

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合

第475回

平成29年6月15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475回 議事録

1. 日時

平成29年6月15日（木） 10：00～16：08

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

更田 豊志 原子力規制委員会 委員長代理

原子力規制庁

山田 知穂 原子力規制部長
山形 浩史 審議官
小野 祐二 安全規制管理官（BWR 担当）
名倉 繁樹 安全管理調査官
山口 道夫 安全管理調査官
金子 真幸 管理官補佐
忠内 徹大 管理官補佐
津金 秀樹 管理官補佐
川崎 憲二 課長補佐
小野 寛 主任技術研究調査官
安達 泰之 安全審査官
江崎 順一 安全審査官
岸野 敬行 安全審査官
近田 啓 安全審査官
照井 裕之 安全審査官
中原 克彦 安全審査官
皆川 隆一 安全審査官

村上 玄 安全審査官
安田 昌宏 安全審査官
義崎 健 原子力保安検査官
郡安 憲三 技術参与

東北電力株式会社

増子 次郎 常務取締役
平川 知司 火力原子力本部 原子力部 副部長
広谷 浄 土木建築部 副部長
尾形 芳博 土木建築部 課長
福士 知司 女川原子力発電所 土木建築部（建築） 課長
清水 敬輔 火力原子力本部 原子力部 副長
相澤 直之 土木建築部（建築技術） 主任
八木 貴之 火力原子力本部 原子力部（原子力設備）
檜館 宏司 火力原子力本部 原子力部（原子力設備）
澤邊 浩 土木建築部（建築技術）

日本原子力発電株式会社

和智 信隆 常務取締役
福山 智 執行役員 発電管理室室長（許認可担当）
鈴木 雅克 発電管理室技術・安全グループマネージャー
小野 弘之 発電管理室 設備管理グループ課長
宮園 敏光 発電管理室 プラント安全向上グループ課長
赤妻 貴洋 発電管理室 プラント管理グループ副長
千葉 一憲 発電管理室 設備管理グループ副長
竹野 美奈子 発電管理室 炉心燃料サイクルグループ副長
伊藤 博英 発電管理室 環境保安グループ副長
川崎 亨 発電管理室 プラント安全向上グループ副長
印南 一夫 発電管理室 設備管理グループ副長
山中 勝 発電管理室 技術・安全グループ副長

大曾根 健太	開発計画室	土木耐震グループ副長
首藤 浩丈	発電管理室	設備管理グループ主任
浦野 渡瑠	発電管理室	技術・安全グループ副主任
櫻井 康広	発電管理室	技術・安全グループ副主任
浦松 昌弘	発電管理室	技術・安全グループ担当
高田 直幸	発電管理室	技術・安全グループ担当

4. 議題

- (1) 東北電力（株）女川原子力発電所2号機の設計基準への適合性について
- (2) 日本原子力発電（株）東海第二発電所の有効性評価について
- (3) その他

5. 配付資料

資料1-1	女川原子力発電所2号炉	指摘事項に対する回答一覧表（4条 耐震設計方針 建屋の耐震設計関連）
資料1-2	女川原子力発電所2号炉	耐震設計の論点に係る整理
資料1-3	女川2号炉原子炉建屋	東北太平洋沖震等による構造的影響評価フロー
資料1-4	女川原子力発電所2号炉	東北地方太平洋沖地震等による原子炉建屋の構造的影響評価について
資料2-1-1	東海第二発電所	重大事故等対策の有効性評価
資料2-1-2	東海第二発電所	重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料
資料2-1-3	東海第二発電所	重大事故等対処設備について
資料2-1-4	東海第二発電所	重大事故等対処設備について（補足説明資料）
資料2-1-5	東海第二発電所	「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2-2	東海第二発電所	主要な審査項目の説明スケジュール

6. 議事録

○更田委員 原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合第475回会合を開催します。

本日の議題は2つ、午前中、東北電力女川2号機の設計基準への適合性について、午後に入って、日本原電東海第二について議論を進めていきます。

まず、東北電力女川2号機、説明を始めてください。

○東北電力（増子） おはようございます。東北電力の増子でございます。

本日は、まずは東北地方太平洋沖地震等の施設への影響を踏まえ、耐震評価に反映すべき事項の検討に関しまして、論点、それから説明の流れについて御説明させていただきたいと思っております。その後、その論点のうちの地震によります原子炉建屋の影響評価に関しまして、その点検結果、それから揺れの再現解析ですね、これを御説明させていただいて、現状の建屋の状況について御確認いただきたいというふうに思っております。よろしくお願いたします。

それでは、担当の広谷から説明させます。よろしくお願いたします。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。

じゃあ、最初は資料1-2に基づきまして、論点整理と今回御説明の内容の位置づけ等について少し整理してきております。資料が1ページから7ページまでありますけども、整理した点について御説明させていただきたいと思っております。

まず、1ページ、A3の資料になりますけども、こちらにつきましては昨年の11月8日に審査ヒアリング資料の抜粋を変更しておりますけども、各プラントともこういった耐震設計における過去の既工認からの主な解析評価条件の変更点等をピックアップしまして、こういったものが論点になるかというのは出しております。女川につきましてもここに記載していますように、共通項目から建物、屋外重要土木構造物、機器・配管系、そういったものを述べておりますけども、特にⅡ、既工認からの主な解析評価条件の変更点の建物・構築物の5番目、建屋の地震応答解析モデルですけども、東北地方太平洋沖地震による建屋の応答状態の反映というのが、他プラントとはちょっと違った論点というか検討が必要だということで整理して、ここに入れさせていただいているという状況になってございます。

めくっていただきまして2ページになりますけども、こちらのほうは東北地方太平洋沖地震の施設の影響を踏まえた耐震性評価に反映すべき事項を大きな6つの項目に分けて、こういったことを今後回答していくかというのを概略、まとめたものでございます。

①が地震による建屋の状態、構造的影響評価ということで、こちらにつきましては本日この部分を御説明させていただくということです。今後、初期剛性低下の要因としまし

てその他の乾燥収縮の影響とか、あとは我々耐震補強を既にオペフロ上部をやっていますけども、その有効性、あとは剛性低下、そういったものを設計……にどう取り入れていくのか。さらには入力地震動、それとか設備への影響、そういったものにつきましても今後、順次、ここのフローに従って御説明させていただくという予定でございます。

3ページのほうは、そういった流れに関しまして改めてフロー的に少し整理してございます。基準地震動の策定から始まりまして、入力地震動を策定しまして、さらに建屋のモデルを使って地震応答解析やっていくわけですけども、やはり特徴は太平洋沖地震を受けた施設の、影響を受けた建屋モデルの策定というのが重要になります。そのために今回、建屋の状態が、どういう状態なのか、どういうことを今後設計に反映していくべきなのかということの観点から、今回、この赤で囲った範囲を御説明させていただくということでございます。

続きまして、4ページ、これは第430回、前回ですね、今年の1月17日に御説明させていただきました資料を再掲しております。一部ちょっと色を変更したところがございます。このとき、原子炉建屋が初期剛性が低下していますということをお話しさせていただきました。その要因としましていろいろ考えられますけども、材料の特性なのか構造的損傷の特性なのか、そういったことで我々は乾燥収縮の影響が大きいと思っていますということをお説明しておりますけども、このとき、いろいろコメントもいただいております。そのコメント対応という形で構造的損傷、例えば、支持地盤の剛性低下とか耐震壁自体の損傷、柱・梁接合部などの損傷ではないという、その点につきまして今日は少し詳細解析、あとは追加調査結果等を行っておりますので、それについて御説明させていただきたいということです。

さらに、5ページのほう、これも同じような繰り返しになりますけども、振動特性を踏まえて主な要因の検討を行います。今回のお示しするのはブルーのところでは支持地盤の剛性低下とか構造的損傷かどうかということの検討結果について御説明させていただくということです。最終的には要因を踏まえた地震応答解析モデルの策定をやりまして、設計体系に反映すべき事項の整理、例えば、初期剛性低下の要因の不確かさとしてどういったばらつき評価を取り入れたらいいのかとか、あとは場合によっては断面設計、あとは機器・配管設計に与える影響の有無などについてもどう考えるべきかということのを最終的には整理したいというふうに考えてございます。

6ページ、ちょっと説明者かわります。

○東北電力（平川） 東北電力、平川です。よろしくお願いいたします。

参考の資料の分につきましては私のほうから説明させていただきます。この資料につきましては、1ページの、既工認との変更点のところにはまだ記載しておりません。我々としてはまだ最終的に採用するかどうかとまだ決めておりませんが、今後の方向性としては、やはりより精緻な手法によりまして設備の裕度を示していくという方向には間違いないだろうということで、今後適用していく可能性があるという手法につきましてはまず御紹介をさせていただきたいということで用意したものでございます。

まず見ていただきますと、具体的な手法としましては、極限解析による評価ということと、あと簡易弾塑性解析というものでございます。2番の適用実績のところを見ていただきますと、表にしておりますけれども、一連の手法につきましても設計・建設規格という中でもう既にエンドースされておる手法でございますけれども、従来、我々としてはここまで精緻な手法は採用しないでいたという状況でございます。ただしながら、今後はやっぱりこういった手法も用いていきながら、設備の裕度を示していくということが必要になってくるかと思いますので、今後の方向性としてこういった手法の適用も考えているということで御紹介させていただきたいと思いました。

3番につきましては、具体的に設計・建設規格のどこにその規定が書いてあるかということの詳細でございますので、ここでの説明は割愛させていただきますが、いずれこういった手法の適用も考えているということでの御説明でございます。

簡単ですけど、以上で説明を終わります。

○東北電力（広谷） 説明、ちょっと一旦ここで切らせていただいてもよろしいでしょうか。

○更田委員 村上さん。

○村上審査官 規制庁、村上です。

まず、その資料1-2のこの概略工程という絵を示していただいています。それで、この上の工程のところには時間軸がないんですけれども、これはまだお決まりになってないということなのかもしれませんが、概ね大体どの時点で、ちょっと資料がおそろいになるのかわって、目途というか、その辺がちょっと知りたいんですけれども、いかがでしょうか。

○東北電力（平川） 東北電力の平川です。概略工程は一応お示しさせていただきますけれども、なかなか具体的な期間というのが我々だけで決めるわけにはいきませんので、我々のイメージとしてこれはちょっとつけさせていただきます。そういったことで、一応ここには論点として幾つか上げさせていただきますけれども、中身につきましては先行機で

既に議論されているものとほぼ中身は同等というものも多く含まれておりますので、そういったものは同時並行的に審査をしていただくのがいいのではないかなという思いもありまして、そういったものは工程としてダブった時期でよろしいんじゃないかな、そういった思いもありまして、これを引かせていただいております。

また、そういう意味では、具体的にこの期間でどれぐらいかというのはなかなか決めにくいのですが、どちらかといいますと、こういった順序で各項目を説明させていただければやりやすいのではないかなということでお示しさせていただいております。以上でございます。

○村上審査官 規制庁、村上です。わかりました。

それで、もう1点、最後に御説明いただいたこの極限解析という評価があって、で、これ最初の1-2の資料でいうと、これ機器・配管系のところに該当しますね。

○東北電力（平川） 平川です。おっしゃるとおり、適用するときにはこの1ページにあります既工認からの変更点のところの機器・配管系のところに入ってくる可能性があるものというふうに認識しております。

○村上審査官 規制庁、村上です。先ほどおっしゃっていた、これは採用についてまだ決めかねているとおっしゃっている意味は、要は基準地震動とそれによる建屋の応答が決まって、機器への影響の程度が見積もられた時点で大体これを採用するかしないかというのは決まってくるという意味でよろしいですか。

○東北電力（平川） 現状、我々の位置づけとしましては、基準地震動が正式にはまだ決まってないという位置づけですので、それは決まった後に最終的に設備の評価を確認しまして、その適用をするかしないかというのは決めていきたいと思っております。

○村上審査官 はい、理解しました。

○江崎審査官 規制庁、江崎です。今の極限解析に関するものですが、いわゆるここは、多分2ページの一番下の表ですか、ここに関係してくるんだらうと私は思っているんですが、それで相違ないでしょうか。

○東北電力（平川） 確かに2ページの一番下、設備への影響を一応お示しするというところでここに記載しておりますけれども、この中では、先ほど申しましたとおり、最終的にはSsまだ決まっておりませんので、この時点でこれを含んだ御説明になるかどうかというのちょっとまだ決まってないという状況でございます。

○江崎審査官 規制庁の江崎です。それとともに、先ほどの説明では、一応建設規格にの

っとして極限解析は進めていくというお話だったんですが、それとともに、極限解析の話ですね。これに関しては妥当性はある程度、建設規格のものを使うってことで認められているということは我々としても承知しているんですけども、これは実機への適用性という観点でまだ確認はしていく必要があるとは思っていますね。それは先行サイトも同様にやっていたし、そういうことは今後考えられることなんですけども、それについての準備状況はどうされて、どういう状況なのか、どういうような取組をなさろうとしているのかというアウトラインを説明していただけますでしょうか。

○東北電力（平川） 平川でございます。

おっしゃるとおり、これに関しましては、設計・建設規格というところにはもう既に入っているものではございますけども、その中で今回我々が説明しよういたします設備に関して、それ適用していいという、適用性の説明については必要だと考えておりますので、それにつきましても実際適用に当たるときにあわせてこういう理由でこれは適用できるんだという説明は丁寧にさせていただきたいと思っております。

○江寄審査官 審査官の江寄ですけども、先行例でいえば、適用性に関してやっぱり実機ではないですけども、それを真似た、模擬した模型実験等とその解析との照合をもってその適用性、例えば、モデルのメッシュの分割とか、それに使う非線形のコウセイソク、そういうものの適用性等を確認していったと思うんですけども、その辺の準備というのは考えられているのでしょうか。

○東北電力（平川） 平川でございます。具体的には実際適用に当たりまして、どこまでそういった規格の中身以外に実際にそれプラスアルファでそういった今おっしゃったような実験的な確認ですか、必要になるかというのは、まだちょっと我々としましては実際適用をどこまでするかというのは決めかねておりますので、それは一応基準地震動なりを見極めまして、これから判断をしていきたいというふうに考えております。

○江寄審査官 要は計画が、方針が決まったらまた説明いただければと思います。以上です。

○東北電力（平川） 承知いたしました。

○更田委員 関連でいいですか。

この手法を採用するかどうかという、決めていない時点の話ではありますけれども、想定するハザードが大きさによって設備の耐震性を、例えば、向上させるというのだったら極めてわかりやすいけれども、想定するハザードがかわってきたら評価方法をかえますと

いうところには十分な説明が必要で、これはもう先行の審査のやりとりで十分御理解いただいているものとは思いますが、手法をかえることが精度を上げることによってともとの評価のばらつき部分が縮まったから、裕度は同じように保たれているということがきちんと示されてなきゃいけないので、適用性だけじゃなくて、裕度が維持されているということを十分に説明していただきたいというのが一つと、それから、これは先行で随分やりとりをしましたが、従来手法の評価結果を示すおつもりがあるかどうか。

例えば、従来手法をとったときに今回のハザードだと従来手法をとっちゃうとこの機器はアウトになるけれども、しかしながら、それは手法に積み上げられたモデルであるとか、個々の評価の段階での保守性の積み上げのものによって、いってみれば評価、大きな幅を持っていたからアウトになっているんだと。その幅を今回の手法では縮めたから、裕度は維持したまんまセーフになるんだという説明だったら、これはわかりやすいんだけど、従来手法での結果がわかりませんと。今回のハザードで従来手法の結果を適用してみるとわかりませんと。しかしながら、マージンは十分に維持されます、されていますという説明を重ねられると、不可能ではないかもしれないけど、極めて遠回りの長時間を費やした議論になるんだと思うんですけども、たとえアウトであろうがなかろうが、従来手法での評価結果というのをお示しになる気はおありですか。

○東北電力（平川） 平川でございます。当然、我々としましては、まず最初の段階では従来手法でどうなるかという確認をいたしますので、必要があればそういったものをお見せすることは十分できると思っております。

○更田委員 ぜひ、当然そのほうが議論がストレートになりますので、ぜひ御検討いただきたいと思います。

川崎さん。

○川崎課長補佐 規制庁、川崎です。先ほどちょっとまだ適用する手法を決めかねているというお話なんですけれども、これは先行の審査もよく見ていただきたいというのは、いざ何かこう始まったときに、こういうふうに決まったのでまだこれから検討しますなんてことにならないように、常に選択肢は複数を考えつつ資料を準備していかないと、始まったとしてもスタックするだけのようには聞こえたんですよね。

なので、そこはちゃんとどんなケースになっても対応できるようにちゃんと資料のほうは準備しないと、何のためにこういう今後の、どういうふうにやりますというのを説明していいのかよくわかんなくなっちゃうんで、それだけは十分注意して、何か一つの手法に

こだわり過ぎてそれだけをやって、そのほか、じゃあ、全然その説明が通らないときのことを考えてないというふうに陥らないようにしていただきたいと思いますので、そこはお願いします。

○東北電力（増子） 東北電力、増子でございます。全くそのとおりだと思っておりまして、いろんな選択肢について準備しながら、御説明させていただきたいと思います。よろしくお願いたします。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。同じ箇所、極限解析、簡易弾塑性解析の箇所ですけれども、これ先行事例とかでいろいろ苦労しているところはあるんですけれども、今、設置許可に係る審査で基本設計ないし基本的設計方針を審査しています。で、それでこういったところに踏み込んで議論する意味というのは、設計方針にはねる部分はちゃんと見るといことと、それから、それは構造規制の見通しを得て、かつそれが基本設計ないしは基本的設計方針にどういうふうに反映されるか、反映する必要があるかも含めて、それを見ていくためにやりますので、そういう意味で設置許可の段階でどこまで何を示すのか、それをちゃんとイメージした上で、これまでの審査も参考に検討していただきたいと思ます。以上です。

○東北電力（平川） 東北電力でございます。了解いたしました。そういった説明をさせていただきたいと思ます。

○更田委員 まだまだこれからですけども、実態としては工認と大分重ねないとだめなんじゃないですかね。工認で聞くべきところをきちんと聞いて確認した上でないと、なかなか許可の範囲を判断が下しにくいんじゃないかというように思ます。先行の事例でもありましたけども。

ほかにありますか。いいですか。では、続けてください。

○東北電力（広谷） それでは、資料1-3、1-4につきまして御説明させていただきたいと思ます。東北電力、広谷です。今回、女川2号機の原子炉建屋の東北地方太平洋沖地震等による構造的影響評価ということについて御説明させていただきます。

資料ですけど、1-3がその全体概要をフロー図にしたものでございます。1-4は少し厚い資料になっておりますけども、1-4のうちメイン資料、全ての概略版とダイジェスト版として作成しています資料が1ページから75ページまでございます。そのほかに添付資料としまして、添付1から添付8までですね、少し厚い資料になりますけども、各いろいろな解析とか、あと点検結果についてはそれぞれ添付にまとめてございます。そういう構成になっ

ております。

改めて、資料の1-3、A3の資料に基づきまして今回の構造的影響フローの概略について、御説明させていただきたいと思っております。

前回、説明しておりました、点検なり解析的評価もそうですけども、点検の網羅性、代表性、そういったものを考慮した評価について説明してくださいというお話がございましたので、今回改めて代表性、網羅性も考慮した点検解析評価という形で少し整理してきてございます。

大きく鉄筋コンクリート部材と屋根トラスに分けてございます。点検をやるに当たりましては、当然、構造設計上の特徴を踏まえた解析なり点検が必要でございますので、鉄筋コンクリート部材のまず構造の設計上の特徴について簡単にここにまとめたのを記載してございます。基本的に、例えば、地震力は全て耐震壁で負担している設計にしていると。弾性用の地震力に対しましては、全て鉄筋でさらに負担しているというような設計を行ってございます。

一方、フレーム(柱・梁)につきましては、あくまで耐震壁の変形に対する変形追従部材として設計しておりました、基本的には耐震要素としては無視した設計と。あと、床、小梁につきましては、機器荷重などの長期荷重に対しまして設計しておりました、長期荷重が支配的な部材だという位置づけで設計しております。あと、基礎版については、長期荷重に加えまして、上部構造物からの地震荷重を組み合わせた評価を実施しているという形です。

そういった特徴を踏まえまして、代表性・網羅性を考慮した点検解析ということで、ブルーのところ、ここは我々基本評価と呼んでいますけど、まずブルーのところを実施したという形です。点検としましては、耐震壁の点検という形で、建屋の構造的影響評価のための点検では、基本的には水平地震力を負担する全ての耐震壁を対象に実施すると。解析のほうも同じように一次系の質点系モデルをベースにしまして、その耐震壁の評価をするという形です。

これらにつきましては、1月の17の審査会合で示してございますけども、今回、さらに詳細モデルという形で図の左下にありますオペフロ上部につきましては前回も御説明しましたが、やはり一番裕度が少ないというところもありまして、より健全性につきましてオペフロ上部につきましてシミュレーション解析モデルの詳細、非線形なモデルをつくりまして、健全性について検討したというものでございます。

鉄筋コンクリート部材につきまして、今度黄色の部分になりますけども、今回、代表性・網羅性を考慮しまして、追加の検討、追加の点検等をやっております。ここの部分は追加評価と呼んでございます。1つが解析的には点検が困難な耐震壁に関する評価という形で全ての部材ですね、をモデル化したFEM解析、真ん中の下にはございますけども、こういった立体モデルの解析を通じまして、点検が困難な箇所の耐震壁に関する評価を行っているという形です。

それと、耐震壁以外の部材、床スラブ、そういったものもモデル化しておりますので、そういったものについてもこの3次元FEM解析でまずは解析的にどういった状態にあるのか、鉄筋がコクしてないのかどうかというのをまず検討するという形です。

それを踏まえまして、解析結果も踏まえて、耐震壁の開口部周り等に関する点検とか、耐震壁以外の部材の点検評価という形で追加の点検も今回やったという形です。それについてお示ししております。

それとあと、この3次元立体FEMモデルですけども、全体FEMモデルですけども、やはり基本的には既に基本評価で行っています耐震壁のひび割れ分布等々、整合していることをまず確認した上で使うというのが基本になりますので、ピンクの部分になりますけども、調査結果と解析結果の整合性確認というのもまずやった上で黄色い部分に進めていくということをしてございます。

