

伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会

議事録

平成 27 年 8 月 12 日（水）

13:00～

愛媛県水産会館 6階 大会議室

1 開会

○岡田防災安全統括部長 委員の皆様方には大変お忙しい中ご出席いただきましてありがとうございます。また、原子力規制庁の方からは7月 22 日の専門部会に続きまして小野、大浅田両安全規制調整官の他、本日は新たに川口技術基盤課長補佐、総務課広報室馬場総括補佐にもご出席いただいております。どうもありがとうございます。さて、原子力発電につきましては、昨日九州電力川内原発 1 号機が新しい規制基準に適合した原発第 1 号として再稼働を行ったところであり、皆様の注目度が非常に高まっておるところでございますが、伊方原子力発電所につきましては何よりも安全性を大前提とするということで、7 月 15 日の設置変更許可後も、当部会におきまして安全確認の審議を継続していただいております。そうした中で本日は前回の部会の方でご審議いただきました国への確認事項につきまして原子力規制庁の方から回答いただきますとともに、最終的に当部会の方で安全確認の結果をとりまとめまして親会議であります伊方発電所環境安全管理委員会に報告をいたします報告書案のとりまとめの方向性につきましてご協議していただくことが 1 つの議題でございます。もう 1 つにつきましては、前回からの継続審議という形で、県が四国電力に求めております、さらなる揺れ対策につきまして、前回の部会の審議結果を踏まえた四国電力からの説明の追加修正等がございます。それに加えて、本日は四国電力の取り組みに対しまして外部有識者としてご評価いただきました東京電機大学の藤田工学部長さん、それから日本保全学会の山口理事さんにも当部会からの招へいという形で本日はご出席いただいておりますので、ご見解をお示しいただくこととしております。以上、本日大変盛りだくさんの審議内容となっておりますけれども、いずれも伊方発電所にとりまして非常に重要な安全上の大きな課題でございますので、委員の皆様方については十分なお審議をいただきますようお願い申し上げます、開会のごあいさつとさせていただきます。どうかよろしく願いいたします。

2 議題

(1) 伊方3号機の新規制基準への適合状況等について

・これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について

○望月部会長 ただいまから、伊方発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会を開始いたします。議事に入ります前に傍聴者の皆様に私からの注意事項をお伝えいたします。会議の開催中は静粛に傍聴し、会議の秩序を乱したり審議の支障となる行為をしないようお願いいたします。先ほども事務局から説明がありましたとおり、事務局の指示に従っていただくとともに、これらの順守事項が守れないようでありますと退場していただきますのでどうぞそのようなことがないようによろしくお願い申し上げます。委員及び説明者の皆様にはお願いがございます。本日は議題がたくさんございますので、進行にご協力のほどよろしくお願い申し上げます。それでは審議に入ります。伊方3号機の新規制基準への適合状況についてです。まずはこれまで原子力安全専門部会審議におけるコメント回答につきまして7月22日の当部会における宿題コメント、それまでに残っている部会コメント、これについて回答いただきたいと思っております。それでは主な質問に対する回答について、原子力規制庁、それから続きまして四国電力から説明をお願いいたします。よろしくお願い申し上げます。

○原子力規制庁 原子力規制庁の小野でございます。それでは資料1-1-1、1-1-2を適宜使いましめてご説明したいと思います。まず資料1-1-1でございますが、5ページをご覧くださいと思います。5ページ、7-65でございます。ご質問は米国NRCのシビアアクシデント解析手法と推奨されている防止対策を下書きに審査をしたのかという質問でございます。回答の方は有効性評価の解析に用いる解析コードやシビアアクシデント対策、これにつきましては申請者がプラントに応じて適切なものを設定したうえで新規制基準の適合について申請すると、こういったものでございます。従いまして別に米国のものをそのまま手本にしているわけではなくて、事業者が適切なものを設定したということでございます。これに対して規制委員会は有効性評価等を踏まえ申請書のシビアアクシデント対策が妥当であるかを審査したということでございます。それからその次は7-66でございますが、重大事故対策の検討評価での各種不確定性の存在についてどのような根拠で事業者の申請内容を検討し、適合と判断したのかという質問でございます。これにつきましては重大事故等対策については、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるかを有効性評価により確認してございます。この有効性評価におきましては事故シーケンス毎に使用した解析コード、解析条件、現象の不確かさを考慮することを求めています。これら不確かさによる影響が大きいと判断された場合には、感度解析などによりその影響が適切に考慮され評価項目を満足しているかを確認してございます。例えばMCCIについては現象としての不確かさが大きいとされてございます。そのため、申請者は使用した

解析コード、解析条件、現象の不確かさを考慮してコンクリート侵食量について感度解析を実施してございます。規制委員会としましては現象としての不確かさに対する検討を充実させること等を事業者に対して求めた結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が格納容器の構造部材の支持機能に影響を及ぼすまでには至らないことから基準を満足していることを確認してございます。続きまして6ページをご覧いただきたいと思ひます。7-67でござひます。前回のご説明に用ひました資料に対するコメントがござひまして、その中に主給水ポンプや過酷事故時にタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプを使うということがわかるようにしていただきたいということで、資料1-1-2の30ページをご覧いただきたいと思ひます。右下にページ番号がふつてござひますが、30ページをご覧いただきますと、主給水ポンプに×をつけまして、対処手段としてタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプがあることを追記してござひます。それから、冷やす対策につきましては全般的に資料をわかりやすくするようご指摘がござひましたので、29ページをご覧いただきますと、冷やす①ということで、ここではRCPシールLOCAが発生した際に炉心への注水ということで既設の設備、一番下に示してござひますが既設の設備、余熱除去系ポンプ、高圧注入ポンプを用ひて原子炉への注水、こういったものを設置していることがわかるよう資料を改めてござひます。それではもう一度資料1-1-1の6ページの7-68に戻っていただきたいと思ひます。ここではRCPシールのリークについて、軸シールからのリークが生じた場合には炉心へ注水することで一次系の自然循環を確保する対策をとるのかというご質問でござひます。全交流動力電力喪失に関する有効性評価におきまして、全交流動力電源喪失時に原子炉補機冷却機能が喪失するという、さらにRCPシール部へのシール水注水機能の喪失、これによりサーマルバリアの冷却機能が喪失しましてRCPシールLOCAが発生することを重要事故シーケンスとして評価してござひます。この結果RCPシール部の漏えい量は全シールの機能喪失を仮定しまして一次冷却材ポンプ1台あたり定格圧力におきまして約109m³/hと設定していることを確認してござひます。原子炉補機冷却機能が喪失する場合のRCPシールLOCAの炉心注水手段としましては二次系強制冷却により一次系の減温減圧を行った後、一次系の圧力が0.7MPaに到達した時点で充てんポンプ、これ自己冷却式でござひますが、これにより行うことを確認してござひます。その後は蒸気発生器により炉心冷却と高圧注入ポンプ、これは海水冷却になります、これにより高圧再循環、それから格納容器再循環ユニットを用ひました格納容器内自然対流冷却を実施することによりまして安定状態を維持できるということを確認してござひます。一方、原子炉補機冷却水系の機能が復帰すればRCPシールLOCAに対する炉心注水手段としましては充てんポンプ、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、それから格納容器スプレイポンプ、これは代替再循環配管使用ということで、こういった手段が考えられますが、使用にあたりましては空冷式非常用発電装置の容量が1400kW程度ということでござひますので、高圧注入ポンプと充てんポンプは同時使用できないということでござひます。続きまして7ページをご覧いただきたいと思ひます。7-69でござひます。

原子炉容器の下部をきちんと冷却するために必要な水量はどのくらいかということで、この資料の 17 ページ以降でございますが、別紙 1 という形で資料を用意させていただいております。別紙 1 で表紙をめくっていただきますと、1 ページがございます。ここで説明をさせていただきたいと思っております。炉心の著しい損傷が発生した場合は格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止するとともに、MCCI により格納容器の破損を防止するため格納容器スプレイによりまして原子炉下部キャビディに注水する手段となっております。また、格納容器内圧力、温度並びに放射性物質の温度を低下させる観点から、同様に格納容器スプレイを行うということでございます。この際、格納容器内の重要機器・計器を水没させないよう注水量の制限を設けてございまして、約 4,000m³に達した場合にはスプレイを停止させて格納容器再循環ユニットによる自然対流による冷却をおこなうということでございます。下の図を見ていただきますと、約 4,000m³注水した時の水位がこのレベルになるということでございます。それから、圧力容器内に残存します溶融炉心の冷却につきましては、約 4,000m³まで格納容器内に注水しても格納容器内の過熱状態が解消されない場合には、炉心部に残存する溶融炉心を冷却する必要があると判断しまして、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の成立性に影響しない範囲で注水を行うということで、下の図では 6,000m³まで使用すると、この 6,000m³というのは格納容器再循環ユニットのダクト解放機構が水没しないというレベルまで注水するというところでございます。一番最後のなお書きで書いてございますが、仮に炉心部に溶融炉心が残存する状況を想定しても、溶融炉心の量が多ければ自身の崩壊熱によりまして下部プレナムに落下するため、残存する溶融炉心がわずかであると考えてございます。それではまた資料 1-1-1 の 7 ページに戻っていただきたいと思います。7-70 でございます。格納容器の中に放射性物質が出てきても格納容器スプレイまたは代替格納容器スプレイによりましてそれを叩き落とす能力があることが重要なので示してほしいということでございます。これにつきまして 1-1-2、前回ご説明しました資料の 33 ページをご覧くださいと思います。この図が複雑でございましたので、一番上の黄色いところでございますが、従来の格納容器スプレイと書いていたところを代替格納容器スプレイということで、実際の設計基準用の格納容器スプレイが停止してポンプが起動しなくても代替格納容器スプレイポンプによるスプレイが実施できるという趣旨で書いてございます。それから全体的にわかりやすい資料にしましょうというご指摘を踏まえまして、この資料の 38 ページと 39 ページにご説明用資料を加えてございます。具体的には 38 ページは使用済燃料ピットにおけます燃料損傷防止対策というシートを加えてございます。39 ページにつきましては停止中の原子炉の燃料損傷防止対策ということで新たにこの 2 つのシートを加えました。7 月 22 日の専門部会でご指摘を受けた以降、翌週から 2 回ほど地元の説明を行ってございますが、この修正した資料を用いて説明を行いました。

つづきましてまた資料 1-1-1 に戻っていただきたいと思います。8 ページをご覧くださいと思います。7-72 でございます。格納容器の過圧破損でセシウム 137 の約

5. 1TBq の放出がどのルートから出ていくのかという質問でございました。これにつきましては 17 ページ以降にあります先ほどの別紙 1 の 2 ページをご覧くださいと思います。資料 1-1-1 の別紙 1 ということで 17 ページ以降に縦長の資料がございます。2 ページになります。格納容器過圧破損モードにおきましては大破断 LOCA 時に低圧注水機能、高圧注水機能、それから格納容器スプレイ注水機能の喪失を想定しまして、セシウム 137 の環境への放出による放射能の量を評価してございます。本事故シーケンスの有効性評価の結果、格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍を超えることはなく、格納容器の破損は防止されることを確認してございます。しかしながら格納容器の圧力が高めに推移することから格納容器貫通部等のリークパスから外部へセシウム 137 が放出するものとして環境への放出量を評価してございます。この図に示してございますが、格納容器からの漏えい率は 0.16%/d を使ってございます。ただし事故後 7 日以降につきましては 0.135%/d を使ってございます。それからリークパスでございますが、アニュラス部から 97%、それからアニュラス部以外から 3% ということで設定してございます。事象発生後の 78 分でアニュラス空気再循環設備の粒子フィルタによります除去効率に期待できるようになるということでございますので、3 ページをご覧くださいと思いますが、事象発生後 78 分でアニュラス空気再循環ユニットが起動できるということで、粒子フィルタによります除去効率に期待できるということで、これ以降セシウム 137 の環境への放出量は大きく増加していないということを別紙に示しております。縦軸が放出量累積値、横軸が時間でございますが、78 分まで 1 時間強のところでは急激に放出量が増えてございますが、それ以降についてはほぼ横ばいということが分かるかと思えます。それでは資料 1-1-1 に戻っていただいて、11 ページをご覧くださいと思います。11 ページの下の 8-122 でございます。耐震評価のコメントがございまして、建物のところで終局耐力を設定し、そこからの裕度を有するとのことですが、具体的な考え方についてご説明いただきたいとの質問でございます。実用発電用原子炉およびその付属設備の位置、構造及び施設の基準に関する規則、これ設置許可基準規則と呼んでございますが、設置許可の段階で適用する基準でございます。この中では建物構築物について、常時作用しております荷重、それから運転時に作用します荷重、基準地震動 S_s のよる地震力との組み合わせに対して、

○森委員 すみません、何ページでしょうか。

○原子力規制庁 資料 1-1-1 の 11 ページでございます。これの 8-122 です。繰り返します。耐震評価ということで、建物のところで終局耐力を設定し、そこからの裕度を有すると説明したのですが、具体的な考え方を説明してほしいという質問でした。繰り返しますが、実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則、これ設置許可基準規則と呼んでございまして、許可を出しました設置許可段階で適用する基準でございます。これでは建物・構築物について常時作用しております荷重、それから運転時に作用する荷重、基準地震動 S_s と呼ばれる地震力との組み合わせに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形、終局耐力時の変形、これについて十分な余裕を有

し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることを要求してごさいます。設置変更許可申請の審査では基本設計方針を確認するというごさいますので、四国電力は設置許可基準規則に適合すべく、建物・構築物は終局耐力に対して、妥当な安全余裕を有する設計とする方針であることを確認したと、前回の資料ではこうしたことを記述させていただいたところす。その次ですが、具体的な数値や計算などの詳細設計は後段規制でごさいます工事計画の認可で確認することとなっています。原子力規制委員会は工事計画が許可を受けた設計方針に沿ったものになっていること、それから規制委員会の定めました実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則、これ技術基準と呼んでごさいますが、これに適合することなどを確認するというごさいます。具体的な要求事項については以下の2つでごさいます。1つはSクラスの建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁について基準地震動 S_s による耐震壁の最大せん断ひずみが原子力発電所耐震設計技術指針の規定を参考に設定されております、せん断ひずみの許容限界を超えていないこと、もう1つは鉄筋コンクリート造の原子炉格納容器及び原子炉格納容器に連続します基礎スラブ並びに使用済燃料プールにつきましては、基準地震動 S_s による地震動と荷重の組み合わせによる地震力以外の荷重の組み合わせ、その結果発生する応力が発電用原子力設備規格、コンクリート製原子炉格納容器規格の規定を参考に設定されております許容限界を超えていないこと、こういった判断基準でこれから審査をしていくことになります。

続きまして16ページをご覧いただきたいと思ひます。11-90です。ご質問は原子力規制庁スタッフには国際研修を受けた担当者が在籍しているのか、もしない場合にはNRCによるレビューを受けることとはどうかのご質問でごさいます。原子力規制庁では人材育成の一環として継続的にIAEAをはじめとした国際機関やNRC等の海外規制機関に職員を派遣してごさいます。下の参考に書いてごさいますが、これは現在派遣している職員数で示してごさいます。IAEAが7名、OECD/NEAに2名、NRCに1名。NRCには毎年1名を交代で派遣しているということでごさいます。上段に戻りまして、なお書きで書きましたが、国際機関は原子力施設等の安全審査を実施する権能は有していないということでごさいます。

11-91でごさいます。最近の原子力学会誌記事によれば9月には原子力規制委員会に関わる法改正をすべきとの指摘があるということで、規制委員会はどのような体制で見直しを行うのかと、こういったご質問でごさいます。原子力規制委員会設置法規則第5条に基づきます3年以内の見直しにつきましては、小里副大臣を座長といたします3年以内の見直し検討チームにおきまして検討が行われるものと認識してごさいます。一方、多様な関係者から真摯に耳を傾け最終的に原子力規制委員会が責任を持って科学的・技術的観点から規制に関する判断を行うことが極めて重要と認識してごさいます。他方で、推進と規制の分離など1F事故を踏まえて設置されました規制委員会の経緯からすれば、独立性という点について国民から懸念を生じないように運営に努めることも必要でごさいます。原子

力規制委員会の評価機関、これ誤植がございまして組織の方の機関でございます。修正をお願いいたします。評価機関の設置につきましては平成 27 年度末を目途に受入を予定してございます IAEA によります総合規制評価サービス (IRRS) とか、平成 27 年 2 月に受け入れしました IPPAS、さらには国際アドバイザーとの意見交換を通じまして原子力規制に係る組織体制と運営を継続的に改善していく所存でございます。

