄海原子力発電所保安規定変更認可申請について、議題3、九州電力株式会社玄海原子力発電所3号機及び4号機の工事計画の申請についてです。

本日はプラント関係の審査ですので、私が出席いたします。

議事に入ります。

最初の議題は議題1、中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策についてです。

それでは資料について説明を始めてください。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

本日は第39条耐震設計の基本方針の御指摘事項に対する御回答、並びに重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器過圧・過温破損及び原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価結果につきまして、御説明をいたします。

それではまず第39条の御指摘事項に対する御回答につきまして、電源事業本部の室のほうから御説明をさせていただきます。

○中国電力（室） 中国電力の室です。

資料1-1-1、島根原子力発電所2号炉耐震設計の基本方針について、コメント回答についての資料、こちらで御説明させていただきます。

資料、表紙のほうをめくっていただきまして、1ページのところですけれども、令和元年8月27日、第759回審査会合において御指摘いただきました内容について、本日こちらの資料で御説明させていただきます。

2ページのほうを御覧ください。御指摘いただいた内容について読み上げます。格納容器過圧・過温破損シナリオについて、有効性評価の不確かさを考慮する必要があることから、弾性設計用地震動Sdと組み合わせる格納容器内の水位条件を格納容器ベント前の最高水位とした場合の影響を具体的に説明すること。その結果も踏まえて、格納容器過圧・過温破損シナリオの有効性評価の妥当性を説明すること。

こちらに対する回答について、概要を下のほうに記載してございまして、格納容器ベント前のサプレッション・プール最高水位（約6m）における弾性設計用地震動Sdによる概略

評価を実施した結果、ベント系のうちベント管は許容応力状態IV_ASの許容応力を満足しないことを確認しました。

また、格納容器ベント実施前におけるベント管及びドライウエルに水位が形成される状態は、事象発生から約73時間までであります。格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなるという不確かさを考慮しますと、約73時間よりも長期になる可能性があることから、ベント系の耐震信頼性の向上を図るため、外部水源を用いた総注水量の制限値をサプレッション・プール水位4.9m到達に変更いたします。

なお、外部水源を用いた総注水量の制限値の変更後において、有効性評価における各評価項目の判断基準及びベント系の耐震成立性を満足することを、それぞれ確認してまいります。

3ページ以降で詳細を御説明いたします。3ページのほうを御覧ください。まず下のほうにサプレッション・プール水位の時間進展を記載してございます。こちらは外部水源を用いた総注水量の制限値変更前におけるサプレッション・プール水位のグラフとなりまして、73時間のところで格納容器ベントによりまして水位が、こちら変わるところをお示ししてございます。こちらのベント実施前の③の状態と、ベント実施後の④のサプレッション・チェンバの状態について着目してございます。

回答のほうをお願いいたします。格納容器ベント前のサプレッション・プール最高水位（約6m）、こちら図③の状態において、ベント系の弾性設計用地震動Sdによる概略評価を実施した結果、ベント系のうちベント管は、許容応力状態IV_ASの許容応力を満足しないことを確認しました。

当初図③の状態は、事象発生から約73時間までであり、Sdとの組み合わせを考慮する重大事故の継続時間の目安となる10⁻²年（約84時間）より短期間であることから、図③の状態とSd地震動との組み合わせを考慮しないで、格納容器ベント後で最大となるサプレッション・プール水位（約8m）（図④の状態）と組み合わせる方針としておりました。なお、図④の状態との組み合わせにおいて、ベント系及びサプレッション・チェンバの耐震成立性を確認してございます。

2ぱつ目で、Sdの組み合わせを考慮する重大事故の継続時間、約84時間に対して、格納容器ベント実施前におけるベント管及びドライウエルに水位が形成される状態は約73時間までと考えておりましたが、崩壊熱が解析で考慮している値よりも小さい等により、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィル

タベント系の使用タイミングが遅くなるという不確かさを考慮しますと、約73時間よりも長期になる可能性がございます。

以上の検討結果を踏まえまして、格納容器ベント実施前後を通して、ベント管及びドライウエルに水位が形成される原子炉格納容器の状態を回避することで、ベント系及びサプレッション・チェンバの耐震信頼性の向上を図るため、外部水源を用いた総注水量の制限値を変更することといたします。

4ページのほう、お願いいたします。外部水源を用いた総注水量の制限値の変更について御説明いたします。右側のグラフは先ほどの3ページにお示ししたグラフに対応するグラフで、制限値変更後におけるサプレッション・プール水位の事象発生からの時間進展をお示ししてございます。

外部水源を用いた総注水量の制限値は、炉心損傷後の格納容器ベント実施基準の一つとして定めてございます。真空破壊弁が水没しますと、ベント管に水位が形成されることから、外部からの総注水量は、真空破壊弁の設置高さ以下となるように制限いたします。この真空破壊弁下端位置は約5.3mとなりますが、こちらに不確かさを考慮しまして、外部水源を用いた総注水量の制限値をサプレッション・プール水位、約4.9m到達に変更いたします。

また、Sdと組み合わせる格納容器内の水位条件としては、水位が高いほうが地震時の応答が大きくなる傾向があることから、ダウンコマ取付け部下端水位である約5.05mを用います。こちら下のほうにSA時の耐震評価に用いるサプレッション・プール水位と、あと対応する水位及び水量について、図及び表でお示ししてございます。なお、制限値変更後においても有効性評価の各評価項目に対して判断基準を満足するというを確認いたしました。

5ページのほうを御覧ください。こちらではベント系の耐震性について御説明してございます。

1ページ目で、外部水源を用いた総注水量の制限値の変更前後について、Sdによるベント管のベントヘッド接続部の耐震評価を実施しました。中段の表でベント系、ベント管のヘッド接続部の評価結果をお示ししてございます。上段のほうには制限値の変更前ということで、サプレッション・プール評価水位として約4m、こちらベント管が満水となった状態における評価を示してございます。また、下段のほうに制限値の変更後で約5.05mの評価水位において、ベント管に水位がない状態における評価をお示ししてございます。こちら

約5.05m、制限値変更後の評価については、こちらは精緻に解析をした結果となっております。

こちら精緻に解析した結果に対して、質量比及び加速度比を掛けまして、制限値変更前の応力値を算出しております。この比率については下の表のほうにお示ししてございまして、ベント系の概算評価に用いた比率としまして、それぞれの水位においてベント系の質量及び固有周期に対応する応答加速度におけるそれぞれの比率を用いまして、概算したものとなっております。

その結果についてですけれども、制限値変更前のサプレッション・プール水位では、一次＋二次応力ともに許容応力状態IV_ASの許容応力を満たしていませんでしたが、制限値変更後のサプレッション・プール水位では許容応力状態IV_ASの許容応力を満たすことを確認いたしました。

以上で説明を終わります。

○山中委員 それでは質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○津金審査官 規制庁、津金です。

ただいま説明あったとおり、格納容器ベント前のサプレッション・プール最高水位を変更したことで耐震性は確保されたんですけれども、今日の資料の4ページ、御覧いただくと、最大水位を4.9としたことで、ベントする時間というのが、ベント開始までの時間が短縮されています。もともとベント開始まで時間を延ばすというような方針であったと思うんですけれども、今回これを見直して時間を短縮したことについて、従来の方針との関係を説明してください。

○中国電力（岩崎） 中国電力、岩崎でございますけれども、もう一度確認をお願いしたいんですけど、従来の方針との関係と申されているのは、例えば被ばく評価とか、そういう切り口でのことでしょうか。

○津金審査官 規制庁、津金です。

もともとは長く延ばすことによってメリット、デメリットあると思うんですけれども、メリットを重視して長くするとされていたと思うんですけれども、一方で耐震上厳しかったこともあって、ベント開始の時間が短くなったことなんですけれども、これによって従来のメリットとして考えていたところがどうなってしまうのかとか、そもそもの方針に対して短くなったことに対する見解というものをお聞きしております。

○中国電力（岩崎） 中国電力、岩崎でございます。

かしこまりました。もともと当初ベント時間を73時間としておりましたのは、少しでもベント開始の時間を延ばして、例えば住民の避難等につながる可能性もございますので、そういう時間を少しでも稼ぎたいということで、少しでもサブチャンに水位を確保しているということ考えておりました。

その後、審査が進みます中で、格納容器の代替循環冷却という設備もつけまして、ベントの必要性ということも、状況として循環冷却に成功すればベントも必要なくなるということで、一つ状況が変わってきたというところがございます。またそうした中で格納容器の応力、耐震評価に用います基準地震動等も定まってまいりまして、 S_d が高くなったというような状況がございまして、そういう中で評価しますと応力的に厳しいという状況が発生いたしました。

そういう耐震上の条件も変わってきたということで、やはり格納容器を守ることが戦略として重要ということで、水位を下げて運用していくことがよろしいだろうと。またその水位を下げて運用いたしますけども、73時間から32時間というふうに時間は短くなりますけども、被ばく評価上かなり支配的な影響を持ちます希ガスにつきましては、半日程度あればかなりの部分で減衰していきますので、そういう面でも問題はないものと考えてございます。

以上でございます。

○津金審査官 規制庁、津金です。

ただいま御説明のあったとおり、耐震性の話と一方でベントしたときの影響等、いろいろなものを鑑みて、こういった設計方針にしたということで理解しました。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○照井審査官 規制庁の照井です。

同じく資料1-1-1、パワーポイントの4ページで、今回の注水量の制限の変更ということとは直接関係ないのですが、今4ページの右下の表で、地震動と組み合わせる水位というものが書いてあるんですけど、今御説明あったように S_d と組み合わせるのは過圧・過温5.05mということなんですが、 S_s と組み合わせる水位として今過圧・過温の残留熱代替除去系を使用する場合を S_s と組み合わせる荷重としているんですけど、この考え方について説明していただけますか。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

資料1-1-4、タブレットの資料になりますけども、こちらを用いて説明させていただきます。タブレットの資料1-1-4。重大事故等対処設備についての補足説明資料となります。こちらのPDFのページ番号で言いますと67ページ、下の通し番号で言いますと66ページのところを御覧ください。

資料1-1-4のPDFのページ番号67ページ、通し番号でいうと66ページのところでございますけども、中段辺りに括弧書きで、長期（L）および長期（LL）における、こちらは格納容器バウンダリを構成する設備、における荷重の継続時間について記載しております。

ここの部分、読み上げさせていただきますと、「SA発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合、こちら使用しない場合とはフィルタベント系を使う場合を指しておりますけども、こちらの場合では大幅に挙動が異なるということを確認しております。

SA発生後 10^{-2} 年（約3.5日後）という断面においては、格納容器の圧力に関しましては残留熱代替除去系を使用する場合のほうが高く、一方で格納容器の温度については残留熱代替除去系を使用しない場合及びフィルタベントを使用する場合のほうが高いという結果となっております。

その結果ですけども、3ページ戻っていただきまして、通し番号で言いますと63ページ、第5.2.2-2表、こちら表の下で 10^{-2} 年後、いわゆる約3.5日後の格納容器圧力及び温度につきまして、残留熱代替除去系を使用する場合及び使用しない場合のそれぞれについて記載しております。こちらを御覧いただきますと、残留熱代替除去系を使用する場合の圧力は約317kPaに対して、残留熱代替除去系を使用しない場合の圧力は約109kPa。一方で温度につきましては、使用する場合は約131℃、使用しない場合は約144℃ということで、圧力と温度というところを見ますと、それぞれいずれのほうも厳しいという側面を持っております。

また66ページのほうに戻ってきますけども、以上説明しましたように、圧力と温度という観点では、いずれが厳しいとも言えない状況かと考えております。ここで格納容器除熱機能の確保というところの観点ではSA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、ここの設定では、まず残留熱代替除去系を使用する場合を前提として考えております。

こちら荷重の組み合わせの格納容器バウンダリを構成する設備に対しては、まず基本としてはこちらを前提として考えております。ですので、Ssと組み合わせるところにつきま

しては、考慮するサプレッション・プール水位についても残留熱代替除去系を使用する場合のところを設定しております。

説明は以上となります。

○照井審査官 規制庁の照井です。

今の御説明のところですけれども、 10^{-2} 年というSdと組み合わせるところについては、それぞれ使用する場合と使用しない、ACCSケースとFCVSケースでそれぞれ違いはありますねということは理解はできたんですけど、その後の長期LLのタイミングでACCSケースを使っているというのは今の御説明ですと、まず基本第一優先として使うのがACCSだからACCSをベースケースにしていますという御説明だったと思うんですけども、組み合わせる荷重の観点では、FCVSケースとACCSケースで、長期LLのときにはどれくらい差があるものなんでしょうか。

ACCSのほうが厳しくなるのか、それともFCVSのほうが厳しくなるのか。荷重の組み合わせですので、より厳しいほうの荷重と組み合わせるほうが適切かなと思うんですけど、その辺はいかがでしょうか。

○中国電力（田村） 中国電力、田村です。

荷重の観点から申し上げますと、まず地震力からいきますと水の質量が大きいほうが地震力が大きくなります。あとその組み合わせる荷重として圧力は高いほうが厳しいので、残留熱代替除去系を使用する場合、使用しない場合で評価は比較しておりませんので、どちらが厳しくなるということは、現時点で把握しておりませんが、基本的には残留熱除去系を使用する場合ということで、SAの状態において基本的な考え方に従って評価をするということにしております。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

今はデータがないということなんですけれども、やはり荷重の組み合わせで見るときには、やはり厳しいほう、ケースが2ケースあって、それぞれ有効性を見ているケースですので、ベースケース優先順位としてはACCSが最初だというのは理解はできるんですけども、だからといって荷重と組み合わせるのがACCSでいいというわけではないと思うんです。それは当然FCVSケースも想定されるべきで、仮にFCVSケースのほうが荷重の組み合わせで厳しくなるのであれば、そちらのほうを見るべきだと思いますけれども、その点はいかがですか。

○中国電力（田村） 中国電力、田村です。

はい。御指摘を踏まえて荷重の観点からどちらが厳しくなるかを検討して、また御説明させていただきたいと思います。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

パワーポイントの4ページで、内容の確認なんですけども、上からぼつの三つ目のところで、水位を変更されたということで、真空破壊弁の下端位置から5.3mで、不確かさを考慮して4.9と書いてあるんですけど、この不確かさの内容について説明してもらえますか。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

まずここで下の図と表のところ、表のところ各水位ごとに事故シーケンス等というところで、一番右の列に整理しております。後ほど有効性評価、過圧・過温のところでは御説明いたしますけども、約4.9mのところといいますと、事故シーケンスにおきましては、残留熱代替除去系を使用しない場合のベースケースとなります。基本的にはまずここ、4.9mまでには格納容器スプレイを停止して、このタイミングで格納容器ベントを実施する方針としております。