そういったことを踏まえまして、鉄筋コンクリート部材につきましては総合評価という形で、点検した結果から建屋が弾性設計用地震動に対する設計、いわゆる許容応力度設計範囲内であったかどうかを確認すると。具体的には、後ほどもう少し詳しく説明しますが、鉄筋が健全であったかどうかというのを確認したというものでございます。

一方、屋根トラスのほうですけども、こちらにつきましてはブルー系のところが基本評価になりますけども、基本的には全ての部材を点検しておりますし、また解析的検討も右下にありますような3次元立体架構モデルについて検討していますので、その解析結果から健全性、あとは今の状態がどうなのかというのを確認しておりますので、それを御説明させていただきたいと思っております。

ブルーのところ、屋根トラスの点検につきましては、1月の審査会合で御説明しておりますけども、今回、右下の立体架構モデルにつきましては新たに今回取り入れた資料になります。

あと、フロー図のところどころにピンクで添付資料名が記載してございますけど、こち

らが先ほど申しました添付1から添付8、こういったところに記載されているかというのを念のために記載してございます。

じゃあ、それでは具体的に資料1-4のほうから検討、原子炉建屋の構造的影響評価についてという形で御説明させていただきたいと思います。

1ページ、目次でございませうけども、構成としましては最初、構造的影響評価の概要をお示した上で、まずは鉄筋コンクリート部材についての構造的影響評価、先ほど申しましたように、基本評価と追加評価という形で分けて記載してございます。めくっていただきまして2ページですけど、2ページに屋根トラスの構造的影響評価、そういったものを踏まえまして、最終的に構造的影響評価のまとめというほうで取りまとめております。

添付1から添付8、それぞれの解析とか点検、追加評価に係る点検等につきましては、こういった当初より少し丁寧に記載しているというものでございます。

3ページから地震による構造的影響評価の概要です。

4ページですけども、構造的影響評価の目的、繰り返しになりますけども、前回の430回審査会合におきまして、私ども初期剛性が設計評価よりも少し低下しているということを確認してございます。設計で想定している地震のレベルに応じた初期剛性低下量よりもさらに低下している原因を特定して、その要因を踏まえて基準地震動 S_s に対する地震応答解析モデルを構築する必要があるため、初期剛性低下の要因として耐震壁等の構造的損傷や支持地盤の剛性低下が関与しているかどうかについて検討したというのがこの中身になります。

評価対象箇所、先ほどフロー図で御説明しましたけど、構造的特徴を踏まえまして、まずは耐震壁を基本評価、その他の部材について追加評価という形でやっているというのを、またここで、文章で改めて記載してございます。

続きまして、5ページですけども、5ページのほうは構造的影響評価の確認項目と申しますか、最終的にはどういう状態かどうかを確認するかということの考え方を少しまとめています。まず、女川2号機、古い指針で設計をやっておりますけども、当時、弾性設計用地震動、基準地震動 S_1 並びに $3.0C_i$ というものもありますけども、 S_1 に対する設計についてどのようなことをやっていたかというのを上の四角に書いています。女川2号炉につきましては、建築基準法における許容応力度設計というのをやっております。建築基準法における地震力に対する許容応力度設計ですけども、こちらはコンクリートのひび割れとか剛性低下等を部分的に認めながら、計算した応力が鉄筋などの許容応力度を越えないことを

求めているというのが特徴になります。

一番下に鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説の2010日本建築学会に本規準における許容応力度の意味というのが記載されていまして、少し抜粋してきております。本規準ではという形で書いておりますけども、長期、短期の応力度を設定したいいわゆる許容応力度設計の形としておりまして、与えられた荷重・外力に基づき、弾性体と見直した部材の剛性に従って、場合によってはコンクリートのひび割れやコンクリートの非弾性ひずみを考慮した剛性低下、そういったものを認めながら応力計算を行って、最終的にはその得られた応力による部材各部の応力度が対応する各種の許容応力度を越えないように寸法だったり鉄筋量だったりを決めていくというのが、許容応力度の考え方になります。

上のほう戻っていきまして、最初の四角の3つ目の丸ですけども、女川2号炉の耐震設計では、水平地震力は、先ほども申しましたように、全て耐震壁に負担させています。特に S_1 によって発生する耐震壁のせん断応力では、全て鉄筋で負担するように鉄筋量を決定しています。コンクリートの圧縮強度とかそういったものは一切期待してないということです。

そういったことを踏まえまして、今回、構造的影響評価の確認項目としましては、地震力を負担する耐震壁が $S1$ に対する設計と同等の状態、耐震壁の鉄筋が損傷を受けていないかどうかというのを中心に確認するということです。具体的には、許容応力度設計ではコンクリートひび割れ発生を許容しているわけですけども、鉄筋損傷を示唆するような過度なひび割れ、後ほど説明しますが、 1mm を超えるようなひび割れがないかどうかというのを点検方確認するというのと、あと解析的検討から鉄筋が損傷していないことを確認するというのを具体的な確認項目として行ってございます。

続きまして、6ページ以降、鉄筋コンクリート部材の構造的影響評価についてですけども、8ページになりますけど、こちらは先ほどのフロー図の再掲になります。基本的にはブルーの基本評価と黄色の追加評価で、ピンクのところは3次元FEMの耐震壁のひび割れ分布との整合性確認、そういったのを踏まえてやっていくというのを記載しております。

続きまして、基本評価になります。10ページから基本評価に係る点検を記載しております。こちらの資料につきましては、今年1月27日の第430回で説明した内容のことの再掲になっておりますので、少し説明を簡略化しますが、10ページにはもともと指示文書に基づいた点検計画に基づいてこの部分はやっておりますけども、そのこの計画に基づいた調査結果に基づいて、今回、改めて少し点検結果は取りまとめたというものです。

11ページに点検方法及び判定基準云々記載してございます。今回、指摘事項としまして、具体的な調査方法、例えば、塗装の処理云々とかどうやっているのかというような指摘を受けています。少し11ページで記載してありますのは、ぽつ印のところで、まず耐震壁につきましてはひび割れの特徴ですね、せん断力によるひび割れが出てきますので、斜め45度に発生する、あと一様に分布する、そういった特徴も考慮しまして、基本的には壁の調査としては下部ですね。ひび割れの点検が容易で幅の測定なんかも容易な下部を中心にやっております。

具体的にひび割れの写真等がございまして、ちょっと添付資料になるんですけども、添付2-17ページを御覧になっていただきたいと思っております。添付2-17ページですけども、鉄筋コンクリート躯体のひび割れの例という形で、ちょっと写真今回載せてきてございます。基本的には下部をやっております、こういった意味で塗装が少し、当然塗られるところもありますけども、ちょっと写真ではひび割れの幅があまりにもちょっと小さいので写りが悪いですけども、私ども、こういったところに、もう実際ひび割れのすぐ上に整理番号とかうって記載しながら点検をして、取りまとめているというのが状況になります。

メイン資料の11ページのほうに戻っていただきまして、ただし、前回も御説明しましたけども、オペフロより上部につきましては非常にひび割れが多いと。で、内側は、あそこはデッキプレートとか工事用の仮設材が張りつけられていますので、やはり外側から点検するしかない。一方、外側は防水塗装が施されていますので、それだと見えないということで、オペフロから上部につきましては、防水塗装を剥がして足場を設けて全ての下から上まで点検したというのが今回の点検の特徴になってございます。

12ページ以降は前回、追加といいますか、1月の審査会合で示した資料の再掲になっておりますので、この辺は省略させていただきます。

15ページ、点検結果の一部、あと16ページ、オペフロ上部の点検結果、これも前回示しておりますけども、オペフロ上部が非常にたくさんひび割れがあったという特徴を有しているということです。ただし、1mm以上のひび割れは確認されなかったというのは前回御説明させていただいているところでございます。

17ページがそのまとめで1mm以上ないということですけども、18ページからは基本解析に関連する解析的検討ですね。まずは点検モデルを用いたシミュレーション解析をやってございます。これも430回、1月27日に御説明してございますけども、当時も鉄筋と発生する応力と弾性限耐力から今回、失礼――質点系モデルから層ごとに比較したせん断力と弾性

限耐力、鉄筋の配筋量で負担できる応力の比較で、弾性範囲だと思っております説明しておりますけども、今回はさらに少し軸ごとに分けたり、あとさらにオペフロにつきましては詳細検討をやった結果も踏まえて、再度、少し細かいところまで検討を行ってまいります。

19ページ、20ページは質点系モデルによるシミュレーションです。これは前回御説明した内容になります。

21ページ、参考はこちらをつけてございますけども、もともと工認、既工認モデルをベースにシミュレーションをやりまして、それを踏まえて少し剛性とか減衰をチューニングして、最終的にシミュレーションモデルを決めております。その前後の例を少しサンプル的に記載してございますけども、例えば、1階と3階の例、記載しております。左の既工認モデルですと黒い解析結果がやはり少し左側といいますか、短周期側に寄っておりますけども、減衰とか剛性をチューニングしますと右のようにシミュレーション上は合ってくるという形です。

22、23ページはその他のフロアも含めて4月7日も、あ、3月11日について示しております。これも前回お示したのになっております。整合性を確認するってことです。

24ページは加速度分布、これも前回御説明しています。

25ページ、ちょっと今回新たにつけておりますけども、加速度分布のほかに一応変位した場合の整合性も観測記録と解析結果が整合しているというのを25ページに示してございます。

あと26ページが、これも前回説明しております。各階ごとのせん断力ですね、が各階ごとの鉄筋、耐震壁の鉄筋と比べて下回っているというのを確認したというものです。

今回、27ページのほうにさらに少し詳細な検討という形で、各階の軸ごとの、耐震壁の軸ごと、具体的に、例えば、20ページ等見ていただくとおわかりになると思うんですけども、原子力建屋のモデルは多軸になっております。例えば、25ページは5つの軸でやっておりますけども、こういった軸ごとにどういう状況になっているのかというのをさらに詳しく書いたのが27ページであります。27ページ、軸ごとに見ていっていきましてもオペフロ上がやはり厳しい結果にはなる、裕度が若干少ないですけども、その他の階は十分、鉄筋でもつ応力より下回っているというのを確認できてございます。

あと今回参考に、ベースシャー、建屋が受けた地震力の総力に大体該当すると思っておりますけど、ベースシャーというのを参考に記載しておりますして、我々S1設計のときに用いたペ

ースシャーと今回の3月11日、4月7日はどの程度なのかというのを参考に記載しております。3月11日の地震ですと約0.9倍という形でほぼS1並みのベースシャー、地震の総力としては同じぐらいの地震力を受けたという結果になってございます。

28ページは片方のEW方向、こちらは軸が少し多いので6軸を書いてございますけども、せん断力と弾性限耐力の関係につきましてはNS方向と同じで、鉄筋のものにおさまっているという形です。あと、ベースシャーも参考に書いておりまして、3月11の地震ですと1.1という形でS1より若干大きいぐらいの総力、地震力を受けたという状況になってございます。

続きまして、29ページですけども、これも基本的には前回お示ししておりますけど、どのくらい変形しているのかというのを折れ線グラフ等で、スケルトン状で示したというものです。参考に、四角の下に、耐震壁の応答はオペフロ下部は最大でひび割れ発生時の目安値、今回ちょっとこれをつけさせていただいております、概ねその程度であったという形です。この目安値と申しますのは、昔の鉄筋コンクリート構造計算規準1999とかそういったものを書いてあったんですけども、過去の耐震実験結果を並べてみますと、せん断変形角が $0.2\sim 0.3\times 10^{-3}$ rad程度となりますと、大体最初のひび割れが発生するというのがまとめられておりまして、大体そのぐらいの応力状態にあったと、変形状態にあったというのがスケルトン上からは読み取れると思っております。

30ページは同じようにEW方向ですけども、こちらと同じような特徴でして、オペフロ下ですと0.2~0.3ぐらいの、最初のひび割れが入るぐらいの変形状態だったというのが確認できるかと思えます。

31ページ、これも今回新たにつけましたけども、接地圧がどうだったのか、支持地盤に対して十分応答値が小さかったかどうかという確認でして、最大接地圧は3月11の地震のほうになりますけど、1.2N、それに対しまして短期許容支持力が9.1Nという形で十分小さいと。硬質岩盤ですので、全然問題、剛性低下等の問題になるようなレベルではないというのを確認しております。

あと、それと接地率も参考に計算しておりますけども、EW方向の94.3%、3月11地震に対するのが最も小さいという形で、そのほかは100%というような計算、結果になってございます。

そういうことで、いわゆる質点系モデル、設計で用いているようなモデルからは基本的には耐震壁の鉄筋は健全であったというような評価を得ております。

32ページ、今回新たにつけましたけども、オペフロ上ですね。こちらにつきましては若干余裕が少ないということで、弾塑性解析を用いまして3次元のFEMの非線形解析ですね、を用いまして、鉄筋の健全性を検討しております。モデルはここに書いていますように、鉄筋コンクリート部材の非線形をコンクリートに発生するひび割れに応じて、コンクリートの構成則に非線形特性を考慮した分散ひび割れモデル、前川モデルというものを使っておりまして、これに基づいた解析をやっているというものです。

あと33ページ、このシミュレーションに当たりまして、一つ変形がどうだったのかというのとのシミュレーションの検討を行っています。33ページに記載してありますのは、私どもも2005年8月16日の宮城県沖地震を受けておりまして、その際にはオペフロ上部のシミュレーションをいろいろやっていたわけですが、やはりオペフロ上部というのは非常に耐震壁が薄くて広い空間だということもあって、なかなか地震計ですとローカルな揺れなんかも拾って、なかなか変形を適切に評価するにはちょっと難しいかなと思っておりました。やはりオペフロ上部の振動特性の評価というのは、やはりあともう一步で非常に余裕が少ないってことを大体解析からわかっていましたので、ここの精度が大事だなと思っていて、もっと直に変形ははかれないかという形で、我々、研究開発に取り組んで、ワイヤーと変形をあわせたような形で直接変形をはかるようなシステムを開発しております。2005年以降、研究開発、東北大学に振動台実験なんかお願いしまして研究開発した上で、2009年12月から2号機のオペフロ上にこういった、右下にありますような変位計システムを設置しておりました。こういった記録がとれましたので、私ども、今回このシミュレーション解析に当たりまして、これとの整合性検討というのもやっております。

34ページはそのシミュレーションの結果ですけども、上のほうはまず地震計、強震計の記録との整合性検討でして、参考に線形の場合の解析結果も書いておりますけども、黒い実線の観測記録と赤の非線形の解析結果というのは概ね整合していると。一方、下のほうはいわゆる変位計測システムですけども、これとの波形の整合性という形でも整合している解析結果が得られるというのを確認しております。

35ページがその結果に基づきまして、ひずみ分布がどうなっているかというのを書いてございます。グリーンが大体800 μ ぐらいになります。最大ひずみですと676 μ というのが最大になりますけど、降伏ひずみ1,680 μ 、これは使用鉄筋がSD35というか、今の規格ですとSD345になりますけど、その辺から求めた降伏ひずみになりますけども、それを十分下回ったというのを確認しております。そういったことから、オペフロ上部は詳細解析

を含めましても鉄筋の健全性というのは確認されたというふうに考えてございます。

36ページは今の答え書いていまして、37ページが基本評価の総合評価、今まで御説明した内容を再掲してございますけども、総合評価のそこだけ、下だけ読ませていただきますと、耐震壁の点検、解析結果の両面から、地震に対して建屋の鉄筋コンクリート部材は弾性設計用 S_1 に対する許容応力度設計の範囲内であることが確認されたと。支持地盤についても発生する接地圧は十分小さく、剛性低下を来すレベルではないというのを確認してございます。

続きまして、38ページからは3次元FEMをモデルとした検討になりますけども、まずは基本評価におけるひび割れ分布と解析結果が整合するかということについて、まず3番で検討してございます。

39ページになりますけども、モデルの概要になります。建屋全体3次元平面モデルシミュレーション解析という形で、下の図のようなモデルをつくりまして、初期剛性や減衰などをチューニングしながら、観測記録と整合するモデルをつくったというものです。

具体的に40ページにそういったモデル化の範囲とか地盤バネの扱い、あとコンクリートの剛性とか建屋減衰をどうしたかというのを40ページに記載してございます。

41ページからは解析結果の一例になりますけども、3月11日のシミュレーション解析になります。41ページがNS方向、42ページがEW方向になりますけども、観測記録の特徴を捉えてあるというものになってございます。

43ページからはひび割れ分布と解析結果の整合性確認という形で主要な結果をピックアップしておりますけども、具体的には添付6の資料の2-16ページを御覧になっていただき、添付6-2-16ページです。ここから解析結果でどこにひずみが大きかったか、どうかというのを色で記入した図を記載してございます。

参考じゃないほうですね。添付の6-2-16ページになります。

ここから建屋全体とか、あと建屋を輪切りにしたような形でせん断、ひずみは同だったかというのを各階ごとに示してございます。6-2-16ページは全体を、3月11と4月7日ですね。北東面から見た場合と南西面から見た場合という形で示しておりまして、例えば、オペフロ上が非常に色が寒色系から暖色系に変わっているというのを御確認いただければと思います。

その次のページ、6-2-18ページ以降から、今度はマツの上、下のほうから順次上の階のほうに輪切りにしたコンター図をずっと記載しているというのが御確認いただけるかと

思います。

……いただけますと、やっぱりオペフロ上が緑系とか少しひずみは大きいんですけども、オペフロから下はさほど大きくない。ただ、部分的にはやはり開口部付近なんかで若干色の薄いところがございますけども、概ねブルー系に近いと。あと床スラブなんかは大体ブルー系になっているというのを御確認いただけるかなと思っております。

あと、基礎版について後ほど説明しますが、6-2-32ページには基礎版のひずみコンター図を記載してございます。基本的にはやはりひずみが非常に小さいという形です。

あと6-2-33ページですね。こちらのほうは、今までは面内せん断ひずみという形で示しておりますけども、基礎マットにつきましては面外せん断……に対しても設計を行っておりますので、面外せん断について記載しております。ただ、こちらの面外せん断については、ひずみじゃなくて、応力に対して設計をやっているということもありまして、こちら応力で示しております。ですので、少し緑系が多いのは1Nに近いということなんですけども、後ほど御説明しますが、鉄筋コンクリートの、特に基礎版につきましては1.22Nまではコンクリートで負担できるという設計しておりますので、基本的には問題ないような状況になっています。といったものを記載しております。

それと、その後参考資料という形で添付6-4-1の次のページに参考資料、3次元FEM等価線形モデルによるシミュレーション解析と点検結果の比較という形で、点検結果に対して解析結果がどう対応しているのかというのを下の階から順次示して、整理しているのもございます。こういった形で、解析結果と点検結果がどうなっているかというのも順次示してございますので、御確認いただければと思っております。

メイン資料のほう、43ページのほう戻っていただきますと、43ページは、先ほども示しておりましたけども、オペフロ上というのは非常にひび割れが多い箇所になりますけども、44ページにその解析結果示しますと、やはり少し暖色系のものが入っていると。45ページは今度短辺方向、オペフロ上になりますけども、こちらも非常に細かいひび割れがたくさん入っておりますけども、46ページの解析結果ではやはり暖色系になっているという状況と整合しているというものです。

47ページは今度、下の階になりますけども、代表例として示しておりますけども、ブルー系のところにつきましてはあまりひび割れが少ないと。

48ページの右側にひび割れ発生の目安値、先ほどRC規準に書いてある目安値というのを御紹介しましたけども、それ相当の値という形で捉えますと、ここが、この色付近がひび

割れ発生の目安値になりまして、大体ひび割れ発生の目安値程度の色になっているのかなというふうに思っています。

ということで、49ページですけれども、そういったことで建屋3次元FEMモデル、観測記録と整合しているモデルをつくって、ひび割れ分布と概ね整合しているというのを確認しておりまして、それに基づきまして次ページ以降、その他の部材の影響評価というのをやっております。

続きまして50ページ、ここからが追加評価がありまして、今御説明しました3次元FEMモデルでまず健全性がどうなのかというのを51ページに示してございます。せん断ひずみ分布のまず傾向を下に取りまとめて書いてございますけれども、解析結果による耐震壁のせん断ひずみは最大でもオペフロ上部において 0.83×10^{-3} 程度であったということです。オペフロ上部を除きますと、部分的に耐震壁の一部でせん断ひび割れの目安値を超える箇所があるんですけれども、最大でもオペフロ上部のひずみの半分程度になっております。耐震壁で周囲に比べ、部分的にせん断ひび割れの目安値を超えている箇所としてはベント管周りなんかがあります。ベント管周りですと、右上の図で真ん中にシェル壁のところがありますけど、丸い開口部ですね。こういったところは少し色が薄いという感じはします。あと、床スラブせん断ひずみは開口部付近で部分的にせん断ひび割れの目安値を超えている箇所ありますけれども、もう大部分は目安値以下でしたということです。

そういった観点から踏まえますと、鉄筋の健全性という観点からしますと、オペフロ上部は非常にひずみが大きいんですけれども、先ほど御説明しました詳細解析で問題ないことを示しております。そのほかのフローにつきましては、やはりひび割れ発生の目安程度のひび割れだというのがほとんどだということも踏まえますと、鉄筋が損傷を受けるような程度のものではないというのはこの解析からも伺われるというふうに思っております。

そういった3次元FEM解析結果の傾向があるんですけれども、それに基づきまして追加点検という形で52ページに点検について記載しております。3次元FEMは結果も踏まえて以下の3点について点検しております。

まず1つはオペフロ上部の柱です。フレーム部材は基本的には耐震壁の変形に追従する部材として設計しておりまして、地震力は負担してないと。また、3次元FEM解析でもオペフロ下部では特に大きなひずみは得られてないんですけれども、そういうことも踏まえまして、代表的に変形の大いオペフロ上部の柱について点検結果を取りまとめてございます。

あとはシェル壁ベント管開口部周りですけれども、少し開口部ですと暖色系になるという

ことで、耐震壁の点検はそのひび割れ分布の特徴を踏まえ、下部を中心にやっているんですけども、耐震壁の上部に位置するベント管周り開口部について、3次元FEM解析の結果を踏まえて念のため点検をやったということです。

あと基礎版につきましても地震荷重を考慮しているという形で設計をやっておりまして、健全と確認されましたが、念のため点検を行っています。

53ページからその点検結果を抜粋しております。53ページはフレーム部材の設計でして、その結果を記載しております。地震により発生したと考えられるひび割れは認められなかったというのは結果になります。