続きまして 17 ページをご覧頂きたいと思います。11-92 でございますが、川内・高浜・伊方と新規制基準に適合した審査結果の科学的・合理的妥当性が国際的に見ても過不足ないことについて、NRC 等の国際レビューを受けることについてどうかという質問でございます。まず原理、原則からいけば各国におけます原子力発電所の安全性については各国の規制機関がそれを行うのが原則でございます。国際機関は原子力施設等の安全審査を実施する権能は有しないので各国の規制機関が責任を持って審査を実施するものでございます。説明は以上でございます。

○望月部会長 はい、ありがとうございます。続きまして四国電力の方から願います。

○四国電力 四国電力原子力本部長の柿木でございます。説明に入ります前に一言ごあいさつを申し上げます。原子力安全専門部会の委員の先生方には、大変お忙しい中、伊方 3 号機の新規制基準への適合性等につきまして、先月から再三にわたりご審議を頂き誠にありがとうございます。本日は、これまでの本部会で頂きましたコメントのご回答、並びに、前回の当部会におきましてご説明をさせて頂きました、伊方 3 号機の更なる揺れ対策につきまして、先生方から頂いたご意見を踏まえまして、資料を改訂いたしておりますので、これにつきましては後ほどご説明をさせていただけたらと思います。では、まず、規制基準適合性に関するコメント回答につきまして、原子力本部の新山から説明をさせていただきますので、ご審議をよろしく願います。

○四国電力 四国電力原子力本部の新山でございます。委員の皆様から頂きましたコメントへの回答につきまして、資料 1-1-1 でご説明させていただきたいと思います。失礼して、着席をさせていただきます。

今回のコメント回答ですけれども、12 ページにございます 8-124、これ以外は前回までの専門部会でご回答させていただいた内容をまとめたものでございますので、ご説明は省略させていただきます。

それでは、8-124、12 ページでございますけれども、これについてご説明をさせていただきたいと思います。ご質問の内容が、断層モデルのアスペリティ内にばらつきを考慮した場合、地震動評価がどの程度ばらつくのかについて検討すること、でございます。回答につきましては、別紙 2 でご回答させていただきたいと思います。めくっていただいて、2 ページ、コメントの経緯でございますけれども、まずはコメントの経緯についてまとめております。

平成 27 年 4 月 21 日の専門部会で、左に示します資料に基づきまして、すべり量に関する

る知見について報告をさせていただいております。その際に、台湾地震では 20m を超える知見があるということから、すべり量のばらつきを考慮した評価を行っているかどうかについてご質問がありました。四国電力から、考慮した評価は行っておりませんが、平均すべり量よりも大きな値を設定していることや不確かさを考慮した評価を行うことにより、全体的に安全側の評価となっている旨をご回答いたしました。その後、この内容を整理して7月22日の専門部会でご報告した際に、アスペリティ内にばらつきを考慮した場合でも地震動に大きく影響があるものではないと考えるが、どの程度影響するかを示してほしい旨のコメントをいただいております。

4 ページへまいりまして、Chi et al. の知見の整理と当社評価モデルとの対比についてですが、左の図に台湾地震におけるインバージョン解析結果を示しております。グリッドサイズは 3.5km×3.5km で、左上の図で黄色く示されたところがすべり量が 20m を超えておりまして、この部分は 2 メッシュになります。断層全体の面積は 3,920 km² ありますので、すべり量が 20m を超える面積比率は $3.5^2 \times 2$ 、これを 3,920 で割りまして、0.625% です。一方、右の図に示しますように、⑥敷地前面海域の断層群の伊方発電所地震動評価モデルは 18×5 メッシュでモデル化しております。1 メッシュの面積比は、 $1 \div (18 \times 5)$ ということので約 1.1% となります。これらを比較しますと、台湾地震において 20m 以上すべった範囲は伊方のモデルで半メッシュに相当致します。

続きまして、5 ページをご覧ください。解析ケースについてご説明いたします。断層長さ 480 km の断層モデルから敷地前面海域の断層群の第 1 アスペリティのみを抽出して、その中にアスペリティ内での応力降下量の不均質を設定して検証いたします。Chi et al. の知見を伊方の断層モデルに適用した場合、不均質を設定するメッシュは 4 ページでご説明したように半メッシュ程度ですけれども、保守的に 1 メッシュ全体に不均質を設定いたします。解析ケースですが、一般的に地表面に近い浅い位置に大きな応力降下量を考えがたいため、最上部には不均質を設定せず、左の図に示す 6 ケースを不均質の解析ケースとしております。各メッシュ 12.2MPa とした上で、1 メッシュに 25MPa の不均質を設定しております。また、一様の解析ケースとしては右に示しますように 12.2MPa と 20MPa 一様を設定しております。

続きまして 6 ページですけれども、パラメータの設定根拠をご説明いたします。1999 年の台湾地震における断層全体の平均すべり量 3.6m と最大すべり量 25.8m の比は約 7 程度です。この比を応力降下量に適用することといたしまして、伊方の地震動評価における平均応力降下量である 3.4MPa に基づき計算いたしますと、 $3.4\text{MPa} \times 7$ で約 24MPa となりますので、設定する応力降下量は、伊方発電所の地震動評価において応力降下量の不確かさとして設定している基本震源モデルの 1.5 倍相当である 20MPa より大きい 25MPa といたします。

検討結果の応答スペクトルを 7 ページに示しております。応答スペクトルは、全メッシュ一様に 12.2MPa を設定したケースを黒で、全メッシュに一様に 20MPa を設定したケースを赤で、アスペリティ内の 1 メッシュに 25MPa の不均質を設定したケースをその他の色で

示しております。アスペリティ内に不均質を設定したケースの応答スペクトルは、黒で示した 12.2MPa 一様ケースの応答スペクトルと同程度か一部の周期帯でやや大きい程度であり、いずれのケースも赤で示した 20MPa 一様ケースに包絡されております。また、参考として、この図には余熱除去ポンプ、原子炉容器、蒸気発生器の固有周期を矢印で記載しております。緑の①、②、③と書いたものがそれでございます。以上を踏まえますと、伊方発電所の地震動評価におきましては、アスペリティ全体に対して応力降下量 1.5 倍の不確かさを考慮しており、アスペリティ内の不均質も包絡した安全側の評価になっていると考えます。

なお、8 ページには、各ケースにおける加速度時刻歴波形を示しております。

続きまして、その次のページからの資料ですけれども、補足説明資料についてご説明させていただきます。本資料は、専門部会でご説明したのちに設置許可ヒアリング結果等で修正のあった主なものについてご説明をするものです。

まずめぐっていただいて 1 ページですけれども、施設の耐津波設計方針について、ですが、部会でご説明した内容から、耐津波設計方針における各施設・設備等の設置位置における入力津波高さを追加しております。例として、敷地前面の入力津波高さをご説明いたします。下の図をご覧くださいと思います。敷地前面の基準津波は、朔望平均満潮位 T.P. +1.62m を考慮して T.P. +8.12m としておりますが、この基準津波に上昇側の潮位のばらつき 0.19m と地震による沈降側の地盤変動量 0.36m を加えたものを四捨五入いたしまして T.P. +8.7m となります。地盤の沈降量は津波遡上の基準となる地盤高さを下げることにより評価に取り込むこともできますが、ここでは津波高さを上昇させることにより評価に取り込み、基準となる地盤高さは変えないこととしております。

続きまして 2 ページでございます。解析条件の追加等に伴うピット内津波高さの変更について、ですけれども、部会でご説明した内容から、施設の耐津波設計方針の策定において、ピット内に設置された除塵装置スクリーンによる損失を考慮しないケースを追加するといった評価条件の追加等に伴いまして、ピット内水位を変更しております。変更箇所は赤で囲った海水ピットポンプ室、取水ピットの部分になります。

続きまして 3 ページでございます。竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速の変更について、ですけれども、部会でご説明した内容から、安全上重要な施設である重油移送配管の追加に伴い竜巻影響エリアの面積が増加して、竜巻最大風速のハザード曲線が変更になったことに伴いまして、最大風速が 79m/s から 83m/s へ変更となりました。この重油移送配管は、火災防護上の配慮から、通常は空の状態としております。なお、基準竜巻は、過去に発生した竜巻による最大風速 92m/s と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 83m/s のうち大きな風速とするため変更はなく、また、基準竜巻を安全側に切り上げて設定している設計竜巻の最大風速 100m/s も変更はございません。

4 ページから 6 ページですけれども、竜巻影響評価の対象施設の変更について、でございます。安全上重要な施設である重油移送配管の追加および非常用ディーゼル発電機燃料

油貯油槽基礎が竜巻防護施設を内包する施設となったことを反映したものです。4ページにおきましては、ページ中央あたり、屋外施設と書いているところがございますけれども、その配管及び弁のところに重油系統を追加しております。また、その下の竜巻防護施設を内包する施設に非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽基礎を追加しております。5ページ、6ページにつきましても同様の変更でございます。

続きまして、7ページと8ページでございます。航空機落下による火災の影響評価、ですが、部会でご説明した内容から、安全上重要な施設である重油移送配管の追加に伴いまして、7ページの航空機墜落地点に示す離隔距離が変更となったことから、原子炉施設外壁等の許容温度を超えるものではないものの、8ページの評価結果が変更となっております。

ページをめくっていただきまして、9ページ、10ページ、全交流動力電源の喪失での有効性評価における作業と所要時間について、ですけれども、部会でご説明した際には概要をお示ししたものでしたが、訓練実績を反映しまして、より詳細な操作・作業手順を策定しております。それに伴う変更でございます。

続きまして11ページの重大事故等対応時の初期体制等の変更について、ですけれども、部会でご説明した内容から、より確実な初動対応を図るために、連絡当番者を1名から2名に増員する等の変更を行っております。連絡当番者はですね、左の四角で囲ったところの下から2つめです。

続きまして12ページの新規制基準への適合性に係る設備の全体像、ですけれども、これもご説明した内容から、国の新規制基準適合性審査の過程において当初自主設置であったイグナイタ等を重大事故対処上必要な設備に変更して全体を取りまとめております。

ご説明は以上になります。

○望月部会長 はい、どうもありがとうございました。それでは本日欠席の委員からのコメントございましたら事務局からお願いします。

○事務局 本日ご欠席の宇根崎委員から特段のコメントはございませんでした。

○望月部会長 それでは、委員の先生方からご質問ご意見ございますでしょうか。吉川先生。

○吉川委員 規制庁の方からご説明いただいた7-60ですね、5ページの表の話で、後で奈良林先生のコメントに対する回答で規制庁さんの資料1-1-1の別紙1で関連するところがあって、質問させていただきます。まず、これが1点でそれだけ先に質問いたしますが、ここの7-66の回答の中でMCCIを例示されて顕著な不確かさだということで、その不確かさをどう影響評価して、規制庁さんの方では基準を満たしたと確認したとのご説明があったんですが、それで奈良林先生の質問に対して答えておられる、別紙1の資料の図がございますが、ここを見ながら質問させて頂きたいと思います。まず、こういうMCCIという現象ですね、熔融炉心コンクリート相互作用、これは格納容器の破損、下のコンクリートの部分のところに熔融炉心が落ちて、下のコンクリートが壊れていって格納容器が

壊れるという現象だと思います。それは相当大的な事故現象だと思うんですが、こういうことをどういう時点で今回の安全審査の中では想定されて解析されたんでしょうか、シナリオですね、それが1点でございます。そういう解析はいろいろ実験ベースなのか、解析コードがございましてそれで解析されて、それが不確定性が大きくて、こういうふうなもの取扱いについて、コンクリートの下の方の浸食は止まるとの話だったのですが、その辺の手法はどれが使われてやっておられたのかという説明の中で一番ポイントとしてお聞きしたいのは、こういう下の部分のところでコンクリートまで溶融炉心燃料が落ちてくるという事態はどのような時なのか、素朴な質問ですが、後で教えていただきたい。この図の1を見ますと原子炉容器の下の方に構造物、板みたいなものがある。それから下にコンクリートらしきものがある。これの落ち方ですけれども、いきなり原子炉容器の底が抜けてどどどと流れて、この板に引っかかって止まる気もするんですが、この部分はコンクリートなのかどうか。そういう点とですね、それが似たような板と、下のところまで落ちていってもこれが防げるということなら、方法としては水を格納容器炉心スプレイというものを、上の方についているもので水がじゃじゃっと入ってきて、原子炉の格納容器とコンクリートの横側を支えているもの間を通り抜けて入ってですね、全部じゃつとここまで水が落ちてですよ、あまり上へ行き過ぎるといけないので、新しい格納容器再循環ユニット、これは昔はなかったと思うんですけど、熱はとれると、この仕組みですね、はたしてうまくいくのかということ、AP1000の場合ですと原子炉容器の格納、コンクリートの間のキャビティの部分に水を注水するような仕組みで全部充たすような形にしております。そういうことでAP1000の場合は水を入れて十分熱はとれますと、横の方から入れる仕組みになっている。もちろんAP1000とPWRとは違いますので、この辺はいろいろ考えられているとは思いますが、新しいPWRですとEPR、フランス系のドイツが設計したものとコアキャッチャーを下に設けるということで、溶融炉心が下のコンクリートに落ちるのを支えるような仕組みを作ってますし、三菱重工とアレバとが共同設計したアウトメアという原子炉もコアキャッチャーついてるわけです。日本の場合はそういったものを入れていない。そういうものの影響は同じなんですけど、なくてもいいと、これはPWR全部について同じ話だと思いますが、この辺の評価されたことについてですね、ちょっと急にこういうこと言い出して、まとめて説明されるのは大変だとは思いますがまずご説明いただければと思います。

○望月部会長 はいどうぞ。

○原子力規制庁 まず、事故の時にどのような事象が発生するかということについてご説明しますと、格納容器下部、格納容器断面図がありました別紙1の次のページを見て頂きますと、事象進展がということで書いてございます。具体的には、大破断LOCAが発生したときにECCS系であります低圧注水系と高圧注水系、格納容器スプレイ注水機能が喪失することと、あわせまして全交流動力電源喪失、それから原子炉補機冷却機能が喪失した事故を想定したということになります。この場合は炉心への注水機能が失われますので

炉心が損傷するため、溶融した炉心が格納容器下部まで落ちることを想定した事故でございます。原子炉压力容器下部、格納容器下部キャビティと呼んでいるところにどうやって水が入っていくのか説明しますと、格納容器スプレイ水を降らしますと、格納容器底部にスプレイ水が入ってきます。下部コンクリートに、連通管と呼んでおります穴をほってございまして、この穴またはキャビティの入口扉の下部に、猫が出入りするような連通口があり、ここから水が入ってきます。ですから、格納容器スプレイを降らせますと原子炉下部キャビティに水が入ってくる、こういった構造になってございます。ここに水が張られることによりまして MCCI を抑制することができるということで、私どもの新基準の中では MCCI が抑制できる機能を要求をしております。機能要求なので、コアキャッチャーを設けなさいという要求はしていない、ですからコアキャッチャーを設けると同等の対策が講じられているかどうかを見ているところでございます。それから格納容器再循環ユニットについて、この図の赤い絵で書いたところで、従来なかったという話がありましたが、これはもともと設備としてはございました。運転中格納容器内を冷却するための格納容器クーラーと呼んでございますが、シビアアクシデント時には、格納容器内を自然対流冷却することに使います。従来の規制要求の前、アクシデントマネジメントという段階でも、これを使って格納容器の除熱をするというのが事業者の自主的な対策としてございます。少し話をしますと、これを使いまして原子炉補機冷却水あるいは海水を通水して格納容器を冷却するというところでございます。ダクト開放機構というのは格納容器の中の温度が 110℃になりますと温度ヒューズが切れまして自然対流冷却が行われることになります。

○原子力規制庁 MCCI の不確かさについてのご質問がございました。MCCI について使用している解析コードは MAAP を使用してございます。MCCI については溶融燃料が水の中へ落ちてどういう挙動を示すかというのはなかなか試験を用いても不確かさが大きい事象であると考えてございます。従いまして、不確かさとしまして溶融燃料が均一に広がる仮定をしたときに約 3mm 侵食すると解析結果がでてございますけども、広がらずにある程度限られた面積に溶融燃料が落ちた場合にどうなるかということも確認してございます。この場合は、約 19cm 侵食することとなっております、それでも格納容器の支持機能には影響を与えないということを確認しているところでございます。説明は以上です。

○吉川委員 解析コードの質問について答えていただいたんですが、下のこの板はなんですか。

○原子力規制庁 私の記憶ですと、压力容器下部、直下に溶融した炉心の落下を妨げるような板のようなものはなかったと思いますので、压力容器直下ではないところにある構造物ではないかと思えます。これは確認いたします。事務局の方にお答えいたします。