一方で格納容器ベントをする際には、基本的には中央制御室で遠隔操作を実施しますので、ほぼ即時実施できるということを想定しておりますけども、ここで言う不確かさとは操作の不確かさを考慮しております。仮に遠隔に失敗して現場でベント弁をあけて実施するということも考慮しております。この場合、大体90分程度、現場操作に時間を要しますので、この操作遅れの時間分、原子炉注水は継続しておりますので、その間サプレッション・プール水位は上昇しますので、そこの操作時間遅れ分を考慮して、ちょっと厳しいケースとして、結果的に2Pd近傍まで現場操作に時間を要するということを想定して解析を実施しております。

その場合にサプレッション・プール水位としては最大で約5.03m、ここの表でいいますと、この事故シーケンス等のところでは不確かさ2Pd到達時にベントを実施したケースとここでは言うておりますけども、この場合でも不確かさを考慮しても、最大でも約5.03mまでしかサプレッション・プール水位は上昇しないというふうに検討しております。ここで不確かさは操作の不確かさのところを検討しております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

先ほどの説明のことが、有効性評価のところに書いてあるということであれば理解しました。その上でこのプールの温度については、何か考慮しているのでしょうか。膨張だとかいうのは考慮しているのでしょうか。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

まず格納容器の温度につきましては、ここのベントを実施するタイミングの辺りで、一番厳しい温度を迎えるわけではなくて、それよりも随分早く、事象発生1時間程度で最高温度をとっておりますので、Sdとの組み合わせではその最高温度を考慮しております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

その辺を踏まえて少し補足的に追加してもらえれば、お願いします。

私から以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

耐震性の観点から、水位のいわゆる制限値を変えられたということなんですが、二つほど質問なんですけど、いわゆる水位計の精度はどれぐらいの精度で、サプレッション・チェンバの水位がはかれるのかというのが1点目と、先ほどのお答えの中にも含まれていたかと思うんですが、4.9mでスプレイ止められる。そこから当然水は増えていくと思うんですが、止めてもすぐには水位を止めることはできないと思うんですが、実際にどの程度のスピードで、いわゆる水位というのはコントロールできるのか、その2点を教えてください。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

今回を含めた水位計の精度を上げるために、いわゆる設計を変えたのはもともと50cmしかなかったものを、1桁以上上げるように変えておりまして、具体的な数字が今手元にないので、またその辺については別途説明しますが、水位計の精度、改造工事で上げることによって担保するようにしております。

それと上昇速度は、今時間では御説明したように4.9mを止めて、炉注水だけを継続した場合の水位上昇率ですので、わずかにはなりますけれども、何cmかというデータは、さっき時間で説明したよね。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

ベント実施以降につきましては、格納容器スプレイを停止して、格納容器フィルタベン

ト系で格納容器の圧力をコントロールしていきます。このときに原子炉注水は継続しておりますけれども、崩壊熱相当の注水を実施しておりますして、崩壊熱相当の注水を実施してベント系から蒸発して出ていくという状態となりますので、基本的にはサプレッション・プール水位の大きな変動はないというふうに考えております。

以上です。

○山中委員　また後ほどその精度については、結構細かい制限値、センチオーダーの制限値を設けられていたので、どこまでその精度が出るのか、あるいはスプレイを止めてすぐに水がサプレッション・チェンバに流れ込むのが止まらないんじゃないかなという、そんな懸念がありましたので、その点もう少し詳しく教えていただければと思います。よろしく。

いかがでしょう。よろしいでしょうか。それではここで一旦中断して、席がえを行いますので、10分後に再開をさせていただきたいと思います。14時10分再開といたします。

(休憩)

○山中委員　再開いたします。

それでは説明を再開をしてください。

説明については適当なところで区切って、質疑に移りたいと思いますので、よろしくお願いいたします。

○中国電力（北野）　中国電力の北野でございます。

説明に入る前に、先ほどのパートで御質問のあった二つのうち、サプレッション・チェンバの水位計の誤差については、精値がわかりましたのでこの場で御説明させていただきます。

先ほどの、もともと50cmぐらいあったものを精度を改造工事で上げますということをお願いしましたが、改造後は±5cmでございます。資料1-1-4の下番号でいうと1470ページ、PDFは1471、下番号は1470。こちらに計装設備の計器誤差というのが(2/4)ということで記載がございまして、真ん中辺りにサプレッション・プール水位(SA)と書いてございまして、±0.05mという記載をしております。これでございます。

それでは改めまして、続きまして重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器の過圧・過温破損及び原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価結果につきまして、都合四つのパートに分けて御説明し、都度御質問等をお受けしたいと考えておりますので、よろしくお願いいたします。

それでは電源事業本部担当副長の神崎のほうから、御説明させていただきます。

○中国電力（神崎） 中国電力の神崎です。

それでは紙の資料ですけど、資料1-2-1を用いまして、島根2号炉の格納容器破損防止対策の有効性評価についてということで、過圧・過温破損について御説明をいたします。

表紙をめくっていただきまして1ページ目は目次となっております。過圧・過温破損ということで、まず残留熱代替除去系ということで、代替循環冷却系であります循環冷却をするパターンのもと、残留熱代替除去系を使用しない場合ということでベントケースを御説明をいたします。その後2.としまして、これまでの審査会合で御指摘いただいておりますものについて回答を行います。

それでは、まず格納容器過圧破損のシナリオについて、事象の概要を御説明をいたします。

3ページ目をお願いいたします。格納容器過圧・過温破損の特徴としまして、矢羽根の一つ目ですけれども、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故または全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳するといったことをございます。

このような状態になりますので、格納容器内へ流出をいたしました高温の原子炉の冷却材、熔融炉心の崩壊熱等によりまして発生した水蒸気、ジルコニウム - 水反応等によって発生しました非凝縮性ガスといったものの蓄積によりまして、格納容器内の雰囲気圧力・温度が上昇をいたします。そのため緩和措置がとられない場合につきましては、最終的には格納容器の破損に至るということをございます。

次ページから、まず対策について御説明をいたしますので、5ページ目をお願いいたします。

まず残留熱代替除去系を使用する場合ということで、対策ですけれども、①としまして低圧原子炉代替注水系（常設）によりまして原子炉注水を行います。②残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱ということで対策を行います。③としまして、可搬式窒素供給装置によりまして原子炉格納容器内への窒素注入ということで、対策について図を下のほうで整理しております。

続いて6ページ、お願いいたします。主要解析条件ですけれども、解析コードにつきましてはMAAPを使用しております。

初期条件について、原子炉熱出力等原子力圧力についてはそれぞれ定格値。燃料につい

ては9×9燃料のA型。原子炉停止時の崩壊熱についてはANSI/ANS（燃焼度33G）となっております。ドライウェルとサプレッション・チェンバの空間容積につきましては、それぞれ設計値、サプレッション・プールの水位としては通常運転時の水位ということで設定をしております。

続いて7ページ目をお願いいたします。事故条件ですけれども、起因事象としましては大破断LOCAということで、再循環系配管の出口ノズルの破断ということをご想定しております。安全機能の喪失に対する仮定としては高圧と低圧注水の機能喪失、また全交流動力電源喪失ということをご想定しております。その下、水素ガスの発生につきましては、ジルコニウム - 水の反応を考慮しております。

続いて機器条件ですけれども、原子炉スクラムについては事象発生と同時にスクラムとなっております。注水を行います低圧原子炉代替注水系につきましては、1Mで200m³/hということで設計値を用いております。また残留熱代替除去系につきましては循環流量は全体の150m³/hということとなっております。可搬式窒素供給装置につきましては、総注水流量として100Nm³/hということで設定をしております。

続いて8ページ目をお願いいたします。操作条件でございますけれども、低圧原子炉代替注水系（常設）によります原子炉注水は事象発生から30分後。その下ですけれども、原子炉補機代替冷却系と残留熱代替除去系によります原子炉格納容器除熱の操作としましては、事象発生から10時間後としております。最後に可搬式窒素供給装置によります原子炉格納容器への窒素供給操作につきましては、事象発生から12時間後ということで設定をしております。

9ページ目をお願いいたします。対応手順の概要となります。まず時刻0秒のところで大破断LOCAが発生をいたします。それにあわせまして給水流量の全損失と外部電源の喪失ということとなります。大破断LOCAですので、瞬時に格納容器圧力高、13.7kPaをたたきま

す。また同じくして、非常用ディーゼル発電機のここで機能喪失を確認をいたしますので、全交流動力電源喪失、SBOの状態であるということとなります。その後原子炉水位は低下してまいりまして、原子炉圧力とドライウェルの温度によります水位不明判断ということで、水位不明となります。

その後水位が低下し、燃料のヒートアップが始まりまして、事象発生約10分のところで燃料被覆管温度が1200℃に到達をいたします。またその後早期の電源回復不能を確認をい

たしまして、GTG、常設代替交流電源設備の起動操作を行います。その後SAの低圧母線の受電を行いまして、事象発生30分後には低圧原子炉代替注水系（常設）を起動いたしまして、注水を開始するといったところでございます。

10ページに移っていただきまして、左上の「Aより」ですけれども、その後原子炉補機代替冷却系の起動操作を行いまして、残留熱代替除去系の起動を事象発生約10時間後のところで行います。起動確認ができました後、原子炉注水をしておりました低圧原子炉代替注水系（常設）を停止いたしまして、残留熱代替除去系によります注水といったところを行ってまいります。その後事象発生12時間後のところでは、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給、注入を行ってまいります。

以上が対応手順の流れとなります。

それでは11ページ目、お願いいたします。有効性評価の結果となります。結果、表1-2に示してございまして、格納容器バウンダリにかかります圧力の最大値、温度の最大値については、それぞれ判断基準を満足することを確認しております。またCs-137の放出量の評価結果についても基準を満足していると確認しております。

格納容器の圧力と温度の推移は下のほう、図1-1、1-2に示してございまして、圧力については事象発生から上昇してまいりますけれども、上昇発生10時間後のところから、残留熱代替除去系をスプレイによりまして圧力が低下するといったことで、以降は安定して推移をしていくといったところでございます。また図1-2の温度につきましては、事象発生直後に炉内から過熱蒸気が放出され、一時的に温度が上昇いたしますけれども、それ以降は格納容器のスプレイによりまして、温度が低下していくといったところの結果となっております。

12ページ目、お願いいたします。12ページ目は必要な要員及び資源の評価ということで、結果を表1-3にまとめております。要員につきましては31名ということでして、保有要員42名で対応可能ということとなっております。また水源、燃料、電源につきましてもそれぞれ供給可能であることを確認しております。

それでは次ページ、13ページ目、お願いいたします。

以上が残留熱代替除去系を使用する場合ということとなりまして、ここからその代替循環冷却系でありますものを使用しない場合といったところの対策並びに手順について御説明をいたします。

14ページ目ですけれども、残留熱代替除去系を使用しない場合の対策ということでして、

①につきましては、先ほどと同じ低圧原子炉代替注水系（常設）によります原子炉注水を行ってまいります。

②としましては格納容器の代替スプレイ系（可搬型）によります原子炉格納容器冷却を行ってまいります。

③は最終的には格納容器の除熱は、格納容器のフィルタベント系で行うといったところを書いております。

15ページ目、お願いいたします。こちら主要解析条件ですけれども、本ページにつきましては先ほどの循環冷却系を使用する場合と同じですので、割愛をさせていただきます。

続いて16ページ目ですけれども、こちら事故条件についても同様といったことになっております。機器条件については低圧原子炉代替注水系は先ほどと同様。格納容器の代替スプレイ系（可搬型）については、格納容器のスプレイ流量を120m³/hといったところとなっていて、設計値を用いております。格納容器のフィルタベント系につきましても同様に設計値となっております。

では17ページ目、お願いいたします。操作条件ですけれども、低圧原子炉代替注水系によります注水については事象発生から30分後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によりますスプレイ操作については、格納容器圧力から640kPa到達時ということで設定をしております。また格納容器フィルタベント系については除熱操作の開始としてはサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から10分後といった設定としております。

18ページ目、お願いいたします。18ページ目、対応手順の概要となりますが、本ページ、原子炉注水までを示してございまして、これにつきましては先ほどのケースと同様ですので、割愛をさせていただきます。

19ページ目、お願いします。19ページ目左上から「Aより」の下から少し下がっていただきまして、〈約27時間〉と書いてあるところからですけれども、事象発生約27時間のところで格納容器圧力が640kPaに到達をいたします。そこで格納容器代替スプレイ系によりますスプレイを開始といったところ。またその時点から格納容器のベント準備を行ってまいります。

その後、事象発生約32時間後のところで、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達をいたしますので、その時点で格納容器のスプレイを停止いたしまして、格納容器フィルタベント系によりますベントを実施するといった流れとなります。

以上が対応手順の概要となります。

続いて20ページ目、お願いいたします。ベントケースの有効性評価の結果ですけれども、結果は表2-2にまとめております。いずれの項目につきましても、判断基準を満足する結果となっております。また格納容器圧力、温度の推移につきましても、先ほどの代替循環ケースと多少違った部分ではありますが、傾向としましては除熱系を入れた後は低下傾向とあったところとなっております。

21ページ目、お願いいたします。シナリオ説明の最後のページですけれども、必要な要員及び資源の評価結果といったところでして、表2-3のところに要員、水源、燃料、電源をまとめております。いずれの項目につきましても、それぞれ供給可能、確保可能であるといったところの結果となっております。

シナリオの御説明は以上となりますので、一旦ここで切らせていただきます。

○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。

○照井審査官 規制庁の照井です。

パワーポイントの7ページ、主要解析条件ですけれども、RHARを使用する場合のケースで、循環流量、全体150m³/hのうち、炉心への注水が30m³/hとCVスプレーが120m³/hで分配して注水するということが記載されているんですが、この分配している注水流量の考え方について説明していただけますか。

○中国電力（神崎） 中国電力の神崎です。

今資料のほう、お示しをしますけれども、全体で150ということで注水とスプレーで分配するといったところとなっております。スプレーにつきましては格納容器の冷却に必要なスプレー流量といったところの整理となっております。

○中国電力（村上） 中国電力の村上です。

紙の資料の1-2-6でございます。1-2-6の97ページ、ここ補足説明資料「85. 残留熱代替除去系の格納容器スプレー流量について」ということで、ここで残留熱代替除去系の120m³/hの考え方を示しております。端的に御説明しますと、もともと格納容器スプレーをするときに、スプレーの液滴径には2mmが必要でございます。それに対して2mmで島根2号機のスプレーを行うために、この2mmを担保するには120m³/hのPCVスプレーが必要ということで、スプレー流量は120m³/hとなっております。残りの150のうち30が炉注水に回しているという考え方になっております。