54ページはベント管周りになります。こちらのほうも点検を行った結果、地震によるひび割れというのはちょっと確認されなかったという状況です。

あと55ページは基礎版になりますけども、こちらにつきましては左側下のほうにありますように、少しグリーン系の0.3mm以上のクラックが上側と左側に少し偏在して認められます。これに関しましては、我々解析結果とか応力コンター図、そういったものと比較しても偏在しているという形で全く整合しておりませんし、それと、点検結果で全然応力が示されて、ひずみが、ひび割れが示されていないといったところが地震前に補修やったところと整合していますので、これらはそういった観点からしますと地震によるひび割れではなくて、乾燥収縮等によるひび割れであるというふうに判断しておりまして、地震によるひび割れは確認されなかったという形です。

56ページ、追加評価の総合評価という形で、今また御説明した内容を再掲してございます。

57ページからコンクリート部材の構造的影響総合評価になりますけども、58ページに記載しております基本評価と追加評価を踏まえまして、鉄筋コンクリート部材の総合評価になりますけども、耐震壁の点検、解析結果の両面から、3月11日、4月の地震に対して建屋の鉄筋コンクリート部材は弾性設計用地震動に対する許容応力度設計の範囲内であると。支持地盤についても十分小さいというのが確認できたという形になります。

続きまして、59ページからは屋根トラスの構造的影響評価です。こちらにつきましては点検と解析、両方ありますけども、点検につきましては前回の審査会合でお示ししております。

61ページは、先ほどのフロー図を記載しておりまして、点検については前回の審査会合資料を再掲しております。

62ページ、63ページ、64ページ等は前回御説明しておりまして、65ページ、これも前回お示ししておりますけれども、特徴としましては、地震力を負担する主トラスには被害がなかったと。サブトラスに1カ所、JASSの6の曲がりの許容値以内ではあるんですけども、変形が認められたという……です。これは写真としましては、添付2-74ページにちょっと御覧になっていただきたいと思いますけれども、添付2-74ページ、サブトラス斜材の8mm変形という形でこういった変形が認められております。ただ、10mmまでいってないという形で許容値以上にはなってないんですけども、こういったサブトラスですね、地震力を負担しないサブトラスにこういった被害も少し認められたという状況です。

戻っていただきまして、66ページになりますけれども、主トラスとサブトラスの関係図とか参考に記載しております。

67ページからは今回新たにつけました屋根トラスの構造的影響評価という形で、解析結果を示しています。

68ページに示していますような3次元立体加工モデルを行いまして、シミュレーションを踏まえた上で鉄骨の健全性検討をやっているという形です。

69ページは観測記録との整合性検討になります。

70ページがメイントラスの検定比ですね。発生応力度と許容応力度の比較、あと塑性率の比較、そういったものを載せておりまして、1.0以下であるというのを確認しているという状況になります。

あと、添付資料のほうにはサブトラスの被害状況の確認も載せておりまして、サブトラスの被害状況との整合性なんかも概ね整合しているというのは、ちょっと説明は省略しますけれども、確認しているという状況です。

屋根トラスのそういった意味で総合評価、71ページ、72ページ、記載しておりますけれども、主トラスは健全性について確認できたという形です。ただ、サブトラスとか、あと高力ボルト、サブトラスの高力ボルトの緩みとかありましたので、そういったものは交換するというのを記載してございます。

74ページは地震による構造的影響評価のまとめであります。今回の調査、解析では、鉄筋コンクリート部材、屋根トラスとも、鉄筋コンクリート部材は何回も言いますように許容応力度設計の範囲内だったと。あと地盤も十分、支持地盤について接地圧は十分小さかったと、主トラスの健全性についても確認したという形で、その評価としては初期剛性低下の要因としては少なくともこういった支持地盤とか構造的損傷が原因ではないというふ

うに判断されると思っております。

今後、その他の候補、材料の特性等について検討した結果を示していきたいというふう
に思っております。

説明は以上でございます。

○更田委員 はい。

○岸野審査官 原子力規制庁の岸野です。点検の網羅性の観点で御説明いただいた件につ
いてちょっと質問をしたいんですけれども、建屋の点検が網羅的に行われているというこ
とについての説明で、耐震壁全てについて点検を行ったという説明があったんですけれど
も、耐震壁以外の壁ですとか床スラブですとか、こういったものについては、一部につい
てはやられている、追加調査、点検をやったという資料の記載がありますけれども、基本
的にはもう耐震壁に絞った点検をやられておりますが、まずその耐震壁に絞って点検を行
ったという考え方について説明していただけますか。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。基本的考えは、資料1-3に記載しております
けれども、もう少し詳しく、添付1のほうに耐震設計の概要という形で構造的特徴を少し詳
しく書いてございます。そちらのほう御覧になっていただきまして、その中の、例えば、添
付1-2-2ページ、御覧ください。原子力発電所の耐震設計におきましては、水平地震力は
全て耐震壁で負担させます。柱とかはりとかその他の部材には一切そういったものを期待
しないと、耐震壁だけで負担させるという形です。剛性の検査は、それも例えば、下の地
震力の上では非常に、せん断力というのが非常に厳しくなるんですけども、それも下に
ありますように t_w 、いわゆる地震の方向と平行する耐震壁に全て持たせるというような設計
をやっておりますので、基本は耐震壁が健全であれば剛性低下を来さないだろうというの
が基本の考えになってございます。そういった意味で、まずは耐震壁を基本的な調査にし
ているという形です。

一方、さらにめくっていただきまして、添付1-5-1ページございますけれども、こちらは、
フレームの設計、柱、梁について記載しております。こちらにつきましては、先ほど言い
ました耐震壁で全て荷重を持たされるんですけども、耐震壁が変形しますので、それに追
従して柱、梁も変形すると。で、それに対して十分な変形能力を有するようという形で
フレームは設計されている形になります。ですので、まず剛性低下という要因の健全性、
点検という形になりますと、やはり耐震壁の点検がまずベースになってくる。地震による
影響評価ということになりますと、耐震壁が評価になるという形になります。

あと参考に、下のほうにRC規準の同解説に書いてあるんですけども、普通、壁と柱、梁、それについてラーメン構造を見た場合、下線を引いている、通常は梁および柱より先に耐震壁の壁板にせん断初ひび割れが発生するということの特徴もありますので、そういった意味ではまず耐震壁を押さえておけばまず大きな逃れはないという形です。我々、最終的に、あと最初に説明しましたとおり、ひび割れ自体について許容応力度設計という形で発生するのを認めておりますので、そういったひび割れの有無という観点よりもまず鉄筋が大丈夫かどうかという観点になりますので、そういった意味ではまずは耐震壁中心の点検をやっているというふうに御理解いただきたいと思います。

あとそれと、ちょっと説明1点忘れていまして、1-2-2ページ、先ほどもう一回戻っていただきますと、ボックス壁の剛性という下のほうを見ていただきますと、せん断剛性につきましては t_w と長さ l で、こちらで全て持ちますという形にしています。一方、曲げにつきましては、ウェブ部分だけじゃなくてフランジの部分も見るとはんですけども、前回質問といたしますか、指摘事項で、壁とスラブの交差部とか、あと壁と壁の交差部、こういったところが弱点にならないのか、そういうところの点検はどうなのかというお話ありましたけども、我々の基本的な設計では、こういった交差部につきましては、梁型、柱型を設けてそこに鉄筋定着をさせるなどしてそこが弱点にならないように、壁内柱、壁内梁等設けたような構造設計にしておりますので、そこが弱点になるということはないと。ならないような設計にしているというのもございます。

そういったことも踏まえまして、基本はまず耐震壁という形でやってございます。以上です。

○岸野審査官 規制庁の岸野です。お考えは理解しました。

一方で、資料の中では3次元のFEMをやって、ひずみ等が発生しやすい箇所をピックアップして、それについての追加点検をやられているわけなんですけれども、そのFEMの結果を見ますと、追加点検をやられてる箇所以外でもひずみがどうやら大きそうだって記載のあるところがありまして、例えば、資料の1-4-51ページの、下の枠の中では、床スラブのせん断ひずみが開口部付近で部分的に大きくなっているというような記載もありますし、またその前のページとかを見ましても、耐震壁でないと思われる壁についても比較的暖色系の色といたしますか、ひずみの大きい箇所がちょろちょろ見受けられる箇所があるんですけども、こういった箇所について追加点検の対象としなかった理由は何でしょうか。教えてください。

○東北電力（広谷） 鉄筋の健全性という観点から見た場合、やはり部分的に変形が大きいとしてもそんなに、例えば、オペフロ上部ほどの大きな範囲を占めるような形で大きなひずみになっているわけじゃないと。そこのひずみよりもさらに半分程度、部分的でさらに半分程度のひずみだという形になります。当然、あとオペフロ上部の耐震壁と下部では大体同じような鉄筋量が入っていますので、そういった観点からすると、まず鉄筋の健全性という意味ではそこが損なわれているという形にはならないというふうに考えてございます。

○岸野審査官 理解しました。

今、御説明していただいた内容で、追加点検の結果というのは資料には掲載されていないんですけども、掲載はされていないけど東北電力のほうで点検はやられているという状況ありますか。実際の損傷の状況などは把握されているんでしょうかという確認です。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。今日、記載している以外の点検なんかもあるんでしょうかって、そういう話。当然、社内的にはこのほかにもいろいろやっている箇所もございます。

あと、今回は主に耐震壁を中心に示しておりますけども、遮蔽壁とかそういったものについてもやってございます。今回、耐震性の問題ですので、主に耐震壁を中心に示しておりますけども、そういった遮蔽壁とかそういったものも当然やってございます。

○岸野審査官 それらについて、また別の機会に資料でもって御説明いただければと思うんですけども、それらについての損傷状況というのは基本的には見られなかったという状況でよろしいんですか。

○東北電力（広谷） はい。基本的には耐震壁と同じように、1mm以上の地震によるようなひび割れというのは一切、今までのところ認められてはございません。

○岸野審査官 理解しました。私からは以上です。

○江寄審査官 規制庁の江寄です。先ほど、せん断以外の応力に関しても説明がございました。それは基礎版だけということで、確かに面外に直に荷重はかかりますので、そういうところは顕著とは思いますが、それ以外の部位で検討はなされていないんでしょうか。例えば、床面とか、そういう検討があるのであれば、その状況を説明ください。

○東北電力（広谷） 一番応力が大きいのがオペフロ上部になるんですけども、ちょっとオペフロ上部について我々確認しようと思ったんですけど、まだちょっと十分そこまで確

認できてなかったなので、今後ちょっと検討させていただきたいと思っております。

○江寄審査官 やはり水平動だけじゃなくて上下動もかかりますので、そうしたときに床面等の損傷があるのかどうか、それも含めてまた整理した上で説明ください。

あとちょっと気にしているのが、残留変位、いわゆる地震が起きたときにどの程度の残留変位が起きているのか、要はオペフロ階では変形つけたりはしてますでしょうし、今回、シミュレーション計算はしていてループがついていると思うんですね、……部分がですね。そのループから見てひずみも踏まえて、どのような変位が出ているのか、その辺はどの程度のものなのかというのを把握されているのかどうか、それについて説明ください。

○東北電力（広谷） ちょっと今日、データ持ってきてないんですけども、御承知のとおり、東北地方太平洋沖地震のときは敷地全体が少し、1メートル近く沈んだということもあって、相互相関関係が地震前と変わってないかどうかというのは確認をしております、そういった意味ではその言った残留変形とかそういったものに関して相互相関的な変形が変わったというところは、それはないというのは確認してございます。

○江寄審査官 それも一応定量的に、今後、解析モデルの妥当性といったとこにどこからスタートするのかという観点で、要は地震が次に起きたときにどこからスタートするのかということで必要になるかと思っておりますので、その際には説明ください。

その変位なんですけども、この変位を持たせた上で先ほど説明ありました多分、シヤラグとか炉内構造物、こうしたものへの影響とか3.11のときにはどのような状態だということ、解析的にはアプローチされているのか、その結果がどのような結果であったのかということは説明できるでしょうか。できるのであれば説明ください。

○東北電力（平川） 今おっしゃったところにつきましては、直接目視できるところとできないところ等もありますので、我々としてはできる限りの点検、現場でもやっておりますので、その内容については御説明させていただきたいと思っております。

○江寄審査官 規制庁の江寄です。それに関してはデータがないということでしたし方ないとは思っているんですが、今までの解析の中でどのぐらいの変位であったかというのはある程度把握されているんでしょうか。例えば、今までの、既存のそちらの検討用の地震動、またはコンパとか比べてどのような程度であったのかぐらいは説明できるんでしょうか。

○東北電力（平川） 平川です。当然、機器側につきましても再現シミュレーションの結果を用いまして、実際にはどのぐらいの力がかかったかというのは確認をしております、

結局その結果として、設計用地震動、当時だけで S_1 とか S_2 といったものに対してどのぐらいだったというのは把握しておりますので、そこにつきましては御説明させていただければと思います。

○江崎審査官 規制庁の江崎です。

わかりました。以上です。

○更田委員 はい、名倉さん。

○名倉調査官 規制庁の名倉です。率直にお聞きします。耐震壁、要は躯体に要求される機能とか役割ですね、というものはさまざまなものがありますけれども、構造的影響評価としてここに書いてあること、要は鉄筋に着目してそれが損傷を受けていないかどうかを確認するというところで、構造的影響が全て評価できるのでしょうか。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。5ページに整理させていただきましたように、基本的には女川2号の耐震設計では水平力は全て鉄筋で負担するという設計しておりましたので、そういった状態にあるかどうかということをもっと今回は中心に確認したということでございます。

○名倉調査官 まずと今おっしゃったので、その後があると思うんですけども、それに関連してお聞きしますけれども、資料の5ページ、日本建築学会のRC規準2010年を参照しているんですけども、参照している最後の2行、この趣旨を踏まえると、要は短期許容応力度を設定しては何を念頭にしているかということ、部材の褶曲強度を確保すること、過度の損傷を抑制することとしているんですけども、そう考えたときには、恐らく鉄筋、上のほうの2つ目の四角のところ、損傷を受けていないかどうかはひび割れをまず見て、目視点検をしますと。それから、解析的検討からも確認するとしているので、恐らく短期許容応力度、もしくはそれと同等の状態におさまっていることを複数の解析で確認していると、後ろのほうはそうなっていると。そのときにやっぱりこの参照してる日本建築学会のこの文章の趣旨をちゃんと踏まえると、やはり褶曲強度に対して影響する要素、要は褶曲強度がスケルトン下部とか実際の耐力、機能に対しての比較とか、そういったところと関係してきますので、そういう意味では鉄筋だけでははかれなくて、それ以外に耐力に影響する要素が何かとか、それに対して今回点検してる内容から何が言えるのか、解析の結果からも何が言えるのかということをもっと少し体系的に整理して、私が最初にお話ししたとおり、耐震壁にさまざまな機能、役割があるので、それに対してはこういった構造、強度に対しての影響を見ることによって、機能とかそういったものに対しての影響も結局は

評価していることになるんだというところ、そのところをちゃんとロジカルに説明をしてほしいと思います。以上です。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。御指摘理解いたしました。今回は主に耐震性という観点から御説明しております。ただ、初期剛性低下云々というのが起きているのは、やはりこういった許容応力度設計の考え方にしてももともと落ちるんですけども、それに加えて我々、別の要因もあって少し、さらに落ちているという御説明しております。

最終的には、そういった影響も踏まえて、最終的な過度の損傷の場合どういう耐力を発揮するのかどうかというところがポイントになってくるかと思っておりますので、そういった観点からも御説明いたしたいと思っております。

それと、耐震壁のやはり、先ほど遮蔽壁というような話もありましたけども、そういったのも一つの重要な気密性とかそういったのも求められることとなりますので、そういった観点からの御説明というのも今後、整理した上で進めさせていただければと思っております。

○名倉調査官 趣旨をちゃんと理解していただいて対応していただくということなんですけれども、趣旨は、今回やっている構造的影響評価が設計の内容、耐震設計、そもそもその内容とどう関係しているのかということとちゃんと意識して整理しておかないと、その後の設計で地震応答解析モデルをどのようにしますとかそういったところの設計体系の一部にどう関係するのかが明確にならないので、そういう整理をちゃんとしてくださいという趣旨です。

それで、もう1点、ちょっとお聞きしたいのは、今回の3次元FEM解析で点検との検証を行っているんですけども、このモデルの条件が何を意味しているのかということについてちょっとお聞きしたいんですけども、具体的には、1-4の資料の40ページ、このページにシミュレーション解析の方針としてコンクリートの剛性・建屋減衰というところに、今回、初期剛性の補正係数をFEMにも掛けているんですけども、しかも3.11の入力を条件入れていますよね。ということは、この解析の意味しているのは、3.11の前からこれだけの剛性低下はあって、じゃあ、その結果を見ることによって何を求めているんですか。

○東北電力（尾形） 東北電力の尾形です。この40ページの0.3倍とか0.5倍とか補正係数ですね。これは結果として質点系とは同じにはなっているんですけども、基本的にこの3次元のFEM建屋全体のモデルに関しては、線形解析ですね。途中で剛性を解析中に変えることができるというわけではなくて、変えることができない線形解析になるので、3.11地

震の観測記録を再現しようとしみますと、若干やっぱり剛性落とさないとその再現、応答スペクトルとか合ってこないの、それに関しては等価線形ということで、最初から剛性を落とした形になります。それが結果としてはこの係数としては質点系と同じような係数にはなっているんですけども、この係数を掛けて剛性を若干落とした形で、3.11とか4.7地震の観測記録と整合するという、そういう結果でございます。

減衰についても同じように0.07って、7%程度を考慮することで、このスペクトルとの整合性がよくなっているということになります。

○名倉調査官 今回答いただいた趣旨というのは、シミュレーション解析をまずやって観測記録との整合性でこのモデルの検証をしますと。その場合は剛性低下を考慮すると観測記録と合うので、それをもってこのモデルの検証をしましたと。で、実際ひび割れとかひずみを見るために解析するんですよ。そのときというのは、このままの条件を入れたら、これは地震前からもう剛性低下はこれだけしてますとということになってしまうので、解析そのものの条件としてもっと高い剛性、もしくは乾燥収縮によるひび割れがもともと入っていて、それで剛性低下をもともとしていますというところが最低限反映された条件で解析をして、地震でどれぐらいひび割れが進展するかとか、そういう解析をやるのであれば、それは時系列との関係でやってることの趣旨がわかるんですけども、最終的に現状でどれぐらいある応答レベルを念頭にした初期剛性を設定するかということで設定してるものをそのまま入れて、それをじゃあ、ひずみを見てひび割れと整合してますねって見たときに、一体何を見てるのかというところがちょっとわかりにくいなと思いましたので、そこんところは剛性低下を地震の前でもある程度していたんだけども、そのところは現状で評価しているこの値を入れてひび割れが発生するか否かを評価しても、全体の相対的な比較においては大体のオーダーは押さえられますと、そういう趣旨で今こういう条件でやっているという理解でよろしいですか。

○東北電力（尾形） 東北電力の尾形です。おっしゃるとおり、地震の前から剛性低下等あるかもしれませんが、ここでシミュレーションということで、あくまで等価線形ということで、揺れの中で大きな振幅を建屋が受けたその最大の振幅、そのときの力がどの程度壁に働いて、そのときにどのくらいの変形になったかという、最大のところを押さええるというのがこの等価線形解析の目的になりますので、そこはどうしても線形解析でやるしかないの仕方がないんですが、応答スペクトルと合うということ自体もこれも応答スペクトルというのは最大の値をプロットしたのになりますから、これが合うというこ

とが各揺れの中での最大のところは捉えているという理解で我々やっております、そのときのひずみだったり力だったり最終的な点検の最大を経験した後の結果として残留している変形が、点検でひび割れとかが残っていることになりますけども、それとの対応を見ることができるという、そういう理解になります。

○名倉調査官 解析条件の設定の意味するところとか、もう少し詳細な資料のほうで整理をちゃんとしていただくということをお願いします。

それで、ちょっとお聞きしたいのは、同じページなんですけども、今回初期剛性の補正係数を掛けたのは、これは耐震壁のみという理解でよろしいですね。詳細な資料を見ると、耐震壁は剛性を低下させますとして、弾性係数とかを低減させる値をのっているんですけども、そこに注記で書いてあるのが床は設計基準強度を用いていますって書いてあるので、非常にちょっとわかりにくかったんですけども、詳細説明資料を読み解くと、床は今回は剛性は低減させなかったということですね。

○東北電力（尾形） 東北電力、尾形です。そのとおりでございます。

○名倉調査官 で、今回の結果からすると、ひずみのスケーリング、せん断ひずみで見て、ひび割れを超えると空色、青からちょっと薄くなると。だからそれを目安にしてこの図を見た場合に、床のほうは局所的には若干ひび割れが入るかもしれないんだけど、耐震壁、特にオペフロより上と床の違い、オペフロの床とか、そういったところは明らかにひび割れの状況に差があって、それは点検結果からもそのような傾向は出ていると。だから、今回は床は実際そのものの剛性を入れて、かつ結果としてはひび割れがほとんど入っていないと。

それでちょっとお聞きしたいのは、これまでお聞きしている地震応答解析モデルの設定では、床も壁と一緒に剛性を低減させていたと設計用のモデルは聞いているんですけどもそうなんですか。

○東北電力（尾形） 床のほうは剛性低下をさせないで解析しているということですね。

○名倉調査官 設計のモデルもそうですか、これまで。今後説明すると思うんですけど、そこは一致しているんですか。

○東北電力（尾形） そこは一致させております。

○名倉調査官 わかりました。これまでの説明で、実際の設計評価に使うモデルは床もあわせて剛性を低下させていると聞いていたんですが、今後、ちょっと事実確認をちゃんとさせていただきたいと思います。以上です。

○更田委員 はい、江寄さん。

○江寄審査官 規制庁、江寄です。ほかの発電所で同じようにシミュレーション行っていて、その中では耐震要素である耐震壁だけではなくて、補助壁も考慮して検討したほうが比較的地震の記録と整合的であるといった話があるんですが、今回の検討、またはこの女川としてはどういった考えに基づいてモデル化しているのか。説明だと、多分補助壁等は今回入ってないように聞こえているんですが、そうしたもんがもう構造的にないのか、それとも実際に影響はないものとして考えているのか。その辺の考え方ですね、それについて説明ください。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。今回の3次元FEM、等価線形のモデルでは、補助壁については考慮しておりません。（発言する者あり）全部は考慮してないで、一部は考慮していて、ききそうになったら変ですけど、とっているようなやつは少し考慮しておりますけども、全部を考慮しているわけじゃありません。