○望月部会長 その点についてはまた後で。

○吉川委員 この辺はどの PWR も全部共通する話なので、割合重要な安全評価上の共通の考えでやっておられて、この辺は十分注意してやられているのではないかと思います。今日答えられなかったら、またで結構ですから、質問に対する返答をいただきたい。もう 1

点はですね、後ろの方にございました 16 ページの 11-90 です。規制庁さんに対するスタッフの方の解析実務能力の件について、外国の NRC とか IAEA へ行っていると、国際レベルの審査実務能力の方がいらっしゃるかということで、ここはおたずねしたんですけど、事務局さんの方で書きすぎなんじゃないかと思うけど、私自身は在籍しておられない場合には能力の確認のために NRC 等のレビューはどうですかと、こういう言い方した覚えがないので、これは書きすぎであります。ただ聞いただけです。JNES さんにおられて安全解析、シビアアクシデント解析とかですね、NUPEC さんからずっと引き継いでやっておられた方もいらっしゃるのだから解析能力のあるスタッフがだいぶいらっしゃると思っております。次のページの 11-92 の方では NRC の評価レビューを受けたらどうですかといているのは、川内、高浜、伊方と、PWR については一連の新規制基準において合格というか、審査をこれまでやられてある程度 1 つの考え方がまとまったところで、そういう考え方について、いろいろ今までの経緯から言いまして世界最高水準レベルの基準で審査しているとなってきたという実績を踏まえてピュアレビューというんですかね、自分達の内部だけではなく、国内だけでなく、国際的にも遜色のないことやってきた評価についてピュアレビューをいただくことはお考えですかということをお聞いただけです。回答の方が IAEA の安全条約の方を引き合いにだされまして、主権国ですから、よその国の安全審査をチェックすることは IAEA もお互いの主権国どうしの間でそういうことをしないことになっているということが書いてありますが、これは日本の方から意見をピュアレビューとして、お聞きになって過不足があるかどうかということをやられると、一層、日本のやり方が世界的に理解されるし、こういう取り組みもこれから規制庁さんの国際的な取り組みとして悪いことではないので、そういった意味で聞いただけです。誤解されたようなので、それについて断らせていただきます。

○望月部会長 ありがとうございます。そのほか委員の先生からございませんでしょうか。森先生。

○森委員 8-124 について、別紙 2 という資料を用意し、準備して、お聞かせいただきまして、どうもありがとうございます。このアスペリティ内の均質性が地震動評価に及ぼす影響ということにつきまして、これまでの質疑と検討すべき内容について、ポイントをよく説明していただく資料をつくっていただきまして助かります。まず、やっていただいた検討内容については理解しました。その中で、見解をお聞きしたいんですけども、つまり、4 ページに書かれていますような、台湾地震におけるインバージョン解析、つまり、実際に起きた地震を観測された波を説明するために、どのようなすべりとどのような波ができたのかということ解析するのが、逆解析、インバージョン解析であるわけです。この中で 4 ページに示されていますように、とても狭い領域で極めて大きなすべりが出てきた、つまり、大きな地震動を出す地区が、アスペリティとしてモデル化されるわけですが、その中でもさらに大きな地震動がでてきていると、現在のアスペリティと全く違う名前が付けられているわけですが、その点について、4 ページに書かれたように、1 つのメッシ

ュではなく、半メッシュ相当にあたるという現象について理解をされて、それを5ページに書かれたモデルで検討されたと、すなわち、54km 中の断層面の中に、2つのアスペリティを設定されて、今まで検討で使われているモデルがありまして、その中の第一のアスペリティにおいて、そのようなアスペリティ内の不均質性をご検討していただいたというわけです。その際に20個あるメッシュのうち、1つを約2倍の応力降下量を設定した、つまり、残り19は12.2MPaで1つが25MPaというわけです。そうしますと、20引く1で19、それと1が二倍の応力降下量となるわけですから全体としては21/20倍ということで、応力降下量的にはは5%増えただけ、というようなモデル設定をしているわけです。一方で、本来のご検討でされていたのが、5ページの右下に書いてある20MPa一様のアスペリティのモデルであります。つまりこれは全域にわたって2倍ではないですけども1.8倍ぐらいになっている。平均的に見れば、1.05に対して1.7ぐらいということで6割増しぐらいのものをやっていたら、大丈夫だろうというような、読み込んで言いますか、予想だというふうに、普通だと理解します。ところが、実際にやっていただいた結果を見ますと、7ページにそれが示されておりまして、例えばNS方向NS成分の応答スペクトルで少し見てみます、そうすると12.2MPa一様ケースというものが、この8本書かれたスペクトルの中でもっとも下にあたるわけです。これに対して、もともとご検討されている20MPaの一様ケース、1.8倍にすると、全体が1.8倍となったような、太赤いスペクトルになる。こういう状況だったわけですけども、これに対して、1つのメッシュだけをおおよそ2倍にするというだけで、全体の応力降下量的には5%増しにするだけで、例えば0.1秒あたりのスペクトルの大きさをみますと、全体を2倍にした赤のスペクトルまで90%ぐらいまで近づいているという結果が出ているわけです、これに対して、解釈が、どういう観点に立って見るかということで、いろんな解釈ができるわけです。つまり、この結果に対して、四国電力さんは20MPa、一様として、大きめにとっているんで、もともとの中でちょっと不均質があったとしても、それがカバーされるだろうという当初のある意味、検討しなくてもいいだろうと、合理的にといいいますか、工学者の経験的に考えた予想としては予想どおりになっていると、赤い太実線には達していない。その意味では達していないということが言えます。ところが一方で、先ほど説明しましたように、2倍にしなくても、わずか5%だけ、つまり1メッシュだけを2倍にするだけで例えば0.1秒という周期成分をみるとずいぶん大きくなるという結果が出ているわけです。こういうふうに見ると、アスペリティ内の不均質性というのはやはり重要な特性をもっているのではないかとこのように私は思いました。四国電力さんの方とそれから今日せっかくお越しいただいている原子力規制庁さんのお二方に解釈について、改めてお尋ねしたいと思っています。つまり検討する前と検討した後でアスペリティ内の不均質性についてどう思うかという点です。前回、前々回でしたか、前回はいくつかの、規制庁さんにお越しいただいて具体的にどうやってやりますかと聞いたときに、それについては、これまで具体的な検討しかしていないけれども、しなくてもいいようなことを検討しているというようなことをお答えいただいたと思いますが、

それ以前の不均質性に関する質問をした時には特段する必要はないというように考えているとお答えになっていましたし、それから四国電力さんについては、実はこの視点はストレステストあたり、平成20年ぐらいのときから私ずっと感じていることでして、その頃はいわゆる入倉先生のレシピというものを淡々に行っているというご回答であって、今回は私の方の質問の意図を理解してくださって具体的にこういうご検討をしていただいて、結果的に四国電力さんが審査の際に検討でお出しになっている20MPaの一様ケースを上回ることはないということで、ある意味ではそういうご検討の妥当性というのは確認できたと言えるんですけども、こういう結果がでてきた際にアスペリティ内の不均質性について、もう一度どのようにお考えなのかということをも改めて聞いてみたいと思います。以上よろしくお願いたします。

○望月部会長 どちらからでも構いませんが、どうぞ松崎さん。

○四国電力 四国電力の松崎でございます。まず、予測問題にアスペリティの不均質性をどう取り入れるかというのはなかなか難しいと思います。先生もおっしゃったように、インバージョン解析ではこのようにすべり量の不均質性については求められますけれども、予測において、どの地点でアスペリティ内のすべり量が大きかったり、応力降下量が大きかったりとかはなかなか設定が難しいので、これから起きる地震の計算をするわけですから、その検討においてアスペリティ内での不均質なモデルを設定するのはなかなか難しいかと思えます。それをカバーするためといいますか、アスペリティ全体に1.5倍の応力降下量を設定しているわけございまして、現在の国の規制基準に従った審査のなかのやり方というのは1.5倍の応力降下量を見るということで、そうした不均質性も考慮できる、前回の回答と一緒にございまして、というふうに私は考えてございまして。

○原子力規制庁 原子力規制庁の地震・津波担当の大浅田です。私の方からの回答は基本的に前回と同じでございまして、資料1-1-1の10ページで書いてございまして、伊方発電所と中央構造線の位置関係を考えたときにアスペリティ内の不均質性ということモデル化してやっていくよりは、今審査の中で判断いたしましたいろんな不確かさを見て、そういうことを考慮することによって基準地震動を設定していくという、やり方でもって妥当ではないかと考えております。結果に対して、私の方がコメントするのは、ここは別に審査という場でもないもので、コメントを差し控えさせていただきます。

○森委員 今の答えで、規制庁さんにもう一度お聞きしたいんですけども、今のお答えで、資料10ページの8-120というところに書かれた内容と変わらないというようなご回答だったんですけども、私の質問はこの結果をご覧になって、ここに書かれたような見方は変わりませんかということなんですけど。

○原子力規制庁 結果自体は審査の中ででてきたものではないので、規制機関である我々が公式に何か結果に対して答えるのは控えたいというのが見解でございまして。

○森委員 わかりました。ではこの結果ということではなく、たとえ話のために少しだけ話をずらししますと、例えば、東日本大震災の大きな地震でアウターライズだとかあるいは

スーパーアスペリティだとか、あるいは SMG とかですね、特に強く地震動を出したとか特に大きく上がったというようなことは、あの地震でもって強く認識されて共有されたことなわけです。そうであるが故に、予測という意味ではとても誰にもできないんですけれども、想定という、つまり設計上あるかもしれないし、ないかもしれない、理屈からすれば、排除することが難しい。だから取り入れようというような考え方で、例えば原子力発電所ではなく、国の南海トラフ巨大地震のモデル化の際にはこれまでにないにも関わらず、これまで起こったことのないことを2つも取り入れているわけですね。つまり、ちょっとしたいわゆる微動帯があるということで、より内陸側に震源が延びたらどうするか、あるいは東日本大震災で大きく出すようなところがある。それをやはり入れるべきではないかということで入れられたというのが、いわゆる内閣府が検討されたモデルであるというふうに私自身は理解しております。つまり、危険性という意味ではなくて、被害の甚大性といえますか、いわゆるコンセンサスというものが、結果、及ぼす影響があまりにも大きいので、確率論的なものというわけでもなく、あるいは予想という観点でもなく、もっとも危ないケースを考えればということで考えられたもので、それなりに原子力の皆さんもそうでしょうし、あのような地震調査委員会というような専門家の考える立場で予想ではなく考えておくべき想定として考えているわけです。そのような観点に立ったときに、新しいことが起きて、台湾の地震はもちろん断層面の広がりも違いますし、それから地震のメカニズムも違うわけですが、もともといわゆる断層モデルで動的に、このような波形を想定しようというものが実用といたしますか、いわゆる研究だけではなく、想定とかなんかに使われ出して、それほど歴史も経っていないわけですね。あるいは、いわゆる皆さんの検討のもとになっている入倉先生の提案されたレシピというのは、特に原子力発電所を想定しているものではなく、一般の地震動の平均的な姿を出すためのモデルであるので、それを使ったからといって例えば安全性を評価する際の想定にそのものの方法を使うということが妥当ということを別に検証されたわけでもなく、つまり、不確かさ、いわゆるモデルの持っている二種類の不確かさがあって、その二種類の不確かさをどのように取り入れるのかというのが不確かさの考慮だと、そういうように理解しています。そういう意味で、例えばここで、ご検討されている台湾で起きたようなこと、これが規模が大きいけれども、規模が小さくなってくると、メッシュという見方でいえば、同じように相似的に見れば、あり得るんじゃないかというふうにまで心配して検討する必要があるのではないかと、そういう観点で、この結果を参照したときにどのように思われますかということですので。つまり、以前お答えになったのが、アスペリティ内のばらつきの検討はやっていません、必要ありませんというようなご回答を以前にいただいていて、それに対して私自身がまだ納得できていないところがありまして、そのことを十分理解していただいて、四国電力さんには大変なご検討をやっていただいた、しかも、問題点をわかりやすく整理していただいたと理解しています。そういう観点でみてどのようにこの結果をお感じになりますかということであって、つまり、四国電力の審査結果についてどうこうではなく、規制

庁の中の規制基準を決める際の専門家の間でのやりとりを十分にお聞きになっていて、それをとりまとめられる立場にあるからこそ、お聞きしたいと、そういう意味で聞いております。つまり、一般的な見方、設定にこのような考えは今回取り入れる取り入れないということよりも、いつ取り入れるかということとを別として、取り入れるのに考慮するようなことではないのかなというふうに思いましたので、その点についてお聞きしたいと思います。

○望月部会長 なかなかこの場で答えにくいところかもしれませんが、答えられる範囲でお願いします。

○森委員 ちょっとよろしいですか。部会長さんが立場上、そうおっしゃるのは理解できますが、私自身がこれまでストレスチェック以前から、平成15年の耐震基準が改定しました、その次はストレスチェックです。その次は新潟の柏崎で事故が起きたのでまたチェックします。今度は3.11というように何度も大きなイベントがあるごとに検討してきて、このことはずっと頭に思っていて、しかも、四国電力さんにその件を私の方から尋ねても、国の認可をとるという法治国家での目的をきちんとワンステップワンステップこなされていて、その検討では必要ないということで、これまで門前払いをずっといただいていたのですから、これは確かに基準に合うか合わないかというのが重要なことでありまして、それでは、その基準とといいますか、安全を決める基準である審査基準、そういうものをどう設定するかという人が目の前に来るまでこの疑問は解決されないなと思っていたので、聞いているわけで、以前のお役所の時から今まで来ていただけだったので、聞いていると。しかも、今日しか来ないというふうに聞いていますので、どうしても今日聞かないと私としては、安全性の審査とといいますか、安全性を専門の立場で評価する際に、やはり自信を持ったことを言えないと、そういうことで聞いておりますので、できる範囲で結構ですので、よろしくをお願いします。

○原子力規制庁 原子力規制庁の地震・津波担当の大浅田ですけど、先生おっしゃったアスペリティとか、SMGA、そういったところの応力降下量とかですね、すべり量とか、地震モーメントとか、こういったパラメータをどのように設定するかということは我々も原子力発電所としての基準地震動を決める上では非常に重要な点だと思っておりますけど、例えばアスペリティの応力降下量とか短周期レベルとか、いろんなことがパラメータがトレードオフの関係でありますので、そういった観点で、今はガイドにもレシピとして参照してございますが、断層がそんなに長大でなければ入倉レシピに従ったレシピを使いつつ、それだけですと自然現象に対する考慮ということを見ると、そこは福島事故での一つの教訓であった自然現象に対して我々謙虚でないといけなくて、そういった観点でいろいろな不確かさをみてございます。後でできますが不確かさの中身によっては組合せを考えて、そういったところを新規規制基準の中で取り入れて、それで基準地震動として妥当かどうかということ判断してございます。従って、今一例として25MPaに上げた計算結果というのでやっていますけれども、背景領域のところでもM0を調整しているのかどうかとか、

そういったところまでは私も把握してございませんので、この結果の妥当性云々についてはコメントとしては差し控えたいと思いますが、全体的に見れば我々が不確かさという考慮のなかで妥当と考えた、繰り返しになりますが、短周期レベルを 1.5 倍上げるためにアスペリティ応力降下量を 1.5 倍又は 20MPa にあげるとかですね。あとは、これは不確かさという中では分類しておりませんが、前回もご説明しましたように、あまり一般防災では断層の上端附近にいわゆる強震動生成域、アスペリティを置くことはいたしませんけれども、四国電力の中央構造線ではそれを置いたりしているということを考えて、我々としては判断したということですので、当然ながら何かモデルを変えて今後、今申請があったサイトでそういったものがでてくるのであれば、それはその時に判断していくのかなというふうには思います。なかなかこの問題は非常に難しくパラメータ、あちらを変えればこちらにも変わるというトレードオフの考え方ですね、非常に難しいところではありますが、そういったなかで私どもとしては、主に3つアスペリティの応力降下量と M0 と短周期レベル、こういったものに重点をおきながら、妥当性ということを判断してございます。すいません、そういった回答でございます。

○望月部会長 ありがとうございます。具体的な数字をこれから規制庁の中でこういう数字を取り入れていくというのは一人の判断でここで答えるというのはしっかりと数字をもってパラメータを言えることではないかと思っておりますけれども、当部会では、四国電力さんにそういうリクエストをして、それに答えてもらって、こういうような取り組みがあるということを認識していただければありがたいんじゃないかなと思います。