以上でございます。

○照井審査官 規制庁の照井です。

今の御説明ですと、残留熱代替除去系自体の容量が150m³/hで、そのうちスプレーに必要な流量というのが液滴の径から求まって、それが120m³/hであると。残りの部分は30m³/hということで、スプレーのほうの120m³/hというのは理解をしたんですけど、残りの30m³/hというのは、それは炉注としては十分な量になっているという理解でいいですか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上でございます。

30m³/hというのは、残留熱代替除去系が接続するのが10時間というぐらいを見込んでおりまして、それぐらいの崩壊熱相当の流量が28m³/hぐらいですので、30m³/hぐらいは適当だと考えております。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

スプレー流量、炉注の流量、それぞれ十分な量が設定されていることで理解をしました。私からは以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

今の照井の質問なんですけども、実際に流量調整をするバルブについて、手順について詳しく説明していただけますか。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本です。

資料のほうを出しますので、ちょっとお待ちください。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

じゃあその間にほかの質問ということで、パワーポイントの9ページ、この※3のところに、炉心損傷の判断というところで、格納容器で原子炉圧力容器の温度が1点以上で、その判断をするというふうに書いてあるんですけども、これは計器が故障した場合のリスクもあると思うんですけども、その1点で判断するという考え方を説明してもらえますか。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本でございます。

資料のほうを確認しておりますが、質問の再度の御確認ですが、RPVの表面温度、300℃、どれか1点でも検出をすれば炉心損傷しているというふうに判断するのかという御質問でよろしいでしょうか。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

この※3に書いてあることなんですけども、パワーポイント9ページの「炉心損傷の判断

は」というところで、原子炉圧力容器の温度が300℃以上（1点以上）となっているんですけども、ここについてなんですけども。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本でございます。

先ほどの御質問ですが、原子炉圧力容器温度300℃以上、その圧力容器の温度計が1点以上、1点でも300℃を超えた場合に炉心損傷というふうに判断いたします。失礼いたしました。表面温度の温度計につきましては、紙の資料になります。1-2-6の資料の、通し番号でいうと28ページのほうになります。こちらのほうに原子炉圧力容器の表面温度の設置箇所を記載してございます。

次のページでございますが、その一覧表に対応いたします温度計の設置箇所を示してございます。こちらの温度計につきましては、どれか1点でも300℃を超過すれば炉心損傷しているというふうに判断いたします。あと計器の数につきましては、この一覧表にあるとおり、33カ所、設置してございます。

御質問の回答は以上です。

○中国電力（岩崎） 中国電力、岩崎でございます。

若干補足させていただきますと、この先ほど見ていただきました紙の資料の一番下の数字で29ページと書いておりますけども、この黒枠の中が温度計の数でございます。全部で33点ございますけども、例えば原子炉圧力容器の下部でございますと、四つの温度計がついてございますので、仮に一つや二つだめだということでも、十分この数がたくさんございますので、炉心損傷検出できるものと考えてございます。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

わかりました。ほかのプロセス値についても同じような考え方で、1点といってもほかの同じような計測器があれば、そこも確認した上で正確な値を出しているという判断をした上で決めるという理解でよろしいですか。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本でございます。

温度計につきましては、例えば単一故障等で急激な上昇、1点だけ上昇するというようなことも考えられますけども、そういった場合には直近の温度計と比較をいたしまして、明らかに誤動作であるということであれば、その温度計は除外して確認するという形になるというふうに考えております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

考え方はわかりました。先ほどのほかの質問はいかがですか。

○中国電力（多野） 中国電力の多野でございます。

資料でいきますとタブレットの技術的能力の資料を確認いただければ。資料番号でいきますと1-2-7になります。1-2-7のページでいきますと、通し番号385ページをお開きください。よろしいでしょうか。こちらについては概要図を示しておりますけれども、ページの真ん中右辺り、Aの残留熱代替除去ポンプというポンプ、ポンプ2台ございますけれども、これ太線でずっとたどっていただまして、上のほう、赤い数字で⑦という表示しております。

一つがドライウェルスプレイ弁の弁下に入っていると思っておりますけれども、そのバルブでまずドライウェルスプレイ流量の調整を行います。この手前のところで一番上の太いライン見ていただきますと、M0というバルブが二つございますけれども、左の⑦、こちらについて原子炉への注水流量を調整するバルブでございます。この二つの流量調節弁を調整いたしまして、先ほど説明ありましたドライウェルスプレイ流量の120m³、それで原子炉への注水流量を30m³/hということで、流量の分配を行い、流量調整を行います。

以上でございます。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

ここはバルブだけで流量を調整するんですか。それともオリフィスみたいなものが入っているのかというのはいかがですか。

○中国電力（多野） 中国電力の多野です。

流量については流量計がございまして、流量を確認しながら流量調整を行うという手順としております。

以上でございます。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

そうすると、この7番の電動弁については中間開というか、調整開の状態に、今この表示が全開になっておりますけれども、中間開で調整できるバルブになっていると、そういう理解でよろしいですか。

○中国電力（多野） 中国電力の多野でございます。

中間開ができる仕様になっておりまして、流量調整ができるというバルブになっております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

このバルブの操作なんですけども、これは中央制御室だと思っんですけども、電源もSA電源に変えた場合でも、中央制御室から操作が可能なんじゃないか。

○中国電力（廣井） 中国電力の廣井です。

同じ資料の通し番号411ページを御覧ください。411ページのところに電源構成図として記載をしております、真ん中下のところがSAの電源の母線になっております。こちらに残留熱代替除去系の電動弁ということでポンプの横に書いてありますが、これが先ほど御説明がありました調節弁の電源になります。ですのでSA電源で調整開ができるというようなバルブの構成になっております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

電源はわかったんですけど、操作する場所は中央制御室の同じ盤から操作すると、そういう理解でよろしいですか。

○中国電力（廣井） 中国電力の廣井です。

御理解のとおりです。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

わかりました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。あとよろしいでしょうか。

それでは続けて資料の説明をお願いいたします。

○中国電力（神崎） 中国電力の神崎です。

それではこれまでの会合におきまして御指摘いただいておりますものの回答ということで、説明をさせていただきます。

資料は紙の資料、資料番号が1-2-1、ページ番号は23ページとなります。23ページから27ページにわたります、これまでの御指摘をリストの形でまとめております。本日35件ございまして、御説明につきましてはこのうち島根2号特有のもの、また以前審査会合で御説明したものから設計変更となっておりますものもございまして、そのまた両方を中心に9件、御説明をさせていただきます。説明につきましては2グループに分けまして、御説明をします。

それではまず30ページ目をお願いいたします。30ページ、No. 11の御指摘に対して御回答をいたします。

No. 11番の御指摘事項としましては、格納容器代替スプレイ系の運転開始および停止操作の基準について、炉心損傷前後での判断の相違を踏まえて、全体的な考えを示すことといたことでございます。

回答についてですが、下のほうに表で炉心損傷前ということで、格納容器のスプレイの基準といったところを比較しております。まず、炉心損傷前ですけれども、こちら、まず圧力基準と温度基準と分けておりますけれども、まず前提としまして、RHRの復旧の有無で、まずスプレイをするかどうかといったところで、炉心損傷防止のほうで説明をしてございましたけれども、まず、RHRの復旧ありといったところを踏まえまして、圧力基準としましては、384kPaに到達した時点でスプレイを開始するといったことでございます。また、停止につきましては、334kPaと。また、それとサプレッション・プールが、通常水位プラス1.3mに到達した時点といったところで停止を行います。スプレイとしましては、以上の間欠運転といったところとなります。

また、温度基準で申しますと、下のほうですけれども、格納容器の最高使用温度は171℃でございますので、空間温度がこれらの温度に到達する前にスプレイを行うといったところでして、停止につきましては150℃に下回った場合、また、サプレッション・プール水位が通常水位+1.3mに到達をした時点で停止を行います。

以上が炉心損傷前の運用となります。

続いて、右のほう、炉心損傷後についてですけれども、まず圧力基準につきましては、炉心損傷後は640kPaということで1.5Pd到達時にスプレイを行います。また、停止につきましては、圧力基準を588kPaと。また、サプレッション・プールの水位については、先ほどの炉心損傷前と同様といったところでなっております。

また、温度基準については、限界温度であります200℃に至らないように、190℃以上となった場合にスプレイ開始ということでして、停止につきましては170℃以下、またサプレッション・プール水位が、通常水位+1.3mに到達した時点といったところとなっております。

また、炉心損傷前の一番下のところのなお書きですけれども、残留熱除去系または代替除去系の復旧見込みがある場合に、スプレイをするということで基準をお話しさせていただきましたけれども、停止、見込みがない場合には、していないといったところで、これまで炉心損傷防止のほうで御説明をしてまいりまして、先日の審査会合におきましても、そのスプレイ基準、またベント基準の運用に関しまして御指摘をいただいているところで

ございますので、また、全体整理をいたしまして、また御説明をさせていただきたいと思っております。

続いて、37ページ目をお願いいたします。37ページ目は、No. 24の御指摘回答となっております。御指摘の内容としましては、復水移送系は低圧代替注水、スプレイ、下部注水の機能を持っているが、適切に切り替えが可能かどうかと。その機能分散について必要性はないか説明することといった御指摘内容です。

回答ですけれども、当社、低圧注水を行います、低圧原子炉代替注水系（常設）と。これは、新たに設置しておりますけれども、こちら深層防護の3層におけるその注水、原子炉注水と、4層の格納容器スプレイと。また、ペDESTAL代替注水手段としての機能を有してございます。

矢羽根の二つ目ですが、BWRでは、制御棒のみで未臨界を確保できまして、原子炉注水についても、格納容器スプレイも低圧条件であれば、ほぼ同じ設備構成となります。

最後の矢羽根ですけれども、したがいまして、格納容器へのスプレイについては専用のポンプ等、電源も含めまして設けると考えたとしても、少しの設備追加を行いますことで、原子炉注水も可能となるといったところとなりますので、3層の一層確実にする観点からも、スプレイに特化した設備としますよりも、原子炉のほうに注水ができる設備といったところを合わせ込んだほうが、安全上有益であると考えております。

本御指摘に対します御回答は以上です。

続きまして、次、38ページとなります。No. 26番と57番に対します御指摘と回答をまとめております。御指摘と内容としましては、評価事故シーケンスにおける格納容器の放射線量の値を具体的に説明することと。また、CAMSの計測範囲の妥当性等々に説明することと。また、燃料破損判断の10倍の根拠等についても説明することといった御指摘の内容です。

まず、回答ですけれども、放射線量につきましては、MAAPによりましてドライウェルとウェットウェルの移行割合を算出いたしまして、サブマージョンモデルを用いて、それぞれ線量を求めております。残留熱代替留除去系を使用しない場合における最大の放射線量及び放射線量については、下の表に記載をしております。また、格納容器内雰囲気放射線モニタによります炉心損傷の判断基準は、次ページ、39ページのほうに載せております。

評価事故シーケンスにおける燃料損傷の発生の最大線量値、表のところへ書いておりますけれども、ドライウェルであれば 1.5×10^4 といったところですが、これについて

はCAMSの計測可能範囲に入っているといったところでありまして、CAMSは連続計測をしております。

続いて、40ページ目に移ります。40ページ目、まず一つ目の矢羽根ですけれども、炉心損傷判断基準の設定根拠といったところで記載をしております。その炉心損傷開始の判断につきましては、格納容器放射線モニタのガンマ線量率が、設計基準事故時の線量率の10倍を超えた場合といったところで判断をいたします。こちらの基準ですけれども、その基準を高目に設定しますと判定が遅れるといったところが懸念されますので、そういったところも含めて通常の設計基準事故のガンマ線量率よりも高く、かつ判定遅れが生じない基準として定めております。

また、二つ目の矢羽根ですけれども、燃料破裂時の敷地境界線量といったところでして、こちら、炉心損傷防止のTQUVのシーケンスにおいて、原子炉の減圧操作が30分遅れた場合といったところを添付資料のほうでお示しをしておりましたけれども、全燃料棒の1%に破裂が発生するといったところとなりますと、ベント時の敷地境界での実効線量といったところは、 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv}$ となりますけれども、線量限度の5mSvは下回っている状況でございます。

また、最後の矢羽根ですけれども、格納容器の限界圧力とベントの関係といったところですが、事象発生後に炉心損傷を判断した以降については、ベント基準と申しますのは、格納容器の最高使用圧力であります427kPaではなく、現状、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達した場合に、ベントを実施する運用となっております。

本御指摘に対します御回答は以上となります。

それでは、続きまして、46ページ目をお願いいたします。46ページ目、No. 35番の御指摘回答です。御指摘の内容としましては、耐圧強化ベント時のサプレッション・チェンバでの低減効率について示すこと。また、総放出量の評価をする際に、格納容器内での低減効率を見込んでいるのであれば、それがわかるようにすることといった御指摘です。

回答ですけれども、耐圧強化ベントについては、炉心損傷防止をするための自主設備と位置づけておりまして、そのサプレッション・チェンバでの低減効率につきましては、NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5に基づいてDF5を設定しております。

なお書きですけれども、炉心損傷後に格納容器フィルタベント系を用いた場合については、Cs-137総放出量評価における格納容器内の低減効果につきましては、スプレイの除去効果ですとか、格納容器内での沈着、またサプレッション・チェンバのスクラビング等々

を記載しておりまして、MAAPコードのほうで求めてございます。

本御指摘に対します御回答は以上となります。

続きまして、次ページ、47ページ目をお願いいたします。No. 37番の御指摘回答です。先ほどの御指摘と少し似たようなところですがけれども、御指摘内容としましては、ベント実施後、ある程度圧力が低下したサプレッション・チェンバ水は水温が上昇しサブクールではなくなるがスクラビング効果が期待できるのかを説明することといった御指摘です。

回答ですがけれども、沸騰時のスクラビング効果につきましては、電共研にて実験が行われておりまして、未飽和時のスクラビング効果との比較を行っております。その結果については、図37-1のほうにお示しをしております。

スクラバ水の水深を実機と同程度と考えた場合につきましては、沸騰と未飽和で同等程度となっていることがわかります。また、実機におきましても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全くなくなるということはありませんので、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的と考えてございます。

本御指摘に対します御回答は以上となりまして、一旦ここでまた切らせていただきます。

○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。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

パワーポイントの40ページ、一番下のひし形のところで、先ほど耐震の設計方針のところで水位を見直して下げるといった説明があったところの、ちょっと似たような質問になるんですけども、サプレッション・プールの水位が、通常水位+1.3m到達水位というのが、これは変更した後なんですけども、これに対する制限値というのは、先ほど不確かさを考慮して操作遅れ、あと、計器誤差も考えているのかと思うんですけども、その上で、ベントをしたときに、その水位が脈動というか変動すると思うんですけども、そこは考えていないのでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