ただ、先ほど名倉調査官からも御指摘ありましたように、最終的に剛性低下みたいな形で最終的な剛性は観測記録に合わせにいつちゃっているということですので、本当は、じゃあ、そのきき具合はどうなのかというのは、もう一回組み直してみて、じゃあ、構成とかどうして合わせていかなきゃならないのかという、その辺の兼ね合いになってくるかと思うんですね。それが、実際、じゃあ、きいているのかきいてないのか、ひび割れ云々からも含めてそれがどうなのかというところまでなると、なかなか難しい結果になるかなと思っています。

参考に、仮にそういったものも考慮した場合どうなるかなんかにつきましても今後ちょっと少し検討してみたいと思います。

○江寄審査官 先行のサイトでは、その辺の議論もあるものは考慮して実態に合わせてという観点でやっていっていますので、御社のほうでそれを考慮しないというのであれば考慮しなくても問題ないのかあるのか。それに関しては十分説明をしていただければと思います。

○東北電力（広谷） 繰り返しになりますけども、今回はあくまで3月11の地震を受けた状況がどうだったかという意味でシミュレーション解析という形で、観測記録と合う形でモデルをつくってっております。じゃあ、今度将来的に仮にこのFEMモデルをメイン解析はあくまで質点系でやりますけども、こういったものも参考に今後使っていくケースが出てきますので、そういった場合にどう考えるべきなのかということにつきましては、少

しそういった観点、シミュレーション、今回の3月11の状態がどうかというのとはまた違う観点にもう少し含まれますので、そこについては我々別モデルなんかもつくってみて少し検討したいと思っております。

○江寄審査官 規制庁の江寄です。それに関しては整理次第、また説明いただくということで、あともう1点あるんですけども、今回、前回からも話がありますけども、もともとこの地震のひび割れというのは乾燥収縮のひび割れがあって、そこが進展してきたといった考察をされているわけですね。それで、実際に乾燥収縮が本当にあり得るといのはちゃんと要因分析をされているのかどうかというのをちょっとお聞きしたいんですけども。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。乾燥収縮が剛性に及ぼす影響につきましては、そういう御質問でしょうか。

○江寄審査官 失礼しました。そもそも簡単に言うと、乾燥収縮のひび割れが実際に起こり得るといふ要因はあり得るのか、それは分析されているのかということを知っています。

○東北電力（広谷） 今、女川につきましては、乾燥収縮ひび割れというのは量的に大体どの程度入っているのか、そういったのも確認しなさいというようなコメントを受けておりますので、そういった観点も含めてどういった状況にあるかについては今後御説明していきたいと思っております。

○江寄審査官 規制庁の江寄です。それにあわせて、地震の前の話を今されていると思うんですが、今現時点でどうそれが進展しているのか。それがもうとまっているのか。あと、また今後、どのようにそのひび割れの進展が展開されるを予想されているのか、それについても説明いただきたいと考えています。

○東北電力（広谷） それも前回も御指摘を受けているかと思っておりますので、今回は3.11の耐震的影響という形で御説明させていただきましたけれども、次回以降、乾燥収縮ひび割れの影響がどういうものなのか、進展という話ありますけども、そういった観点からの御説明も取りまとめた上でさせていただきたいと思っております。

○江寄審査官 規制庁の江寄です。了解しました。

○岸野審査官 規制庁の岸野です。支持地盤の剛性低下の件でちょっとお伺いいたします。

資料の1-4-31ページで、今回、地震時の接地圧を計算されて、支持地盤の短期許容支持力度と比べてこれが十分に小さいという結果を示されておりました、この資料のかなり後ろのほうで、この結果をもって支持地盤が剛性低下を来すレベルではないというふうに結論づけられてるようなんですけれども、支持地盤の剛性低下については、その上に乗って

る建物からの接地圧が小さいということでもってその下の支持地盤の剛性低下はないという説明と受け止めたんですけれども、支持地盤そのものが地震動の影響によって剛性低下しているという可能性についてはどう考えるのか、ちょっと説明いただけますでしょうか。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。基本的に女川原子力発電所、硬質岩盤ですので、ひずみレベルによって剛性が低下するという割合がもともと非常に少ない地盤でございます。そういった観点からしても、地震によって硬質岩盤の剛性が低下することにはまずないです。例えば、観測記録についても自由地盤ケイの記録と、例えば、基礎版上の記録とかを見ても自由地盤ケイの記録と、例えば、基礎版上の記録とかを見ても、建屋の固有周期によって途中変わっていくというのはよく見えるんですけれども、支持地盤系がそれによって変わったためにずっと変わっているというような、そういった特徴もありません。

あと先回御説明させていただいたんですけれども、上下動なんかは剛性低下の割合が全然小さいといえますか、水平動ケイに比べて非常に小さいと。そういったことも総合的に考えますと、地盤がやられますとやはり上下動だってそれなりに出てくることなんかも考えますと、そういった要因じゃないんじゃないかなと思っています。

あともう一つ言うと、基本的に女川の原子力発電所全部の建屋がいろいろあるんですけれども、それ全部も同様の傾向を示しておりますので、一律的に全部の支持地盤が、通常は重いものがやられるのが普通ですけれども、軽いものも同じような傾向になっておりますので、そういった意味においても支持地盤の影響というものではないというふうには我々は思っております。

○岸野審査官 規制庁の岸野です。今、定性的に硬質岩盤なのだという件と、あと幾つか客観的な情報を交えて御説明いただいたんですけれども、今回の資料で示されている接地圧と短期許容支持力度との関係で説明しようとする、この短期の許容支持力度というのが設計時点で決められた、いわば以前に比べると地震履歴をあまり受けていない、健全な状態での支持力ということになるかと思えます。

もし仮に支持岩盤が全体的に剛性低下をしたとして、それが許容支持力度にも影響していたとなれば、今、基準としている許容支持力度がより下がって、接地圧との相対評価において接地圧が十分小さいということも言えなくなる可能性もありますので、支持岩盤の剛性低下の度合いといえますか、剛性低下していないということにつきましては、定性的な評価だけではなくて、定量的な評価も交えて説明していただくほうがよいのではないかと考えます。

先ほど御説明していただいた点、あるいはそのほかにPS検層ですとか、何らかの観測結果なども踏まえて説明できるものであれば、今後その説明を検討していただきたいと思うんですが、いかがでしょうか。

○東北電力（広谷） 東北電力、広谷です。御趣旨理解しました。定量的に示すこと可能だと思いますので、整理した上でお示しさせていただきたいと思います。

○岸野審査官 はい、了解しました。

○更田委員 はい、ほかに。よろしい。いいですか。

東北電力から説明は以上ですか。ほかにありますか。何か確認しとくことありますか。

それでは、以上で1つ目の議題、東北電力女川2号炉に関する議論を終了します。

東海第二ですけども、1時に再開をします。

（休憩 東北電力退室 日本原子力発電入室）

○更田委員 それでは、再開します。

二つ目の議題、日本原子力発電東海第二です。有効性評価、説明を始めてください。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中でございます。

本日は、重大事故等対策の有効性評価のうち、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故、それから、運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故について、御説明させていただきます。

まず、資料の確認ですけれども、まず、資料2-1-1、こちらが有効性評価の資料になってございます。それから、資料2-1-2、こちらが有効性評価の補足説明資料となってございます。それから、資料2-1-3、こちらが使用済燃料プールと、あと、停止時関連に、有効性評価に関連する設備側の資料となってございます。それから、資料2-1-4、こちらが設備の補足説明資料になってございます。資料2-1-5が技術的能力に係る審査資料ということになってございます。それから、一番最後に資料2-2ということで、主要な審査項目の説明スケジュールについての資料をつけてございます。

説明に当たっては、資料2-1-1、こちらを中心に説明をさせていただきながら、通し番号ですね、右下のほうにページ番号を打ってございますので、説明の場所とかですね、そういったところを説明させていただきながら進めていきたいと思います。設備の資料と、あと、技術的能力の資料につきましては、適宜参照しながら進めていきたいと思いますので、よろしくお願ひします。

それでは、説明をさせていただきます。

○日本原子力発電（櫻井） 日本原子力発電の櫻井です。

それでは、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1について、説明いたします。

では、まず、想定事故1と2の解析条件の申請当初からの変更点について、説明いたします。

資料2-1-2の1ページを御覧ください。こちらのほう、使用済燃料プールの有効性評価における解析条件の変更についてまとめておりまして、2ページの第3表を御覧ください。こちらで、想定事故1及び想定事故2において、こちらの三つの解析条件を変更しています。

まず、一つ目の燃料の崩壊熱ですが、これは、申請時の約9.9MWから、今回、約9.1MWに変更しています。これは、崩壊熱の評価方法を変更したためでして、申請時はMay-Wittの式を用いて評価していましたが、今回はORIGEN2コードを用いて評価した、より精緻化した値を使用しています。

次に、使用済燃料プールの保有水量についてですが、申請時は使用済燃料プールの保有水量として、キャスクピットを含めた約1,273m³という値を使用していましたが、運用上、キャスクピットが隔離される可能性があることを考慮し、キャスクピットを除外した使用済燃料プール保有水量を約1,189m³に変更いたしました。

最後に、三つ目の、使用済燃料プールへの注水開始時間についてですが、申請時の事象発生から6時間後から、今回、事象発生から8時間後に変更しています。こちらにつきましては、放射線の遮蔽が維持される水位到達までの時間余裕を考慮して設定していますが、申請時には遮蔽維持の目安として1mSv/hを設定していましたが、先行プラントの審査状況を踏まえまして、その目安を10mSv/hとしたことにより、遮蔽が維持される水位到達までの時間が変わったことにあわせまして、注水開始時間を当初の6時間から8時間へ変更しております。

評価条件の変更点については以上です。

続きまして、同じ資料の5ページを御覧ください。こちらでは、先行審査プラントである柏崎刈羽6、7号炉との主要な相違点について、説明いたします。

想定事故1については、主要な相違点はありません。

想定事故2においては、事故条件である漏えいによる使用済燃料プール水位の低下に関して、東海第二では、静的サイフォンブレーカによるサイフォン現象による流出が停止される想定とし、事象発生と同時に通常水位から約0.23m下まで低下する想定としています。

一方、柏崎刈羽においては、サイフォンブレイク孔によるサイフォンブレイクに期待していないため、漏えい隔離操作実施まで水位低下が継続する想定としています。

東海第二では、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のない単管構造の静的サイフォンブレイカ、これは重大事故等対処設備としていますが、これにより、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出停止に期待した評価としております。なお、プール水漏えいの停止方法として、東海第二では静的サイフォンブレイカに期待し、柏崎刈羽では隔離操作に期待しているという点で差はありますが、このどちらも、停止方法について、審査ガイドの主要解析条件に記載された方法をとっているという点で同様であると考えています。

それでは、資料2-1-1に移りまして、1ページのほうを御覧ください。資料2-1-1、重大事故等対策の有効性評価というタイトルの資料です。1ページですね。

では、想定事故1について説明いたします。

(2)想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的な考え方について、説明いたします。

想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能、または、注水機能が喪失することを想定します。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとれない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ります。

本想定事故では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものです。このため、重大事故等対策の有効性評価には、使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられます。

想定事故1における対策及び対応について、概略系統図及びフローチャートにて説明します。

22ページを御覧ください。22ページで、使用済燃料プールの冷却機能または注水機能喪失時の対策として、右上のほうに示しております可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水を整備しております。ちょっとこちら、以降、可搬ポンプと注水ラインによる代替燃料プール注水と読ませさせていただきます。これを初めとしまして、複数の注水手段を整備しております。

まず、それら複数の注水手段とその選択方法について、御説明いたします。

資料2-1-2のほうに移りまして、50ページを御覧ください。一番後ろから3枚目のページになります。使用済燃料プール代替注水として、こちらに示します①～④を整備しており

ます。

一つ目は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水でして、これは常設の対策となっております。

②が、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)で、こちらは可搬の対策となっております。

以上の二つが重大事故等対処設備となりまして、そのほかに自主対策設備として、③の補給水系による使用済燃料プール注水と、④消火系による使用済燃料プール注水を整備しております。

また、今回の説明の範囲ではありませんが、大量の水が使用済燃料プールから漏えいした場合の対策として、⑤から⑦に示します使用済燃料プールのスプレイも整備しています。

そして、重大事故等が発生した場合の対応手段は、使用済燃料プールの水位等を判断基準とし、図1に示すフローチャートに従い選定いたします。これが次のページと、さらに、一番最後のページの2枚になっています。この中で、これが対応手順選択のフローチャートですが、この中で赤線で示しているものが今回の想定事故での選定の流れ、想定事故1での注水手段の選定の流れとなっております。

まず、一番最後の53ページのほうを御覧ください。このフローに従い、今回の想定事故における選定の流れについて、説明いたします。

まず、想定事故1では、プールの注水機能と冷却機能が喪失することから、まず、プール水温が上昇します。ですので、ここの上のほうから、使用済燃料プール冷却機能喪失から使用済燃料プール温度上昇を確認しまして、その下の常設代替交流電源設備による電源確保を実施します。その下のひし形が、これが判断基準になりますが、緊急用海水系による冷却水確保かどうかを判断します。仮に可能であった場合には、下のほうに行きまして、こちら、本評価では考慮していないものなんですけれども、重大事故等対処設備として整備しております代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却を実施いたします。今回の評価では、まず、赤のひし形のところに戻りまして、ここで右のほうに移ります。
※1へ進むということで、52ページのほうに戻ります。

52ページの左上のちょっと下がった部分の(2/2)※1からというところから入りまして、使用済燃料プール状態監視等を実施します。さらに下がりますと、その下が常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水とあります。本来であれば、この注水を実施することで事象を収束することができるので

すけれども、今回の評価においては、さらに後段の設備でありますし、また、可搬代替注水設備による対応手段の有効性を確認するという観点から、これには効果を期待しないものとしております。ですので、ここはまた下のほうに進みまして、判断基準の使用済燃料プール注水成功も失敗ということで、右側に進みます。

次の判断基準ですが、こちら、使用済燃料プール水位燃料プール水戻り配管下端未満という判断基準を設けていまして、これは今回の範囲ではありませんが、大量の水の漏えいが発生した場合の対策手段に移るかどうかの判断基準でございます。今回は右のほうに進みまして、次は補給水系による使用済燃料プール注水ですが、こちらは自主対策設備でありますので、今回の評価では期待しません。ですので、下の判断基準も右に進みまして、次の判断基準が、重大事故等へ対処するために消火が必要な火災の発生ないかという判断基準と、さらに下に、消火系による使用済燃料プール注水とあります。こちらは、こちらのほうも自主対策設備でありますので、本想定事故1ではこれに期待しません。ですので、右に進みまして、今回想定事故1で評価の対象としております可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)が選定されます。

なお、想定事故2においても、初期から水位低下をするという点は異なっていますが、そのためスタートが、このフローチャートに入るスタートがこちらのA3の図の上のところから入るんですが、それ以降は全く先ほどの説明と同じ道をたどりますので、詳細は省略させていただきます。

それでは、本対策を用いた事故対応及び事象進展について、説明いたします。

資料2-1-1の23ページを御覧ください。まず、こちらですね。起因事象として、外部電源喪失が発生し、同時に燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系、補給水系が機能喪失することで、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定します。

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、※1に進みますが、中央制御室にて機器ランプ等の点灯、機器故障警報が発報しますので、これを受けて、運転員は燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の再起動を行い、その再起動が困難なことで使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認します。

また、使用済燃料プール冷却機能喪失後、補給水系及び残留熱除去系の再起動を行いますが、それによって補給水系及び残留熱除去系による使用済燃料プールへの注水が困難なことで、使用済燃料プールへの注水機能が喪失したことを確認します。

このフローのほう、左のほうを進みまして、使用済燃料プールの変化としましては、温

度が上昇しまして、上昇を継続しまして、約5.1時間で100℃に到達し、以降、沸騰により水位低下が始まります。

一方、これに対する対応としては、初めの外部電源喪失のところから右に進みまして、まず、常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作を実施します。そこからまたその右下にあります可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水準備を行います。下に進みまして、左のほうに合流するんですけども、8時間後に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水を開始します。これにより、低下した水位を回復することができます。以降は注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努めます。復旧後は残留熱除去系統による冷却を実施します。

次に、これらの対応に必要な要員について説明します。

次のページを御覧ください。右上のほうに示しますとおり、操作対応要員とは別に、発電長1名、副発電長1名及び通報連絡者2名を確保しています。一方、本事象への対応操作は、運転員1名、現場で可搬型代替注水ポンプを準備する重大事故等対応要員8名、ここまでで合計13名で対応可能です。加えて、タンクローリによる燃料補給操作を実施するための2名を招集要員の2名で対応可能です。

次に、評価条件を説明します。

5ページを御覧ください。有効性評価の方法を説明します。

想定する事故は、1.2、評価対象の整理及び評価項目の設定に示すとおり、想定事故1として、使用済燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故となります。

使用済燃料プールへの注水により、評価項目となる使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価します。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、もう一つの評価項目である燃料有効長頂部の冠水が維持されます。また、最後の評価項目である未臨界性が維持されることについては、使用済燃料プール水の水密度によらず、実効増倍率が1.0を下回ることを評価します。

次に、評価条件を説明します。

次のページを御覧ください。有効性評価条件ですが、まず、本評価では、崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とし

ます。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく、事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから、本評価に包絡されます。

初期条件ですが、使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定します。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とします。

崩壊熱につきましては、使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに、原子炉停止後に最短時間、原子炉停止後の9日で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は9.1MWとしています。なお、この崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約15m³/hとなります。

次に、事故条件ですが、安全機能の喪失に対する仮定については、使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系、補給水系等の機能が喪失するものとします。

外部電源は使用できないものと仮定します。

次に、重大事故等対策に関連する機器条件です。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)について、使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水大型ポンプ1台を使用するものとします。使用済燃料プールへの注水流量は、燃料の崩壊熱分の使用済燃料プール水の蒸発量を上回り、燃料損傷防止が可能な流量として50m³/hを設定します。

最後に、重大事故等対策に関連する操作条件です。

運転員等操作に関する条件として、1.3.5、運転員等の操作時間に対する仮定に示す分類に従って、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生8時間後から開始とします。

次に、有効性評価の結果です。

25ページを御覧ください。上の図ですが、こちら、横軸が事故後の時間、縦軸が燃料有効長頂部からの水位となっております。事象発生後からプール水温は上昇し始めまして、5.1時間後に100℃に到達し沸騰することにより、水位が低下し始めます。そして、通常水位から約0.4m下まで水位が低下しますが、事象発生から8時間後に注水を開始することで、事象発生から約9.2時間後までに水位が回復し、水位回復後は蒸発量に応じた注水により

水位を維持します。

下の図に移りまして、想定事故1における最低の水位であります、通常水位から約0.4m下がった場合の線量率ですが、赤の点線で示しますとおり、約1mSv/hとなっております、必要な遮蔽の目安として設定する10mSv/hを下回り、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するという評価項目を満足します。同時に、燃料有効長頂部の冠水が維持され、この評価項目を満足します。

また、残る未臨界の維持については、51ページを御覧ください。一番下の段落からですが、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0\sim 0.0\text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、この結果が54ページに示しております。下の図です。こちらの図にありますように、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い、実効増倍率は単調に減少する結果が得られています。このため、水密度が減少する事象が発生した場合でも未臨界は維持されることとなり、評価項目を満足します。

次に、5ページに移ります。失礼しました。すみません。9ページのほうをお願いします。次に、4.1.3、評価条件の不確かさの影響について、説明します。

次のページに移りまして、まず、運転員等操作時間に与える影響について、初期条件の燃料の崩壊熱、初期条件の使用済燃料プール水温、初期条件の使用済燃料プールの水位、初期条件のプールゲートの状態について不確かさを確認し、条件によっては水温上昇や水位低下速度に影響があるものの、本想定事故においては、その注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、いずれの項目についても運転員等操作時間に与える影響はないことを確認しています。

次のページに移りまして、(b)評価項目となるパラメータに与える影響についてですが、崩壊熱、それから、プールゲートの状態については、最確条件とした場合、評価条件で設定しているものよりも評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなります。

一方、初期条件の使用済燃料プール水温については、次のページのちょっと中ごろからなんですけれども、仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合には、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約6時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となります。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代

替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持されます。

次、続いて、初期条件の使用済燃料プールの水位についてですが、次のページの2行目に移りまして、初期に地震誘因のスロッシングが発生した場合には、最大で約0.70m程度の水位の低下が発生し、この場合、事象発生から約5時間後に使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達しますので、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となりますが、この場合についても可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持されます。

次に、b. 操作条件の不確かさです。

次のページを御覧ください。操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定しています。運転員等の操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間を事象発生8時間後と設定していますが、ほかの操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能です。よって、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ、使用済燃料プール水位の回復を早めることとなります。

(b)評価項目となるパラメータに与える影響についてですが、操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間に対して実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ、この場合、使用済燃料プール水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなります。

最後に、操作時間余裕の把握です。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作に対する時間余裕については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約11時間以上、燃料有効長頂部に到達するまでの時間が事象発生から2日以上であり、これに対して、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間であることから、時間余裕があります。

次に、下部のほうに移りまして、4.1.4、必要な要員及び資源の評価です。

必要な要員については、重大事故等対策における必要な初動対応要員として、合計で13

名です。運転員及び災害対策要員の37名で対処可能です。また、必要な招集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能です。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉の運転中を想定した場合、事象によっては原子炉における重大事故または重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられます。しかし、原子炉運転中においては、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く、原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで約1日以上となっており、原子炉における事故対応が収束に向かっている状態の対応となるため、災害対策要員や招集要員による対応は可能です。

水源につきましては、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水については約2,500m³が必要となりますが、代替淡水貯層には4,300m³、また、淡水貯水池に約5,000m³の水量を保有していることから、7日間の継続した注水が可能です。

燃料については、外部電源を喪失した場合の非常用ディーゼル発電機による電源供給について、事象発生からの運転を想定すると、7日間の運転で約484kLが必要となり、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については約130.3kL、常設代替交流電源設備による電源供給については約141.2kLの軽油が必要となりますが、軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、これらによる7日間の継続が対応が可能になります。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転を想定して約36.6kLの軽油が必要となりますが、可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、こちらのほう、7日間継続が可能です。