○森委員 今、望月部会長がおっしゃったように、こういう検討をしたらこういう結果がでてきたということは少なくともご認識していただければ幸いです。それに加えて、私自身は重箱の隅をつついてはいるつもりはまったくないんですね、どうしてかという、今おっしゃったようにトレードオフの関係がありますから、いろんなパラメータをさわる中で、物理的な成り立っていないかならばならないバランスといいますか、例えば統計的には平均とばらつきといったようなものは常に整合しておかないといけない、その整合がなくなればバナナのたたき売りみたいにくらというようにことがすぐ出てきますから、そうではなくて、科学的には合理的なものでなければいけない、そういう理解においては、トレードオフというのはよくわかります、ただ一方で、ちょうどこのスペクトルのところに、この図では3つの周期①、②、③というように書かれた3つの周期が設備の固有周期として、ここでは余熱除去ポンプ、原子炉容器、蒸気発生器というものが書かれていて、それぞれおおよそですけど、0.03、0.05、0.06 とか 0.07 秒といったようなところが指摘されていますけれども、これまで、ストレスチェックのときしか資料がなくて、現在の状況とびったり一致するかというのはわかりませんが、これまで四国電力さんから出されている資料の中から見ますと、前回だと蒸気発生器、一次冷却材というのは 0.1 秒というところに入りますし、それから格納容器は同じぐらいということで、おおざっぱに 0.1 秒から両方に、対数軸で同じ幅のところ非常に重要なものの固有周期が入っているわけです。

従って、専門の方であれば、このあたりがいくら断層面を 100km、200km に増やしたところで、このあたりにはほとんど何の影響もしない、300km なくても 500km になっても全く変わらなくて、目の前のアスペリティをいかにモデル化するかというのが重要設備の固有周期と強く関係してくるところであるというのは、専門家であれば十分承知なわけで、そういう意味でこのアスペリティをどのようにモデル化するかというのが、この手のモデルを使った時に非常に重要になってくる、従って、一方で地震動に関する知見が原子力以外ではこのへんの周期帯が少ないもんだから、研究例が少なく、だから 1.5 倍とかいう設定をされているというふうに理解しております。ところが、1.5 倍というのは今度は統計的にどういう意味での 1.5 倍なのかということがわかってこない、結局最終的にこれは安全目標といいますか、リスク評価を確率論的にリスク評価しようとするときに、どうしても 1.5 倍ではばらつきの 1σ なのか 2σ なのかといったような統計的な見方を結局できるようにしておかないと、最終的に、いわゆる西欧のやっているような PSA のようなリスク評価につながっていかないとおもって、その辺聞いているわけです。もう一度だけ確認したいんですけど、値がいいかどうかではなくって、アスペリティ内のばらつきについては今回どうこうというより、今回とか次回とかいうわけではなく、考えなくてもいいのか、あるいは取り入れるかどうかを今後も注視していく必要があるのかとか、そのあたりの方向性ですね、お聞かせ願えればと思います。なぜ、そういうことを聞くのかといいますと、安全性は何時も今後継続的に見直していきます。つまり安全性を見直すということは安全基準を見直していきますと、公式の文書では書いてあるわけなんで、それを担保したいがためにお尋ねしたいと、そういう趣旨です。

○原子力規制庁 原子力規制庁の地震・津波担当の大浅田です。我々は別に先生おっしゃたようにすべてこれでいいというふうに考えておりません。当然ながら、新しい知見ができれば、それが妥当ということになればそういうことを取り入れることになります。一方で、特に基準地震動の評価においてコンピュータ技術の発展というのが非常に重要でございまして、例えばアスペリティのすべり量を正確に表現しようとする、今のようなメッシュのきり方ではなかなか足りないんじゃないかなというふうに考えてございます。そうすると最終的な計算時間であるとか、いろいろ関係してございますので、全体的な状況を踏まえてそういった新知見として、採用するのに妥当であるということになれば採用するということにもなるだろうし、特に伊方の場合にはあまり当てはまらないかもしれませんが、短周期ということ考えた場合にもう少しサイトと断層との位置関係が近いところについては、アスペリティの不均質性が計算結果に大きな影響を与えるということが無きにしも非ず、特にそういったところについては注視していく必要があるかなというふうに考えてございます。

○望月部会長 確認できたんじゃないかなと思います。どうぞ、その点よろしくお願いたします。そのほか、はいどうぞ、奈良林先生。

○奈良林委員 奈良林です。今規制庁に説明いただいた資料ですが前回に比べて大幅に分

かりやすくなって、さらに重要な点が記載されているというふうに思います。どうもありがとうございました。先ほど吉川先生が説明された図の1ですが、これ非常に重要な点で吉川先生がいうコアキャッチャーについては最新のEPR（欧州型PWR）のように、建設中のものは考慮されているんですけど、フランスの既存の発電所は全くついてません。この間フランス電力庁で意見交換したんですが、設置方法とか、空間に納められるかどうかそういうことの検討を開始したところで、私も大学で研究を始めたんですが、これはしばらく将来の研究対象、更なる安全性向上のところに必要であれば入れるというものでないかと思えます。それで今ご説明いただいた中で非常に重要な点はですね、压力容器の底が水で冷やされているんですね。CVスプレイをかけて、だんだん水が入ってきて、4,000m³入れたところで、この絵ですと压力容器の底が冷やされて、そうするとこれインベッセルリテンションといいまして压力容器の底を冷やすことによって、溶融物による压力容器の底抜けを防止できるということで、中国の上海交通大学でAP1000でインベッセルリテンションという実験をやってます。冷やせるということは非常に重要なので規制庁さんあるいは電力さんかもしれませんが、一様に熱伝導ですので压力容器の底を冷やした場合に溶融貫通が防げるかどうか、簡単な評価でいいのでやっていただけるといいと思います。インベッセルリテンションが成立しますと、アメリカスリーマイルアイランド2号機の事故はインベッセルリテンションが成立していて、全ての溶融物は压力容器の中に納められてたので、後の処理が非常に簡単で10年経って炉容器の中のデブリを取り除くことで十分対応できたんですが、1F事故は多分底抜けして格納容器の下が損傷を受けて汚染水が外にでてきていますので、インベッセルリテンション成立していることが大事なことだと思います。評価をお願いしたいと思います。

それから、同じ資料の3ページで事象発生後78分でアニュラス空気再循環設備のアニュラス空気再循環設備の粒子フィルタによる除去効果が期待できるようになるためと書かれていますけど、これは78分で電源が回復するという、78分という数字を説明いただければと思います。それから2ページの5.1TBq、非常に少ないセーフティーな、100TBqと比べると非常に少ないことが分かりますが、いろんな前提が入って難しいかもしれませんが、mSvあるいはμSv、そういった単位です、もしさらに評価できると、mSvとかμSv、こういった値について今の方も非常に理解されているので、この5.1TBqで線量としてどういうふうになるのかというのをお願いしたい。以上です。

○望月部会長 はい、ありがとうございます。

○原子力規制庁 はい、それではお答えいたします。別紙1の3ページの、78分というのは全交流動力電源喪失で全ての外部電源と非常用ディーゼル発電機の電源が失われます。78分の段階で空冷式の非常用発電機が起動して電源が供給されるということで、アニュラス空気再循環ユニットが使えて負圧が確保されるということになるということでございます。それからもう1つの5.1TBqについては、もともと安全目標の中で100TBqという数字が入ってきた背景は福島事故の教訓で、帰還困難区域を非常に限定的にしましようという

ことでできた数字でございまして、考え方としましては敷地ごく近傍だけにとどめたいというのが評価項目の 100TBq です。ですから、具体的に人の被ばくとして何 mSv というのは評価しておらず、セシウム 137 の放出量で判断しています。

○望月部会長 100TBq を全部体で吸うのと食べるのと違いますし、全部食べた場合とか吸った場合とか計算方法が違ってきますので、なかなか Sv とか単位で表すのは難しいかなと思います。

○奈良林委員 今ご説明いただいたのは 100TBq がごく敷地の近傍で帰還困難区域を作らないという数字だとすると、5.1TBq はさらに低い値というふうに私は認識します。

○原子力規制庁 1つ答え忘れていたのですが、放出量までは評価していますが、その後のセシウムの環境中での移行についてはまでは評価していないことをあわせてご説明いたします。

○望月部会長 そのほか委員の先生方、どうぞ岸田先生。

○岸田委員 8-121 ですが、11 ページの回答が、聞いたかったこととちょっと違います。結局、終局耐力は建設時に確認しているという理解でよろしいですか。終局耐力はいろんな構造物の、例えば原子炉建屋とかの終局耐力は建設時に確認しているということによいのですか。

○原子力規制庁 原子力規制庁の日南川でございまして。基本的には詳細設計の中で確認することになります。

○岸田委員 建屋とかは確認された耐力は建屋自身を何らかの形で壊れるところまでもって行って、それでその荷重を終局耐力としたと。

○原子力規制庁 基本的には規則の中でも終局耐力の考え方は構造物に対する荷重を漸次増大した際に構造物の変形または歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考えまして、この状態に至る限界の最大荷重負荷を終局耐力というふうに考えております。

○岸田委員 そこから許容応力を設定されたのですか。

○原子力規制庁 基本的には、許容限界を超えないことが大前提と考えておりますので許容限界を超えたらダメなんです。

○岸田委員 許容限界は終局耐力から算定されたのですか。

○原子力規制庁 いえ。

○岸田委員 どこから算定されたのか、そこがわからない。

○原子力規制庁 許容限界はコンクリートのせん断ひずみ等の、一般論的にいえば 2.0×10^{-3} というところで考えております。

○岸田委員 材料の終局耐力から許容応力を出して、そこで個々の構造物を判断すると言うことで、そうすると構造物全体の終局耐力と許容耐力は違うんじゃないですか。最終判断は部材の、構造全体でなく部材の、ここの S クラスのところの書き方もそうですが、鉄筋コンクリートの造耐震壁についてということ、要は個々に分析して要素の値で判断しているということになっていて、構造物自体のと言われると、そういうふうになっていな

いのではないと思いますが。

○原子力規制庁 構造物全体としてというふうに考えておりますので、それぞれの部材の判断もありますが、大きくは構造物全体で判断します。

○岸田委員 構造物で判断する耐力はどこから出しているのですか。構造物で判断する耐力あるいは許容限界値はどういう整理をしているのか。先ほどの説明だと材料の許容限界値、終局耐力から許容値を求めてという説明でしたが、それで構造物も個々の部材の中で判断しているという理解でいいんですよね。構造物の判断ではなくて構造物の中の個々の部材で応力がどのように作用しているかで判断するということですね。

○原子力規制庁 そうですね。許容限界を超えないところで判断している。

○岸田委員 その辺が表現が明確でないので、最後のSクラスのところのせん断ひずみの許容限界のところですが、そのせん断ひずみは細かい話だが鉄筋なのかコンクリートなのかもわからない。

○原子力規制庁 審査ではコンクリートのせん断ひずみで考えている。

○岸田委員 鉄筋ではなくコンクリート。

○原子力規制庁 コンクリート。

○岸田委員 ひび割れも許容しない。

○原子力規制庁 いえ。ある程度はひび割れを許容している。

○岸田委員 ひび割れは許容する。ひび割れを許容するのであれば、繰返しの影響も考えて疲労限界の考え方も検討してないといけないのでは。そこまでは検討されていないということですね。

○原子力規制庁 基本的には許容限界を超えたらダメである。

○岸田委員 ひび割れは許容されるわけですね。

○原子力規制庁 はい。

○岸田委員 そうすると次の地震が来たときに繰返しに対して。

○原子力規制庁 概ね弾性範囲に入る必要がある。

○岸田委員 ひび割れが起こっても弾性範囲になるのですか。

○原子力規制庁 はい。

○岸田委員 わかりました。

○望月部会長 その他ございませんか。

○森委員 直接、この質疑応答の回答に関係しませんが、先ほどの質疑に関連してお聞きしたいことがあります。資料1-1、7ページを先ほど質問しましたが、資料1-1-2の11ページに基準地震動のことがまとめて載せられています。最初に確認したいのは、これまでの検討では資料があったんですが今日はないので最初に四国電力さんに確認したいことがあります。この11ページの11種類の基準地震動を設定する際の、いわゆる種地震として用いられたのが、2001年の芸予地震の地震動だったと思いましたが違いましたか。

○四国電力 四国電力の松崎です。芸予地震の余震です。

○森委員 正確に言えば3月26日の余震ですよ。それでよろしいですか。検討されたということで規制庁さんにお聞きしたいんです。11ページに載せてある11種類の基準地震動を設定する際にそのうちのいくつかが2001年の芸予地震、マグニチュード6.2か3か4かそれぐらいの地震で、その2日後に起きたマグニチュード5.2とか3の余震の記録を種地震としてお使いになっているわけです。これも随分古くて平成20年の頃におそらくストレスチェックの頃だと思いますが、その際に種地震としてその頃から芸予地震を使われているんですが、芸予地震は安芸灘で起きた地震で同じプレート内とはいえ、震央距離も随分離れていると、それに対してその当時、平成20年当時で1991年に伊方発電所の非常に近いところでマグニチュードが同じ程度の、種地震として使われた同じ程度の、1991年の地震がありまして、その2つを比較すると0.1秒よりも短い周期成分が1991年の方が大きかったんですね、それで私は当時にどうして近いところで起きた短周期成分のより多く含まれている地震を使わないで、少し離れたマグニチュードが同じぐらいの芸予地震の余震をお使いになるんですかと質問したところ、それまでの指針では周期で2秒までのスペクトルを見ていたけれども、5秒になったので、2秒から5秒の間で1991年の地震記録が長周期のノイズがよくない、そういうことで外すという理由で外されて、私はそのとき当時の部会の中で許される範囲でお聞きしたんですが、私の中では押し切られてあまり長周期側には関係してこないのに2秒から5秒に伸びたと、それは単にそこまでチェックしなさいと、つまり長周期側の地震動評価、つまり超高層、長大構造物とか地震学で周期の長い方が問題になっているのでそういうご回答だったと理解しています。ところが原子力構造物の設備の安全性を考えると0.1秒付近の、どうしてもあまり知見はないけれども、自然にある現象ですね、特に短周期成分は強度減衰著しいわけですから、目の前で起こったものがあればそれを使うべきでないかと思ったんですが、審査の中でそういう見方をされずに2001年の芸予地震をそのまま採用することをお認めになった理由はなんですか。

○望月部会長 どうぞ。

○原子力規制庁 原子力規制庁地震・津波担当の大浅田です。今回まず新規制基準の中では、先生おっしゃるとおり断層モデルで評価する場合は適切な要素地震があれば経験的、なければ統計的手法を使うことが書かれていて、私どもといたしましては、伊方の基準地震動の審査においては適切な要素地震があるかないかをきちんと精査いたしまして、おっしゃるとおり今回四国電力が採用している2001年芸予地震の余震である安芸灘地震は、ある意味スラブ内地震でした、当然ながら応力降下量なんかは中央構造線と比べると全然違う。従って、それが妥当かどうか判断するうえで、いろんなことをやっていますが、例えば、統計的にやった場合には応答スペクトルがどうなるのかということもみまして、統計的と経験的を比べた場合には経験的の方がいいだろうということ判断しておりますし、11ページの絵は見にくいのですが、 S_s の2-8というところで S_s 2-2のNS・EW入れ替えケースがございます。これはある意味この要素地震を用いると0.1秒のところは大きいものがあるんですが、もう少し大きな0.2秒とか0.3秒くらいですとNS・EWの方向性

みたいなものがあるのでNS・EWを入れ替えたものを四電さんとしては採用した経緯がありましたのでこれは適切と判断してございます。他に適切な要素地震がないかどうか詳細は今資料ございませんが、ある意味伊方の地盤は非常に堅くて、幸か不幸か地震が起こっても観測記録として適切なもの、要素地震として使えるような観測記録が得られないことが多いんですね。従って伊方発電所だけでなく近くの観測地点のものを探しましたが、観測記録とか使えないのかどうか、いろいろと精査したんですが、なかなかこれ以上に適切なものがないというところで、さらに統計的と経験的を比べると経験的がより保守性があるのではというところで、これを採用することは妥当と判断しています。手元に詳細な資料がなくて申し訳ありません。