今の御質問は、ベントした直後においてサプレッション・プールの水位が一時的に上昇したことについて考慮しているかどうかという御確認でよろしいでしょうか。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

そのとおりです。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

まず、ちょっと先ほどの不確かさを考慮した資料について若干触れさせていただきますと、紙の資料、資料1-2-5の通し番号で450ページのところを御覧ください。資料1-2-5の通し番号で450ページからとなります。この資料では、今回の申請において示した解析ケース、ここではベースケースと言わせていただきますけども、事象発生約32時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達でベントを実施するというのをベースケースのほうでお示ししております。ここでは、手順上、サプレッション・プール水位が+約1.3m到達により、即時にベントを実施できず、仮に格納容器圧力の限界圧力853kPa近傍まで近接した場合にベントを実施した場合の影響のところについて、考察を実施しております。

通しの452ページのところで、このケースの場合のサプレッション・プール水位の挙動をお示ししております、この場合においても真空破壊弁の下端約5.3m以上になることはない。これは、先ほど御指摘いただきました脈動のところ、例えば退席膨張等も考慮したサプレッション・プール水位のところをお示ししております、この場合でも最大水位、ちょっとデジタル値は書いていないんですけども、最大値で約5.03m。この解析図のところでも、最大値5.03mとなっているという結果となっております。なので、この部分については、一時的な体積膨張といったようなものも考慮した上で、サプレッション・プール水位のほうをお示ししております。

以上となります。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

452ページのグラフのマックスのところは5.03、デジタル値は書いていないんですけど、ここは少し、デジタル値を追記していただいて、今言った説明、一時的に膨張するとかというのは、言葉としては、説明は入っているのでしょうか。

○中国電力（好川） 中国電力の好川です。

ちょっと体積膨張の点等については、ちょっと記載が現時点ではないかと思しますので、そこはちょっとわかるようにお示しします。

あと、サプレッション・プール水位のところも、最大値のデジタル値のほうを記載させていただきます。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

了解しました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○照井審査官 規制庁の照井です。

今のところ、450ページのところなんですけれども、仮に操作遅れした場合の2Pd近傍でのベントケースということでお示しされているんですけれども、今、この資料中、限界温度圧力に対しては、それぞれ超えないということを示されていて、一番最後に格納容器過圧及び過温破損に関わる評価項目が判断基準を満足することを確認したとあるんですけども、有効性評価上、温度圧力だけじゃなくて、評価項目は、放出量とかもあるんですけども、温度圧力以外のその他の評価項目に対する影響というのは、どのようなものなんでしょうか。

○中国電力（藤木） 中国電力の藤木でございます。

セシウムの放出量の影響についてお答えします。ベント時間が32時間から35時間に伸びるというところで、この3時間の間は、格納容器のスプレイも行われませんので、格納容器の中へのセシウムのとどまっている量、濃度というものは上昇していくんですけども、基本的にベントラインに、トータルとして、総量としてベントラインに流れていく量というのは変わらないというふうに思っております。一方、この3時間、維持している間に建屋への漏えいというものについては若干、増える方向で考えられるんですけども、そちらについては、評価への結果、0.1TBq程度のオーダーというふうに確認しております。大きな影響がないということを確認しています。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

今の御説明ですと、今、ベースケースでたしか、合計4.8TBqで、増えたとしても0.1TBqぐらい、要は4.9TBqになるという御説明ですか。

○中国電力（藤木） はい。御理解のとおりでございます。建屋漏えいのほうが0.1TBq増えて4.9TBqというようになるというふうに考えております。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

考え方は理解をしたんですけども、その辺のところって何か補足資料とかで、今、記載されていますか。なければ、それを少し整理をして、補足していただけますようお願いいたします。

私からは以上です。

○中国電力（藤木） 中国電力の藤木です。

資料中でお示しするようにさせていただきます。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○小城調査官 規制庁、小城です。

先ほどの水位制限の話に関してなんですけれども、減圧沸騰を考慮した場合でも、ベント管の水位、すみません、真空破壊弁の水位高さまでは行かないという話だったんですけれども、ベントしている最中に真空破壊弁に期待する機能というのは、被水すると困るといった状況はあるということでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

特にないと考えています。

以上です。

○小城調査官 規制庁、小城です。

その上で、真空破壊弁の下まで水位を設定するというのは、何か理由があるのでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

39条で御説明したとおり、ベント管のところに水が入ってくると、耐震上厳しくなるので、そこに入らないような管理をしていくというのが、基本的考え方でございます。

以上です。

○小城調査官 規制庁、小城です。

ありがとうございます。

○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。

ベントの時間を短くしたということで水位を下げたんですけれども、当初、73時間ぐらいから、半分以下の32時間ぐらいになったんですけれども、早まったんですけれども、それに対して、その手順側への成立性への影響というのは考えているのでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

ベント時間が短くなったとしても、そのベント時間は30時間程度ですので、基本に、その手順とかというのに大きく影響するような項目はないと考えております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

10時間ぐらいで準備できるので、そういうことはないということで、念のため確認なんですけども、そういうときは一式、変更するので、変更した後の影響はない、いろいろ調べた結果、ないですというのを説明、どこかに追記してください。

私からは以上です。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

了解いたしました。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。

○堀田調査官 規制庁、堀田ですが。

47番ですね、スクラビングについてなんですけども、こちらに実験結果があるんですけども、これに用いたエアロゾルの材料というのと、あと、今、単純なモデルとの比較が出ていますが、これが、どちらかという可溶性の粒子のように思うんですけども、このモデルの単純だというのは、そういうところも考慮したものなのかどうかというところ、わかりましたら教えてください。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

ちょっと、今、お答えできませんので、また、調べてお答えしたいと思います。

以上です。

○堀田調査官 規制庁、堀田です。

了解いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○小城調査官 規制庁、小城です。

43ページの資料なんですけれども、今回の説明になかった部分になるんですけども、炉心損傷状態における溶融プールのシュラウドへの影響というところなんですけれども、今回示していただいているところ、MAAPの解析でのシュラウド温度が500℃というところを書かれていると思うんですけども、ランパラメータコードですので、シュラウドのリングとしては、単一の構造物として扱われるのかなというふうに考えているわけなんですけれども、最外周の燃料の温度等は確認されていますでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

最外周の温度は、ちょっと確認しておりません。

○小城調査官 規制庁、小城です。

MAAPの解析で単一ノードで構造側を見るというのは、いいとは、一つの指標になるとは考えているんですけども、露出している燃料からのシュラウドへの影響というのは、そういったランパラメータであるという点を考慮して、最外周の温度の分析等、必要だとはお考えになりませんか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

基本的にMAAPでシュラウドがちょっと壊れるかどうかという判定は、最外周に溶融プールが達しているかどうかというところが判断となって、壊れるというようなフラグになっていますので、現状、今、溶融プールがお示ししたように、達していないということで、ここは壊れていないというふうな判断になるかと考えております。

以上です。

○小城調査官 規制庁、小城です。

結果としてお持ちでしたら、であれば示していただければなというふうに思いますが、いかがでしょうか。

○中国電力（村上） 中国電力、村上です。

最外周の温度は、ちょっと、今、手持ちにないんで、また調べてお答えしたいと思えます。

以上です。

○小城調査官 規制庁、小城です。

わかりました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいですか。

それでは、引き続き資料の説明をお願いします。

○中国電力（神崎） 中国電力の神崎です。

それでは、紙の資料、資料1-2-1の御指摘事項に回答ということで続けさせていただきます。

48ページ目をお願いいたします。48ページ目は、39番と88番の2件の御指摘事項に対します御回答といったところでございます。

こちら、指摘事項ですけれども、ベント関係につきまして、ベントのその作業成立性の放射線環境下での線量評価、また、ベントしてから10時間たった後でも、ベントからの放

出により現場の作業に影響しないかどうかといった御指摘となっております。

こちら回答ですけれども、ベント直後に実施します可能性ある作業としましては、各機器への燃料補給といったところとなっております。この作業につきましての現場作業被ばくについて、下の表のところに記載をしております。こちら、表の作業項目としましては、各機器への給油といったところとなりまして、対象は真ん中の列、大量送水車及び大型送水ポンプ車への給油といったところとなります。

一番右に被ばく評価結果を載せておりまして、大型送水ポンプ車につきましては、被ばくとしては25mSv以下と。また大量送水車につきましては、5mSv以下といったところとなっております。いずれの作業についても100mSvを下回っているといったところとなっております。こちら条件としましては、ベント後、約2.7時間のところの放射線環境下での、また装備としましては、全面マスクのみを着用した結果となっております。ベント後10時間以上におきましても、さらに放射性物質が放出されるのが低減、検証されますので、現場での作業に影響しないと考えております。

御指摘回答は、以上です。

続きまして、52ページをお願いいたします。52ページ、No. 44番の御指摘回答となります。御指摘の内容としましては、SA用のコントロールセンタから、既設の非常用コントロールセンタへの接続については、電氣的インターロックが組まれると考えられるが、SBO時には、そのインターロックのために遮断器開放操作等が必要となることが考えられることから、その操作等を手順に盛り込み、今回、説明することといった御指摘をいただいております。

こちら、回答ですけれども、文章とともに下のほうの図でもまとめておりますので、図を御覧ください。こちらは、まず、御指摘をいただいた第171回の審査会合においてということで、申請時の設備概要としては左のほうにまとめてございまして、図の真ん中辺り、黄色でハッチングをかけておりますけれども、既設の非常用のコントロールセンタというのが、まずございます。この下に、今回、RHRの電動弁の負荷がぶら下がっている状況下でありますけれども、ここでの電源供給といたしまして、左上のDBA電源、非常用ディーゼル発電機からの既設非常用ロードセンタ、また、右上、SA電源としてのガスタービン発電機からSA用ロードセンタを介しましての電源供給ができるといったところで、その既設非常用コントロールセンタの一次側のところで、切り替えの操作をつけてございました。

そういった状況でございましたけれども、個々の共通要因故障の部分を考慮いたしまし

て、少し設計のほうを変更しております。変更後の設備構成としては、右のほうにまとめております。御覧いただきますと、右上のSA電源、ガスタービン発電機から直接、SA用のコントロールセンタを介しまして、その下、メカニカルインターロックを設けて、負荷のほうに電気を供給するといった形で、二次側のほうに切り替えを設けたということがございます。

こちら、以上が設備構成の変更となりますけれども、次ページ、53ページのほうに、その受電切替操作の所用の時間についてまとめております。SA用のコントロールセンタ受電時のSA電源切替盤の操作といったところで、要員数は2名で、想定時間としては20分と考えてございますけれども、移動とその操作を含めまして、目安としましては11分で操作可能と、対応可能といったところと考えております。

本御指摘に対します御回答は、以上となります。

続きまして、1ページ、54ページ目を御覧ください。54ページ目、No. 45番の御指摘回答です。御指摘の内容としましては、低圧原子炉代替注水に関して、注水ラインの電動隔離弁の電源構成について、設計基準対象設備との共通要因故障の可能性を考慮して、低圧注入の実現性について説明することといった御指摘です。

回答ですけれども、低圧原子炉代替注水系の常設及び可搬によります注水に使用します電動弁については、共通要因故障を考慮いたしまして、非常用の所内電気設備が喪失した場合におきましても、その非常用所内電源電気設備とは独立をしましたSA設備であります、代替所内電気設備を用いた電源供給が可能な設計としております。

下の図のほう、また表のほうを御覧ください。図の左下のところに低圧原子炉代替注水ポンプの格納槽がございます。ここから原子炉圧力容器に向かって青の注水のラインがありますけれども、ここで、まず①番としまして、新設となります注入の隔離弁がございます。この①番につきましては、表のところで整理をしておりますけれども、通常時、また重大事故時についても、代替の所内電気設備から受電といったところとなっております。

また、最終的に炉へ注水をいたします②番、また可搬型の注水の③番につきましては、こちら既設のRHRの注水弁でございますけれども、こちら通常時については、非常用の所内電気設備となつてございますけれども、重大事故時につきましては、代替の所内電気設備から受電できるようになっておるといったところでございます。

その電気系統につきましては、次ページ、55ページのほうにまとめておりまして、負荷については下のほうに赤の囲みで囲んでございます。左から、AのRHRの注水弁、真ん中辺

りが低圧原子炉代替注水系の隔離弁、一番右の赤い囲みがBのRHRの注水弁となっておりますけれども、それぞれ赤のラインで電源系統を示してございまして、上のほうにありますガスタービン発電機から受電が可能といった電源構成となっております。

本御指摘に対します御回答、御説明は以上となります。

続きまして、60ページ目をお願いいたします。60ページ目、No. 138番と139番の御指摘、回答となります。

御指摘の内容としましては、FCS関係となっておりまして、FCSにより水素・酸素濃度を十分低減できることを定量的に説明すること。また、安定状態後の長期的な状態維持において、FCS等の水素燃焼対策を説明することといった御指摘です。

まず回答ですけれども、FCSの処理量をまとめております。FCSの処理能力としましては、定格値状態では0.06mol/sの酸素ガスを処理可能といったところとなっております。

これに対しまして、重大事故時においては、今後、御説明をいたします水素燃焼の条件で考えますと、24時間の段階で0.02といったところとなっております。以上により、FCSが使用可能となった場合については、格納容器内の酸素濃度の制御が可能と考えております。

また長期的な格納容器内の水素燃焼対策につきましては、二つ目の矢羽根で3点ほど記載をしております。一つ目は、可搬式窒素供給装置等を用いて窒素供給をしまして、格納容器内の水素・酸素ガスの上昇を抑制すると。二つ目につきましては、格納容器内の酸素濃度が可燃限界に接近した場合については、格納容器のフィルタベント系を用いまして排出をします。最後の点については、今、御説明したFCSが運転可能な状況においては、それを使用することで、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持するといったところとなります。

御指摘に対します御回答は以上となりまして、全体を通しての御説明は以上となります。

○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。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

パワーポイントの48ページ。先ほど説明があったところ、ちょっとこのコメント回答には、直接関係、少し関係するんですけども、フィルタベントをするときの排気筒とその接続口の配置の関係。接続口、二つあると思うんですけども、その接続口の優先順位、あとは、そのアクセスルートの優先順位。ベントをする場合を考慮して、その優先順位というのは、どのように考慮されているかというのは、後々の保管アクセスのほうで説明してもらえばいいんですけども、今、時点で考えがあれば説明してもらえますか。