説明は以上です。

○更田委員 質問、コメントはありますか。

○皆川審査官 規制庁、皆川です。

SFPの注水手段については、冒頭説明があったとおり、複数の手段を準備していて、それについて、その優先順位なりの考え方は説明していただいたと思いますので、ちょっとそれに関して質問をしたいと思います。

資料2-1-2ですけれども、ページ数で言うと、通しで52ページになります。優先順位のフローチャートについてですけれども、まず、注水機能喪失もしくはその漏えいがある

という形で事象が進んでいってということだと思っんですが、プールの状態を監視した後に、その恒設のプール注水と並行して、その可搬型のスプレイノズルの準備、そのホースの敷設などをするという順位になっていると思うんですが、ここの可搬型のスプレイノズルの準備とかホース敷設、もうこの段階で並行操作するという考え方について、その考え方を説明いただけますでしょうか。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻といいます。

ここの52ページの可搬型スプレイノズルの準備、あと、ホースの敷設、あと、ノズルの設置等、あと、及びで、あと、可搬型代替注水大型ポンプの接続準備ということで三つのほうの種類を書いておりますけど、こちらについては、常設低圧代替注入ポンプによる常設での注水を失敗を一応考えて、可搬設備による設備については時間がかかりかかるといふところもありまして、こちらには、最初に大型ポンプのほうですね。大型のポンプは可搬置き場のほうから取りに行きますので、そちらの準備をまず最初に走りまして、あと可搬型のスプレイノズルですね。こちらについては6階の立ち入りができなくなる可能性もありますので、こちらの6階の状況も確認しながら先に準備を入れていくと。そちらにとってはもう一つ、今回説明いたしました可搬型注水大型ポンプによる代替プール注水系、これは常設のラインになりますけど、この注水ラインも使用できると両方ありますけど、ここは6階の状況によってやり方を変えていこうかなと思っています。こちらについては、災害対策本部のほうで状況を確認しながら、可搬の準備等の災害対策要員を順次準備していくということで今は考えております。

以上となります。

○皆川審査官 今回の説明ですと、例えば、可搬のスプレイノズルに関するものであれば、そのSFP周りの環境が悪化する可能性もあるので、その事象の早い段階でその準備をするということかと思えます。

今の説明と、資料2-1-1の23ページのこの想定事故での事象進展対応との関係なんですが、今のその可搬の準備というのは、この想定事故1の場合だとどのような扱いになるでしょうか。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻といいます。

こちらにつきましては、先ほどの2-1-1の資料の24ページの人のタイムチャートのところなんですけど、ここで真ん中のほうに、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系、注水ラインですね。ここに準備を入っている人が、実際、ここのタイムチャー

トでは6時間ぐらいから実際の操作は入りますけど、この前に、この要員については、実際にはもう発電所にいますので、こちらの人間がその前の段階の5時間半ですね、5時間半前ぐらいから実際の動きはとれるということで、こちらのほうで動きを開始するというところで今、考えております。

このタイムチャートでは、有効性評価上で可搬大型ポンプによる常設のラインを使用して注水をするところを後ろのほうに持って行って、百何十分の想定でこちらはそうやっていますので、実際その前の時間は準備という時間をとれるという考えで今、つくっております。

以上です。

○皆川審査官 今回の御説明は、多分、その建屋の外側から接続孔に接続をして注水ラインを使ってという、その可搬の手段かと思うんですが、前のその手順の優先順位だと、可搬型のスプレイヘッダーを使ってやる準備も並行操作で走りますということになっていて、恐らくこれは、建屋の中にホースを敷設してというような作業があると思うんですけども、それと、この想定事故1との関係はどのような感じなんでしょうか。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻といいます。

こちらにつきましては、スプレイノズルという考えからすると、いわゆる先ほどの選択フローの中で、戻り配管のところを下端まで下がった場合はスプレイ関係に行きますので、実際には水位の状況によってはスプレイをかけたほうが良いという判断になった場合は、常設のスプレイラインを使うか、可搬のスプレイラインというか、可搬というか、全部ホースによってのスプレイですね。こちらに持っていくかをちょっと判断してから実際には動いていくと。今回は、ちょっと注水という考えであったので、注水のラインを持ってきていますけど、戻り配管が0.2～0.3mですね。それ以下になればスプレイの判断に移りますので、スプレイのほうで対策をとっていくという考えで、全部のホースをリアクター側に引っ張るといふところはその前段のところで作るといふことで考えております。

以上になります。

○皆川審査官 それであると、例えば、23ページのフロー上のどこでその作業の判断をして、どこで作業が並行操作が始まるということでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

資料の23ページのフローですと、使用済燃料プールの冷却機能の喪失及び注水機能の喪失を確認したときに、プールの水位と温度を監視するといったところから右に行って、今、

可搬型代替注水大型ポンプによる注水準備というふうになっていますけれども、可搬型のノズルの設置については、この大型注水ポンプの準備の前段階ですね。そこにやるということになりますので、ちょっと今の段階で記載がちょっと抜けているという御指摘かと思っておりますので、そこは記載を追加したいと思います。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。よろしく申し上げます。

○更田委員 ほかに。

○義崎保安検査官 規制庁の義崎です。

今の説明で、可搬型設備については時間がかかるので少し前倒しで作業に走るという説明あったんですけども、SFPの手順に限らずに可搬の設備を使うものというのはほかの手順にもありまして、例えばですね、手順側の資料で、2-1-5の資料の123ページなんですけども、これは運転中のフロントラインの優先順位なんですけど、一番下の左に常設のポンプがあって、それがだめな場合は代替の、ここでいうと代替循環冷却系ポンプがありまして、その次に消火系があって、その次に補給水系があって、最後に可搬型があるということで、この手順については、可搬型は代替冷却系ポンプがだめな場合に、さらに消火系がだめな場合、そういうふうになっているんですけども、可搬型設備を使う場合というのは、先ほどと同じように前倒しで手順に走るようなフローになるのでしょうか。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻です。

こちらにつきましては、低圧での代替注水の選択フローになっていますけど、こちらについては、先ほどの選択フロー123ページの手順の対応としましては、手順の対応、先ほどの2-1-5の資料の25ページのほうに、こちら、フロントライン系の故障の対応手順ということで、低圧代替注水による注水が最初に書いてありますけど、ここの下から2行目のところに、3行目のところですね。可搬型大型ポンプによる原子炉への注水手段は、常設による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始するというので、こちらについては準備は同時並行で走りますということで、本文のほうに書かせていただいております。

以上になります。

○義崎保安検査官 規制庁、義崎です。

そうすると、フローチャートと手順がちょっと違うということになるんですか。

○日本原子力発電（赤妻） フローチャートのほうは前段で書いてあったので、こちらは常設のところからスタートということでちょっと書いていない部分もありますので、ちょ

つと修正は検討させていただきます。

○義崎保安検査官 規制庁、義崎です。

わかりました。

2番目の手段で、代替循環冷却系のポンプ、これが自主設備になっていまして、その理由が、通しで言う10ページのところに書いていまして、自主設備の理由として、十分な注水量が確保できない場合というふうにありますので、そういったことも踏まえて、注水量が少ない場合には可搬に走るということで、最初に同時に可搬に走るという手順であれば、それで修正してください。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻です。

了解いたしました。

○義崎保安検査官 ありがとうございます。

○更田委員 ほかに。

○小野管理官 規制庁の小野です。

資料2-1-1の24ページなんですけども、ここのグレーで引いてあるところは解析上考慮しないというものですけども、実際にはこういったところもこういった事象が起きれば要員を走らせるということだと思えるんですけども、ここには、実際、この要員をあてがった形にしていらないんですけども、これはどういう理由なんですか。我々としてみれば、こういったことが起これば、有効性評価の中でさまざまな対策を講じるけれども、有効性評価はこれで期待して評価をしますということなわけですね。ただ、解析上、期待したところも要員を走らせるのであれば、その要員がきちんと確保されているかどうかというのを見なきゃいけないということだと思いますけれども、これについて示されていないというのは、これはどういうお考えでしょうか。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻といいます。

先ほどのコメントの趣旨としましては、この24ページのグレーのハッチングの部分の上の部分のことでしょうかね。

○小野管理官 規制庁の小野です。

備考欄に解析上考慮しないと書いてある部分です。

○日本原子力発電（赤妻） 解析上考慮しないのは、今回、確かに対応操作のところはないというところはありますけど、上のグレーの部分につきましては、ここについては使用済燃料プール水位の冷却機能の復旧操作ということで、こちらについては、先ほど御説明

がちよっとあったかもしれませんが、崩壊熱除去のためのポンプを回すのですが、これは中央制御室でできますけど、先ほど言ったとおり、温度上昇までしばらく時間があるので、適時実施するというので、下の部分の備考の欄には書いております。

あと、有効性、解析上考慮しない部分のところ、下側のグレーで、常設低圧代替注水ポンプによる常設のラインを使用した注水につきましては、これは、一応時間を考慮しまして、中央制御室の運転員で実施できるということで、ここについてはタイムチャートを引いています。上部の部分については、これは適時ということなので、この間のところで温度を下げる操作をすれば実質的には間に合うかなということで、中央の運転員で十分かなと考えております。

○小野管理官 規制庁、小野です。

わかりました。適時実施で中操の要員ですということであれば、それがわかるように、中操の要員も書いておくことが必要だと思いますので、ここに記載をお願いいたします。

○日本原子力発電（赤妻） 日本原子力発電の赤妻です。

了解いたしました。

○更田委員 有効性評価上の要員については、今の小野管理官の指摘のように、實際上、確認に走らせるのであれば、有効性評価の上でも当てている要員がわかるようにしていただきたいというのはあるんですが、一方、手順に関しては、これは有効性評価の中でその手順について詰めるというのは、一定程度議論が重なるのは仕方ないのかもしれないけれども、有効性評価というのは、ある種仮定をごとく置いた評価になっているので、実際大体100℃になるまでこうやって待っているかというものでもない、有効性評価の中で手順を詰めるというのは、私は議論が筋違いだと思いますので。例えば、説明のあった資料2-1-2の52ページに対応手段の選択フローチャート、これも間違っていないんだけど、じゃあ、実際にこんな考え方の経路をたどるかといったら、そんなはずはないのであってというか、あまり現実的ではなくて、例えば、一番左側のひし形で、使用済燃料プールの注水成功でイエス、ノーになっていて、ここでノーになったときに、今度は戻り配管よりもさらに水位が下回ってしまったときに、今度は常設低圧代替注水系ポンプをもう一回使ってスプレイをやるとなっているんだけど、それまでにそのポンプ使って注水失敗しているんだから、理由にもよりますけども、この常設低圧代替注水系ポンプによって注水ラインからの注水に失敗しておいて、スプレイができますというのって、どういう事態かというのと、にわかにはすぐには想像がつかないと。

だから、実際これは、この系統のポンプ使って注水に失敗していて、したら、もう代替に走っている、可搬のほうに走っているわけなので、これは全ての考え方を全部シリーズに書こうとしたフローチャートで、決してこれを見て手順を詰めるというわけにはいかないだろうと思いますので、手順は手順でね、これは設備が決まった段階でこれは別途議論を進めていくので、有効性評価の中で手順を詰め切ろうとこっちもしているわけではないと思いますし、ちょっとね、いろんなメンバーがいるから、それぞれにばらつきはあるかもしれないですけども、決して実態がこういった思考経路には従っていないと思いますので、有効性評価は有効性評価で置いた上での仮定のもとで成立するかということなので、多少のオーバーラップはちょっと許していただきたいと思いますが。

ほかにありますか。

じゃあ、次、お願いします。

○日本原子力発電（櫻井）　続きまして、想定事故2について説明いたします。

資料のほう、資料2-1-1の63ページを御覧ください。資料2-1-1の63ページです。(2)想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方について、御説明いたします。

想定事故2では、使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により、使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定します。このため、使用済燃料プール水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には燃料は露出し、燃料損傷に至ります。

本想定事故は、使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものであり、このため、重大事故等対策の有効性評価には、使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられます。

本想定事故における対策及び対応について、概略系統図及びフローチャートにて説明します。

86ページを御覧ください。86ページで、使用済燃料プール水の漏えいの停止手段としては、こちらのあのプールの中の上のほうに記載があります、静的サイフォンブレーカを整備いたします。また、注水手段については、想定事故と同様に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系、その他複数の注水手段を整備しております。

静的サイフォンブレーカについては、まず、概要を説明させていただきます。

92ページを御覧ください。サイフォンブレーカの概要についてですが、こちらの図のほ

うは概要図になっておりまして、まず、サイフォン現象についてなんですが、使用済燃料プールには、燃料プール水の冷却及び水質管理をするための燃料プール冷却浄化系が設置されておりまして、この配管の戻り配管がプール内の底面付近まで延びておりまして、ですので、この配管がプールの外でプールの底の位置よりも低い位置で破損しますと、サイフォン現象が生じまして、そのままではプールの水が抜けていってしまいます。この配管にはもともと設計として真空破壊弁という逆止弁が設置されておりまして、サイフォンが起こったときには、そこから空気を吸うことでサイフォン現象を中止させまして、漏えいを停止することができます。が、こちらのほう、もし閉固着ですね、閉固着してしまいますと、サイフォン現象が継続して漏えいがとまらないということになります。

そして、今回新たに整備します静的サイフォンブレーカについてですが、こちらのほうは93ページのほうを御覧ください。真ん中の図で、ちょっと左側の拡大したところの青色で示しているところが静的サイフォンブレーカなんですけれども、こちらのほうは弁等の機器がない配管となっております、先ほどの真空破壊弁のような閉固着というようなことが発生しないものとなっております。これによりまして、もしサイフォン現象が発生し、水位が低下していき、また、真空破壊弁のほうで閉固着でサイフォン効果をとめられなかった場合にも、こちらの静的サイフォンブレーカから空気を吸い込めむことによってサイフォン現象を停止し、それでプール水の漏えいを停止することができます。

続いて、これらの対策を用いた事故対応及び事象進展について、説明します。

87ページを御覧ください。87ページで、起因事象として、こちらは外部電源喪失の発生と同時に、燃料プール冷却浄化系配管の破断及び使用済燃料プールの注水機能喪失として、残留熱除去系、補給水系が機能喪失することを想定しています。この配管破断によるサイフォン現象の発生により、プール水の流失及びプール水の低下が生じますが、先ほど説明しました静的サイフォンブレーカの機能により、プール水の低下は燃料プール戻り配管の下端で停止します。

※1ですが、この事象が発生しますと、運転員のほうは使用済燃料プール水位低警報の発報により、使用済燃料プールの水位が低下したことを確認します。そして、燃料プール冷却浄化系及び残留熱浄化系の再起動が困難な場合、――失礼しました。こちらは残留熱除去系及び補給水系ですね、の再起動を実施し、その再起動が困難なことで、使用済燃料プールの注水機能の喪失を確認します。以降の事象進展は、時間としましては、初めに水位低下をしているために、100℃到達の時間が想定事故1では5.1時間だったものが5.0時間

となっておりますし、また、水位低下の最大値がこちらでは0.6mということで、そういったところで変更はありますが、事象進展の流れについては変わりがないので、省略させていただきます。

続きまして、次のページに移りまして、対応に必要な要員についてです。こちらのほうも想定事故1と同様になりますが、操作対応要員とは別に、発電長1人、副発電長1人、通報連絡者2名を確保しておりまして、操作対応要員として運転員を1名、可搬型代替注水ポンプの準備を行う重大事故等対応要員8名、それから、タンクローリによる燃料補給操作を行う招集要員2名によって対応可能となっております。

続きまして、67ページのほうを御覧ください。有効性評価の方法についてですが、想定事故2の評価においては、1.2、評価対象の整理及び評価項目の設定に示すとおり、サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故を想定します。なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管は真空破壊弁を設け、サイフォン現象により使用済燃料プール水が流出しない設計としています。使用済燃料プールに入る配管の真空破壊弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えますが、本想定事故では固着を想定します。

想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断の後、使用済燃料プール水の漏えいが発生しますが、静的サイフォンブレーカにより使用済燃料プール水のサイフォン現象による漏えいは防止され、使用済燃料プール水の低下は燃料プール冷却浄化系戻り配管下端位置、通常水位から約0.23m下で停止します。その後、崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下しますが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を用いた使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価します。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できると、燃料有効長頂部の冠水が維持されます。未臨界性については、こちら想定事故1と同様の内容になりますので、省略させていただきます。

下のほうに進みまして、有効性評価の条件です。

想定事故2に対する初期条件としましては、まず、崩壊熱としまして、使用済燃料プー

ルの初期水位及び初期水温として、こちらは、初期水位については通常水位とし、保有水量を厳しくするため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定します。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とします。

崩壊熱につきましては、使用済燃料プール、こちらのほうは想定事故1と同じになっていますので、こちらのほうもちょっと省略させていただきます。

続きまして、事故条件についてですが、安全機能の喪失に対する仮定としまして、使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系、補給水系等の機能が喪失するものとします。

また、配管破断の想定として、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定します。

次に、使用済燃料プール水位の低下について、燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定します。サイフォン現象による使用済燃料プールの水位低下は、静的サイフォンブレーカにより、燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部、通常水位から約0.23m下で停止することを想定します。このときの水位低下については、保守的に瞬時に上記の水位まで低下することを想定しています。

外部電源については使用できないものと仮定します。

次に、重大事故等対策に関連する機器条件につきましては、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)については、可搬型代替注水大型ポンプ1台を使用するものとします。使用済燃料プールへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回り燃料損傷防止が可能な流量として50m³/hを設定します。

重大事故等対策に関連する操作条件につきましては、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水の開始時間を事象発生後8時間後から開始すると設定しています。

次に、有効性評価の結果です。

89ページを御覧ください。上の図のほう、先ほどと、想定事故の1と同じような図ですが、想定事故1との違いとしまして、まず初めに、解析上、事象発生と同時に燃料プール冷却浄化系配管下端位置まで水位が低下することを想定しています。その後、プール水温が上昇し、事象発生から、こちらのほう、5.0時間です。5.0時間後から使用済燃料プール水温が100℃に到達し、沸騰による水位低下が開始します。最大で通常水位から約0.6m下まで水位が低下しますが、8時間後から注水を開始することで事象発生から約9.3時間後ま

で水位回復し、水位回復後は蒸発量に応じた注水により水位を維持します。

下の図に進みまして、この通常水位から約0.6m下がった時点での線量率については、赤色の点線の示すとおり約3mSv/hとなっておりまして、必要な遮蔽の目安として設定している10mSv/hを下回り、評価項目を満足します。また、燃料有効長頂部の冠水が維持され、評価項目を満足します。未臨界については、想定事故と同じ結果となっておりますので、省略させていただきます。

資料のほうは戻りまして、72ページのほうをお願いします。4.2.3、評価条件の不確かさの影響評価について、説明します。

こちらの不確かさのほうにおいても、まず、(a)運転員等操作時間に与える影響についてですが、想定事故1と同様に、初期条件の崩壊熱、プール水温、プール水位、プールゲートの状態について確認しており、その結果も同様に、いずれも、注水開始操作は、水位低下による異常の認知を起点とするものであり、これらの影響が運転員等操作時間には影響が与えられないことを確認しています。

次に、75ページに進みまして、(b)評価項目となるパラメータに与える影響についてですが、崩壊熱と、あと、プールゲートの状態につきましては、こちらも想定事故1と同様に、最確条件とした場合には評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなります。

そして、一方、初期条件の使用済燃料プール水温に関しては、仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合は、使用済燃料プール水位が遮蔽維持される最低水位に到達するまで約4時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となります。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持されます。また、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から2日以上であり、事象発生から8時間後までに可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響が小さくなっております。

また、初期条件の水位についても、想定事故1と同様に、スロッシングが発生した場合には、遮蔽が維持される最低水位まで約5時間となりまして、それ以降は6階での線量が上がってしまうんですけれども、可搬型代替注水、建屋外の作業となりますので、こちらのほうには影響がありません。

77ページの2段落目に移りまして、破断箇所・状態及びサイフォン現象による水位低下

量の想定につきましては、評価条件では残留熱除去系に比べて耐震性が低い燃料プール冷却浄化系配管が破断することを想定しています。これは事故ごとに異なるということが考えられますが、今回、静的サイフォンブレーカにより、燃料プール冷却浄化系配管下端位置で漏えいが停止することから、それらの事故ごとに異なっても評価項目となるパラメータには影響は与えません。

次に、操作条件の不確かさですが、こちらのほうは想定事故と同様のところがありますが、評価条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生から8時間後と設定していますが、運転員等へ与える影響として、ほかの操作がないため、評価上の8時間という開始時間に対して実際の操作時間が早くなる場合が考えられます。このため、(b)のパラメータに与える影響としては、操作時間が早くなることで使用済燃料プール水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなります。

次に、(2)操作時間余裕の把握です。こちらのほうも想定事故1と同様に、こちらのほうは8時間に対して、すみません、十分な時間余裕があることを確認しております。

進みまして、4.2.4で、資源の評価です。こちらのほうも、想定事故1と同じように、要員、それから、資源として水源、燃料について確認しており、いずれも7日間の対応が可能であることを確認しております。

説明は以上になります。

○皆川審査官 規制庁、皆川です。

想定事故2の、小規模なプール水の漏えいの想定のお考え方について、質問させていただきます。

SFPの有効性評価ガイドであると、その小規模な漏えいの原因として、サイフォン現象等という形で、必ずしもそのサイフォン現象に限定したわけではないと思うんですけども、ここで、その評価の想定としてサイフォン現象を選んでいるその選定の考え方について、説明いただければと思います。

○日本原子力発電(山中) 日本原子力発電の山中です。

説明につきましては、資料2-1-2の20ページ、こちらを御覧ください。補足説明資料になっているほうの20ページでございます。

こちらは、想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由についてということで整理をさせていただきます。「はじめに」のところ、使用済燃料プールに接続されている

配管からの漏えいが発生した際に、真空破壊弁が動作せず、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生すると。これを今想定していますけれども、それ以外の漏えいの要因というものもありますので、それについて整理をしてございます。

2.のほうで、使用済燃料プールからの水の漏えいを引き起こす可能性のある事象として、①～⑤を想定してございます。一つ目はサイフォン現象ということで割愛ですけれども、②についてはライナー部の損傷、③についてはSFPのゲートの損傷、それから、④についてはゲート開放時のウェル、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器の貯蔵プール側のライナー部の損傷、⑤については地震によるスロッシングによる漏えい、こういったものを想定してございます。