○森委員 申し訳ありません。ほんとに資料がなくてやりとりするというのは細かいところの数値を議論するには適切ではないと思いますので、今のご回答で私もいままでそれぞれの検討書をこの場で議論してきた経緯を踏まえて申し上げているだけで、その理解からすると今のご説明は私自身も1つ1つ納得していたところで、そこに全く異論はありません。ただ、もっとも申し上げたかったのが、今仰ったように、伊方の地盤が日本の、原子力発電所の中でも相当高い部類で、その意味からすると耐震安全性は支持地盤という観点からしてもある意味安全性といえますか、いわゆる安定と言うことを考えると非常に有意であると思います。ただ短周期の地震動という観点でみた場合には減衰せずに目の前からやって来ますので、せつかくといっは何ですが、むしろ芸予地震の余震よりも若干スペクトルを持っているので、非常に細かい数字の話ではありません。ただ大小を見たときにそれより大きいにもかかわらずそれをとらなかったかという非常に単純な視点なんです。もちろんご記憶で何かお答えいただくということではなくて、検討したかどうか私には分からなくて、四国電力さんにその点はお答え頂くべきかもしれませんが、お聞きしたかった点は、例えば国に確認すべき事項に入っている地域性はいろんな意味での地域性がありまして、ここで言えば地震環境とかあるいは地震動のメカニズムというのは地域性があるものなんですね。ですから地震のメカニズムという観点、それからいわゆる震源ですね、震源という観点、それから伝播経路という観点からして、目の前にいいのがあって、それはそれでそうなんですけれども、5秒まで適合しないといけないのでという理由で、実は外されたということで昔のこういう場で四国電力さんから聞いた物ですから、その点同じような説明で規制庁さんの方をめぐり抜けたのか、それとも1991年のものも使っているのか、そこまでなってくると四国電力さんに聞いた方がよいかもかもしれませんが、その点どうでしょうか。つまり聞いているポイントは何かといいますと、さっきの1メッシュの不均質性を増やすだけでいわゆる0.1秒付近の、原子力構造物あるいは原子力施設の中にある設備にとって最も都合の悪い、つまり考えなければいけない振動数、周期成分をいかに安全側に、つまり大きく出るのであろう科学的合理的な要因を最大限考えておかないといけないという基本的姿勢からしたときに、どうして外すのかわからなかったの聞いています。その点四国電力さんにお答えいただきたい。

○望月部会長 どうぞ。

○四国電力 四国電力の松崎でございます。先生のおっしゃる 1991 年でしたか、ちょっと年数は正直覚えていませんけれども、短周期成分の大きい地震動に関しましては、バックチェックのときになります。実際に波形合成を行いまして、現在用いている芸予の余震の記録と比べました。実際に波を作りました。それで比較した結果、先生がおっしゃる 1991 年の波というのは確かに短周期の地震動は大きいんですけれども、周期は確か 0.2 秒とか 0.3 秒とか、それくらいのところに山があったと思います。それに対して、今回使っている芸予の余震記録というのは、NS 方向で 0.1 秒ぐらいのところに山がありました。合成結果を見ると、芸予の余震を使った方が、0.1 秒あたりが大きかったんです。そういうことから、芸予の余震記録を要素地震として使いますということをバックチェックの時に、審査資料で、当時の保安院さんに確認いただいています。そういうことをやってございましたので、今回の新基準適合性審査に関しましては、芸予の余震を採用しまして、今回規制庁さんのほうにはその検討はお示ししてございません。

○森委員 示されていると。

○四国電力 示しておりません。今回はですね。

○森委員 前回そういう検討をしていたので、示していないと、つまり、選んだ理由は特に審査の時の資料には含まれていなかったということですか。

○四国電力 今回は、このような観測記録がありますというなかから、この記録を使いますと言った程度で、前回のように実際に断層モデル解析をまわした結果を吟味いただくということまではしてございませんということですか。

○森委員 前回の平成 20 年ということですのでそれほど、状況に切迫的なものはなかったんですけれども、ある意味、今回、状況にいろいろな意味で切迫した状況があると、つまり、安全性もあるし、経済性もあるしというふうな議論の中で、そういうのもワンステップワンステップ抑えるべき細かい点を十分、規制庁さんの方の中でご審査いただいのかどうかという観点でお聞きしました。以上確認です。

○望月部会長 どうぞ。

○四国電力 すみません、蛇足になるかもしれませんが、そういう意味では要素地震の妥当性に関しましては、今回の規制庁さんの審査でもですね、入念に審査いただきまして、その結果、先ほど大浅田さんからもお話しありましたが Ss2-8 という EW と NS を入れ替えたものを設定するというのは、従前のバックチェックのときにはやっていなかった発想です。そういうふうな要素地震の特徴に起因して、施設の評価に抜けがないかという観点で、今回 Ss を追加したというのは規制庁さんの丁寧なといいますか厳格な審査のひとつの事例ではないかなと私は思います。

○森委員 私の方もさっきの NS・EW 入れ替えたとか、いわゆるある意味自然現象からすると、それまでだったらやらないようなことまでやられて、その結果が私がさっきご指摘申し上げたことによる大きくなるであろうものぐらいをカバーするのかなという、それでカ

バーできているんでないかというふうに、短時間での判断ではありますが、私自身、そういう理解をして納得したから、ある意味、四国電力さんがなされたことに対する評価というのは自分の中では納得したんですけれども、ただ、翻って審査ということになるとされる側と違って、する側の方にお聞きしたいというのはまったく別問題でして、考えられるものは一通り見落としはしないのかという意味で聞いてみたという次第です。今後もまた、1秒前後の短周期成分というのが、それは簡単な問題ではないと思うんですけれども、たったこれだけの不均質性を考えるだけで、検討の妥当性とか、そういうこともあるんですけれども、検討方法としてはきちんとしたことを四国電力さんこれまでされてきているので、ある意味、そういう意味からするとこの結果は四国電力さんの予想よりは大きかったんじゃないかなとこっちは勝手に思っているくらいですので、何を申し上げたいのかというと、こういう視点も決して失わないでいただきたいというお願いです。ありがとうございました。

○望月部会長 より安全側になっているということをご説明していただいたように思うんですけれども、これからもそういう都合が悪いものを隠さずというか、失礼な言い方ですけども、そういうことがないようにちゃんと安全側に立った視点で判断の評価というのもよろしくをお願いします。それでは、審議の方もされたと思いますので、他にもたくさん審議事項がありますので、このコメント回答に関しては先ほどの吉川先生への説明を除いて一応、確認ということで次の審議に移らせていただきます。

・「原子力安全専門部会として国に確認すべき事項」に対する国からの回答について

○望月部会長 次は、原子力安全専門部会として国に確認すべき事項、に対する国からの回答についてです。当部会では、7月22日の当部会において、国における審査が終結した際に、当部会として国の審査に対して確認すべき事項を検討いたしまして、各委員の御意見を踏まえて、資料1-2-1のとおり、取りまとめることについて、既に各委員の御了承を得ております。本日は、これら国に確認すべき事項に対する回答について、原子力規制庁のほうから説明をお願いします。

○原子力規制庁 原子力規制庁技術基盤課の米林と申します。それでは安全目標、新規制基準等について、ご回答させていただきたいと思います。まず、最初に安全目標の(1)でございますけれども、安全目標に関する思想や哲学の議論、福島第一原子力発電所事故の前後において変わった点、多数の避難者や広大な除染に対する安全目標の考慮、また、国民やマスメディアに対しての説明、についてのご質問と考えておりますけれども、回答でございます。

まず、安全目標については、その考え方や意味も含め、原子力規制委員会において議論

を行い、設定しております。議論の中では、リスク評価の結果と性能目標の結果とを照らし合わせて○×をつけるものではないということも出てございます。それから、福島第一原子力発電所事故前後の除染の話でございますけれども、事故の後、委員会の方では、事故における環境汚染の話も議論の中で上がりまして、2つめの○でございますが、福島第一原子力発電所事故後、規制委員会は旧原子力安全委員会における検討結果を議論の基礎とすることとともに、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめるためにセシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきという目標を追加することについて決定しております。

それから、説明責任については、決定の過程におきましては議論や資料については全て公開しておりますし、(原子力規制委員会) 委員長の記者会見を通じて、メディアを通して広く国民に対して情報提供を行うなど、説明責任を果たしていると考えております。

それから、(2) でございます。安全目標は、国民性の考慮とか、国全体で議論がなされ、一定の理解のもとに決定されたものとなっているのか、それから、事故による公衆への放射線リスクをどのように許容レベルまで抑えるか、コストとのトレードオフについて社会的に受容されるレベルか、というご質問と理解しております。

回答でございます。原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から原子力発電所の規制に必要な基準を設定することが役割であるというふうに認識しています。その安全目標につきましても、原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指すべき目標として、原子力規制委員会として定めたものです。従って、安全目標は国民に向けてというよりも、規制委員会が自らの規制をスパイラルアップするための目標として定めております。具体的にはまず規制委員会が基準を定める。事業者はそれを満足させる。規制委員会はそれを審査・許可しますけれども、一方、新規制基準におきましては、新たに事業者安全性向上のための評価を行うことを求め、その中で確率論的リスク評価をし、届出、公表することを求めています。規制委員会は、その結果を安全目標に照らし合わせて、規制が不十分な場合は規制の見直しをやるということにしております。そういった形でまた基準が変わりますと、それを受けて事業者が申請して、審査・許可して、また、確率論的リスク評価を提出してもらって、また、照らし合わせるという形で基準のスパイラルアップのために使うということにしています。それから、事故による放射線リスクの関連ですけれども、先ほどのような環境への影響をできるだけ小さくするという観点からセシウム 137 の放出量に対する目標を設定しております。それから、社会的受容性についてでございますけれども、以前説明したとおり、安全目標はそういった趣旨で設定していないということをご理解いただければと思います。コストとのトレードオフについても、規制委員会はそのような役割を命ぜられていない、経済性によって基準や目標を変えることはしないということです。

それから(3)でございます。IAEA 等の国際的な水準からみた安全目標について、国内外

ではどんな議論があるかということでございます。一つ目の○については今ご説明したとおりでございます。二つ目の○でございます。国外における安全目標に係る議論の全てについては、規制委員会でも承知してはいたしません、例えば IAEA では、福島第一原子力発電所事故後、事故の教訓を踏まえ、IAEA 安全基準の見直しについて議論を行っていますが、その中で安全目標に係る議論は、行われているとは承知していません。その理由についても承知しておりません。

それから(4)でございます。安全目標に関する今後の見直しの方向性、スケジュールでございますけれども、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくということで、お答えしたいと思います。

それから(5)安全審査の判断基準には、明示的に安全目標は取り入れられていないが、その理由は何かということであります。一つ目の○で安全目標は規制をよりよくするというためのものであることから、安全審査の中には入れておりません。しかしながら、規制委員会として新規基準を検討する上で、安全目標を概ね達成できることを念頭に置いて議論・検討を行ってきたところでございます。

それから(6)、(7)については安全目標の検討に社会心理学の専門家を外国と同様に入れるべきでないかとか、また、一般の国民の意見をパブコメ以外にも考慮する必要があるのではないかというご意見と考えております。この問いに対する回答ですが、我々は科学的・技術的見地から原子力発電所の規制に必要な基準を設定することが役割であると認識しており、規制を行う上で、どの水準の目標を設定するかということについては、原子力規制委員会が独立した立場で判断すべきというふうに考えております。

それから2. の新規基準等について回答いたします。(1)ですけれども、安全審査の判断基準を策定する際、安全性というものをどう定義し、基準に反映しているのかということでございます。原子炉等規制法におきましては、設置の許可の基準、これは原子炉等規制法第 43 条の3の6にございますけれども、施設の位置、構造及び設備が災害の防止上、支障がないことや、重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力があること等を規定しています。新規基準は、これらの規定を踏まえ策定をしています。それから(2)安全審査の判断基準を策定する際、理科室でない専門家が入って議論されているか。規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から原子力発電所の規制に必要な基準を設定することが役割であると認識しています。

○原子力規制庁 それでは続きまして、(3)でございますけれども、原子力規制委員会は、教育も含めたリスクコミュニケーションについて今後どのような方策を取るのか。安全性について人が理解しやすいような積極的なリスクコミュニケーションが必要と考えるかどうか。ということにつきまして、回答でございますが、福島第一原子力発電所の事故後の対応を始め原子力規制行政への反省から、原子力規制に関する十分な透明性を確保し、国民に説明責任を果たしていくことが大変重要と認識しております。その際、難しい専門用語や分かりにくい表現を避けまして、出来る限り理解しやすい説明をすることを心がけて

いるところでございます。具体的には、原子力規制委員会の取組や活動につきましては、先ほどの説明にありましたようにメディアとか原子力規制委員会のホームページを通じまして、広く国民に対して情報提供を行っております。また、原子力規制委員会にコールセンターを設置し、個々人の質問等に丁寧に答える取組を行っているところでございます。リスクコミュニケーションに関する職員研修ということで、今後、原子力規制庁職員を対象にしまして、地域住民・自治体・メディア等とのリスクコミュニケーション能力等に関する幅広い知識及びスキルの習得を図ることを目的としまして研修を計画しているところでございます。現在内容につきましては検討をしているところでございます。今後も、積極的な情報提供や丁寧な対応に努め、規制機関に対する国民の信頼を得るよう取組を進めて行きたいと考えています。

○原子力規制庁 それから(4)でございますけれども、世界で最も厳しい水準としている具体的な根拠は何かということで、規制委員会が策定した新規制基準については、これまでに明らかになった福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた上で、IAEA や諸外国の基準も確認しながら、さらに我が国の自然条件の厳しさ等も勘案して、総合的に見て、世界で最も厳しい水準であると考えています。具体的な一例でございますけれども、非常用電源、これについて申し上げますと、一定期間の外部電源喪失、全交流電源喪失に耐えられる、そういう備えを求めるという考えが、アメリカ、フランスとか共通しております。かつ想定すべき電源喪失期間ですが、アメリカやフランスでは3日程度なのに対し、我が国の新規制基準は7日にするなど具体的な要求水準は同等以上であると考えております。

○原子力規制庁 続きまして、伊方3号機の新規制基準適合状況について、1番の地域性を考慮した適合状況について説明します。伊方発電所3号機の審査におきましては、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見や情報を収集いたしまして、海外の選定基準を考慮の上、伊方発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、地震、津波、火山、竜巻、森林火災等の自然現象によって安全施設等の機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認してございます。気象につきましては宇和島特別地域気象観測所、潮位については長浜港など発電所周辺で得られた過去の記録を考慮していることを確認しました。例示のところは、前回の部会のとくに説明したところは除きまして、④の竜巻のところを少し説明したいと思います。竜巻の最大風速については、竜巻検討地域、原子力発電所が立地します地域及び竜巻発生の観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件が類似する地域から設定するというところでございまして、竜巻検討地域において過去に起きた竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮いたしまして、過去に発生した竜巻による最大風速(VB1)と竜巻最大風速のハザードカーブによる最大風速(VB2)を求めまして、その結果、大きい方である過去に発生した竜巻による最大風速(VB1)92m/sを基準竜巻の最大風速(VB)として設定していることを確認してございます。伊方発電所の場合は地形等を考慮すると、基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないということでございますが、基準竜巻の最大風速を切り上げて100m/sとしていることを確認してございます。そ

れから、⑤の外部火災でございますが、森林火災の延焼防止を目的として、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に評価した結果から必要な防火帯幅を設けることを確認しております。それから伊方発電所は特徴としまして敷地面積が比較的狭く、安全施設の設置場所に高低差があることなど、発電所の地形や周辺の状況を考慮し審査を実施してございます。溢水防護ということで、EL. 10mのところには海水ピットポンプ室がございまして、高台でありますEL. 32m に屋外タンクが複数ございまして。これは、竜巻等の自然現象により破損し漏水を想定した場合、海水ピットポンプ室が溢水経路となることから、浸水しないよう防護壁を設置するとして確認してございます。それから、保安電源でございますが、重油移送配管又はミニローリーでディーゼル発電機の7日間以上の連続運転に支障がないように燃料を輸送するという設計でございまして。設置場所、保管場所及び輸送ルートを含めて、地震、津波及び想定される自然現象等を考慮しても、重油移送配管又はミニローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送手段を必ず1手段確保するという対策を講じているということを確認してございます。重大事故の対策の審査におきましては、繰り返しになりますが、敷地が比較的狭隘、高低差を有しているという伊方発電所の特徴を踏まえ、例えば、重大事故等で使用する可搬型設備につきましては、同時に必要な機能が損なわれないよう異なる地盤高さに分散配置すること、それから、保管場所から使用場所へのアクセスルートは複数確保していること、さらにアクセスルートで土砂崩れ等があった際に復旧するための、ホイールローダを配備するということと、短時間で使用場所にアクセスできるよう折り返し斜路を設けることを確認してございます。