○中国電力（岩崎） 中国電力、岩崎でございますけど。

もう少し御質問の趣旨の確認をお願いしたいんですけども、ベントをする際の優先順位ということで、比較されているのは、何と何を比較しての優先順位という。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

こういった、要は接続、この前ちょっと現場に行かせて見させてもらった、改めて見たところ、フィルタベントの排気管のすぐ脇、10m、20mぐらいのところに、接続口があるんですよ。なので、そのときの線量というのがどうなるんだろうかと。

一方で、接続口って建屋の異なる面に2カ所は設けているので、多分、その高線量になるようなときには別な面を使うんじゃないかという、そういう推測があって、どういうふうに整理されていますかということを知っているということだと思います。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

今の戦略の中で、いろんなシナリオを書くのでありますけれども、主には電源が生きていない状態が多いので、どちらかという、どちらを使ったほうが電源的に有利かというパターンでつくられていますので、必ずしもフィルタベントを優先して、そちらが選ばれたわけじゃありませんが、電源が十分ある状態で装置が全部死んでいるなんていう、そんな状態、あるいは、注水ラインが生きている、死んでいるというので、そちらを含めても被ばくが有利になるのであれば、最終的にそちらをとりますが、恐らく、注水と電源の関係ほうが優先されて、まずは。その後、もし可能であれば被ばくという形に整理せざるを得ないというふうに考えています。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

要は、あんまりそこは、ベントとの関係での整理というわけではなくて、要は設備の生存状況によるということで理解したんですけども、だとすると、ちょっとやっぱり、今回この評価の結果のところ、私も今、これを見て思っていたのが、これは給油作業とか、ポンプ車があったら、その給油作業とか、あるんですけども、これ、まずちょっと2.7時間というのは、どういう根拠なんですか。

○中国電力（藤木） 中国電力の藤木です。

作業自体は、2.7時間という数字を記載しているんですけども、タイムチャートとしては、パワーポイントの62ページの後ろに、大きくA3横のタイムチャートの紙がついているかと思うんですけども、こちら御覧いただきまして、こちらの、たくさんあるんですけども、下から5番目の、小さいんですけども、燃料補給作業という項目を御覧いただきまし

て、ベント後なんですけども、10時間程度は屋外での作業は、基本的には行わないというふうにタイムチャート上はそういうふうに整理されています。

一方で、被ばく評価上の成立性を確認するという意味で、仮にその3時間程度、2.7時間の時点での被ばく、厳しい評価を行っても作業が成立するというのを想定上確認、2.7時間というような想定で確認しているという位置づけでございます。

以上です。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

2.7時間が何で厳しいんでしたっけということなんですけど。

○中国電力（谷口） 中国電力の谷口でございます。

こちらの2.7時間というのは、基本、こちら被ばく上の想定では、ベントの前に燃料補給をやって、その後、燃料が切れる辺りで給油作業を行ったという想定のもとに、比較評価をやった場合、2.7時間という時間になるということでございます。実際、燃料が切れたからといって、有効性評価に影響があるわけではございません。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

よくわからないんですけれども。すみません、ベントをやる前には、一通り、要は可搬型には、満タンにしておくという手順になっているんですか。ということをおっしゃっているということですか。

規制庁、川崎です。

多分、そのうちこれ、またベントの審査会合を別途やると思うので、ちょっと、そこで説明していただいてもいいんですけれども、アクセスルートなり、フィルタベントの議論のときに、きっちり確認、今は、あまり細かい話を突っ込んでも、資料がないので何ともならないんで、後日でもいいんで、それを議論したいと思っています。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

後日になりますが、先ほどの可搬型車両の、いわゆる西と南の2カ所の接続口の影響ですけれども、大量送水車は44m盤、いわゆる注水槽の近くに配置してホースをはわせる手順ですし、大型送水ポンプ車は、水源がもうちょっと離れていますので、大型送水ポンプ車の配置は、恐らく取水槽のほうに行っちゃいますので、恐らく影響が、南と西で影響が少なくなるとは思いますが、ちょっとその辺も含めて、また説明させていただきます。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

わかりました。何か、ただ、プールへの注水とかやるときに、可搬型でやることも考え

られるわけですね。そうすると、消防車がすぐ近くにあることもあるんじゃないかなという、ちょっと思いもあったので。

○中国電力（北野） すみません。近くにあるのは、いわゆる切り替えのヘッダーと流量計だけですので、いわゆる送水車は、展張車があそこは走るだけで、展張車は張り終わると逃げますので、送水車は関係ありません。

○川崎調査官 規制庁、川崎です。

いずれにしても、ちょっと、何も資料がない状況で議論しても、空回りするだけなので、また後日お願いします。

○中国電力（北野） 中国電力、北野です。

了解しました。

○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。

先ほど可搬の給油が切れても有効性評価に影響ないというのは、どういう意味でしょうか。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本です。

紙の資料の1-2-5の通し番号でいきますと、398ページを御覧ください。紙の資料で、1-2-5、通しで398ページ。こちらのほうに、ベントシナリオにおけます作業の一覧と、あと、所要時間のほうを示してございます。上のほうに経過時間を書いてございますが、約32時間のところでサプレッション・プール水位、通常水位、約1.3m到達というところ、下を見ていただきますと、こちら、ここから一応10時間ほど待避時間を設けておりますが、こちらのほうでは、影響、解析上、考慮している作業といたしましては、代替注水槽への補給、こちらのほうは、解析上、考慮する操作として記載してございます。こちらのほうは、待避する関係で補給が一時的にできなくなるということでございますが、こちらのほう、待避する前にタンクのほう、補給いたしまして、一応、満水まで張って待避するというようにしてございますので、この間、注水は継続しておりますが、崩壊熱相当の注水でございまして、大体、約20から25m³/h程度、10時間で最大でも250m³程度となつてございますが、タンクのほう、740m³ございますので、こちらのほうについては、待避している間に枯渇するという心配はございません。

その下、見ていただきますと、原子炉ウェルへの注水、こちらのほうは、線は引っ張っておるんですけども、実際、こちらのほう、線を引っ張っている間のどこか約15分程度で

実施する作業になってございますので、ちょっとこちらのほうは、解析上考慮しない操作がございまして、あと操作時間自体もあいている時間でやるということで、こちらのほうも影響はないかというふうに考えてございます。

その下でございまして、原子炉補機代替冷却系の運転状態に関してということで、こちらのほうは、先ほどお話ありました大型送水ポンプ車を使用した設備になってございますが、こちらのほうも代替残留熱除去系ですね、使用するシナリオではございませんので、原子炉の冷却には使っておりません。具体的に何に使っているかと言われますと、一番下でございます燃料プールの冷却とかといった設備に使っている状態でございますので、こちらのほう、10時間停止したとしましても、影響は軽微かというふうに考えてございまして、解析上、考慮している設備でもございません。

その下は燃料補給作業ということになっていますが、ここは一応、待避中には実施しないということで、現在は考えてございます。

御説明のほうは以上になります。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

先にその補給水を満水にして待避して、その水を余剰分、補給してから要員が去るというのはわかりました。今、説明していただいたところは、何かまとめて記載されているという理解でよろしいですか。給油をしなくても大丈夫という理由については、まとめられているのでしょうか。

○中国電力（廣井） 中国電力の廣井です。

現状の資料では、ちょっとまとめて整理はしておりませんので、その辺りちょっとわかるように、次回まとめて整理したいと思います。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

引き続きなんですけども、パワーポイントの52ページ。先ほど説明いただいたSAの電源回路、DBAの回路からSAの所内電源回路から給電するという回路に変更したということで、内容自体は理解しました。その上で、今まであった既設の非常用コントロールセンタ切替盤ですか、これを自主にすると書いてあるんですけども、通常運転時の自主の扱いですか、どういう状態であるのか。

それから、ほかの設備に対する悪影響については、どのようにされているかというのを説明してください。

○中国電力（小川） 中国電力の小川です。

非常用コントロールセンタ切替盤につきましては、もともと重大事故等対処設備として考えておりましたので、耐震性は有しております。また、通常時は、SAロードセンタ側の遮断器を切りとしておりまして、こちらは同時に操作ができることがないような設計としておりますので、遮断器で電氣的にも分離されておりまして、悪影響はないということで考えております。

以上となります。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

その辺は、資料に反映していただくようにお願いします。

引き続きなんですけども、今、説明いただいたコントロールセンタ、ページでいいますと、パワーポイント55ページなんですけども、SA用の所内電源のロードセンタとコントロールセンタの図が真ん中のところにあると思うんですけども、ここは水密区画になっていて、水が入ってこない、そういう理解でよろしいですか。

○中国電力（小川） 中国電力の小川です。

こちらのほうにつきましても水密区画になっておりまして、SAロードセンタ、こちらがありますのは低圧原子炉代替注水槽のポンプの格納槽ということで、こちらは屋外にある格納槽内になりますので、水は入ってこないような設計としております。

あと、SAにコントロールセンタがありますリアクタービル3階のほうですね。こちらにつきましても、水密扉で設計をしておりまして、水等入ってこないような設計となっております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

その辺は設備側の資料に反映されていなければ、記載を追加してください。

○中国電力（小川） 中国電力の小川です。

はい。了解いたしました。

○義崎管理官補佐 引き続きなんですけども、今の電動弁のところはパワーポイントの54ページ、これ、新設する電動弁と既設の弁が二つあるんですけども、これをそのSA用の電源に切り替えるという図が右下の表にあるんですけども、ちょっと先ほども聞いたんです

けども、切り替えた場合は、操作場所は中央制御室、この場合は中央制御室ではなくて、違う場所から切り替える、そういう理解でしょうか。

○中国電力（小川） 中国電力の小川です。

切り替え自体は、現場で切り替えを行います。で、切り替え後の操作につきましては、中央制御室のほうに重大事故操作盤というものを設けますので、そちらのほうから操作するような形となっております。

以上となります。

○義崎管理官補佐 規制庁、義崎です。

わかりました。

私からは以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいですか。

それでは、引き続き、資料の説明をお願いいたします。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤と申します。

それでは、引き続きまして、資料1-2-2に基づいて、原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価結果について説明させていただきます。

また、平成27年の審査会合の説明資料から、ドライウェル主フランジのガスケット厚さを見直すことといたしましたので、あわせて御説明させていただきます。

それでは、1ページ目をお願いします。こちら目次となります。評価の概要、評価結果、ドライウェル主フランジシール部のガスケットの増厚について御説明し、最後に前回の審査会合における指摘事項に対する回答について御説明させていただきます。

2ページをお願いします。こちらは評価概要となります。評価概要につきましては平成27年の審査会合にて説明済みであるため、詳細については割愛させていただきますが、評価対象機器の200℃、2Pdにおける健全性について左側のフローに基づき評価方法を選定し、確認を行っております。

右側の表1-1が、評価対象機器、想定される機能喪失要因、及び評価方法の一覧となります。

3ページをお願いします。3ページから5ページまでが評価結果になります。こちらについても、評価概要と同様に平成27年の審査会合にて説明済みであるため詳細については割愛させていただきますが、冒頭に述べさせていただいたとおり、表の中で真ん中ぐらいにありますけど、米印をつけていますドライウェル主フランジのシール部については再評価

を行い、再評価の結果に基づいてガスケット厚さを増厚することといたしました。詳細につきましては、6ページ目にて御説明させていただきます。

それでは、6ページをお願いします。ドライウェル主フランジシール部のガスケットの増厚についてですけれども、増厚することとした経緯及び検討結果について御説明します。

経緯についてですが、原子炉格納容器のシール部の健全性については、限界温度・圧力における開口量をFEM弾塑性解析にて求め、許容開口量と比較することで確認をしております。以前の開口量評価においては、FEM弾塑性解析の物性値として耐性共研の値を用いて開口量を求めていましたが、開口量評価を実施する上で最も影響の大きい降伏応力および設計引張強さが耐性共研よりもJSME設計・建設規格の物性値のほうが小さく、評価上厳しい値であることから、JSMEの物性値を用いたほうがより開口量が大きくなると判断し、JSMEの物性値を用いて再評価することといたしました。

なお、線膨張係数と縦弾性係数については、JSMEの物性値よりも耐性共研のほうが厳しいものがありますが、温度上昇及び弾性ひずみによる開口量は小さく、評価にほとんど影響しないと考えられます。

再評価の結果、ドライウェル主フランジの限界温度圧力における開口量が、許容開口量を満足しないことが確認されたため、ドライウェル主フランジのガスケットを増厚し、許容開口量の裕度を確保することといたしました。

7ページをお願いします。再評価結果から、ガスケットを増厚することで許容開口量の裕度を確保することとしたため、ガスケットを増厚することで、ガスケットの圧縮率が従来の厚さのものよりも大きくなることから、圧縮永久ひずみ率及びガスケットの健全性に与える影響を確認するため、圧縮影響ひずみ試験を行いました。表3-1に示すとおり、試験の結果、増厚後のガスケットにおける圧縮影響ひずみ率は、従来厚さのガスケットで試験を実施した場合の圧縮影響ひずみ率と同等の値であったことから、従来厚さのガスケットを使用した場合と同様の圧縮影響ひずみ率を適用し、許容開口量を算出いたしました。

表3-2に、許容開口量と開口量及び裕度の評価結果を示します。表3-2に示すとおり公称値及び評価値ともにガスケットを増厚することで裕度を確保することができています。

以上がドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚に関わる御説明となります。

続いて、8ページ目をお願いします。これより前回の平成27年審査会合における審議事項について御説明いたします。指摘事項も多くありますので、当社に対する指摘事項及び当社固有の数値を含む回答を中心に御説明をさせていただきたいと思っております。つきまして

は、指摘事項のうち、No. 3、4、5、10、16、17の6件について御説明させていただきます。

13ページ目をお願いします。こちらが指摘事項No. 3、4の回答になります。指摘事項の趣旨としましては、改良EPDMの試験条件が実機における重大事故等時の環境を適切に模擬できていることを説明することとなります。

こちらに対する回答ですが、表3-1の2分の1に原子炉格納容器内の実機環境及びそれに関わる試験を示しております。また、表3-1の2分の2に、原子炉格納容器外の実機環境及びそれに関わる試験を示しております。

それぞれの表におきまして、左から二つ目にある重大事故等時、実機環境欄に実機環境を示しております。同欄の右側に、各試験の試験条件を示しておりますが、記載のとおり、各試験条件は実機環境と同等、または包絡する条件となっております。これより改良EPDMの試験条件は、シビアアクシデント環境を適切に模擬できていると考えております。また、各試験の結果につきましては、日本原子力学会等で公開もされております。

14ページをお願いします。こちらが指摘事項No. 5の回答になります。指摘事項の趣旨としましては、蒸気曝露試験及び気密試験が適切に実施できていることについて説明することとなります。