3.で、それぞれの内容について、御説明をしてございます。

めくっていただいて、21ページのほうですね。まず、②のほうですけれども、SFPのライナー部の破損ということで、使用済燃料プールの筐体のほうはですね、基準地震動 S_s による地震動によっても機能が維持される設計ということで、高い信頼性を有する設備というふうに考えてございます。仮に、このライナー部が損傷、破損して漏えいが発生した場合でも、漏えい水はライナーの漏えい検知器とかドレンだめに流れ込んで漏えい検知器により警報が発報するというので、速やかに検知ができるというふうに考えてございます。

それから、22ページのほうですけれども、ライナーの破損が発生した場合の注水設備ですね。そういったものには特に影響がないということで、事象としてはそれほど厳しくないというふうに考えてございます。

それから、23ページのほうですね。プールゲートの損傷について説明をしてございます。ゲートについては、ちょっと別資料がございまして、こちらも十分信頼性がある設備というふうになっていまして、基準地震動 S_s に対しても十分機能が維持されるということで考えてございます。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合でも、ゲート下端の部分というのは使用済み燃料の有効燃料長頂部よりも高い位置ということで、ゲート下端までには到達しないというふうに考えてございます。その後は、崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水ということで冠水は維持できるというふうに考えてございます。あと、検知関係についても、先ほどと同様に、速やかな検知ができるというふうに考えてございます。

それから、24ページの④ですけれども、こちらはゲートが開放している場合の原子炉ウェル側、もしくはドライヤセパレータプール側のライナー部の損傷ということですが

も、こちら③と同様に、対応可能というふうに速やかな認知ができて、かつ注水にも影響がないということで、対応可能というふうに考えてございます。

あと、スロッシングについては、24ページの⑤、下のほうですね。こちら、先ほど不確かさのほうでも御説明をしましたがけれども、基準地震動 S_s によるスロッシング量というのが通常運転水位から約0.7m程度水位が低下するということになりますけれども、使用済み燃料は冠水が維持されるということと、あと、検知関係は、先ほどの漏えい等と同様に、速やかな検知が可能であると。ただし、水位が少し大きく下がりますので、原子炉建屋6階面での対応操作は速やかにやれば可能だということと、あと、可搬型の代替ポンプによって注水をするということで十分対応が可能というふうに考えてございます。

ということで、いずれの事象においても対応可能というふうに考えていまして、26ページのほうですね。結論ということで、①のサイフォン現象による漏えいというのは、真空破壊弁が機能しないことを想定すると、使用済み燃料プールに接続する配管に耐震Bクラスの配管が含まれるということで、漏えいした場合には使用済み燃料の有効長頂部よりも下まで水位低下が継続するおそれがあるというようなことを考慮して、また、注水ラインの破断によって対応可能な注水手段が限定されるということを考慮して、有効性評価においてはこのサイフォン現象による漏えいを想定した評価としてございます。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。そういう意味では、小規模な漏えいが発生する可能性を抽出して、現状、SA設備、SA対策として準備しているもので対応が可能であるということを確認した上で、サイフォン現象による漏えいであれば、その耐震Bクラスの配管があるのでというところで選んでいるということです。わかりました。

ちょっと関連してなんですけども、サイフォン現象のやつを選んで、その上で静的サイフォンブレーカを評価上期待していると思うんですけども、これもそのSFPの有効性評価ガイドであると、その耐震性も含めて、機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレーカであればその効果を期待ができますというふうになっていまして、これについて静的サイフォンブレーカを期待していますので、説明をお願いします。

○日本原子力発電（櫻井） 資料のほうは資料2-1-1、――すみません、日本原子力発電の櫻井です。資料2-1-1の95ページを御覧ください。静的サイフォンブレーカの健全性についてです。まず、配管強度への影響については、ディフューザ配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震Sクラスで設計されており、その配管に静

的サイフォンブレーカを接続するため、耐震性については問題はありません。

(2)人的要因による機能阻害については、静的サイフォンブレーカは、操作や作動機構を有さない単管のみであることから、誤操作や故障により機能を喪失することはございません。そのため、使用済燃料プールの冷却系のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、静的サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すれば、サイフォン効果を除去することができます。

(3)異物による閉塞についてですが、静的サイフォンブレーカは、使用済燃料プール出口配管より使用済燃料プールポンプ、使用済燃料プール熱交換器を経由して使用済燃料プール側に向けて冷却材が流れており、ろ過脱塩装置の出口配管にストレーナが設置されていることから、異物によるサイフォンブレーカの閉塞の懸念はございません。

(4)で、落下物干渉による変形については、静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁、原子炉建屋クレーン、燃料取り替え機等の重量物がありますが、これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられません。その他、手すり等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としています。

以上のことから、落下物として静的サイフォンブレーカに干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮に静的サイフォンブレーカに変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス綱であることから、配管が完全閉塞に至る変形は考えにくいことから、サイフォン効果の除去機能は確保されます。

また、サイフォンブレーカの健全性確認方法について、静的サイフォンブレーカについては、定期的な巡視点検、週1回を実施しまして、目視により水面の揺らぎ等を確認することで通水状態を確認することとしています。

以上です。

○皆川審査官 今御説明のあった95ページの(4)落下物干渉による変形についてのところなんですけれども、ここの考え方としては、静的サイフォンブレーカの上とかその周辺の落下物というのを、そちらで、現場とかです、洗い出しをして、それで S_s 機能維持のものとそうでないもので、そのそうでないものについては、ここに書いてあるように、固縛等の対策をとるといような考え方でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（首藤） 日本原子力発電の首藤と申します。

おっしゃるとおり、落下物の干渉の変形についてというところで、現場の調査等によって重量物はこういうものがあるというのを選定した上で、重量物に関しては、先ほど説明がありましたとおり、基準地震動 S_s に対する耐震評価をしております。それ以外も軽量物ということで手すり等もございますので、そういうものに対してはきちんと固縛、ボルト固定をしますということで管理しております。ですので、基本的には落下物はございませんというところなんですというところがございます。

説明は以上でございます。

○皆川審査官 わかりました。

○山形審議官 すみません、規制庁の山形ですけれども、想定事故1の場合も2の場合も、このフローチャートで、87ページのフローチャートの下の方に使用済燃料プール水位約0.9m低下(10mSv/h)と書いてあるんですが、この10mSv/hというのはどのような数字なんだろうかな。どこにも説明がちょっと見当たらないですけど。

○日本原子力発電(山中) 日本原子力発電の山中です。

説明は、資料2-1-1、有効性評価の資料の4ページを御覧ください。この4ページの一番下のところに※1というのが記載してまして、数行上のところから引用しておりますけれども、こちらに10mSv/hの設定の考え方を記載してございます。読み上げますと、必要な遮蔽の目安として設定した10mSv/hというのは、施設定期検査の作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値、これが大体最大で約3.5mSv/hということですが、これを考慮して設定してございます。本事故の発生時において、使用済燃料プール周りの作業時間、こちらが最も長い作業ということで、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系、これは可搬型のスプレイノズルを使うといったような、先ほどフローチャートでも示した設備ですけども、こちらを使う場合に使用済燃料プールの周りで作業があると。具体的には、そのノズルの設置、それからホースの敷設といったことですが、こちらの作業時間がおおよそ40分程度ということで、保守的に見積もっても1時間以内でおさまるだろうということで、緊急時の被ばく限度である100mSvに対しても1時間程度で対応できますので、十分に余裕がある値ということで、10mSv/hを目安として設定してございます。

以上です。

○山形審議官 確認ですけど、これはあくまでもこういう重大事故等に至った場合の考え方であって、オペフロ上での作業の考え方ではないということと、それと、柏崎のときも

ここを議論したんですけれども、例えば、プールの近くで作業をしている人がいましたと。いて、その人がじゃあ、地震が来て何かでけがをしたというような場合も含めて、これは普通、作業に入る、けがをしていない人ですね。けがをしていない人が作業に入って1時間以内に帰ってきますということを書かれているんですけど、そのときの議論は、そこに、例えば極端な話をすると、最近見学者はいないのかもしれないですけど、大体燃料プールの近くって、見学者の人がよくいますよね。そういう人たちがけがをして動けなくなった場合でもちゃんと出せるんですかという議論をしていたんですけれども、ここにはちょっとそういう観点は抜けているようなんですが、その辺りはどうお考えですか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

御指摘の点は、通常の作業、それから、その見学者等の立ち入りということにつきましては、異常事象の発生を検知した段階で速やかに退避をするということと考えてございます。プール周りには線量のモニター等が設置されていますので、線量が上がることについてはすぐに検知が可能になっています。それから、EPD等線量計を持っていますので、そのEPDの反応があった段階で速やかに退避をしていくということで、こちらに今記載させていただいている内容は、あくまでその重大事故等対応するための作業ということで、整理してございます。

以上です。

○山形審議官 わかりました。

○更田委員 ほかに。

○日本原子力発電（山中） すみません。使用済燃料プール関係で、東海第二の特有の設備である代替燃料プールの冷却系について、ちょっと設備の話を御説明させていただきたいと思いますので、設備担当から説明させていただきます。

○日本原子力発電（首藤） 日本原子力発電の首藤でございます。

それでは、代替燃料プールの設備概要ということで、資料につきましては、資料2-1-3のほうです。2-1-3の通し番号の351ページを御覧ください。こちらのほうに系統図がございます。それをもとに説明させていただきます。

まず初めに、既設の燃料プール冷却系設備を使用せずに、新設の代替燃料プール冷却設備を追設することについて、説明いたします。

既設の燃料プール冷却設備につきましては、重大事故等対処施設設備として使用する場合には全体的に耐震補強が必要となりまして、設備設計として困難と判断したことにより

ます。よって、耐震性を考慮した新設の代替燃料プール冷却系設備を既設の系統につなぎ込んだ設計となっております。こちらの図を見ていただきまして、その新設の代替燃料プール冷却系設備の系統構成について、説明いたします。

まず、1次側となる使用済燃料プールの水を送水するための、図でいきますと⑥の代替燃料プール冷却系ポンプと、冷却のための⑦の代替燃料プール冷却系熱交換器がございます。2次側としましては、冷却用の海水を送水するための①の緊急用海水ポンプがございます。そして、⑦の代替燃料プール冷却系熱交換器の1次系、1次側に使用済燃料プールの水を、2次側に海水を流すことによって、1次側に流れる使用済燃料プールの水を冷却いたします。その系統構成の中で、既設側の主な設備としましては、図にあります使用済燃料プールのスキマサージタンクがございます。新設側としましては、1次系、1次側の設備としまして、図でいきますとスキマサージタンクの下流ラインから分岐しております⑥番の代替燃料プール冷却系ポンプと⑦番の熱交換器となります。新設の2次系設備としましては、①、②の緊急用海水ポンプとなります。それらの系統構成をもとにした運転の流れといたしましては、使用済燃料プールを水源としまして、⑥の代替燃料プール冷却系ポンプにより1次側の使用済燃料プール水を、流路となるそのスキマサージタンクや配管、図でいきますと、⑧の弁を経由して、⑦の熱交換器の1次側に送水されて冷却されます。そして、配管を通過して、⑨の弁を通過して使用済燃料プールへ戻る循環系統となっております。2次系、2次側となります緊急用海水系につきましては、海水を①の緊急用海水ポンプによって取水しまして、配管、弁を経由して、⑦の熱交換系の今度は2次側を通過しまして、そのことによって1次側の使用済燃料プールの水を冷却して、図でいきますと、④の弁を経由して残留熱除去系海水系を通過して海へ放水されます。

簡単ですが、設備の概要は以上でございます。

○更田委員　いいかな。

じゃあ、次に行きましょう。

○日本原子力発電（浦野）　日本原子力発電の浦野と申します。

ここからは、停止時の有効性評価について御説明いたします。

まず、資料番号ですが、資料2-1-2、こちらのほうで、先ほどと同様に、申請時からの差分と先行との差分のほうを御説明いたします。

停止時のほうは4シーケンスございますので、まずは、差分のほう、あと、申請時からの変更のほう、1シーケンスのみ御説明しまして、各シーケンスの説明の頭でおのおの説

明させていただきます。

まず、資料としては、3ページをお開きください。まず、こちらのほうで、申請時からの変更点について記載をしております。

(1)のところですが、まず、崩壊熱除去機能喪失、こちらにおける原子炉注水開始時間の変更について、記載をしております。

申請時は、崩壊熱除去機能喪失、それと、原子炉冷却材の流出、こちらにおける原子炉注水の開始時間を、事象の認知に要する時間と操作に要する時間、操作と認知、両方を合わせて事象発生から1時間後としておりましたが、事象の認知、こちらのほうは、中央制御室の1時間ごとの監視、それにより行われますので、まず、事象の認知、こちらを1時間、そして、操作の時間、こちらのほうに余裕を見て1時間というふうに設定いたしまして、最後の行に書いています、原子炉注水開始時刻を事象発生から2時間後に変更いたしております。こちらのほうが崩壊熱除去機能喪失の申請時からの変更となっております。

次は、6ページを御覧ください。6ページのほう、(1)のところに、崩壊熱除去機能喪失の柏崎刈羽との差分を示してございます。事故条件のほうで、外部電源のところに差分がございまして、記載をしております。東海第二のほうは、事象認知までを外部電源あり、事象認知後を外部電源なしといたしております。対して、柏崎刈羽のほうは、全体通して外部電源なしというふうに設定しております。理由のほうですが、設備に関するところでして、有効性評価の本体資料のほうの概略図等を用いて御説明したいと思います。

資料ですが、2-1-1のほうに移ります。107ページをお願いします。資料2-1-1の107ページです。

まず、崩壊熱除去機能喪失、こちらについて御説明をいたします。

(2)の事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策の基本的考え方から参ります。

事故シーケンスグループ、崩壊熱除去機能喪失では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定しております。下から4行目になりますが、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系、低圧注水系による原子炉注水を行うことによって燃料損傷の防止を図ります。また、残留熱除去系、原子炉停止時冷却系の運転による最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行うことにより、原子炉の除熱を行います。

(3)の燃料損傷防止対策につきましては、概略図フローチャートで御説明します。

127ページを御覧ください。起因事象により残留熱除去系が機能喪失、左側のバツをつ

けているポンプとなります。となりますので、原子炉冷却材の沸騰後、原子炉水位が低下いたします。原子炉水位の回復後、水位の維持のために残留熱除去系B系による低圧注水を整備してございます。また、原子炉圧力容器閉鎖時には逃がし安全弁を手動で開とし、原子炉を低圧状態に維持する対策を整備してございます。

次のページを御覧ください。残留熱除去系Bを用いた低圧注水による原子炉水位の回復後、残留熱除去系Bを熱交換器を用いた冷却、こちらに切り替えまして、崩壊熱除去機能を回復いたします。東海第二の設備の特徴、先ほどの差分のところでも示したところですが、こちらですが、図中にあります*を打った弁、こちらが場所としては原子炉圧力容器から下に向かって残る熱除去系のポンプに給水するこちらのラインの弁などになっておりますが、こちらは、図のタイトルの少し上のところに書いておられますとおり、*のところでは、開操作に当たって、格納容器隔離信号のリセットが必要な弁となっております。端的には残留熱除去系により除熱を行うと。そちらに当たって、この格納容器隔離信号のリセットが必要と、そういったものです。

次のページを御覧ください。こちらのフロー図のほうで対応操作の流れのほうをお示ししております。

まず、起因事象として残留熱除去系の停止を想定してございます。そして、1時間後、残留熱除去系の停止確認を中央制御室の1時間ごとの巡視により確認いたします。その下ですが、その際、同時に外部電源喪失が発生するものとしております。これについての説明は、※2にございますが、まず、※2のほう、外部電源は事象発生1時間後に喪失するものと仮定をしております。外部電源喪失が発生しますと、原子炉保護系電源が喪失し、格納容器隔離信号により格納容器隔離弁、先ほどの*を打っていた弁です。こちらが閉となります。この状態ではインターロックにより残留熱除去系ポンプが起動不可となりますので、この時点で崩壊熱除去機能喪失を認知可能となっております。このため、事象発生1時間後、事象を認知する時刻、こちらまでは事象認知の観点で厳しくなる外部電源がある場合を想定してございます。事象発生1時間以降は、原子炉保護系電源の復旧等、運転員等操作に時間を要する外部電源がない場合を想定してございます。

フローに戻りまして、外部電源喪失の隣のところ、一点鎖線のところですが、この時点で作業員の退避を行います。そして、約1.1時間後、原子炉水温が100℃に到達、70分後に逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を実施いたします。※4に書いてございますが、実操作においては、作業員の退避後に操作を実施いたしますが、解析上、原子炉の水位低

下量を厳しく見積もるために、原子炉水温100℃に到達した時点で、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとしたします。

作業員の退避、この逃がし安全弁の開に当たっての作業員の退避、こちらにつきましては補足説明資料を用意してございます。資料2-1-2、こちらの47ページを御覧ください。資料2-1-2の47ページです。こちらの資料のほうに現場作業員の退避についてまとめてございます。

2.のところから参ります。まず、作業員への退避に係る教育状況について記載しております。発電所構内で作業を実施する作業員に対しましては、以下のように退避に係る教育を実施しております。事故における退避指示の対応等について周知徹底してございます。教育内容としましては、ページング等による退避指示への対応について、さらに、管理区域への入退域方法について実施しております。教育の実施時期は発電所への入所時といたしております。

3.のほうで、事故発生後における退避開始から退避完了確認までの流れを記載しております。事故発生後、作業員は発電長のページングによる退避指示により、現場からの退避、これを、今回は管理区域からの退域をもって現場からの退避完了というふうに時間のほうは見積もっております。を行います。

また、作業員全員の退避完了確認は以下の手順で行います。

まず、一つ目の確認ですが、個人線量計、こちらを管理している出入り監視員のほうが、個人線量計の貸し出し状況により全作業員が管理区域内から退域していることを確認し、災害対策本部に連絡いたします。

次のページに参りまして、各作業グループの作業責任者または監理員は、作業員の点呼により自グループの全員が退避していること、これを確認しまして、作業担当部門に連絡いたします。作業担当部門の担当者は、自部門が担当している全ての作業グループが退避していることを確認して災害対策本部のほうに連絡して、災害対策本部は全作業グループが退避していることを確認します。下になお書きのほうに記載しておりますが、作業員は2名以上の作業グループをもって作業を実施いたしますので、退避時に負傷者が発生した場合においても、周囲の作業員からの救助により退避可能となっております。

4.のほうで、作業員の退避時間を見積もっております。作業員の退避時間及びその内訳を第1表、次のページのほうに示しております。第1表のほうです。こちらのほうは三つに分かれておまして、①のほうが作業場所から管理区域の入退域ゲートへの移動、②が管

理区域からの退城、③が退避の確認となっております。

前のページにお戻りください。先ほどの続きのところです。今、①から③のステップがありました。こちらのほう、いずれもさらに多数の作業ステップから成る項目となっております。①から③、さらに内訳があると。そのうち、②におけるEPDゲートの通過、こちらのほうが退避時間において律速となっております。以下の実績から算出しております。こちらのほうで、EPDゲートの通過人数を1分当たり26人といたしております。そして、管理区域におけるピーク滞在人数、こちらは施設定期検査全体におけるピーク人数となっております。今回評価対象としたPOS-A、定検初期のほう、こちらは人数が少ないため、保守的な評価となっております。こちらは1,020人となっております。こちらの計算のほうから、滞在人数の不確かさも考慮して、60分で退避完了するというふうに見積もっております。

次のページをお願いします。5.のところ。 (1)の被ばく評価のところ。作業員の退避は1時間以内に完了しますので、作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定しがたいものと考えます。

(2)の雰囲気温度評価ですが、雰囲気温度が高い作業場所である格納容器内においても、退避完了までに有意な温度上昇は見られず、作業員の退避に影響はないことを確認しております。

こちらのほうが退避に関するところで、本文の資料2-1-1です。こちらの129ページ、フロー図のほうにお戻りください。資料2-1-1の129ページです。先ほどまでこのフロー図の御説明をしていたのが、ちょうど70分のところの逃がし安全弁による低圧状態維持、こちらでして、その続きから参ります。

2時間後のところですが、待機中は残留熱除去系による原子炉注水を実施いたします。さらに約2.1時間後、こちらのほうで原子炉の水位回復、原子炉安定停止状態の確認となります。原子炉の水位が回復しましたので、4時間20分後、こちらのほうで残留熱除去系、原子炉停止時冷却系による原子炉冷却を実施いたします。それ以降は逃がし安全弁を全閉としまして、さらに、残留熱除去系、原子炉停止時冷却系により冷却を継続いたします。

これらの対応操作に必要な要員について、次のページのタイムチャートにおいて説明いたします。次のページをお願いします。130ページです。本事故シーケンスにおきましては、まず、残留熱除去系、低圧注水系による原子炉水位の回復後、残留熱除去系、原子炉停止時冷却系による原子炉の除熱を行います。こちらのほうですが、左上に書いておりま

す発電長1名、副発電長1名、さらに下のほうに運転員3名、左上に戻りまして、通信連絡等を行う災害対策要員2名の合計7名によって対応可能となっております。

次のところは評価条件の御説明で、110ページを御覧ください。110ページのほうです。ページ中ほどの(1)の有効性評価の方法、こちらについて説明いたします。

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、括弧書きのところですか。残留熱除去系の故障、プラス崩壊熱除去・炉心冷却失敗となっております。

本重要事故シーケンスは、運転停止中のいずれのプラント状態においても起こり得ますので、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、POS-A、こちらを代表として、評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保を満足することを確認いたします。

また、ほかのプラント状態を考慮した想定においても、これらの評価項目を満足することを確認いたします。

今説明しましたPOSについて、139ページを御覧ください。139ページです。こちらのほうですが、今回評価対象としました第19回の施設定期検査の工程となっております。

まず、上から3行目、代表水位のところですが、POS-Bについては原子炉ウェル満水というふうになっておりまして、それ以外のPOS-S、A、C、D、こちらについては通常運転水位というふうになってございます。