続きまして、2つ目は、最新の知見に基づく審査の状況ということでございます。まず、最初は基準ということでございますが、原子力規制委員会は、これまでに明らかになりました福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、IAEA や諸外国の規制基準も確認しながら、外部専門家の協力も得て、新規制基準を策定しているということ。この基準は、最新の科学技術的知見を踏まえているものと考えています。伊方発電所の審査では、最新知見を反映した新規制基準へ適合していることを確認しました。竜巻のところは繰り返しになりますが、現時点では竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を、十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できるだけの知見を有していないこと、また、竜巻のデータは日本では少ないということが書いてございますが、そういった観点で日本全国で過去に発生した竜巻の観測データを用いて設定したということでございます。今後、新たな知見が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みながら更なる安全の向上に取り組んでいきます。また、原子力規制委員会では、原子力施設の安全に関する国内外で発生した事故・トラブル及び海外における規制の動向に係る情報の収集及び分析を行いまして、その対応の可否について、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会から助言を受け、規制への反映の有無の検討等を継続的に行っています。新規制基準が改定されれば、原子炉等規制法に定めるバックフィット規定に基づき、事業者に対して、改訂された基準への適合を求めることとなっております。

続きまして、3番目でございます。不確かさの考慮とその妥当性についてでございます。新規制基準では、不確かさを適切に考慮することを要求しており、審査において確認することとしています。自然現象については、各種調査、過去のデータ、現象を踏まえてさらに不確かさを考慮した評価を行うことを求めています。例えばということで、基準地震動の策定に関しましては、事業者は、敷地周辺の地質・地質構造を文献調査や地球物理学的調査などを通じて科学的に把握し、基本震源モデル及び震源特性パラメータを設定しています。その上で、応力降下量を1.5倍としたケースやアスペリティを敷地正面に配置したケースなども考慮し、さらに不確かさ要因を偶然的な不確かさと認識論的な不確かさに適切に分類しまして、必要に応じた不確かさを組み合わせて基準地震動を策定しており、委員会は審査の結果、これを妥当と判断してございます。重大事故等対策に関しては、事故の進展に応じまして事業者が適切に対処できるのかを有効性評価により確認しています。この有効性評価においては、事故シーケンスごとに使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮することを求めています。これら不確かさによる影響が大きいと判断された場合には、感度解析等によりその影響が適切に考慮され、評価項目を満足しているかを確認しています。例えば、MCCIについては、さきほど説明した内容でございます。

続きまして、1-4、人的要因考慮の状況についてでございます。ここは二つに分かれてございます。最初の方は緊急時の実際の活動について、人的要因の考慮の状況を、どのように確認しているのか、ということでございます。新規制基準については、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、設備等のハード面だけではなく、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、こういったものに基づきまして、手順・体制等のソフト面の整備も要求しています。一例ですが、重大事故等への対策として、事故時の指揮命令系統や手順、体制が整備されているか、対策の実現性があるか等を確認してございまして、重大事故等の発生時においても、事象の種類及び事象の進展に応じましてミスなく的確かつ柔軟に対応、対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を継続的に実施する方針であることを確認してございます。重大事故対策に係る審査では、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるかを有効性評価により確認しています。運転員による操作に関しては、有効性評価の条件設定におきまして、中央制御室で実施する操作開始を警報等の発信時点から10分後とする等の、確実な実施のための時間余裕が考慮されていることを確認しています。また、操作遅れによる影響も考慮して対策の有効性を確認しています。

技術的能力ということで、発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力、それから先ほど出ました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を今後どういったように確認していくのかという質問でございます。最初の、発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力、として確認した品質保証活動や技術者に対する教育・訓練等の方針につきましては、今後、実施します保安規定審査の段階で確認するとともに、その履行状況について、定期的に行われる保安検査の中で確認していくこと

になります。それからもう一つの回答でございますが、保安規定の認可にあたっては、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 24 第 2 項に定める要件として、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉の災害の防止上十分でないと認めるとき、に該当しないことを確認するための審査を行います。特に、ご関心の、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、につきましては、主に、実用炉規則第 92 条第 1 項第 22 号及び第 23 号の要求事項でございます、重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備、それから、大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備、について確認してまいります。具体的には、以下に掲げる事項等でございますが、設置許可で確認された原子炉施設の措置が、運転段階においても継続して確保されることを担保するために必要な措置が定められているか確認することになります。下に主な措置内容ということで掲げてございます。

続きまして、5 番、上記以外の特に確認を要する事項ということで、例示といたしましては内部火災、内部溢水、モニタリング設備それからテロ対策の適合状況についてのご質問でございます。まず、最初にテロ以外のところということで整理してございます。内部火災や内部溢水等の設計基準事象につきましては、基本的には基準への適合性を確認する上で保守性を想定・評価しています。内部火災の審査においては、火災発生防止、早期の火災感知・消火、影響軽減の 3 つの方策をすべて要求するというところで、従来からの 1 つあるいは 2 つということではなくて、すべてを要求するというところでこういった要求の中で保守性を考慮しております。具体例につきましては前回ご説明させていただいているので割愛させていただきます。内部溢水については、没水、被水、蒸気の影響により、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計方針を、また、放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針を確認してございます。これらの設計は、溢水影響評価を行い設計することとなりますが、当該影響評価は以下のように保守的な評価とすることを確認しました。例にございますが、溢水源及び溢水量については、容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水量の全量流出を基本としていること。それから、溢水が生じるとした機器は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価するとしていること。それから、溢水経路については、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画の水位が最も高くなるように設定して評価するとしています。モニタリングポスト及びモニタリングステーションについては、非常用所内電源に接続するとともに、専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とすること、原子炉制御室及び緊急時対策所 (EL. 32m) までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とすることを確認しました。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合には、可搬型代替モニタにより放射線量の代替測定、それからその結果を記録するための設備、手順等を整備す

るとともに、発電所及びその周辺において、可搬型放射線計測器により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等を整備することを確認しました。

続きまして、テロ対策でございます。テロ対策については、新規制基準では、想定を超える自然災害や、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる被害、こういったものを考え、放射性物質の放出低減のための体制整備を求めており、審査では、こうした基準への適合性について確認しています。例えば、伊方発電所においては、事故対応を行う要員を発電所内及び所外の複数の集合場所に分散して配置すること、故意による大型航空機の衝突や航空機燃料による大規模な火災を想定し、大型放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備すること、中央制御室での監視及び操作が行えない場合の手順を整備することなどとしています。また、電源車や大型放水砲などは、同じ機能を持った設備が同時に使えなくなることがないように、設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して保管するといった対策を講じることとしています。これらのテロ対策を含めた大規模損壊対策の詳細な内容については、セキュリティ上の観点から、審査を非公開で実施するとともに、その資料の公開も控えております。続きまして、自衛隊等との連携につきまして、記載しております。通常、警備においては、警察庁、海上保安庁との連携をとっています。しかしながら、一般の警察力をもっては対応できない場合等には、自衛隊に治安出動等が発令されることとなると承知しています。なお、テロや戦争等により原発が狙われる事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。

最後でございます。自主的な取り組みということでございます。新規制基準の審査においては、重大事故発生時には、自主的な対応も行われることを踏まえ、基準で要求される事故時の対策への悪影響がないかを確認するために、事業者が講じることとしている自主的な対応も含めて確認し、対応が確実に実施されることを確認してございます。ただし、これら自主的対策については、基準に基づく要求ではないということでございますので、自主的対策自体の設備や手順そのものを基準に照らして確認したものではありません。原子炉等規制法の改正において、原子力安全の向上に対する原子炉設置者の自主的かつ継続的な取組を促す観点から、その取組みの実施状況や有効性について、事業者が定期的に自ら調査・評価し公表する、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価の制度を導入してございます。また、原子力規制委員会は、主要原子力施設保有者の経営責任者との間で意見交換を行い、安全文化醸成を始めとした安全性向上に関する取組の促進を図ることなど、様々な機会により事業者の自主的な取組を促していくこととしています。以上でございます。

○望月部会長 どうもありがとうございました。規制庁の守備範囲というか、こういったような確認事項を踏まえていたかもしれませんが、それから先ほど大事な点でありましたコメント欄と一部重複したところもあったかもしれませんが、丁寧に説明し

ていただきまして、どうもありがとうございました。ただいまの回答につきまして、欠席の委員からのご意見ございませんでしょうか。

○事務局 宇根崎先生からは特にございませんでした。

○望月部会長 それでは委員の先生からご意見、ご質問、ございませんでしょうか。はい、森先生。

○森委員 望月部会長もおっしゃいましたが、一つ一つ重なっているところもございましたが、重なっていても聞かないといけないところが自分では感じていて、いくつか書いたんですけども、どうもありがとうございました。その中で、まだ、お答え回答用紙の方の資料で3ページに書いてある、安全審査というよりも、安全目標も含めた全部の安全性ということなんですけど、安全性をどのように定義しているかというふうに聞いたことに対して、全体にわたって、科学的、技術的見地からというのが基本的な立場だというのは理解いたしました。だから、科学的、技術的見地からの安全性というように基本的な安全性は理解してよろしいでしょうか。

○原子力規制庁 基本的に安全性は科学的、技術的見地からということで、考えておりません。

○森委員 わかりました。いわゆる IAEA というのは結局、原子力発電所をどのように運営、運用し、どう規制していくか、どちらかと言えば安全に運用するための国際的な機関なんだと思います。なので、あまり具体的なことはなかなか言わず、結局、その目指しているものは基本的にはある意味最低基準だと受け止めていて質問いたします。もう一つ、安全の定義なんですけれども構造物の設計ということで、国際規格を策定するという枠組みにいたときに、まず安全性の定義というのは少なくともどれも原子力構造物を除くということにして、原子力構造物はそういう意味からすると、工学的、技術的なものというよりは、そのほかの政治・経済が大きくかかわってくるようなものとして、世界中に認識されているので、純粋な技術的問題ではないというふうに取り扱われていると認識しています。その中で、原子力発電所以外のすべての安全性は安全性のガイドラインというのが国際規格にございまして、その安全に関するガイドラインでいえば安全の定義は受け入れ不可能なリスクがないことということで、フリー・フローム・アクセプタブルリスクということなんです、つまり、受け入れられないリスクがない、では、だれが受け入れるのかというと、それに関わる人ということで、結局国民ということになってくるわけです。構造物など通常の場合、その影響は持ち主だとか、そこに関係する人だけにとどまるので、構造物は倒れ、山は崩れ、いっぱいたくさん歴史の中で、たくさん事故があるわけなんですけれども、ある意味しょっちゅうおきてますからこのあたりでいいだろうというのがコンセンサスが得られていて、それで設計の考え方、安全率の考え方というのが決まってきたという経緯があるわけです。ところが、原子力発電所にいたっては万が一事故が起きたとするとその影響がはかり知れなく大きい。なので、そういう代表者で決める際に、どうやって決めたらいいかっていうのがポイントになってくると思います。その意味において、

もともとアメリカあたりで触れられていた安全目標に関するものはあくまで一般の人たちとの安全性を共有するための一つの指標として安全目標、いわゆる数値的な安全目標というのは設定してきた。それからもちろん定性的なものもあると思いますが、最終的には数値的にはそういうものを設定してきたというふうに理解しています。まず最初の質問は3ページの2-1に関する安全性の定義の中で、科学的技術的観点からの安全性の定義なのか、それとも、一般大衆とのリスクコミュニケーションというのを大前提とした安全目標を掲げることによって、それで初めて専門家に、もしくは専門家プラス各団体の代表で構成されるようなアメリカで言えば NRC の審議会において、任せるといふある意味民主的な手続きを取っていると思うんです。そういう文脈の中でここでは安全性の定義ということで、科学的技術的見地からという以外にそのほかの住民、大衆、国民の見地からという観点は安全性を考えるとときにあるんでしょうか、ないんでしょうか。

○原子力規制庁 原子力規制庁の技術基盤課の川口と申します。さきほどご説明したとおり、確かにアメリカの方の安全目標というのはそういう視点もあるというふうに聞いてはございます。一方で我が国における安全目標の使い方ということにつきましては、さきほど、米林のほうからご説明しましたとおり、我々、原子力規制委員会が規制を行う上での達成すべき目標であると、規制をさらによりよくするという観点から安全目標を設定しているというものでございます。今回、規制基準を作る上での安全性、お答えに書いたとおり、原子炉等規制法、法律に書いてある定義をそのまま用いてございます。もちろんこれを落とし込むにあたっての、新規制基準を策定するにあたってはさきほど申し上げた安全目標を概ね達成できることを念頭に置きながら、我々議論を行っているところでございますので、先生のご質問にございました国民のリスク受け入れられるとかそういった観点については今回含まれているものではないと認識しているところでございます。

○森委員 そしたらいくつか分けてありますけども、そういう意味からするときちんと議論を進めるために一つ一つの設問の視点からご説明したいと思います。1-1(1)安全目標を検討するにあたってというところでお聞きしたいと思います。この点、今までの部会を通じて原子力規制庁のこちらに詰めてらっしゃる方から安全目標に関するこれまでの議論について、議事録とか資料とかを出してもらったので、それに基づいて私の理解からお聞きしたいと思います。これに基づけば、平成15年あたり、18年あたり安全目標についてずいぶん議論されていたにも関わらず、なぜ安全目標が設定されなかったのか、あるいは福島第一原子力発電所の事故を踏まえて平成25年に今度は原子力規制委員会のなかで、議論されている中で、安全目標についていくつか議論がありました。その中で、いくつも視点はありますが、例えば一つ、100万炉年に1回つまり、 10^{-6} という数字がございます。一つの数字ではありますが、各国はどうなっているのかという視点で疑問を持ちますと、それに対して既に準備されていて、専門用語とかいろいろございますが、そういう細かいところについては私は専門外ですので、その差異をここで議論するのはここでの趣旨ではありません。各国の安全指標の目標値の一覧というのが載っており、足並みそろえたよう

に 10^{-5} とか 10^{-6} とか、つまり 100 万年というようなことで設定されている中で、例えばロシアだけは 10^{-7} をとっている、こういう数字をどう解釈するのかというのはさておき、 10^{-7} を取っているところもいるのにどうして 10^{-6} とか、かつての事故でいえば、スリーマイルアイランド、チェルノブイリそして福島。安全性の検討の際に必要なシビアアクシデントという意味では3つ世界は経験してきていて、チェルノブイリが起きたときに対しては、今までの資料を見ますと、これはシステムが違うと、だから議論の対象外という文脈で語られていて、そして、スリーマイル島は大したものではありません、ようするに、一般大衆も被ばくしなかった。今回はした。なので、IAEA の中ではすぐに検討部会を立ち上げたいといいながらも日本から資料が入ってこないのを待ってるという状況にアメリカの NRC のホームページの中には書いてある。そういう中で振り返ってみますと、ロシアはほかよりも低い値を設定しているというのは、資料に基づくものではなく、資料の解釈の話ですけども、 10^{-7} というものを安全目標値というのを 10 か国以上で設定しているなかで、そういう前例がある数字の中であえて1オーダー小さい数字をとっているというのが、保安院もしくは原子力規制庁さんの手元にある資料に載っているわけです。それが一点。もう一つは、そのようにですね、実際に大衆被ばくをしたという事例がない中で、初めてのいわゆる世界の信頼する日本の中で初めて起こったので、これに対して、どのように日本は安全性を議論し、安全目標なり、安全性を確保するための手立てをうっているかというのは世界に注目されているというふうに認識しているわけです。その中で福島の後、どういう議論がされたのかというのが私にとっては重要で、一般に起こることよりも、想像ができないくらいの低頻度の事故について扱うわけだから、どうしても小さいものを系統的に積み上げていった安全の議論をしないと数字を単に倍するとかなんとかではないわけです。質問の意図を説明するのが長すぎたようなんですけども、安全目標を設定するにあたって、実際に被ばくを起きていないところで、被ばくが起きたとすると、放射能被ばくの急性によるがん死亡率が一般にあるあらゆるガンのがん死亡率の1/10以下にしなさいというだけの最初の設定目標は、そういう数字で国民に説明をして、原発先進国であるアメリカは安全目標値というのを設定して、その設定値と変わらない設定値でいこうかという議論が平成15年、18年になされていたと、つまり、国際的に一応認められた値でいこうかという議論がなされていて、かつ福島事故がおきたにも関わらず、その後の議論は結局最終的な安全の数値からすると、なんにも変らない、それから説明すべきものはそういう被ばくによる急性がん死亡という一つの指標あるいはもう一つぐらいしかない。そういうあるべき指標が一つ二つではなくて、これだけの経験をしたんだから、我々は何か設定しないといけないんじゃないかというそういう議論がなかったかどうかというのが、私の質問の1-1の(1)の趣旨です。その点についていかがでしょうか。

○原子力規制庁 最初の諸外国、ロシアですけれども、 10^{-7} ということで、1桁低い、そういうお話ではないかと思うのですが、我々は個別に見ているわけではなく、各国いろいろ見ている上で、同程度ということですよ。それから福島事故の反映はどうなっているのか