こちらに対する回答ですが、蒸気曝露試験については、実機においては内周側からのみ高温蒸気が曝露されると想定されますが、本試験においては、図5-2の右側の図の黄色い矢印のとおり、内周側と外周側の両側から高温蒸気で曝露される状態となります。

一方、気密試験につきましては、実機においては重大事故等時において高温状態となっていると想定されますが、本試験においては、温度を低下させて気密試験を行っております。これにつきましては、治具と改良EPDM製シール材の線膨張係数の相違から、温度を低下させた場合のほうが治具とシール材の密着性が低下する方向となるため、気密試験としましては、高温状態よりも室温における試験のほうが厳しい条件となると考えております。

なお、改良EPDM製シール材自体の健全性につきましては蒸気曝露後もほとんど劣化していないことが確認できていることから、気密試験温度による材料への影響はほとんどないと考えております。

以上より、オートクレーブ曝露を含めた本試験は妥当な条件での試験と考えております。

19ページ目をお願いします。指摘事項No. 10の回答になります。指摘事項の趣旨としましては、原子炉格納容器の部位毎の余裕について評価することとなります。

こちらに対する回答ですが、表10-1に示すとおり、2Pdに対する裕度が最小となる配管

貫通部でも、裕度が約1.1であることから、構造部については漏えいが生じることはないと考えております。

一方、シール部につきましては、シール材が事故条件下において時間的に劣化していくため、7日間の期間を超えて200℃、2Pdの状態が長期間継続した場合には、フランジ構造であるドライウェル主フランジ、機器搬入口などは長期間の200℃、2Pdによるフランジ部への影響に加え、シール材の機能低下も相まって漏えいが生じやすくなると考えております。

25ページ目をお願いします。こちらは、指摘事項No.16の回答になります。指定事項の趣旨としましては、重大事故等時の全伸縮量がベローズの構造上、変形可能な伸縮量を超えた評価となっていたことについて考え方を説明することとなります。

こちらに対する回答ですが、平成27年の審査会合におきましては、限界圧力を2Pdに設定していることを踏まえ、重大事故等時の全伸縮量を建設時の全伸縮量の2倍として設定し評価していましたが、ベローズ伸縮量の構造上の制限を超える設定であったため、今回、温度による伸縮量について表16-1に示すとおり、係数を2から1.3に変更し、重大事故等時の全伸縮量を再設定し評価を行いました。

表16-2に示すとおり、全伸縮量は構造上変形可能な伸縮量を下回っており、疲労累積係数についても1以下であることから、200℃、2Pdにおいてもベローズは健全であると考えております。

26ページをお願いします。指摘事項No.17の回答になります。指摘事項の趣旨としては、TIPの火薬切断弁の構造と健全性の確認方法について説明することとなります。

こちらに対する回答ですが、TIP火薬切断弁の構造については、図17-2に示すとおり、TIP火薬切断弁にはカッターが内蔵されており、作動信号を与えると、爆発によるエネルギーによりカッターが飛び出し、校正用導管を切断した後、カッターとTIP火薬切断弁のパッキンによりシールする構造となっております。

また、TIP火薬切断弁の信頼性につきましては、起爆回路の健全性を確認することを目的として定検毎に外観検査、絶縁抵抗測定試験及び導通確認試験を実施しております。加えて、弁駆動源である火薬につきましては、交換頻度を65カ月とし、TIP火薬切断弁一式交換することとしております。

なお、TIP火薬切断弁の交換の際には、同一ロットの試供品にて爆破試験等を実施することで、動作信頼性を確保しております。

指摘事項に対する回答は以上となります。また、説明につきましても以上となります。

○山中委員 それでは、質問、コメントございますか。

○西村調査官 規制庁の西村です。

6ページのところで、今回、評価の内容を見直してガスケットの増厚をされたということなんですけど、幾つか確認させてください。まず、前提としてですけれども、縦弾性係数が評価に及ぼす影響として、弾性ひずみによる開口量は小さいという説明を今日されていますけど、この評価の開口量の最終値というのは、塑性変形で評価しているということでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤です。

はい。塑性ひずみで評価しております。

○西村調査官 規制庁、西村です。

そうしますと、降伏応力との引張強さを低目に見積もるということで、任意の応力に対して、従来パラメータよりも塑性ひずみ量が高目に評価されるという結果になった、その高目に評価されることをガスケットの増厚によって担保するという方針にしたということでしょうか。

○中国電力（加藤） はい。その理解でいいです。

○西村調査官 わかりました。規制庁の西村です。

そうしますと、7ページの話なんですけれども、ちょっと私、御説明を聞き漏らしたのかもしれないんですが、ガスケットの増厚をすることによってトップヘッドと胴側のフランジ、それぞれネガティブフィードバックがかかると思うんですけど、要は厚みが増すので、その分の影響も含めて、今回のFEMの開口量評価で考慮されているということでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤です。

そちらは、表3-1に示していますとおり、圧縮永久ひずみ試験を実施しておりまして、その結果から従来厚さのものと圧縮永久ひずみ率が同等であったという結果が得られましたので問題ないものと考えております。

○西村調査官 規制庁の西村です。

解析的というよりは、実験結果に基づいて決めているということでした。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○堀田調査官 規制庁、堀田ですけど、今のところについて、もう一つだけ確認させてい

ただきたいんですけれども、増厚すると、その場合、ボルトが締められていると思うんですけど、その辺のトルクの管理量というのは変わっているんですか。また、それを開口の解析で扱っているのかどうかという点です。

○中国電力（高野） 中国電力の高野ですけれども、トルクにつきましては、特に現状締めておりますトルクと変わらないことで問題ないことを確認しております。

○堀田調査官 規制庁、堀田ですけれども、多分、永久ひずみを変えないとして仮定するけれども、増厚していることによって変位量は変わるわけですので、恐らく、わずかかもしれないですけれども、今までの開口評価というのは変わってくるんじゃないかなという印象があるんですが、いかがでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

回答の繰り返しになってしまいますけれども、実験で確認しているというのと、今回新たにFEM解析も回して状態を確認しておりますので、問題ないかなと思っております。

○堀田調査官 規制庁、堀田ですけど、じゃあ新たなFEM解析というのは、この島根2号特融の今の条件で、増厚の条件でやっているという理解でよろしいですね。それで、その場合は、恐らく最初に多分、増厚することによって、永久ひずみは仮定ですから、恐らくシール材の反発量は従来よりは若干増えているんだと思うんですけれども、そうすると、いわゆる開口のリフトオフといいますか、リフトオフの閾の内圧というか、そういうのは変わってくるというふうに想像するんですが、これ、今、トルクが変わらない場合ですね。そういうことはちゃんと反映されているというふうな理解でよろしいでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

少し訂正させていただきますと、開口量につきましては、ガスケットのない状態で開口量評価を行っております。その後で、開口量に対して許容開口量を満足するためにガスケット厚さを厚くしておりますので、今、堀田さんが言われたのはFEM解析には少しそこは取り込んでいない状況になっているかと思えます。

ただし、状況としては、当社としては変わらないものと考えております。

○堀田調査官 規制庁、堀田です。

了解いたしました。

○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。

パワーポイントの26ページ、TIPの火薬切断弁のところの説明で少し確認なんですけれ

ども、回答の一番最初の矢羽根のところ、「TIP火薬切断弁に作動信号を与えると」とあるんですけれども、これは手動信号以外に隔離の信号とか、そういったものがあるんでしょうか。その作動信号については、これは具体的に何を指しているんでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

自動信号としましては、格納容器の隔離信号があります。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

隔離信号で、このTIP火薬切断弁も閉まると、そういう回答ですかね。

○中国電力（藤本） 中国電力の藤本でございます。

すみません、ちょっと訂正をさせていただきます。格納容器の隔離信号では、TIP火薬切断弁は動作いたしませんで、こちらのほうは、隔離弁が、本来ですと隔離信号が入りますと、TIPが自動で抜けて隔離弁が閉まるんですけれども、そちらのほうが開まらないときにバックアップといたしまして運転員がキースイッチを動作させまして、火薬切断弁を作動させるというような設備になってございます。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

理解しました。

それと、ここの切断して閉まった後のシールなんですけれども、これは200℃、2Pdに耐えるという理解でしょうか。

○中国電力（高野） 中国電力の高野です。

まとめ資料のほうにその試験結果を記載しておりますので、資料番号としましては、資料1-2-5の295ページ目になります。紙の資料の通し番号の295ページ目になります。なお書き以降のところ記載しておりますけれども、最初に蒸気ばく露試験を実施、表2に記載します試験条件で蒸気ばく露のほうを実施しております、その後、1.5MPaで漏えい試験を確認して問題がないことを確認しております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

今の295ページに書いてあることで、パッキンはPEEK材と書いてあるんですけれども、シート面はどういう材質で、それは含まれている、そういう理解でしょうか。

○中国電力（高野） 中国電力の高野ですけれども、実際にカッターが作動しますと、そのパッキンの上に押し込まれるような形になりますので、そのカッターとパッキンを使い

ましてシールする構造になっております。

以上です。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

パッキンとカッターでシールをするので、そこで耐えるということですね。わかりました。

私からは以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○照井審査官 規制庁の照井です。

先ほどのやりとりで、今までの物性値、耐性共研のデータからJSMEに変えた影響を評価して、きちんとやっていますということで、多分、御説明があったんだと思うんですけど、ちょっとそもそも、なぜ、もともと耐性共研のデータを使っていて、今回改めてJSMEに変えましたというところの説明についてもう少し詳しくしていただけますか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

もともと耐性共研の物性値を使っていた点なんですけれども、原子炉格納容器の200℃、2Pdに対する健全性の説明において、耐性共研の成果を用いて説明をしておりましたので、耐性共研の中で取得した物性値等を用いて評価をそのまま説明させていただいておりましたが、先行プラント等の動向も踏まえまして、JSME規格のほうが、改めて先ほど御説明したとおり、厳しい値だということに気づきましたので、今回見直したということになります。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

先行他社を見てJSMEのほうが厳しいからということなんですけれども、もともこの耐性共研というのは、どこのデータを使ってやっている試験でしたか。

○中国電力（高野） 中国電力の高野です。

MARK-I改のプラントの代表プラントを模擬いたしまして、それを代表としまして試験のほうを実施しております。

○照井審査官 規制庁の照井です。

なので、今回、島根2号、同じくMARK-I改というところで、まさに耐性共研でやったことというのが使えるからということで、最初、御説明をもともとされていたんじゃないのかなと思っています。

その上で、今、このタイミングでJSMEに変えるというのは、それは先行がやっているからというのも一つ理由としてあるんでしょうけど、そこの具体的な考え方といいますか、恐らく、結果としてガスケットを増厚することになるので厳しい評価になっているんだろうなということは理解をしているんですけども、そこのなぜ考え方を変えたのかというところは、もう少しちょっと丁寧に説明していただきたいと思いますけれども、いかがでしょうか。

○中国電力（荒芝） 中国電力の荒芝です。

先ほど6ページでも一応経緯を一通り御説明させていただきましたけれども、もともと先行プラントの審査状況、もちろんきっかけではあります。ウォッチしている中で、状況を確認しながら、当社としての評価、耐性共研の物性値を用いた評価というのをさせてもらってございましたけれども、物性値を確認する上で厳しい評価になるんじゃないかということで、当社の中でも評価をさせてもらった結果、やはり今の、当時の現状のシール部の設計では厳しいということがわかって、しかも、技術的にJSMEを採用すべきかということも検討させてもらったという内容を6ページの中に書かせてもらっております。

技術的な評価をした結果、JSMEのほうで評価をして、ガスケット等の増厚、設計の変更ですね、これのほうもやるべきだということで判断させてもらって、この度、報告をさせてもらっているという状況でございます。

以上です。

○照井審査官 規制庁の照井です。

先行他社を見ていて、それがきっかけにはなったけれどもということで、一応、技術的に評価をして、よりこちらのJSMEを使ったほうが厳しい評価になり、設計も変更が必要だということがわかったということで変えたということで理解をしました。

私からは以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○小城調査官 規制庁、小城です。

今回の増厚、もともとあった厚みから増厚されるということですがけれども、先ほどからも少しありましたけれども、今回の増厚に関して悪影響の分析というのはなされていますか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

先ほどの回答ともかぶってしまうんですけども、増厚試験、増厚をしたガスケットを

用いて試験を行って、その結果がもともとあったガスケット厚さのものと圧縮永久ひずみ率のほうが変わらなかったことから、大きな影響はないものとして判断しております。

○小城調査官 規制庁、小城です。

圧縮影響ひずみ率に関しては御説明があったと思うんですけど、その他の悪影響を踏まえて分析等はなされていますでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤でございます。

その他の悪影響としては、現状、あまり考えられるものはないかなと思っておりまして、あくまでも開口量に対して許容開口量を満足するように設計変更したものでして、問題ないと思っております。

○小城調査官 規制庁、小城です。

一応、考えられた上で、ほかにはないという結論に達しているということで理解いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○津金審査官 規制庁、津金です。

今の議論のところでもあったんですけども、これまでのガスケットより厚いものをつけるということで、若干ではありますけれども、据えつけ状態が多分変わることになるので、さっき堀田のほうからトルク管理はどうかというお話があったと思いますので、実際、トルク管理、トルクについては変えないというお話がありましたけれども、現状、ここではちょっと確認できないので、詳細設計の段階でその点をきちっと説明していただきたいと思いますが、いかがでしょうか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤です。

わかりました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○義崎管理官補佐 規制庁の義崎です。

今の耐性共研からJSMEに変える件は、対象場所がここだけではなくてほかのところも全部JSMEでやると、そういう理解でよろしいですか。

○中国電力（加藤） 中国電力の加藤です。

はい、そのとおりで、評価した結果、ガスケットの増厚する必要があったのがこの箇所ということになります。

○義崎管理官補佐 義崎です。

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。

事業者のほうから何かございますか。

○中国電力（北野） 中国電力の北野でございます。

特にございません。

○山中委員 それでは、以上で議題1を終了いたします。

ここで一旦中断をいたしまして、16時40分再開としたいと思います。

（休憩 中国電力退室 九州電力入室）

○山中委員 再開いたします。

次の議題は議題2、九州電力株式会社川内原子力発電所の保安規定変更認可申請についてです。

それでは、資料について説明を始めてください。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

それでは、川内原子力発電所原子炉施設保安規定の変更認可申請について御説明させていただきます。

まず資料ですが、お手元のほうに資料2-1～2-3を準備してございます。資料2-1が今回の変更認可申請の概要資料となっております。資料2-2が補足説明資料、資料2-3が申請書となっております。資料2-2、2-3につきましては適宜参照していただくものとして、説明のほうは資料2-1に基づき説明させていただきます。