また、一番下の使用可能な緩和設備、これらについては、POS-A以降、待機除外の設備が増えるといった状態になってございます。

この中からどのようにPOS-Aを選択したかといったところで、すみません、136ページを御覧ください。一番下の段落のところですか。136ページ、一番下の段落のところですが、崩壊熱除去・注水機能を持つ設備の事故時の使用可否について考えますと、POS-S、POS-Dの原子炉停止直後・起動準備、こちらにおいては給水系を除く緩和設備が原子炉運転中と同様に待機状態、または早期復旧により使用可能な状態となっております。※書きですが、次のページの下を御覧ください。※書きの2行目のところですが、POS-S、POS-Dにおいては原子炉圧力容器が閉鎖状態となっておりますので、原子炉圧力が上昇した後は原子炉隔離時冷却系による注水も可能となっております。となりまして、運転時に近い状態となっております。このため、通常水位かつ崩壊熱が高いPOS-Aを今回は選定しております。

POS-Sでの崩壊熱のほうが高いというところについては、感度を見ておりまして、117ペ

ージを御覧ください。117ページ、こちらの(b)のところの7行目辺り、ページの中ほどになるんですが、こちらのほうに原子炉スクラムによる原子炉停止から12時間後、こちらPOS-Sと書いておりまして、こちらの評価を行っております。数行下のところに、約3.8時間、5.3時間という時間が記載してございますが、これが遮蔽水位までの時間3.8時間と、燃料有効長頂部までの時間5.3時間となっております。先ほどフローで説明しました注水を開始する2時間、これに対しては十分な余裕時間があるということになっております。

POSに関する説明は以上で、元の説明に戻ります。111ページをお願いします。有効性評価の条件、(2)のところです。こちらについて御説明します。

まず、a.の初期条件、(a)のところからですが、原子炉圧力容器の状態につきましては、未開放時、こちらを評価いたします。こちらについては、原子炉圧力容器の開放時については、遮蔽維持水位到達までの余裕時間、こちらの観点で厳しくなる未開放時の評価に包絡されます。

(b)の崩壊熱ですが、原子炉停止後の崩壊熱、こちらのほうはANSI/ANSの式に基づくものとしまして、右下、約18.8MWと見積もっております。

(c)ですが、原子炉初期水位、原子炉初期水温、こちらのほうですが、原子炉水位は先ほどのとおり通常運転水位としまして、初期水温のほうは残留熱除去系、原子炉停止時冷却系の設計温度である52℃といたしております。

(d)の原子炉初期圧力ですが、こちらのほうは大気圧が維持されているものとしてございます。

113ページを御覧ください。c.の重大事故等対策に関連する機器条件としまして、まず、(a)のところ、残留熱除去系、低圧注水系による原子炉注水流量、こちらについては1,605tと、崩壊熱による蒸発分を十分補える量となっております。

(b)の残留熱除去系、原子炉停止時冷却系の伝熱容量、こちらのほうは熱交換器1基当たりが43MWと、崩壊熱量を十分に除熱できる量となっております。

また、dの重大事故等対策に関連する操作条件につきましては、まず(a)のところですが、待機中残留熱除去系による原子炉注水は、残留熱除去系、原子炉停止時冷却系の故障の認知及び操作の時間をもとに、さらに時間余裕を考慮して、事象発生から2時間後に実施するものとしております。

次が、(3)の有効性評価の結果となりまして、こちらのほう、131ページを御覧ください。131ページです。こちらの図ですが、横軸が時間、縦軸が燃料有効長頂部からの水位とな

っております。

まず、事象発生約1.1時間後、こちらのほうで原子炉水位は100℃に到達しまして、水位低下が開始となります。また、残留熱除去系、低圧注水系による原子炉注水開始を2時間後に開始いたします。水位は燃料有効長頂部から約4.2mということで、燃料の露出には至らない結果となっております。

また、水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施しまして、その後、停止時冷却系による崩壊熱除去を実施いたします。

また、全制御棒の挿入は維持されておりますので、未臨界は維持されております。

次のページをお願いします。こちらの図は、横軸が燃料有効長頂部からの水位、縦軸が線量率となっております。図の下のほうなんです、ここまで水位が低下するとといった矢印を書いております、ここでの線量率は1mSv/h未満となっております、目標線量率10mSv/hを十分下回る結果となっております。

次の項目に参ります。115ページを御覧ください。115ページです。ここからは、(1)評価条件の不確かさの影響評価、こちらについて御説明いたします。

まず、(a)、ページの下、中ほどです。運転員等操作時間に与える影響ですが、幾つかの項目について不確かさの影響評価を行っております。一つ目が1段落目の燃料の崩壊熱、二つ目は次の段落の原子炉初期水温、次のページに参りまして、段落ごとに見てまいります。まず、次が原子炉初期水位、原子炉初期圧力、原子炉圧力容器の状態、これらについて不確かさの影響を確認しまして、運転員等操作時間に与える影響が小さいことを確認しております。

次のページの117ページを御覧ください。(b)の評価項目となるパラメータに与える影響、こちらですが、今説明しました(a)と同じ項目を確認しまして、不確かさが評価項目になるパラメータに与える影響が小さいことを確認しております。

120ページを御覧ください。ここは操作条件の項となっております、(2)の操作時間余裕の把握、こちらについて御説明します。

2段落目のところですが、3行目のところ、こちらのほうは、遮蔽維持水位に到達するまでの時間4.5時間というのを記載しております、その下を書いてあります6.3時間、こちらは、燃料有効長頂部に到達するまでの時間となっております。これに対して、事故を検知して注水を開始するまでの時間は約2時間ということで準備時間は確保できますので、時間余裕があるということをここで示しております。

次は、同じページの下のほう、必要な要員及び資源の評価ですが、まず、(1)の必要な要員の評価、こちらは、タイムチャートで説明しましたとおり、7名で対応可能となっております。隣のページに書いております上のほうです。運転員及び災害対策要員の37名で対処可能となっております。

必要な資源の評価におきましては、a.の水源、こちらはサプレッション・チェンバのプール水ということで枯渇することがないため、7日間対応が可能となっております。

燃料については、非常用DG、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、こちらのほうに7日間の燃料が供給可能というふうになっております。

c.の電源については、必要量を確保していることを確認いたしております。

本シーケンスの説明は以上です。

○山田部長 原子力規制庁、山田です。更田委員が席を外しましたので、進行をいたします。

質問、コメントがあれば。

○皆川審査官 規制庁、皆川です。

資料2-1-1の、通し番号で言うと129ページ、手順の概要があると思いますけれども、この手順の概要の説明の中にも、作業員の退避というのがある、停止中なので、定検作業で格納容器内に人もいる可能性もあってというところだと思うんですけども、この流れの中で、70分のところに逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持というところがあります。この※の説明、※4のところですけども、これを見ると、実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するけれども、評価上は厳しく評価をする観点で多分70分であけるという想定をしているんだと思うんですけども、この実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するとあって、逆を言うと、この逃がし安全弁の開操作のリミットというのは、この事象進展を踏まえると、どのように捉えていますでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

この事象につきましては、崩壊熱が運転中と比べ大分下がっているということを考慮すると、沸騰までで約1.1時間となっておりますけれども、それから圧力が上昇するまでにかかりの時間があるということで、少なくとも1時間以上あると思っております。

以上です。

○皆川審査官 もう少し具体的に聞くと、圧力上昇というのは、どこまでの圧力上昇にはあけなきやいけないような想定をしているのでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

減圧操作につきましては、基本的には低圧の注水ポンプをこの事象では使いますので、それを注水の準備が開始した段階で減圧操作をするということで、仮にかなり高圧になったとしても、安全弁の機能が作動するというので、圧力が高いほうが水位の低下がより遅くなるということになります。ですので、タイミングとしては注水準備、今で言うと、2時間をタイミングで注水開始としていますけれども、その直前にそこまでに減圧をするという操作で考えてございます。

以上です。

○皆川審査官 そういう意味で言うと、当然、注水をするために減圧をするのであって、なおかつずっと逃がし弁で減圧しなければ安全弁で噴くというような話もあったので、事象的にはある程度余裕時間はある、その退避について余裕時間はあるという形の理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

御理解のとおりだと考えております。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。

○山田部長 ほか、いかがでしょうか。

○山形審議官 規制庁の山形ですけれども、これは、110ページのところにプラント状態はAを代表してというふうに書いて、プラント状態POS-Aで説明されているんですけど、POS-B1だったらどうなるのでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

各POSの状態につきましては整理をしまして、140ページ、こちらを御覧ください。一番左側にプラント状態ということで、S、A、B1～B6、C1、C2、Dということで、今評価対象としている全プラント状態を整理してございます。

このうち、今御指摘のありましたPOS-Bにつきましては、原子炉ウェルが満水の状態ということで、それをPRA上少し詳細に分けて整理してございますけれども、基本的にはそのときに対応可能な整備で対応していくということで考えてございます。中身は、重大事故等対処設備というところの欄に記載しているものでございますけれども、常設のポンプ、それから、可搬型、特にPOS-Bの場合は余裕時間が長いということも考慮すると、十分可搬型でも対応可能というふうに考えてございます。

以上です。

○山形審議官 具体的に教えていただきたいんですけど、例えば、POS-B1で4日目ですよ、とまって4日目の場合で、このとき、残留熱除去系は一つは待機除外になっちゃって動かないので、動かしてA系がとまってしまうと、プールへの注水というふうになっていますけど、原子炉、この段階では格納容器のふたはあいているんですか。B1、4日目であいているんですか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

POS-B以降は、ウェルの水をもう満水にしまして、燃料交換の対応をしていくということで、格納容器のふたは開放されている状態で、プールゲートについてもあいているといったような状態を想定してございます。ですので。

○山形審議官 確認したいのは、4日目で満水になっているけど、ふたもあいているんですか。ふたがあいていないとプールに注水しても意味がないと思って聞いているんですけど。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

4日目の状態であいてございます。

○山形審議官 わかりました。

○山田部長 ほか、いかがでしょうか。いいですか。

じゃあ、次のやつをお願いします。

○日本原子力発電（浦野） 日本原子力発電の浦野です。

資料のほうですが、2-1-2のほうの3ページを御覧ください。こちらのほうで、申請時との差分について記載してございます。

全交流電源喪失については、こちらの3ページの(2)のほうに当たります。

内容ですが、全交流電源喪失における残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の海水系の変更及び原子炉の除熱開始時間の変更となっております。

申請時は、代替残留熱除去系海水系による残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転を評価条件としておりましたが、常設代替高圧電源装置、こちらにより残留熱除去系海水系の運転が可能であると、こういったことを考慮しまして、残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転を評価条件とすることに変更いたしました。

この変更に伴いまして、原子炉の除熱開始時間を、事象発生後23時間から、事象発生後4時間10分に変更いたしております。

なお書きですが、代替残留熱除去系海水系については、自主対策設備として整備してございます。

次は、6ページのほうを御覧ください。6ページのほう、(2)の全交流電源喪失のところです。

操作条件のところ、まず一つ目が、低圧代替注水系、常設のほうです、こちらの注水開始時間が東海第二と柏崎刈羽のほうで異なっております。東海第二のほうは事象発生から1.1時間後、柏崎刈羽のほうは事象発生から145分後というふうになってございます。

東海第二においては、事象発生から25分で低圧代替注水系の起動準備が完了するというふうに設定してございます。対して柏崎刈羽のほうですが、注水準備の準備完了が145分というふうになってございます。

原子炉の沸騰開始時間は事象発生から約1.1時間後ということで、この時点でもう注水準備は完了してございますので、水位が低下し始めたらずぐに注水が開始できるといったこととなります。このため、原子炉冷却材の蒸発に応じた原子炉注水を実施することで、原子炉水位を通常運転水位付近に維持することができます。

ちょっとここで口頭で補足ですが、柏崎刈羽については、代替電源から緊急用母線、非常用母線を介して注水系に電源供給をするといった流れになっております。東海第二については、代替電源から緊急用母線のみを介して注水系を起動と、非常用母線の受電が不要な分、注水準備完了が早くなっております。

先行との差分のほうが以上となっております、本体資料のほうに移らせていただきます。資料のほうは資料2-1-1です。こちらの170ページをお願いします。170ページの5.2、全交流電源喪失、こちらについて説明いたします。

まず、(2)の事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策の基本的考え方から御説明します。

まず、1段落目、事故シーケンスグループ「全交流電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能が喪失することを想定いたします。

3段落目のほうですが、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、常設代替高圧電源装置による電源供給及び低圧代替注水系による原子炉注水、こちらを行うことによって燃料損傷の防止を図ります。また、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による最終的な熱の逃がし場への熱輸送を行うことにより原子炉の除熱を行うとしております。

次のページのほうへ参りまして、(3)の燃料損傷防止対策、こちらですが、191ページを御覧ください。概略系統図とフローチャートを用いて説明いたします。191ページです。起因事象により全交流電源喪失に至りますので、左上にございます常設代替高压電源装置により緊急用母線を受電し、右下のほうにございます常設低压代替注水系により原子炉の注水を行います。

次のページのほうに参ります。非常用母線を受電の完了後、起因事象の発生前に移動させておりました残留熱除去系、こちらA系のほうです、を起動しまして、原子炉からの除熱を実施いたします。

次のページのほうで操作の流れを示しております。193ページ、フロー図ですが、起因事象として、まず、外部電源喪失が発生しまして、全交流動力電源喪失に至ります。その時点で、一点鎖線で書いております作業員の退避を開始いたします。その後、13分で全交流動力電源喪失の確認、こちらのほうを実施いたします。下に参りまして、17分で常設代替高压電源装置による緊急用母線受電操作を実施いたします。さらに下に参りまして、電源を確保しましたので、低压代替注水系の起動準備操作が完了いたします。そして約1.1時間後、ここで原子炉水温が100℃に到達して、水位の低下が始まります。このため、逃がし安全弁による原子炉の低压状態維持、こちらのほうを行いまして、低压代替注水系による原子炉注水開始を行います。その後、適宜原子炉水位の調整操作を行い、4時間10分後のところです、残留熱除去系による原子炉冷却操作を行いまして、原子炉の温度は低下、原子炉水位は維持されるというふうになります。その後は逃がし安全弁を全閉にし、残留熱除去系による冷却を継続いたします。

次のページをお願いいたします。こちらのほうはタイムチャートになっておりまして、本事故シーケンスにおいては、まず、低压代替注水系による原子炉注水、あとは、残留熱除去系による原子炉除熱を実施いたしますが、そちらのほうに必要な要員は左上にございます発電長、副発電長、通信連絡等を行う災害対策要員が2名、加えまして、下のほう、運転員3名となっております、合計7名で対応可能となっております。こちらは、運転員及び災害対策要員の37名、こちらで対応可能という人数となっております。

次は173ページを御覧ください。ページ中ほどのところです、(1)の有効性評価の方法について説明いたします。

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、二つ目の括弧のところ、「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」となっています。

おります。

次の段落のところですが、ここはプラント状態、POSの選定について記載しております、ここは崩壊熱除去機能喪失と同様の理由によりPOS-Aとしております。

次のページのほうを御覧ください。(2)のところですが、有効性評価の条件について説明いたします。a.の初期条件につきましては、崩壊熱除去機能喪失と同じとなっております。割愛いたしますので、次のページのほうを御覧ください。

b.の事故条件、こちらにつきましては、趣旨としましては、全交流電源喪失に至るといったところを記載しております、起因事象のところ、外部電源が喪失、(b)のところ、全てのDGが機能喪失と、そういったところを記載しております。

c.の重大事故等対策に関連する機器条件、こちらのほうは、低圧代替注水系による原子炉注水流量ということで、こちらは崩壊熱による蒸発量を上回る流量としております。

次のページをほうを御覧ください。(b)のところの残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)のところですが、電熱容量は先ほどの同じです、熱交換器1基当たり43MWといたしております。

d.の重大事故等対策に関連する操作条件、こちらにつきましては、(a)のところ、まず、低圧代替注水系による原子炉注水準備操作は事象発生25分後に完了といたしております。(b)のところ、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転は右下のほう、事象発生4時間10分後から開始すると設定しております。

(3)の有効性評価の結果ですが、195ページのほうを御覧ください。195ページの図ですが、横軸が事故後の時間、縦軸が燃料有効長頂部からの水位となっております。

事象進展ですが、沸騰開始約1.1時間後までに注水準備が完了するといったところで通常運転水位を維持することができまして、燃料の露出には至らないという結果となっております。また、制御棒の全挿入も維持され、未臨界も維持されております。

次のページを御覧ください。こちらのほうも、先ほどの崩壊熱除去機能喪失と同じ図となっております、こちらのほうは横軸、燃料有効長頂部からの水位、縦軸が線量率となっております、水位のほうは、先ほどの図で示しましたとおり、通常運転水位のところを維持するといったところで、目標線量率10mSv/hを十分に下回る結果となっております。

次の項目に参ります。178ページを御覧ください。178ページ、こちらのほうでは評価条件の不確かさの影響評価について記載しております。(a)の運転員等操作時間に与える影響につきましては、崩壊熱除去機能喪失と同じ項目について、不確かさの影響を確認して

おりまして、影響が小さいことを確認してございます。

次の180ページのほうを御覧ください。(b)の評価項目となるパラメータに与える影響ですが、こちら崩壊熱除去機能喪失と同じ項目のほうを確認しておりまして、パラメータに与える影響は小さいということを確認しております。

183ページのほうをお願いします。183ページの下のほう、必要な要員、資源の評価についてですが、必要な要員についても、タイムチャートに御説明しましたとおり、7名での対応が可能といったところで、次のページにあります運転員、災害対策要員の37名で対応可能というふうになっております。

必要な資源の評価、(2)につきましても、水源のほうは注水量が約90tと、それに対して水源としては4,300tということで注水の継続が可能となっております。

b.の燃料については、常設代替交流電源設備による電源供給、こちらの燃料を評価しておりまして、必要量352.8kLに対して800kLという軽油の保有をしてございます。

c.の電源については十分な量を確保していることを確認してございます。

本シーケンスの説明は以上となります。

○山田部長 それでは、質問、コメント。

○皆川審査官 規制庁、皆川です。

ページ数で言うと、資料2-1-1の177ページのところです。先ほどの崩壊熱除去機能喪失でも同じで、かつ、SFPのときにも話が出たんですけども、遮蔽の目安について、10mSvということで、SFPと同じに設定していると思うんですけども、SFPのときには、プール周りでの作業があったとしても、最大でも1時間程度ということで考えていたんですが、この停止時の場合にはどのような考え方で10mSv/hを設定しているのでしょうか。

○日本原子力発電（浦野） 日本原子力発電の浦野です。

こちらの停止時の原子炉への対策といった観点ですと、SFP周り、こちらのほうで実施する作業というのがないというふうになっております。唯一あるのが消火系ですが、こちらのほうは自主対策整備というふうになってございます。ですが、原子炉の中に燃料がある状態でも、SFPの中には燃料があると、そういったときには、SFPのほうに完全可搬のほうで、可搬設備により注水を行うといったことが考えられます。そういった観点から、SFPと同じ10mSv/hといった基準を停止時のほうにも適用してございます。

御回答は以上です。

○皆川審査官 今の話は、SFP周りの作業時間を考慮してという回答ですか。

○日本原子力発電（浦野） はい、御理解のとおりで、繰り返しのようになってしまうところもあるんですけども、停止時におきましてSFPのほうにも注水が必要と、そういったときに、原子炉のほうから出る線量、こちらのほうがSFP周りの作業を阻害することがないよという、そういった観点で原子炉のほうから10mSv/hと、こちらのほうを設定しております。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。

それ以外にも、例えば、定検中なので、作業員とかというのは関係はないでしょうか。

○日本原子力発電（伊藤） 日本原子力発電の伊藤と申します。

おっしゃるとおり、定検中だと、リアクタービルのオペフロのところには作業員の人がいる可能性があります。ということで、最初はあくまで、可搬型のスプレーとかそういうものに限らず、やはり、原子炉建屋のオペフロにいる人の防護のためにも10mSv/hという基準としております。

以上です。

○皆川審査官 そういう意味で言いますと、先ほど、退避というのが1時間程度ということだったと思いますので、それも踏まえて、10mSv/hであれば100mSvに対してというような考え方でもよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

そのとおりでございます。記載のところは、今、考え方が十分読み取れないと思われますので、そこは適正化を図ろうと思えます。

以上です。

○山形審議官 関連というか念押しなんですけれども、要は、例えば、これが213ページのほうになると、もうあたかも遮蔽の目安って10mSv/hですということしか書いていないんですよね。我々は、そうじゃないですよ。こんな高い数字が遮蔽の目安だとは思っていないので、それはあくまでも、こういった213になるとすごく簡略化されていて、緊急時被曝の100mSvと比べて十分余裕のある10mSv/hとしか書いていないんですよね。こんな考え方は絶対だめですよというふうに我々は思っていて、線量率掛ける作業時間の何mSvが100mSvより十分低いという考え方はまだわかりますけど、ここに書いているように、被曝限度100mSvに比べて十分な余裕のあるmSv/h、まず、そもそも単位が違うので、これとこれを比べちゃいけないということなんですけど、ですから、やっぱりそこで想定される

作業掛けるこの線量率であれば十分に低いからということ、それぞれのところできっちり書いてくださいと。でないとすごく誤解を招いてしまうので、これがあたかも何か作業基準みたいな感じですけど、そうではなくて、あくまでも何とかmSvが100mSvより十分低いということで説明をしてください。書いてください。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

了解しました。各シーケンスについて記載をしていきますので、よろしくお願いします。

○山田部長 ほかにいかがでしょうか。いいですか。

じゃあ、次のシーケンスグループをお願いします。

○日本原子力発電（浦野） 日本原子力発電の浦野です。

資料のほうは2-1-2、こちらのほうの3ページを御覧ください。3ページのほうは申請時からの変更となっております、先ほど御説明した(1)、こちらのほうは、原子炉冷却材の流出においても同じ内容を変更してございます。内容は割愛いたします。

6ページを御覧ください。すみません、7ページです、失礼しました。7ページのほうが原子炉冷却材の流出における東海第二と柏崎刈羽、こちらのほうの差分となっております。

まず、事故条件の外部電源、こちらのほうですが、東海第二では外部電源あり、柏崎刈羽のほうでは外部電源なしといたしております。理由のほうですが、東海第二においては、外部電源がない場合、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ入り口弁、こちらは、崩壊熱除去機能喪失でお示ししました*を打っていた弁です。そちらのほうは自動閉となりまして、原子炉冷却材流出が停止することから、その観点で厳しい外部電源ありを仮定しております。