というお話かと思えますけれども、これについては安全目標についての最初の方で、事故によって環境汚染が大変だと、そういう視点も必要ではないかという議論もございまして、さきほど 100TBq の根拠を説明したと思うのですが、住民の方々が帰宅困難になる区域を発生させない観点から設定しました。値で言ったら福島事故の約 1/100 の放出量でありまして、それにより影響は発電所敷地近傍に限られるというふうに考えております。

○原子力規制庁 補足させていただきます。原子力規制庁の川口と申します。先ほど、1 F の事故後と数字が変わっていないお話があったと思います。まず、安全目標の議論でもあったんですけども、1 F の事故が起きたということで、安全目標そのものが間違っていたということではなくて、安全目標を達成するための基準であったり、手段に不十分な点があったのではないかというのが、今回の安全目標を策定するという議論の中であったところでありまして、安全目標の考え方としてはあまり変わらない。今回、1 F の事故がありまして、環境への汚染の観点というのは追加しましたけれども、それを達成するための手段としての規制基準であったり、それをやるための事業者の取組であったり、不十分な点があったというところに今回の問題があったというふうに考えてございます。それも含めまして、今回新規制基準の中で今まで求められていなかったシビアクシデント対策であったり、地震津波であったり自然現象に対する想定を引き上げるというところでございます。

○森委員 今、おっしゃった話は安全性が高まったかと言えばそういう枠組みで、高まっていると言えるとそういうことは言えると思うんです。ですけど、これは、どこまで安全であれば、十分安全だという、アズ・セーフ・アズ・セーフ・イナフ的などという、これも規制庁の議事録をみますと、委員会の中での責任ある方の発言は結局、答えのない答えを議論していくっていったような言い方もあります。これ事故がおきてなかったらそういう言い方も許されると思いますけど、事故が起きて、かつ、例えば福島の人たちが避難しましたけれども、ここには避難して完全に人がいないということが大前提ではなく、そこにずっと住み続けても大丈夫なような設計になっているわけですね、避難が大前提になった計算ではないですね。

○原子力規制庁 ですから今回の新規制基準というのは、地震・津波対策も強化しましたし、それを超えてシビアクシデントが起ころうとしても、炉心損傷を防止しますし、放射性物質の拡散抑制、そういった要求をしている。

○森委員 わかります。ですから、言ってみれば、ハザードは評価している。だけど、リスクは評価しないということなんですね。

○原子力規制庁 新規制基準においては、具体的な確率を比較した上で○×をつけると、そういうやり方をしていません。

○森委員 だから、そのリスクの設定値が例えばそれで十分かどうかという議論がなされていますかというのと、それは十分安全で、そこに達する手段が間違っていたという解釈をしているんですけど、そういう解釈で本当にいいのかどうか、つまり、合意される解釈

なのかということは確認はされているんですか。

○原子力規制庁 さきほどご説明したとおりでございまして、安全目標そのものについては規制委員会が目指すべき目標として設定しているものでございます。国民の受容できるものであるべきかというような議論に基づいて行っているものではございません。

○森委員 日本の規制庁で議論されている安全目標というのと、例えばアメリカの NRC の安全目標というのは同じものと考えてよろしいのでしょうか。違うのでしょうか。

○原子力規制庁 アメリカで議論されている安全目標の詳細は承知していませんが、安全目標の議論は平成 15 年の旧安全委員会の報告書をベースに議論が始まったということがございます。平成 15 年の報告書の中で今後の取組みということで安全目標の適用という章がございまして。この中で、これまで安全目標を活用したことがない我が国としては、こうした規制の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考とすることから適用するのが適当である。個別の施設に対する規制等、より踏み込んだ適用を行うのは、こうした適用作業について事業者、規制側ともに経験を積んだうえで着手するのが適切であると。まずは経験がないので、こういった基準、目標に対して〇×という、そういう運用はまだ先だということです。

○森委員 平成 15 年ですけど、もう 12 年経っていますよね。

○原子力規制庁 補足させていただきますと、米国の安全目標の使い方としても、既設のものに関して、これを直接、安全目標と比べて〇×をつけるという使い方はしてございません。

○森委員 要するに安全目標の設定の際には平成 15 年でたもの、それからそれを踏まえて、平成 18 年で議論していて、またそれらを踏まえて平成 25 年で議論していると。だけど、そこで大きな違いは実際に起きないだろうと思込んでいたことが起きちゃって、実際に起きたときにどう考えたか、どう考えるかというのが問題ではないでしょうか。例えば、原子力というものが生まれ、それがすごいエネルギーを生むもんだから、平和利用したら原発、戦争に利用したら原爆となると、その影響がどうなるかということで、アメリカがすぐにやって、きちんとすぐに検査をして、原爆の放射能の人間に対する影響度を初めてそこで得て、それを元に設定されてますから、結局流れをどちらから見かですけれども、今、原子力のことを確率論的にできるのは、原爆で広島、長崎で経験したからアメリカは今のこういう確率論的ながんリスクとの対比ができるという構図になっていると。そうすると、今回、例えば急性ガン死亡はなかったというふうに言われていますから、これを前提に考えたときに、それは起こらなかったといえる。つまり、リスクに考えていた最終的なリスクっていう確率かける結果の重大性というのは命という観点からは起きていないけれども、実際に住めなくなってしまうと、ものすごく広がって、それが何世代にわたるかもしれないというのが一つの指標としてでてきて、それが故にそれまで賛成が多かったのが大きく反対にいろんな世論調査で動いている。それがいわゆるどれくらい許容できるかというふうに変ったわけです。これは地震でもそうで、阪神淡路で大変なのに、大

阪だったら毎日のように生活が変わらないかのようである、とほとんど同じように、起きたところと起きていないところでは感覚が違うわけですし、そのアクセプタブルかどうかというのが安全の定義の中に含まれた概念であるとするれば、そういうものを安全目標を考える際の一つの指標に考慮するようなことがあってもいいんじゃないかという議論がなされたかという見方をしたときに、なされているんですけども最終的にも、安全目標をだらだらするのはやめましょうというようなことで最後すうっと終わっている議事録をみた時があってですね、それについてどのように思いますかということです。私がこうやって言っているのは、つまり私が聞いていることに対して、質疑応答に私にとってなっていない、決まっていることを一方的にご説明されているような感じなんですね。そういう議論がなされているのに、なぜ最終的に取り入れられなかったのか、採り入れないという合意が議論してなされているのか、それとも規制委員会の委員がかわったから、その議論が出なくなったのか、どのようになったのかということをお聞きしたいということにして、お聞きしています。

○原子力規制庁 規制庁の川口でございます。安全目標の使い方をどうするか、どういう意味を持たせるのかということについての議論を行っておりまして、その結果がまさに我々規制委員会が目指すべき目標であり、それをどう使うかということにつきましては、先ほど米林から説明がありましたとおり、我々が行う規制をより良くするスパイラルアップさせていくというような使い方を、安全目標使いましょうというような形になっておる所でございます。

○森委員 つまり、安全性の時には、あくまで科学的・技術的見地に立った運用と安全のための規制という概念で、その安全は科学的・技術的なものしか考えないということですよ。

○原子力規制庁 安全目標に対する一般論で申し上げまして、原発を動かすことのリスクであったりコストであったり、そういうもの、再稼働に関するところについて我々が判断をするところでないという所でございます。

○望月部会長 今、森先生が言われているところは非常に重要なところで、高所にたったものの考え方というか、より広い考えというか、非常に重要なことだと思いますが、別の視点からの意見ということで、奈良林先生。

○奈良林委員 森先生のセーフティゴールの話、非常に大切なことであるかと思うんですけども、私、福島事故を反省して、なぜああいう過酷事故になってしまったかという観点で、意見をしたいのですけれども。この中で品質保証活動について書いてありますけれども、福島事故以前の品質保証活動で 10mの書類が作られていた。それはひとつずつの機器の分解点検をして、それを全部検査してそれを記載してということで 10m毎回書類が作られていた。これ作る方も大変だし、私、駐在検査官の方に聞いたんですけども、毎日 10mの書類を見ているけど、とても発電所の安全性が高まるとは思えないと、検査の方がおっしゃっていた。それで大事なほうですね、例えば福島前にフランスで洪水がおきて

いろんな機器が水没してというのがあったということ私最近知ったんですけども、それから福島事故と同じ時期にフォートカルフォーンという発電所で雪解け水で発電所の外の川の水が4mあがって、敷地の1m上なんです、洪水で1m土嚢を積み上げてやっと助かったという発電所もあります。それで、大事なのは保安規定でルールを決める、これも大事なんですけども、それをやってしまうと、それ以上安全を高めるという努力が、されなくなる可能性があるんですね。保安規定の検査をやっている、それをとおれば合格になるわけですから、さらにそれを改善して高めるという努力をしなくなってしまう。保安規定に代わるしっかりやっていく仕組みを作らなきゃいけないと思います。それで、最後の13ページの一番最後なんですけれども、原子力規制委員会は、主要原子力施設保有者の経営責任者との間で意見交換を行い、安全文化醸成を始めとした安全性向上、と書いてあるが、私が非常に大事だと思うのは、発電所で働いている方全員がですね、保安活動をしている方、そういう人たちまでが、すべて安全意識をもって、ひとつのバルブを操作するとき、そのバルブを開ける締めるでどういうリスクがあるのかどうか、それを、リスクを認識しながら作業をやり、そして常にリスクを下げるための活動をちゃんと継続的にやるというのが私、究極の安全目標達成のための活動だと思います。セーフティカルチャーというのは文化センターじゃなくて、カルチャーというのはカルチベイトで耕さなきゃいけないんです。だから安全というのはほっといても高まるというものではなくて、常に額に汗をしてカルチベイト、耕すという努力をしないとイケないわけです。ですから、これからの規制、再稼働した後の話も非常に大事だと思っていて、そういう安全性を高めるための耕す努力がですね、常になされる仕組みというものを構築する必要があると思います。例えば保安規定ではなくて、アメリカでは駐在検査官がまず朝礼、ミーティングから参加して横で傍聴していて、なんかいつもと違うことがあったら必ず質問して、現場に行き行って直接確認します。抜き打ち的にいろんなことを確認する。そういうことがアメリカですとずっと行われていて、アメリカの発電所設備利用率が上がり、それからいろんなトラブル件数が減ってきております。ですから日本の規制、あるいは事業者の安全文化の向上についても、そういった具体的なしっかりした取り組みをしていただきたいというふうに思います。

○吉川委員 私も奈良林先生と同じような考えを持っておりましてですね、保安院の時代にですね、そういう品質保証活動というのを保安院さんは熱心に推進されましたですね。事業者にはトラブルを深掘りせよと言うだけじゃなくて、小さなトラブルでもなんでも起きたらランク付けしてですね、原因を分析して、その原因分析に組織的要因があったらですね、それをどう改善するか報告せよというようなことで、トラブルごとにいっぱい資料を積んで、やるという活動をやっておられました。それのおかげで、電力会社の現場のところの中核になるスタッフがですね、現場の機械を見ずに毎日毎日、書類を作ることばかりに追われて、機械そのものの状況が分からない状況になったということですね、これは勤務事務改善の中に安全があるんじゃないじゃなくて、やっぱり実際に物を見てですね、現場

が大事だということでありまして、そういう意味で安全文化というのは実際に身に付いた活動として取り組むというのが一番大事なんです。そういうことは望むわけですが、原子力学会の雑誌の、8月号にこういう記事が書いてあります。原子力の安全文化で宣言されているということでありまして。5月27日の定例会合で安全文化に関する宣言を出されたということです。原子力の利用にあたって最も優先されるべきは安全である。これを認識して継続して実践することを安全文化といい、安全文化の醸成は、原子力に携わるすべての者の務めであると謳い、原子力規制庁職員も同委員会自らが率先して行動するための指針として、安全の最優先、これ1番。リスクの程度を考慮した意思決定、これ2番ですね。安全文化の浸透と維持向上、3番。高度な専門性の保持と組織的な学習、4番。コミュニケーションの充実、5番。6番、常に問いかける姿勢、7番、厳格かつ慎重な判断と迅速な行動、で8番が核セキュリティとの調和について述べている。皆さんご存知だと思いますが、こういうことで、ここの中の2番目のリスクの程度を考慮した意思決定というのが、ここでおっしゃっておられる安全目標だと思うんですけど、いろいろな森先生等の御意見もあります、そういうことで、こういうリスク目標を立てて、そういうものを満たせばいいんだろというんじゃないんですね、実際に原子力のプラントの安全をどう作るかということについては、数字作ってそれより下だったらいいとか、そんな話じゃなくてですね、これはゼロが一番いいわけですね。事故が起こらない、それから放射能が敷地境界から外に絶対出さないとするとかですね、それが理想なんですね。それができないから、たぶん不確かさがあるから、これを低減しようということで、数字が出てくると。数値目標というのはですね。ということはこれは許容するかどうかは、全体の目標なんですね。ですからこれは、これから常に問いかける姿勢とおっしゃっていますね。コミュニケーションの充実、組織的な学習、非常にこれから大事な役所だと思うので、そういう方向で、ここに1番に安全目標を問題にされていますので、そういう思いがあるということをよく認識していただいて、これは結論はまた出すようなもんじゃありませんので、認識を共有している事業者、まあ私らも安全文化を担う一員なんですね、委員も。そういうつもりで県の職員の方も、新聞社の方も全部そうですよね。ですからそういうことで議論を深めていっていただくということで、ここは打ち切っていただければと。

○望月部会長 ありがとうございます。この議題はですね、本会として国に確認したい事項ということで、回答いただいたわけですが、我々、それを超える、どちらかというと我々の要望というか、こうしてほしいというようなことも含めて、この議論をさせていただいたんじゃないかなと思います。姿勢というか、その安全目標とか、その回答の中では継続的にこういうのをやって行くんだというような姿勢を、よく回答を見せていただけたんじゃないかなと思います。だいたい議論もできたと思いますので、この国に確認したい事項というのはこの辺で終了させていただきたいと。

○森委員 いいですか。

○望月部会長 どうぞ。

○森委員 こういう質問の主旨はですね、安全目標が、今がもっと低くすべきだという方向性を持ったものではなくて、もう少し事業者任せにするというよりも、安全目標を数値化しなさいっていうふうにしてほしいと思ってるんです。なんでかというと、地震の無いようなところだから、地震がないところで地震を考えなくちゃいけないので、彼らは確率しか持ってこれない。ところが日本の場合、地震がしょっちゅう起こるといって、原発がある中でも、日本だけやっぱり地震に関して特異ですよ。非常に特異なわけ。だから地震に関して、より確率論的な会話ができるようになってことです。例えば、1.5倍にするっていうのは、破壊確率が1.5分の1になるとかじゃなくて、ものすごく低くなるはずなのに、なっていることをしてるのに、それがそのようには一般の人には理解してもらえない。あるいは本当にものすごく低くなっているのかということも我々も確認したくてもすることが出来ないという、そういう両方の意味で、やはり難しいのは承知してはいますが、できるだけ定量的な数値として、評価していくような方向性を是非とも持っていたきたいなということでもあります。よろしくお願いします。

○望月部会長 我々の部会での要望というか希望を含めて議論させていただきました。丁寧な回答、それから遠いところたくさん来ていただきました規制庁の皆さん、どうもありがとうございました。それでは、本件につきましては、確認したということにしたいと思います。ご回答いただきました内容につきましては、どの項目も重要なものでありますので、国に確認すべき事項ということについては、今後取りまとめる部会報告に、親委員会の方に報告をしたいと思えます。それでは、次に行く前に、規制庁の皆様には、ここで退席していただけたらと思えます。どうも長い時間ありがとうございました。ちょっと想定していた時間よりもだいぶ押していますので、ここでいったん休憩をしたいと思えますので、5分後に再開したいと思います。よろしくお願いいたします。

<休憩>

(2) 伊方3号機の更なる揺れ対策に係る取組みについて

○望月部会長 それでは、再開させていただきます。次は2の(1)の3の○の伊方3号機の新規制基準への適合審査に関する部会報告とりまとめの方向性についてという議題なんですけれども、ちょっと時間がおしてまして、これは、とりまとめドラフトであります。これについては、後ほどメールでお送りいたしますので、御意見を寄せていただけたら、それを取り入れてブラッシュアップしていただくということにしたいと思います。遠方から外部委員の先生に来ていただいておりますので、飛行機の時間もありますので、議題の2の(2)、伊方3号機の更なる揺れ対策にかかることについてという議題に移らせていただきたいと思えます。