ここでちょっと訂正がございまして、資料2-1の中に一部誤記がございまして、2ページ～4ページ目にかけて、補足説明資料、資料2-2を読み込んでいる箇所がございまして、資料番号が2-1-2となっております。正しくは、資料2-2でございます。訂正させていただきます。申し訳ございません。

それでは、説明を続けさせていただきます。資料2-1の表紙をめくっていただきまして、右肩1ページを御覧ください。今回の川内保安規定の変更認可申請の概要について簡単に御説明させていただきます。詳細については次ページ以降にて御説明いたします。

申請案件といたしましては2件ございまして、一つ目が常設直流電源設備の設置に伴う変更、二つ目が原子炉安全保護盤の取替えに伴う変更でございます。

それぞれの申請概要について御説明いたします。一つ目の常設直流電源設備の設置に伴

う変更ですが、設置許可基準規則第57条2項に規定されます特に高い申請性を有する常設直流電源設備（3系統目）を設置することに伴いまして、以下のほうに記載しています第83条ほかの条文について変更を行うものでございます。

二つ目、原子炉安全保護盤の取替えに伴う変更ですが、こちらについては設備の保守性、信頼性向上の観点から、原子炉安全保護盤についてデジタル制御装置を採用した制御盤に取り替えることとしてございます。あわせまして、原子炉非常停止ですとか、工学的安全施設の作動信号についても、一部、検出信号を増やしたり、設定値を最新のプラントの考え方に整合させる観点から変更を行います。これに伴いまして、下に記載しています第33条ほかの条文について変更を行うものでございます。

また、デジタル制御装置の採用に伴いまして電源容量が増加しまして、全交流電源喪失時の蓄電池の負荷が増加しましたので、全交流電源喪失時における不要直流負荷切り離しの早期確認の手順を追加してございます。これに伴いまして、保安規定の添付3、重大事故等及び大規模損壊対応における実施基準について変更を行うものでございます。

次のページをお願いいたします。ここからが申請の内容について御説明いたします。まず1点目の常設直流電源設備の設置に伴う変更について御説明させていただきます。こちらについては、第83条（重大事故等対処設備）の変更内容を示してございまして、いわゆるLC0の設定の内容になってございます。LC0の設定につきましては、保安規定変更に係る基本方針の考え方に沿って定めてございまして、当該設備が要求される機能を発揮するために必要な系統、今回の場合は代替の直流電源系統になりますけれども、今回、新たに加わった蓄電池（3系統目）を既に規定しております直流電源に加えましてLC0の設定をしてございます。

具体的には、全交流電源喪失時の直流電源につきましては、蓄電池（安全防護系用）からまず自動給電されますが、交流電源の設備の復旧ができない場合は、可搬型の直流電源設備からの給電準備を開始し、完了するまでの間、蓄電池（安全防護用）及び蓄電池（重大事故対策用）により、24時間にわたって直流電源を確保することとになってございます。

また、今回設置する蓄電池（3系統目）につきましては、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対策用）の機能が喪失した場合に使用することとになってございますので、下の表の変更後欄、(1)運転上の制限にありますとおり、これまでの蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対策用）に蓄電池（3系統目）を加えまして、おののおを補完する形でLC0を設定してございます。

次のページをお願いいたします。こちらが2点目の原子炉安全保護盤の取替えに伴う変更の内容について記載してございます。原子炉安全保護盤につきましては、設備の信頼性の観点、最新プラントの設計を踏まえまして、デジタル制御装置を採用した制御盤へ取替えを計画してございます。またあわせまして、非常用炉心冷却の作動設定値等の検出器の信号を増やし、作動ロジックを「2 out of 3」から「2 out of 4」を主体とした構成に変更しますとともに、設定値につきましても最新プラントの設定の考え方を踏まえた設定値に変更することにしております。

具体的には、下の変更後欄にありますとおり、設定値、所要チャンネル数の見直しをしまして、また、※15ということで追記しておりますが、4チャンネル化することによりまして、当社でいうと玄海3、4号が同様の設計になってございますが、同様に1チャンネルバイパスの運用が可能となっております。

次のページ、4ページをお願いいたします。こちらが、続きまして原子炉安全保護盤の変更に伴う関連する内容でございます。今回、原子炉安全保護盤につきましては、先ほど御説明しましたとおり、デジタル制御装置を採用した制御盤へ取替えを計画してございます。このデジタル制御装置の採用によりまして、盤の電源容量が増加しまして、全交流電源喪失時の蓄電池の負荷容量も増加してございます。このことから設置許可基準規則の57条の要求である24時間にわたって給電をするということを満足させるために、中央制御室及び隣接する1次系継電器室で1時間以内を目安に不要な直流負荷の切り離しをするという手順を追加してございます。

下の変更後欄、添付3を記載してございますが、こちらの赤字の部分を追加してございます。

以上が、簡単ではございますが、改定の内容となります。

参考として、5ページ目に蓄電池（3系統目）の切替え手順をつけておりますが、こちらの説明については省略させていただきます。

御説明については以上でございます。

○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。

○仲管理官補佐 規制庁の仲です。

まず、申請についてお伺いしたいのですが、工事の終了が1号機で来年の11月、2号機で12月に終わるといふふうに聞いておりますが、今回、保安規定の申請をこのタイミングで出された理由について説明してください。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

今回、11月22日に申請をさせていただいた理由といたしましては、10月2日付で新しく改定されました保安規定の審査基準の中では、新たに設置する重大事故対処設備については使用開始前までにあらかじめの教育訓練が必要ということで改定されてございます。この点につきましては、使用前に教育訓練を全て終わらせる必要があるということで、今回、新しいSAの手順が追加されますので、教育訓練も当然追加されることとなります。そこを満足するためにもなるべく早く認可をいただいて、教育訓練を開始したいということがございます。

一方で、もう一点ですね、特重施設のほうも同じように設置までにあらかじめの教育訓練をするということで、今回、SAの手順に特重施設を活用するという手順も追加になります。まさに同じSA手順をさわりにいくということで、なるべく同じタイミングで変更したほうが合理的に教育訓練も進められるかなというふうに思っております。そういう意味で同じタイミングで認可をいただきたいということで、今回、申請をさせていただきました。

以上でございます。

○仲管理官補佐 わかりました。

では、もう一点お伺いします。御説明の中で、説明資料の1ページ目ですけれども、①の変更内容として第87条が入っていますが、申請書の中には87条が本文に登場していませんが、この理由について説明してください。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

今回、83条に新しく追加をしたということで、関連して87条のいわゆる青旗作業のところから、今回、蓄電池の要求を外してございます。関連する条文ということで記載すべきでしたけれども、これが申請書のほうから漏れておりますので、補正の対応をさせていただきたいと思っております。

○仲管理官補佐 わかりました。では、ほかにもミスがないかを確認した上で準備をお願いいたします。

○九州電力（橋本） 承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内でございます。

2ページ目をお願いします。この第3バッテリーについては、特に高い信頼性を有すると

ということで設置をされると。具体的に、安全防護系用のDBと、あとは、重大事故対象のSA用のバッテリー、それと、今回の第3バッテリーの使い分けについてですね。例えば、確認事項の部分では、サーベイランス試験の内容について記載されていますけれども、こういったところでは特段違いが見えないというところで、保安規定上でDB、SA用のバッテリーと第3バッテリーの使い分けをどのようにされているのかというところについて説明をお願いします。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

使い分けと申しますか、今回のLC0の設定内容を見ていただきますと、安全防護系用と重大事故等対策用に加えて、今回、第3系統目の蓄電池が設置されたということで、これらがお互いに24時間の要求を満足するように設置されてございますので、それぞれの機能が喪失した場合は、まだ反対側のバッテリーがありますのでLC0にはならないんですけれども、全てがなくなった場合にLC0に設定するという違いがございます。

あと、運用という面でいきますと、保安規定上の、例えば保守管理とかというのは、基本的に大枠の内容が書いてありますので、細かい変更点というか、設備の違いは出ないんですが、実態の保守管理の方法ですとかというのは、設備の相違から実際変わってくることはございますが、それも保安規定の下部規定側で記載することになると思っております。

以上でございます。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内です。

了解しました。具体的に、サーベイランス試験の部分についてお聞きしたいんですけれども、今回、設置許可の際には、DB、SA用のバッテリーについてはベント型と、第3バッテリーについては制御弁型ということで、構造の違いということで多様性を持たせているという説明でしたけれども、具体的にその管理については、例えば、今、確認事項のところというところ、サーベイランス試験の確認事項のところというところ、具体的な違いは見えないんですけれども、この決定というのは、例えばメーカーの推奨に倣う形で設定をされているのか、ここの具体的にどう設定されているのか、サーベイランス試験の内容についてですね。ここの部分についてお願いします。

○九州電力（小柳） 九州電力の小柳でございます。

こちらの確認事項に記載しております差なんですけれども、蓄電池（安全性防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）につきましてはベント型になりますので、1セル当たり

の電圧が2.15V、これを60セル配備してございます。

一方で、蓄電池（3系統）につきましては、制御弁式の蓄電池になりますので、1セル当たり2.23V、こちらを62セル配備してございますので、その分で蓄電池の端子電圧につきましては電圧に差がございました。

そこから、こちらの2点につきまして差が出てございますけれども、こちらの差が出ている要因なんですけれども、実際に蓄電池それぞれにつきまして、供給する負荷は同じでございまして、設置する場所が蓄電池（3系統目）のほうが負荷から遠いところがございますので、電圧降下を考慮しまして、電圧に差を設けているものになります。

以上になります。

○西内審査専門職 了解しました。DB、SA用のバッテリーと、第3バッテリーとの違いというところでいうと、その構造の違いから来る端子電圧の確認値というところは違うけれども、それ以外については、特段、保安規定上では使い分けはされていないという理解でよろしいでしょうか。

○九州電力（小柳） そうです。そのとおりでございます。

ちょっと補足を1点させていただきますと、それらの蓄電池に対しましての保守上の細かい違いにつきましては、ベント式ですと補水をしたりですとか、比重測定が必要になるんですけれども、MSE型の第3系統目の蓄電池に関しましては、そういった行為が不要になりますというところで差がございまして、その辺につきまして、この保安規定の下部の保全プログラムですとか、そういうところで管理して対応していくことになってございます。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内です。

了解しました。

○山中委員 そのほか質問、コメント。

○山口調査官 原子力規制庁の山口です。

同じく2ページでちょっと御質問しますが、今回、LC0について変更されるという説明でございましてけれども、このページを拝見しますと、この3系統目の直流電源設備が既存の既設備の安全防護系用及び重大事故対処用に対してのバックアップのような位置づけのようなLC0の設定がされているように見えるんですけれども、もともと、この第3電源というのは、さらなる信頼性向上のため、これらの設備のほかに設けよということが57条第2項で要求がされているものでございます。

こういったことも踏まえて、こういったバックアップ、多重化のような位置づけとして

設定されている考え方について説明をしてください。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

冒頭にも少し御説明しましたとおり、保安規定のLC0につきましては、保安規定変更に係る基本方針、こちら、新規制当時に定めたものでございますが、それにのっとりまして設定してございます。

基本的にSA設備の各要求機能に対してLC0を設定してございまして、今回、第3直流電源ということで既存の代替直流電源にプラスされた設備でございまして、そういう意味で、系統として第3直流電源も踏まえてLC0を設定するという考え方のもとに設定してございます。

したがって、今回、安全防護系用と重大事故等対処用の電源としてなくなった場合に第3直流電源を使うという、そういう上流側の要求を踏まえて、こういう「または」ということで、それぞれ補完する形でLC0を設定することにしてございます。

以上でございます。

○山口調査官 規制庁、山口です。

今回の第3電源は、57条の第2項、今説明されたDB、SA用のバッテリーというのは第1項で設置が求められているものです。第2項でわざわざ1項とは別途設けるということで、さらなる信頼性を求めよというものに対しては、やはり私どもとしては、今のままのLC0でいくと、第3電源が、ある意味、使えない状態がそのまま継続されてしまうようにも見えます、そのような設定になっているというふうに考えますので、設置の趣旨からいくと、やはり今の規定では安全性の向上といった今回の趣旨に沿ったものかどうかというのはちょっと疑問が残るかなというふうに考えています。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

確かに、保管規定上の記載だけを見ると、一見すると、言い方悪いですけど、放ったらかしみたいな感じに見えますが、実際は、設備が故障すれば、当然、トラブルということで設備を必修しなくちゃいけないということで、それは当然動きますので、保安規定上のLC0として設定する場合は、こういう設定をしているということで、実態は、当然、修理をして、当然、原因と対策も含めて御報告するという形になろうかと思ってございます。

○山口調査官 規制庁、山口です。

トラブルだけのことをちょっと申し上げているのではなくて、高い信頼性と申しますか、そういったものを求めている設備に対しては、このようにorでつなぐのではなくて、やは

り単独でLC0等の設定といったことが本来は求められるべきではないかなというふうに考えます。

先ほど保安規定の基本的考え方でしたか、基本方針ですね。基本方針についても言及がございましたけれども、基本方針が検討されていった際というのは、この第3電源については、条文の設定はもちろん規定はされていましたが、具体的な申請がまだない状態でこれが検討されていたという経緯も踏まえますと、やっぱり新たに設備が具現化されてきた段階で、そういったものに対しては必要に応じてどんどんそれは見直しであったり、補完すべきところがないかという検討というのは必要ではないかというふうに考えます。

○九州電力（橋本） 九州電力の橋本でございます。

基本方針の変更も踏まえて、ちょっと今後検討させていただきたいと思うので、審査の中で御説明させていただきます。

○田口管理官 今、山口から申し上げたことと同じなんですけど、基本方針を検討したときは、多分、この第3電源の話は念頭になかったので、あのフローだけでちょっとこれがLC0全然かからないというのはやっぱり変だなと思っていて、わざわざ信頼性が高いものをもう一個置いてくださいというのがこちらの思いなので、その置いたものが実際には保守されますと言いますが、それを言い出すとLC0要らなくなっちゃうんで、置いたものが、それは壊れてしばらくたったら、それはLC0になるべきであろうと我々は思っています。

もしかしたら、この3系統目というのはちょっと新しいパターンなので、普通の、単純なのは両方ともに運転上の制限があって、どっちかが壊れたらすぐLC0というのは非常に単純で従来のやり方だと思います。

3系統目という、ちょっと特殊なので、何か書き方の工夫があるかどうかという議論がもしあれば、それは、若干、議論の余地はあるかもしれないと思うんですけど、我々のほうで具体的なイメージを持っているわけではありませんけれども、今の案だと受け入れられないかなというふうに思っていて、実際にメンテいたしますというだけだとちょっとつらいかなという印象です。