機器条件ですが、原子炉圧力容器の状態と原子炉の初期水位、こちらのほうに違いがございます。東海第二のほうは、原子炉圧力容器が閉鎖、通常水位というふうな条件を設定してございます。柏崎のほうですが、原子炉圧力容器は開放、原子炉ウェルは満水という条件を設定しております。理由のところですが、東海第二においては、原子炉水位が遮蔽水位に到達するまで、時間余裕の観点から最も厳しくなる原子炉圧力容器未開放、かつ原子炉水位が通常運転水位の状態を仮定しております。なお書きで書いておりますが、原子炉水位が通常運転水位の場合は、原子炉水位低下による警報の発報、緩和設備の自動起動、こちらに期待できることも考えられますが、有効性評価ではこれらに期待しないことにより、認知の観点からも厳しい扱いとしております。

最後、操作条件ですが、流出箇所の隔離、こちらのタイミングが異なっております。東海第二につきましては、原子炉への注水開始が終わってから隔離を行います。柏崎のほうは原子炉への注水開始前というふうになっております。こちらの理由ですが、東海第二においては、運転手順書に基づき原子炉水位回復操作を優先するため、流出箇所の隔離は原子炉への注水開始後に実施いたします。

では、本体資料の説明のほうに移ります。資料のほうは資料2-1-1、こちらの207ページをお願いします。原子炉冷却材の流出について、説明いたします。

まず、(2)の事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策の基本的考え方についてですが、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失することを想定しております。

この今、漏えいのところなんですけれども、原子炉冷却材の漏えいが発生する事象というのは幾つかありまして、今回の評価ではRHR切り替えを選定しております。こちらについて、242ページのほうを御覧ください。

242ページです。ページ中ほどのところに2.がございまして、こちらのほうで、原子炉冷却材の流出評価の対象とした作業、こちらについて御説明します。重要事故シーケンスの選定に当たりまして、施設定期検査中に原子炉冷却材流出が想定され得るとして抽出した作業は次の四つとなっております。それが下のほう、RHR切り替え、CUWブロー、CRD点検、LPRM点検となっております。この四つの作業等から、本評価ではRHR切り替えを選定しております。選定の理由ですが、燃料損傷までの時間余裕が短いこと、また、停止時PRAの結果から、炉心損傷頻度が最も高く、代表性が高いこととなっております。

選定のほうが以上で、207ページのほうにお戻りください。続きから参ります。すみません、下から2行目のところですが、本事故シーケンスグループでは、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水や、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図ります。また、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転により最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行うことにより、原子炉の除熱を行います。

(3)の燃料損傷防止対策ですが、225ページを御覧ください。225ページです。こちらの図のほうですが、対策の一つ前のところ、起因事象の発生のところを示しております。RHR切り替え時のLOCAが発生するまでの流れ、こちらのほうを示しております。

まずは、右上の①と書いてある吹き出しを御覧ください。①のほうですが、待機中残留熱除去系の系統構成の際に、原子炉停止時冷却系流量調整弁の開操作が不十分な状態で残留熱除去系ポンプを起動いたします。

右下の②の吹き出しを御覧ください。原子炉停止時冷却系流量調整弁の開度により、原子炉への注水量が十分ではないということで、ミニマムフロー弁がインターロックにより自動開となり、開固着することで原子炉冷却材がサプレッション・プールへ流出するといったことを考慮しております。

事象については以上で、次のページをお願いします。こちらのほうが対策となっております。まず、残留熱除去系のB側ですが、冷却材流出が継続している状態にあります。これに対して、残留熱除去系Aを起動しまして、原子炉水位の維持を行うという手段を整備してございます。

次のページのほうを御覧ください。右下の吹き出しに書いておりますが、吹き出しの矢印の先で赤い丸で囲った弁ですが、こちらのほうを、漏えい箇所の確認のために中央制御室の操作で閉といたします。そして、漏えいの停止ということで、残留熱除去系Aによる原子炉の除熱を行います。

次のページを御覧ください。こちらはフロー図となっております。フローチャートのほうですが、まず、上から四つ、こちらの操作等によりまして、RHR切り替え時のLOCAが発生いたします。また、約1時間のところ、こちらで原子炉冷却材の流出を中央制御室の巡視による確認いたします。その時点で作業員の退避というふうになります。そして、約2時間後、こちらのほうで待機中残留熱除去系による原子炉注水操作を開始いたします。そして、約2.1時間後に原子炉水位の回復、原子炉安定停止状態の確認を行います。その後、水位が安定した状態、こちらの状態で原子炉冷却材流出箇所の隔離操作を実施いたしまして、下に参りまして、サプレッション・プールへの原子炉冷却材流出停止により原子炉水位の低下が停止いたします。その後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉冷却を行います。

次のページをほうを御覧ください。原子炉冷却材流出に対しては、残留熱除去系による原子炉注水、漏えいの隔離を行います。左上に書いております発電長1名、副発電長1名、通報連絡等を行う災害対策要員2名、下に書いております運転員3名、合計7名で対応が可能となっております。運転員、災害対策要員合計37名のほうで対応可能というふうになっております。

次の項目に参ります。209ページを御覧ください。ページ中ほどの(1)の有効性評価の方法のところですが、事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは3行下の括弧書きのところですが、「原子炉冷却材の流出(RHR切り替え時のLOCA)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」となっております。

次のページを御覧ください。下のほう、(2)のところ、有効性評価の条件について示しております。隣のページのa.初期条件のところですが、ここは、差分でも御説明しましたところで、原子炉圧力容器の状態、こちらは未開放時を想定しております。また、3行目のなお書き、先ほども御説明したとおり、警報設備の自動起動には期待しないといったことを記載しております。

原子炉初期水位、初期水温については崩壊熱除去機能喪失と同様となっております。

b.の事故条件ですが、(a)の原子炉冷却材のサプレッション・プールへの流出流量、こちらは、まず先ほどの概略系統図で示した状態が、こちらの何行か書いておりました、最後の行のところ、こちらのほうで流出流量が45tというところを計算で求めた値を書いております。

また、(b)の崩壊熱による原子炉水温の上昇、蒸発についてですが、本事象では、原子炉冷却材の流出流量を厳しく評価するために、残留熱除去系は運転状態を想定しております、崩壊熱除去機能は維持されているということから、崩壊熱による原子炉水温の上昇、蒸発については考慮しないとしております。

外部電源については、差分のところ、御説明しましたとおり、使用できるものと厳しい条件になるほうを仮定しております。

c.の機器条件のところですが、崩壊熱除去機能喪失と同様の残留熱除去系(低圧注水系)の流量を設定しております。

d.の重大事故等対策に関連する操作条件ですが、(a)のところ、まず、原子炉注水は、事象発生から2時間後と設定しております。下の行に移りまして、漏えい箇所の隔離、こちらのほうは、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉水位の回復後に実施するというふうにいたしております。

(3)の有効性評価の結果については、230ページのほうを御覧ください。230ページの図ですが、横軸が事故後の時間、縦軸が燃料有効長頂部からの水位となっております。まず、事象発生後から水位の低下が始まりまして、2時間後のところ、こちらのほうで原子炉への注水、流出箇所の隔離の開始を行います。水位低下は燃料有効長頂部から約2.1mにとど

まりまして、燃料の露出には至らないという結果になっております。事象発生約2.1時間後、こちらのタイミングで通常運転水位まで回復し、その後は、漏えいの隔離完了後、残留熱除去系による除熱を行います。

次のページのほうを御覧ください。こちらのほう、他のシーケンスで用いております原子炉水位と線量率のほうの図となっております。

図の下部のほうに矢印で、水位の低下が、燃料有効長頂部から約2.1mまで低下するといったところを示しております。この水位では、目標線量率である10mSv/hを十分下回る結果となっております。

次の項目のほうへ参ります。214ページを御覧ください。214ページのほうで不確かさの影響評価についてまとめております。隣のページの(a)のところです。運転員等操作時間に与える影響、こちらのほうですが、1段落目のほうで原子炉初期水温、2段落目のほうで原子炉初期水位、圧力容器の状態、3段落目のほうで原子炉初期圧力のほうの不確かさの影響を確認しております。運転員等操作に与える影響はないことを確認しております。

次のページをお願いいたします。(b)の評価項目となるパラメータに与える影響、こちらについても、今説明いたしました(a)と同じ項目について、不確かさの影響を確認しております。パラメータに与える影響がないことを確認しております。

218ページのほうを御覧ください。ここは操作条件の項目となりますが、(2)の操作時間余裕の把握のところを御説明します。2段落目ですが、こちらのほうは残留熱除去系の低圧注水操作について、当該操作に対する時間余裕は遮蔽水位、こちらに到達するまでに約2.3時間、これに対しまして、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間ということで、時間余裕があるという結果となっております。

また、もう一つの操作として、原子炉冷却材流出の停止操作について書いておりますが、残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉水位を回復させた後で実施する操作となっておりますので、十分な時間余裕がございます。

次の項目に参ります。次のページのほうを御覧ください。必要な要員、資源の評価のところです。(1)の必要な要員の評価については、フローチャートで説明しましたとおり7名必要となっております。また、(1)の最後に書いております運転員及び災害対策要員の37名で対処可能となっております。

(2)の必要な資源の評価につきましては、a.はサプレッション・プールということで、7日間の対応が可能、水源が枯渇しないので7日間の対応が可能と。

b.の燃料ですが、こちらは外部電源の喪失は想定しておりませんが、燃料のほうを評価しまして、問題ないことを確認しております。

c.の電源についても同様の確認をいたしております。

本シーケンスの説明は以上です。

○山田部長 それでは、質問、コメントをお願いします。

○皆川審査官 規制庁、皆川です。

資料2-1-1の、通しで言うと242ページです。先ほどの説明の中でも、施設定期検査中に冷却材の流出が想定されるものとして、RHR切り替え以外にも三つあってという御説明があったと思うんですけども、この今挙げている四つの作業とプラント状態、POSとの関係を説明いただけますでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

POSと冷却材流出の関係ですけれども、まず、RHR切り替えにつきましては、POS-AからPOS-Cの間に、基本的には点検作業等に伴って実施するものということで考えてございます。次の、CUWブローと書いていますけれども、この操作は、原子炉の水位を原子炉ウェル満水から通常水位に下げるときの操作ですので、POS-Cのところで実施する操作でございます。それから、CRD点検とLPRM点検につきましては、原子炉ウェルが満水の期間ということでPOS-Bに実施するというので、この中で、RHR切り替えについてはいろんなプラント状態で実施する可能性があるということで、通常水位で実施する場合がありますし、原子炉ウェル満水のときに実施する場合があります。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。

そうすると、この四つの作業と、その作業を実施するPOSでの、何というんですかね、燃料損傷までの時間余裕とかそういうのを考慮して一番厳しいもので評価をしていると、そういう理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力発電（山中） 日本原子力発電の山中です。

御理解のとおりです。余裕時間につきましては、シーケンス選定とかPRAのところでも御説明してまして、RHR切り替えで通常水位に実施する場合の燃料が露出するまでの時間、こちらが大体3.5時間ということで、これはクリーンナップブローのときも同様の時間に設定してございます。ただし、クリーンナップブローは流量を少し、実際、ブロー流量を保守的に見積もった評価でございますので、実際にはもっと長い時間というようなこ

とで、最も厳しい事象として、通常水位におけるRHR切り替え時のLOCAを考えているというところでございます。

以上です。

○皆川審査官 わかりました。

○山田部長 ほかはいかがでしょうか。いいですか。

じゃあ、最後のシーケンスグループをお願いします。

○日本原子力発電（浦野） 日本原子力発電の浦野です。

資料のほうですが、資料2-1-2のほうをお願いします。こちらの7ページのほうを御覧ください。こちらのシーケンスにつきましては、申請時からの変更はないというふうになっております。そのため、柏崎刈羽との差分から御説明いたします。

(4)の反応度のところですが、機器条件、制御棒引抜阻止のところが異なっておりまして、東海第二のほうは期待しないと、柏崎刈羽のほうは原子炉周期単信号(原子炉周期20秒)のほうに期待しているというふうになっております。東海第二においては原子炉出力ペリオド短(20秒)、原子炉出力ペリオド短(10秒)による制御棒引抜阻止には保守的に期待していないとしております。

では、本体資料のほうに移らせていただきます。資料のほうは資料2-1-1、こちらのほうの253ページをお願いします。反応度のことについて御説明いたします。(2)の事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策の基本的考え方について、説明します。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって燃料に反応度が投入されることを想定いたしております。

2段落目のところですが、本事故シーケンスグループは、反応度の誤投入により原子炉が臨界に達することによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループとなっております。このため、運転停止中に原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、原子炉停止機能に対する設備に期待することが考えられます。

下のほう、(3)の燃料損傷防止対策ですが、270ページのほうを御覧ください。270ページのほうのフロー図を用いて説明いたします。まず、フローの一番上、複数本の制御棒引き抜き操作を開始ということで、1本目の制御棒、CR-1、こちらの全引き抜き操作を行います。原子炉はこの時点で臨界と想定しております。次に、2本目の制御棒、CR-2の引き抜き操作を開始いたします。次の四角のところ、こちらからが解析上の時刻0秒となっております。CR-2の連続引き抜き操作を実施いたします。これが誤操作による反応度誤投

入というふうになります。その後、原子炉出力ペリオド短短により、制御棒引き抜き操作開始から約10秒のところで原子炉スクラム、さらに、反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認、一番下のところで制御棒全挿入により未臨界達成となります。

次の項目に参ります。256ページを御覧ください。(2)のところですが、有効性評価の条件について説明します。まず、a.の初期条件ですが、(a)の炉心状態、こちらのほうは、燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して、評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期といたしております。(b)の実効増倍率は1.0といたしております。(c)におきましては幾つか項目がございますが、まず、事象発生前の原子炉初期出力の定格値の 10^{-8} 、原子炉初期圧力は0.0MPa、燃料被覆管表面温度、原子炉冷却材温度は 20°C といたしております。また、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kg といたしております。

b.の事故条件ですが、次のページのほうを御覧ください。(b)の誤引き抜きされる制御棒ですが、誤引き抜きされる制御棒は最大反応度値を有する制御棒の対角隣接、この対角隣接というのは、制御棒を複数引き抜く検査から設定しております。その制御棒としておりまして、事象を厳しく評価するため、最大反応度値を有する制御棒から引き抜かれている状態での原子炉の臨界状態と、その状態からの連続的な誤引き抜きを想定しております。

また、ページ下部の重大事故等対策に関連する機器条件ですが、制御棒の引き抜き速度、こちらのほうを上限值の 9.1cm/s にて連続で引き抜きというふうにいたしております。

次のページのほうをお願いいたします。(b)の原子炉スクラム信号のところですが、原子炉スクラムは、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短短(10秒)の信号によるものとしております。

(3)の有効性評価の結果につきましては、272ページのほうを御覧ください。こちらの図ですが、横軸のほうが時間、縦軸が燃料エンタルピとなっております。事象発生の約9秒の辺りから中性子束、燃料エンタルピが上昇するというふうになっております。その後、制御棒引き抜き開始から約9.7秒後、こちらのほうで原子炉スクラム及びドプラ効果により中性子束のほうが増加、燃料エンタルピについてはまだ増加はいたしますが、12~13秒後、こちらのほうでだんだん減少するといったふうになっております。

一番上の吹き出しですが、燃料エンタルピのほうは最大で約 85kJ/Kg 、増分の最大値は約 77kJ となっております。RIA指針の閾値を超えない結果となっております。

次の項目に移ります。261ページのほうを御覧ください。こちらのほう、不確かさの項

目となっております、(b)のほうから御説明します。評価項目となるパラメータに与える影響ですが、2段落目のところですが、実効増倍率についてですが、先ほど申しましたとおり、ベースケースでは1.0という値を設定してございます。実際の炉心設計のほうでは、設計上の余裕を見込んで最大反応度値を持つ制御棒1本が完全に引き抜かれた状態でも、炉心の実効増倍率の計算値は常に0.99未満となるように設計いたします。実効増倍率が0.99の場合、こちらのほうの感度解析を行いまして、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また、投入される反応度も0.96ドル、燃料エンタルピは最大で10kJ、増分のほうが1kJと小さくなりまして即発臨界にも至らないこととなりますので、評価項目となるパラメータに対する余裕も大きくなります。

次のページを御覧ください。ページの中ほどのb.の操作条件の少し上のところなんですけども、制御棒引抜阻止のほうを記載しております。このところ、制御棒引抜阻止につきましてですが、本評価においてこちらのほうは期待しておりませんが、この制御棒引抜阻止に期待した場合は、運転員が事象を認知して速やかに制御棒を挿入し、事象が収束いたしますので、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなります。

次の項目に参りまして、下の(3)の感度解析のほうに参ります。こちらですが、解析高度の不確かさによるドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果及び実効遅発中性子割合、こちらについて、次のページで感度解析の結果を示しております。いずれの項目も大きな変化はなく、RIA指針の閾値を超えない結果となっております。

このページの下のほうにあります(5)のところ、解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価、こちらについても感度解析を行っております。一つ目が、こちらの(5)の3行目のところから4行目のところを書いております。サイクル初期、サイクル末期の炉心状態においてB型平衡炉心の反応度印加率を包含した評価、こちらのほうを行っております。

次のページを御覧ください。二つ目の評価ですが、二つ目のほう、1段落目、原子炉初期出力に関する感度解析を行っております。三つ目が、2段落目のところで、初期の燃料被覆管表面温度及び冷却材温度について、評価を実施しております。いずれの項目の変化は小さく、RIA指針の閾値を超えない結果となっております。

本シーケンスの御説明は以上です。

○山田部長 それでは、質問、コメントをお願いします。

○小野主任調査官 規制庁の小野です。

感度解析の初期条件の範囲について、質問します。

264ページ、3行目ですね。定格出力の 10^{-8} の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行うというふうになっていますが、この根拠について説明お願いしたいんですが、東海第二の場合、停止してからもう5年、6年ぐらいたっていて、大分たっているのに、中性子源が大分減衰していると思うんですけども、そのことを考慮してこの範囲が初期出力をちゃんと包含しているというか、そうなっているかどうかについて、ちょっと説明をお願いします。

○日本原子力発電（鈴木） 原電の鈴木です。

10^{-8} という初期出力は 20°C における熱平衡状態での値となっております。高温停止のときには 10^{-6} ということで、今回は、感度を振るために、えいやで1/10と10倍という形で振らせていただいております。実際には 20°C よりも下がることは考えられないので、1/10ということは現実的には考えられないですけども、感度を振るために1/10にもしています。

中性子源の話については、起動するときには当然中性子源もしっかりした状態で当然起動することになりますので、へたっているといったところについては、特段の考慮はしておりません。

以上です。

○小野主任調査官 初臨界というか、プラント、一番最初に起動試験のときは中性子源を入れると思うんですけども、その後の運転のときは、もう自分でキュリウムですか、自発核分裂でやると思うんですけども、その値が随分、もう5～6年たっていると下がっていて、そういうような、何ですか、中性子源がある場合の出力というのは、ない場合は自由に出力を変えられますけども、制御棒の位置で。ですけど、ある場合は中性子源の量で初期出力が決まっちゃうと思うので、そういうときは、キュリウムの量が随分下がっている場合は、出力、もっと下がっちゃうように思うわけですね。この場合、1/10にするとかなりエンタルピの解析結果上がっていますので、中性子源の減少を考慮してもっと下がるようなことがあるんだったら、そこをちゃんと見ないと範囲が適切かどうか分からないように思います。

○日本原子力発電（鈴木） 原電の鈴木です。

燃焼の進んだ燃料からは、かなりの長期にわたって中性子が飛ぶということは我々として評価は持っているんですけども、実際起動するときには、本当に中性子源を入れる必要がないかどうかというのは検討する必要があると思っています。

また、御指摘のような、中性子源を入れたときと、通常の高燃焼度の燃料から中性子が飛んでくるときのその差異については、こちらのほうでも分析をして御回答申し上げたいというふうに思います。

○小野主任調査官 よろしく申し上げます。

○山田部長 ほか、いかがでしょうか。いいですか。

それでは、今日の御説明は以上ということでしょうか。

それでは、全体を通してもし何かあれば。

では、スケジュールの御説明をお願いします。

○日本原子力発電（宮園） 日本原子力発電の宮園でございます。

資料2-2に基づきまして、審査スケジュールの実績等について御報告、御説明したいと思います。

では、1ページについてになります。こちらの資料は、前回6月8日の審査会合でも今後のスケジュールということで御説明したもののについて、変更あるいは進捗等を更新したものになってございます。変更箇所のみを中心に簡単に御説明をしたいと思います。

左側の項目で、1、地盤・地震のところの下の枠のところになりますが、耐震設計方針のところ、あるいは、2.の津波の耐津波設計方針のところにつきましては、6月の第1週のところ、前回ですね。こちらで検討工程を御説明いたしましたので、赤の星、赤塗りの星とさせていただきます。

今後ですけれども、前回は7月の第1週に防潮堤の基本構造等の設計、基本設計方針を御説明ということでしたが、できる限り前倒しをしてということでしたので、今、第3週辺りのところで御説明できるように調整をしているところになります。

しばらく下のほうへ行きまして、6.の外部電源のところと、7.その他、全交流電源喪失、安全保護回路のところになりますが、こちらは、前回、外部電源と、赤字のところには保安電源と書いてございまして、少し審査項目のダブリがございましたので、記載の適正化をさせていただきます。それに伴いまして星印の位置を変更してさせていただきます。

8.の有効性評価につきましては、本日御説明をしました使用済燃料プールと、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止のところを今日、少し先に御説明をしまして、そのかわり入れ替わりとして、炉心損傷防止のところと、9.整備・手順のアクセスルートのところを6月の月末、第4週のところと入れ替えたようなスケジュールにしてさせていただきます。

スケジュール等の御説明については、簡単でございますが、以上になります。

○山田部長 ありがとうございます。

本件について、何か質問はありますでしょうか。いいですか。

それでは、これで本当に終わりということによろしいでしょうか。

○日本原子力発電（和智） 最後の一つだけ。日本原子力発電の和智でございます。

ちょっとこの審査会合とは直接ではないですけど、昨日、規制庁殿の定例会の会見の中でお話が出た件でございますが、当社からできるだけ速やかに審査に臨む姿勢ですとか、あるいは、防潮堤に対する方針の変更についての御説明を差し上げたいと思っておりますので、お受けしたいと思っております。

以上です。

○山田部長 それでは、その件はスケジュールを調整させていただいてということにさせていただきたいと思えます。

それでは、これで475回の審査会合を終了いたします。

今後の予定としては、476回を来週火曜日に予定をしています。プラント関係ということです。

それでは、これで終了します。