○九州電力（橋本） 了解しました。ちょっと検討させていただきます。

○山中委員 そのほか、よろしいでしょうか。

どうぞ。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内です。

パワーポイント資料の4ページ目をお願いします。今回、安全保護盤を取り替えて負荷容量が増加したと。それに伴って24時間DBとSA用のバッテリーでもたせるために1時間以内に不要な直流電源の切り離しを行うという手順を追加するということですが、この設置許可の際には、具体的にこの部分の手順について保安規定に定めるといふ、この方針について許可をしたということですので、この具体的な手順の内容について説明をお願いできればと思います。

○九州電力（浅野） 九州電力の浅野といいます。

先ほど御質問がありました具体的な手順についてですが、具体的に申しますと、中央での遠隔操作による切り離し操作が2カ所、資料2-1の通しの5ページ目になりますが、その⑤の記載がありますが、中央制御室の隣接する1次系継電器室がございまして、そちらの箇所の負荷の切り離しを行います。具体的には⑤の操作になります。

以上でございます。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内です。

今の内容は、保安規定ではなくて社内規定、下部規定のほうに具体的に定めていくということになるのでしょうか。

○九州電力（浅野） 九州電力の浅野でございます。

そのとおりです。

以上です。

○西内審査専門職 了解しました。

この必要に応じて詳細な部分が必要であれば、ヒアリング等で確認をさせていただければと思いますが、第3バッテリーについても切り離す部分については同様の手順ということで理解してよろしいでしょうか。

○九州電力（浅野） 九州電力の浅野でございます。

先ほどと同様の説明資料、資料2-1のページが5ページ目になりますが、先ほどの負荷の切り離しとの違いですが、中央での操作が若干異なります。具体的には、こちらの5ページ目でいきますと、①～④、こちらのほうを操作内容としては同様の中央制御室での遠隔操作で実施しまして、⑤の操作は同様になります。

以上でございます。

○西内審査専門職 原子力規制庁の西内です。

了解しました。

○山中委員 そのほか、よろしいでしょうか。

事業者のほうから何かございますか。よろしいですか。

それでは、以上で議題2を終了いたします。

席替えを行いますので一旦中断し、17時20分再開といたします。

(休憩)

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題3、九州電力株式会社玄海原子力発電所3号機及び4号機の工事計画の審査についてです。

それでは、資料について説明を始めてください。

○九州電力（長友） 九州電力の長友でございます。

お手元に資料3-1として玄海原子力発電所3号機及び4号機使用済燃料貯蔵設備増強工事に係る工事計画認可申請の概要についてというパワーポイント資料、あと、タブレットの中に玄海原子力発電所3号機及び4号機の工事計画認可申請書の電子データを入れておりますので、こちらにつきましては必要に応じて参照したいと思います。

それでは、資料3-1に基づき説明を開始いたします。

ページをめくっていただきまして1ページに目次がございます。

飛ばしまして2ページ、こちらに使用済燃料貯蔵設備増強工事に係る工事計画認可申請の概要について記載しております。工事計画認可申請の概要といたしまして、玄海原子力発電所の使用済燃料貯蔵対策について、使用済燃料ピットの貯蔵余裕を確保するため、3号機の使用済燃料設備の貯蔵能力を増強するものです。3号機の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部を3号機及び4号機の共用とするものです。

下の表に工事計画認可申請の内容を書いております。①、②が玄海3号機に係るものがございます。項目として、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の増強といたしまして、変更内容としては使用済燃料貯蔵容量等の変更、基本設計方針の変更、こちらは貯蔵能力に関する記載の変更でございます。あと、使用済燃料ピット冷却器容量等の変更でございます。

あと、玄海3号機の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備の一部を3、4号機共用化するものがございます。こちらは、各設備の名称に共用に関する記載を追記するもの、あと、基本設計方針に共用に関する記載を追記するものがございます。

また、玄海4号につきましては、玄海3号機設備の共用化に伴う基本設計方針の変更でございます。変更内容といたしましては、基本設計方針に3号機設備の共用化に伴う追記を

行うものでございます。なお、3号機につきましては、電磁法に基づく工事計画の手続を行ってございます。

続きまして3ページでございます。こちらは、玄海3号機の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の増強について説明しております。右上の図のとおり、3号機には原子炉周辺建屋の中に使用済燃料ピットが（A）ピット、（B）ピットと二つあります。そして、それぞれのピットには四つのブロックがあり、合計で八つのブロックがあります。そのブロックの中にある使用済燃料ラックのラックセルの間隔を約360mmから約280mmに縮小し、使用済燃料の貯蔵能力を現状の1,050体から1,672体へ増強するものでございます。

また、ラック間隔の縮小に当たり、未臨界性確保のため、ラック材料をボロン添加ステンレス鋼製に変更するものでございます。

続きまして4ページでございます。こちらは、使用済燃料貯蔵能力増強に伴う、使用済燃料ピット冷却器容量等の変更について記載しております。使用済燃料貯蔵能力の増強に伴い使用済燃料ピット冷却器の熱負荷が上昇いたします。使用済燃料ピット冷却器の設備自体には変更はございませんが、容量（設計熱交換量）と伝熱面積を記載のとおり変更いたします。なお、冷却器設備自体に変更がないため、伝熱面積の公称値については変更ございません。

続きまして5ページでございます。こちらは、玄海3号機の取扱施設及び貯蔵施設の設備の一部を3、4号機共用化するもの、そして、玄海4号機の共用化に伴う基本設計方針の変更を示しているものでございます。共用化する3号機設備の範囲については下図の赤枠の中のとおりでございます。工事計画認可申請書において基本設計方針、各設備名称に共用化に関する記載を追加しています。

続きまして6ページでございます。こちらが、玄海3号機に関する適用条文でございます。玄海3号機の申請対象が適用を受ける「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の条文は、以下のとおりでございます。なお、各条文に対する技術基準規則への適合性確認のための評価は、再稼働申請または先行プラントにて実績のある手法で実施しております。また、設置変更許可時に既に評価を示しているものについては、設置変更許可にて説明した内容から変更はございません。技術基準規則の適用につきましては、下の図でございますが、それぞれの条文に対する設計方針については9ページ以降で御説明いたします。

一番下に記載していますとおり、玄海3号機の使用済燃料貯蔵能力増強等により、使用

済燃料ピット容量等及び基本設計方針を変更し、変更後の内容は技術基準規則に適合する設計とします。

続きまして7ページ、こちらが玄海4号機に対するものでございます。今回の申請で玄海4号機としては新たに玄海3号機設備の一部を共用することとなりますが、玄海4号に関する変更はなく、共用する玄海3号機設備については玄海3号機にて技術基準規則の適用を受けることとなります。このため、玄海4号機は、玄海3号機設備の共用化により基本設計方針を変更しますが、技術基準規則への適合性に影響を与えるものではないと考えております。

続きまして8ページでございます。こちらが、使用済燃料貯蔵設備増強工事の工程でございます。設置変更許可につきましては、今年の1月22日に補正をいたしまして、11月20日に許可をいただいております。その後、11月26日に工事計画認可の申請をいたしまして、審査期間としては約6カ月を想定しておりますので、2020年5月には認可を希望しております。

また、現地工事につきましては3期に分割して行うことを計画しておりまして、第1期工事につきましては、玄海3号機の16サイクルの運転期間、第2期工事につきましては、17サイクルの運転期間、第3期工事については18サイクルの運転期間に行いたいと思っております。

続きまして9ページでございます。こちらが玄海3号機の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強に係る適用条文を示しております。左から、要求項目、真ん中に要求事項、右側に本工事における設計方針を記載しておりますが、こちらの設計方針に関しましては、工事計画認可申請書の基本設計方針の中から抜粋してございます。

5条の地震に対する損傷の防止でございますが、こちらは、耐震重要度分類Sクラスに分類し、それに応じた地震力に応じておおむね弾性範囲の設計を行います。基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがない設計といたします。

第7条の外部からの衝撃による損傷の防止でございますが、こちらは、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計といたします。

第12条の溢水による損傷の防止でございますが、こちらは、溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とします。また、使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能、遮蔽機能及びピットへの給水機能を維持できる設計といたします。

続きまして10ページでございます。第14条の安全設備でございますが、こちらにつきま

しては想定される圧力、温度、放射線量等の各種環境条件においても安全機能を発揮できる設計といたします。

第15条の設計基準対象施設の機能でございますが、こちらにつきましては、原子炉の運転中または停止中に必要な箇所の保守点検ができる設計といたします。

第26条の燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備については、燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達するおそれがない設計、また、十分な冷却能力を有する設計、十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計といたします。

続きまして11ページになります。こちら第26条への適用ですが、使用済燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽とし、放射性物質を含む水があふれ、または漏れない設計といたします。また、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する設計といたします。また、燃料体等及び重量物の落下時においても機能を損失しない設計といたします。

第50条の地震による損傷の防止でございますが、こちらは基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計といたします。

続きまして12ページ、第54条の重大事故等対処設備に関してですが、こちらについては、使用済燃料ピット（ラックを含む。）は、重大事故等対処設備に対する要求を満足する設計といたします。

続きまして13ページ、第69条、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備でございますが、こちらは、ピットの冷却機能が喪失した場合、注水機能が喪失した場合、または小規模な漏えいその他要因によりピットの水位が低下した場合においても、燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、臨界を防止できるよう、可搬型代替注水設備を保管する設計といたします。また、大量の水、その他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止できるよう、可搬型スプレー設備を保管する設計といたします。

14ページでございます。こちらは、玄海3号機の取扱施設及び貯蔵施設の設備の一部を共用化することに係る適用条文をまとめてございます。第15条の設計基準対象施設の機能でございますが、こちらにつきましては、共用化により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計といたします。

また、第26条、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備につきましては、共用化により、玄海3

号機の燃料取扱設備は玄海4号機の燃料集合体を取扱うこととなりますが、玄海3号機の燃料取扱設備にかかる設計に変更はございません。

15ページ、第26条に関してですが、こちらについても共用化を考慮して燃料体等が臨界に達するおそれがない設計、十分な冷却能力を有する設計、十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計、ステンレス鋼内張りの水槽とし、放射性物質を含む水があふれ、または漏れない設計、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する設計、燃料体等及び重量物の落下時においても機能を損失しない設計といたします。

16ページでございます。こちら、第69条についてですけれども、こちらも共用化を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、給水機能が喪失した場合、または使用済燃料ピット水の小規模な漏れいその他要因により使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、臨界を防止できるよう可搬型代替注水設備を保管する設計といたします。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏れいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止できるよう可搬型スプレー設備を保管する設計といたします。

説明は以上でございます。

○山中委員 それでは質疑に入ります。質問、コメントございますか。

○塚部管理官補佐 原子力規制庁の塚部です。

パワーポイントの3ページ目のところで少し確認をしたいんですが、先ほど、今回のラッキングについては、3期に分けて実施されるということだったんですが、具体的に(A)ピット、(B)ピットがあって8個のブロックがあるかと思えます。これをどう3期にやるかという話と、あと、燃料がある中での作業になるかと思えますので、その領域管理も含めて、どのような工程作業をされるのかというのを御説明お願いします。

○九州電力(手嶋) 九州電力の手嶋でございます。

お尋ねの件についてですが、まず、第1期工事では、使用済燃料ピット(A)と書いております四つのブロックのうち、右から三つのブロック、ブロックA、B、Cと名前がついておりますが、そのA、B、Cを取り替えます。第2期工事では、ピット(B)に移りまして、これも右からE、F、G、Hとついておりますが、そのブロックE、F、Gを取り替える計画としております。3期工事において、残ったDとHを取り替える計画としております。

個別の各期工事の中では、まず、第1期工事を代表して説明しますと、第1期工事ではC、

A、Bの順に取り替える計画としておりますが、まずはCブロックに置いてあります使用済燃料をほかのブロックのあいているスペースに移しまして、ブロックを空にした状態でCを取り替えます。その後、Cに使用承認をとりまして、Cが使えるようになったところにAブロックに入っている使用済燃料を移しましてAを取り替えます。あとは、同じようにAの使用承認をとりましてBからAに移してBを取り替えます。というような手順で取り替えることを計画しております。

○塚部管理官補佐 規制庁、塚部です。

1点確認なんですけど、今、使用承認をCのラックについてということでしたけど、そういう意味では、ここのラックについて使用承認を1回ごとにとられるという予定ということによろしいですか。

○九州電力（手嶋） 九州電力の手嶋です。

はい。その計画としております。

○塚部管理官補佐 規制庁、塚部です。

了解しました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

○藤森調査官 原子力規制庁、藤森です。

今のところなんですけれども、Cブロックだけを替えるということなんですけれども、臨界評価上なり領域管理については、この（A）ピットであればブロックが二つ並んでいる状況で設置許可では審査して、その状況での臨界評価なり領域管理を認めているということだと思っておりますけれども、そうすると、工事の途中ではステンレス鋼のラックとボロンSUSのラックが並んだ形になってしまうかと思っておりますけれども、その安全上の評価、あるいは管理上どうしていくのかということはどうのようにお考えでしょうか。

○九州電力（安武） 九州電力、安武でございます。

リラッキング工事によりまして、それぞれのピットを構成します二つのラックブロックのうち、一つが中性子吸収剤を含みますボロンSUSラックに置きかえられた場合につきましては、リラッキング前につきましては、低密度領域で実効増倍率が最大となりますが、その値につきましてはボロンSUSを使用していることにより、定性的には実効増倍率は抑制されるというふうに考えてございます。

なお、工事期間中の評価といたしましては、変更前後のラックが隣接した場合の臨界性評価を実施してございまして、工事期間中の実効増倍率の最大値がリラッキング前の実効

増倍率の最大値より小さくなるということを確認してございますので、臨界は防止できるというふうに考えてございます。

以上になります。

○藤森調査官 原子力規制庁、藤森です。

評価されているということはわかりましたが、申請書上は、多分、設置許可と同じようにブロック全体での評価しかないと思いますので、そこは、そうしましたら後ほど補足説明資料等で説明いただければと思いますので、よろしくをお願いします。

○九州電力（安武） 九州電力、安武でございます。

了解いたしました。今後の審査の中で御説明させていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。何かございますか。

それでは、以上で議題3を終了いたします。

予定していた議題は以上でございます。

今後の審査会合の予定については、12月12日木曜日にプラント関係（公開）、12月12日木曜日にプラント関係（非公開）、12月13日金曜日に地震津波関係（非公開）、12月13日金曜日に地震津波関係（公開）の会合を予定しております。

それでは、第809回審査会合を閉会いたします。