この議題に関しましては、前回、7月28日の当部会において、四国電力から更なる揺れ

対策の対象設備として、新規制基準により要求されることとなった重大事故等対処設備も対象範囲といたしまして、これまでの対象設備も含めて、国の審査により変更された基準地震動に基づいた評価結果について報告を受けたところではありますが、用語の定義とかそれから評価方法の根拠等について、御意見がありました。継続審議となっているということでもあります。本日は、前回部会のコメントを踏まえて、四国電力から改めて評価結果等について説明をお願いいたします。その後で、同社の取組みを確認された外部有識者の藤田先生、東京電機大学工学部長、それから山口日本保全学会理事から結果報告について説明を受けたいと思います。山口先生からあとで御報告をいただけるということでもあります。四国電力から先によろしく申し上げます。

○四国電力 四国電力原子力本部の新年でございます。よろしく申し上げます。

それでは資料2-1に従いまして、耐震裕度確保に係る取組みについてご説明をさせていただきます。失礼して座らせていただきます。

ご説明は訂正箇所を主体にさせていただきますと思います。

まず2ページをご覧ください。はじめにの部分ですけれども、委員から、誤解を招かないような表現に、というコメントを受けまして、最初の○の2行目のところですが、耐震裕度確保を目指して、という文言を、耐震裕度向上を目指して、ということに見直しております。

続きまして、3ページ、4ページのところです。取組の基本的な考え方、のところですが、公称の裕度をしっかり説明すべき、というコメントを受けまして、4ページに工認評価と実力評価の違いについてご理解いただくために説明を追加しております。

4ページのほうですけれども、工認評価とは、規制基準に基づいて、基準地震動を入力した時に、設備に発生する応力すなわち発生値が、規格基準で許容されている応力すなわち評価基準値を超えないこと、言い換えれば耐震裕度でいえば、1以上あることを確認するものであり、通常、工認評価は設備の設計段階で実施するため、その後の製作や現地据付における一定のバラツキを考慮して、設備の寸法や評価モデル等を安全側に設定することにより、また、評価に用いる解析手法や評価基準自体にも適切な余裕を持たせたものと認識しており、これらのことから余裕を持った評価となっております。

一方、実力評価とは、工認評価において、耐震裕度が設定裕度を満足しない場合実施するものであり、この評価は、許認可上の規格基準体系から少し距離を置いたところで実施するものであり、既に製作、現地に設置された設備に対して、地震時に発生する応力やその挙動を踏まえたものです。具体的には、現実的な寸法や評価モデルの精緻化、解析プログラムによる評価並びに実証試験で確認されたデータ等に基づき、算定した耐震裕度（実力）が設定裕度を満足できることを確認しております。

3ページに戻っていただきまして、最初の○の部分ですけれども、委員からの、意味をはっきりさせる、というコメントを受けまして、一行目の、裕度を耐震裕度と見直しております。3つめの○の部分は、4ページの工認評価の説明に合わすとともに誤解を招かな

い表現として見直しております。読み上げますと、工事計画認可申請における耐震評価（以下「工認評価」という）は、設備の設計時に適用するため、余裕を持たせた評価となっており、まずこの評価により、対象設備について耐震安全性が確保されていること、すなわち、地震時においても、安全上重要な機能が損なわれないことを確認する。というふうに見直しております。4番目の○の部分はずいぶん、用語を間違えて使用しない、というコメントを受けまして、2行目のところを、耐震裕度から耐震裕度（実力）と見直しております。また、4ページの実力評価の説明に合わせまして、設定裕度を満足していることを確認する、という表現に見直すとともに、本実力評価は、許認可上の規格基準体系から少し距離を置いたところで評価するものである、を追記しております。設定裕度は、1,000ガル÷650ガルで、1.54となります。

5ページ、6ページの対象設備については変更はございません。

次に、7ページの4. 検討の流れです。まず、上から二つ目の四角ですけれども、工認評価についての説明を追加するとともに、裕度を耐震裕度に見直しております。また、その右に※をつけまして、工認評価で195設備全てについて耐震安全性が確保されることを確認したことを追記しております。また、一番下の四角では、委員からの、用語を間違えて使用しない、というコメントを受けまして、耐震裕度から耐震裕度（実力）と見直すとともに、実力として設定裕度を満足し耐震裕度が確保できることを確認する、を誤解を招かない表現となるように、耐震裕度（実力）が設定裕度を満足していることを確認する、というふうに見直しております。

続きまして8ページからの、耐震裕度評価結果の表ですけれども、見直したところはございますけれども、15ページの、原子炉容器と蒸気発生器の実力評価概要を先にご説明したほうがわかりやすいと思いますので、そちらから先にご説明をさせていただきたいと思っております。

15ページのほうですけれども、説明方法を見直してはどうか、とのコメントを頂きましたので、前回の資料では実力評価として、規格に基づく評価基準値から圧力による応力分を除いた外荷重に対する評価基準値（実力）と外荷重（地震）による応力を比較して耐震裕度（実力）を求めるという説明としておりましたが、今回の資料では、圧力による応力に、設定裕度を乗じた外荷重（地震）による応力を加えた場合でも規格に基づく評価基準値を満足するという説明に見直しさせていただいております。また、同様の実力評価を実施した蒸気発生器についても実力評価結果を下の表に記載しております。原子炉容器の評価結果といたしましては、圧力による応力強さ②ですけれども217MPaに設定裕度を乗じた外荷重（地震）による応力強さ③[〃]の111MPaを加えた328MPaが規格に基づく評価基準値①422MPaより小さいことを確認しております。また、蒸気発生器の評価結果としては、圧力による応力強さ②の243MPaに設定裕度を乗じた外荷重（地震）による応力強さ③[〃]42MPaを加えた285MPaが規格に基づく評価基準値の①413MPaより小さいことを確認しております。

8ページの表に戻っていただきまして、1番の原子炉容器と8番の蒸気発生器につきま

して、今、15 ページでご説明したように実力評価の説明方法見直しに伴いまして、耐震裕度（実力）の記載を1.54 以上というふうに見直しております。また、耐震裕度（実力）のところに A, B, C と追記しておりますけれども、これはいただいたコメントで、実力評価の評価概念が異なるものは用語として定義すること、でございましたので、最後の 46 ページをご覧くださいなんですけれども、耐震裕度（実力）を実力評価の手法によりまして A、B、C の 3 種類に区分をいたしました。実力 A は、評価基準値（実力）を発生値（実力）で割ったもの、実力 B は、地震力に着目し、外荷重（地震）に設定裕度を乗じて算出した発生値（実力）と評価基準値を比較するもの、実力 C は、基準地震動による応答加速度に設定裕度を乗じた加速度と実証試験（JNES 試験）にて機能が確認された応答加速度を比較するものということでございます。

8 ページから 10 ページの表では、これらの区分に従いまして、A、B、C を追記しております。

8 ページのほうにまた戻っていただきまして、8 ページの 2 番の炉内構造物、それと 9 ページの 54 番の原子炉格納容器本体、この 2 つにつきましては、実力評価の手法として、部材（材料）の降伏点に着目した精緻化評価により評価基準値（実力）を求め、耐震裕度（実力）を算出したということを表の下の方に追記をさせていただいております。

続きまして 11 ページから 14 ページに実力評価の評価手法を書いておりますけれども、これについては変更はございません。

少しページを進んでいただきまして、18 ページです。耐震性向上工事のところですが、この表のなかで、配管設備のなかです、一次冷却設備配管・サポート、主蒸気設備配管・サポート、主給水設備配管・サポート、原子炉格納容器スプレイ設備配管・サポート、につきましては 7 月末で工事が完了したということで、それを追記をさせていただいております。

19、20 ページは変更ございません。

21 ページのところ、9. 外部有識者による確認ですが、外部有識者検討会の資料、耐震裕度確保に係る取組みに対する確認内容、見解について、で示された外部有識者の意図に合った文章とすべき、とのコメントを受けまして、見直しをしております。読み上げさせていただきます。耐震裕度確保に係る評価内容について、第三者的な立場からの確認を得ることとし、外部有識者 2 名を委員とした検討会を 9 回開催した。有識者からは、今回の実力評価は、許認可上の規格基準体系から少し距離を置いたところで、発電所に既に設置されている設備に対して、地震時に発生するであろう応力や物理現象等に着目した、言うなれば、設備の実態に即した評価であると理解している。実力評価にあたっては、適用実績のある手法を使っており、この取組みに用いることに問題はないものとする。との見解が示されている。これに合わせまして、下の確認概要のところですね、前は妥当性という文言が入っていたんですけれどもこれを削除いたしております。

これに関連して、45 ページに添付-3 として外部有識者による確認内容があります。こ

ちらについても同様の見直しをしております。

22 ページに戻りますけれども、10. まとめのところです。工認評価によりまして耐震安全性が確保されていることを記載するとともに、委員からの、用語を間違っ使用しない、というコメントを受けまして、3つめの○のところを、裕度から耐震裕度（実力）と見直しをしております。

まとめの部分につきましては読み上げさせていただきます。今回、基準地震動（基準地震動 S_s-1 （650 ガル）を含む 11 波）を用いて、全 195 設備に対して、まず、工認評価を行い、耐震安全性が確保されていること、すなわち、地震時においても、安全上重要な機能が損なわれないことを確認しました。その上で、耐震裕度が、設定裕度（1000 ガル／650 ガル）を下回った場合、許認可上の規格基準体系から少し距離を置いたところで実力評価を行い、耐震裕度（実力）が設定裕度を満足していることを確認しました。今回の取組みは、地震に対して設備がどの程度の耐震裕度（実力）を有しているか定量的な確認を行い、必要に応じて耐震性向上工事を実施することで、自主的に発電所の安全性を高めていくものであり、今後とも県民の皆さまにご安心いただけるよう、規制の動きや最新の知見等を取り入れながら、このような取組みを継続的に行って参ります。県民の皆さまに対しては、まず規制基準に基づく工認評価において耐震安全性が確保されていることを説明するとともに、今回の評価の趣旨やプロセスを含め丁寧な対応に心掛けて参ります、というふうにしております。

次ページから添付-1 として、耐震裕度評価結果の表がございますけれども、これは全 195 設備の結果を取りまとめたものでございます。

次の 42 ページになりますけれども、こちら添付-2 として実証試験（JNES 試験）のご説明を追加させていただいております。42 ページのほうに試験の目的を記載しておりますが、この試験は、実機における制御棒挿入システムを模擬した試験装置により、入力地震動を段階的に大きくして、各機器の応答と制御棒挿入性への影響を把握するための実機試験と、燃料集合体の振動挙動及び構成部品の耐力を把握するための部分試験を実施し、それらの結果を合わせることで実機における PWR 制御棒挿入性関連機器の耐力を評価するものです。次のページの試験概要をご覧ください。対象とした制御棒挿入システムは伊方 3 号機と同様の構造のものであり、試験用入力波は既往試験で実証された評価手法を用いて事前解析を行い、模擬燃料集合体及び制御棒駆動装置の応答が実機と同等になるよう作成した模擬 S_2 波を使用しております。入力する地震波を $1.0S_2$ から $3.3S_2$ まで段階的に増加させて加振試験を行った結果、 $3.3S_2$ の試験において燃料集合体の固有周期における応答加速度が 650 ガルでの固有周期における応答加速度の 1.54 倍よりも大きく、また、この試験において制御棒が問題なく挿入されるとともに燃料集合体と制御棒クラスタの構造健全性が確認されていることから、燃料集合体と制御棒クラスタは設定裕度を満足していると考えられます。また、 $2.0S_2$ の試験において制御棒挿入性に影響する燃料集合体と制御棒駆動装置の固有周期における応答加速度が 650 ガルでの固有周期における応答加速度の 1.54 倍よりも大きく、

また、この試験において制御棒挿入時間が工認評価基準値である 2.2 秒を満足していることから、制御棒の挿入性は設定裕度を満足していると考えられます。

44 ページのほうには、この試験の適用実績を記載しております。当社における耐震バックチェックやストレステストまた、他社の新規制基準での工事計画認可で使用した実績がございます。

45 ページの添付-3、外部有識者による確認内容のところでは 21 ページの外部有識者による確認での見直しに合わせまして、一つめと四つめの○のところ、妥当であることを確認いただいた、という表現を、ご確認いただいた、または、見解をとりまとめていただいた、という表現に見直しております。

最後のページ、用語の定義のところですけれども、先ほどご説明した耐震裕度（実力）の区分、それ以外に、前回資料では、既往の評価、としていたものを、工認評価、に見直しております。また、設定裕度のところに 1,000 ガル÷650 ガルの計算結果である 1.54 を記載しております。

変更箇所のご説明については以上でございます。

○望月部会長 どうもありがとうございました。本日は、四国電力の外部有識者といたしまして、参考人といたしまして、藤田聡先生ということで、東京電機大学の工学部長でいらっしゃいます。それから日本保全学会の理事でいらっしゃいます山口篤憲先生、お二方にお越しいただいているんですけれども、前回のこの部会でも、いくなれば設備の実態に即した評価であると理解しているということで、ここの資料をいただいたので、一応納得は部会でもしていただいたんですけれども、直接、先生方、有識者の先生方にお聞きしたいというようなリクエストがありまして、それにお答えさせていただいたということで、本日は、山口先生のほうから、それを説明していただきたいと思います。よろしく願います。

○山口参考人 山口でございます。ここに本日来ていただいた藤田先生とともにこの評価を検討させていただきました。これまでの検討経緯も含めて簡単ではございますが御報告をさせていただきたいと思います。座って、報告をさせていただきます。

資料に取組みに対する確認内容見解についてということで、これまでの事実経過はここに整理されてございますけど、これを踏まえて、私どもはこの評価に当たってどういう気持ちで、どういう姿勢で取り組んだかというのを踏まえながら、若干御報告をさせていただきたいと思います。

四国電力より、原子炉等規制法による国の審査、いわゆる工認でございますけれども、それとは別に、地域の皆さまにご安心していただけるように、更なる安全の向上を目指した自主的な取組みを行いたい。具体的には、安全上重要な設備の耐震評価を行って、必要に応じて耐震性向上工事を実施しながら、概ね 1,000 ガル程度の地震に対して、十分な耐震性を有しているということの評価をしたいという申し出がございました。このような事業者さんの自主的な安全性向上に対する取り組みということは歓迎すべきことですので、私

どもはこの趣旨を評価いたしました。検討委員として参画することにした次第です。

先生方もご存じのとおり、国の審査、工認におきましては、規格基準が整備されております。例えば、タンクを作るに当たりましては、材料規格から始まりまして、こういう形で力や応力を算定するモデル化。あるいはそこに出てきた荷重応力をどれだけあれば大丈夫という評価する評価体系、こういうのが全てこと細かに規格基準として定められております。それぞれをまた、独立で使われることも想定しまして、それぞれにつきまして適切な裕度を持っているというのが事実でございます。従いまして、これらの規格基準を適合して出来上がりしました構造物というのは、実際から見て相当程度の安全裕度を持っているというようなことは明らかでありまして、これはもう先生方も先刻ご承知のことと理解しております。このように構造物が相当程度安全裕度を持っていると、いわゆる安全裕度という枠を幾重にも重ねて羽織っているような状況でございますけれども、こういう状態で国の審査が行われているということで、その国の審査ベースでの計算結果、つまり発生応力がどうのこうのというのはですね、これは実際に発生するであろう応力と比べてかなり過大に評価されているというようなことは明らかであるわけです。しかしながら、これは国としては安全性というのとは一番重要視するというのとは基本姿勢でございますので、国として安全性を担保するためには、こうした安全裕度を十分備えた評価体系を持つこと、これはそれはそれで私は十分理解できるものだと思います。しかしながら一方、じゃあ現実に発生する自然現象、あるいは地震とか津波とか自然現象に対して、現実的にはどのくらいの裕度があるのだろうかという目安値を示すことは、これまた一方では、住民の皆様に対して過度の心配を解消してあげるという意味からも、ある程度の、役立つものではないかなというふうに考えてございます。四国電力さんの取組みは、こうした趣旨で行われているものだろうというふうに理解しておりまして、これにつきましては、一昨年になりますけれども、10月当部会において考えを説明させていただいて、理解していただいたのではないかと考えています。その後、個々の設備についての検討を進めてまいりました。これまでの評価につきましては、許認可体系のようにしっかりとした評価体系というものはあるものではございません。評価に当たっては、じゃあどうするかということ。国の審査過程で得られた結果に対して、その検討過程でいろんなパラメータを使っております。その使っているパラメータで十分な余裕を持った数値を使ってその結果が出されているというのは往々にしてございます。例えば、材料の寸法に関しましても、一番最初に出すということで設計ではやるんだけど、実際にはそれよりも厚くできたですね、あるいは耐震サポートを、これ以下でやろうよということで最大のサポート間隔を考えて、設計ではやるんですけども、実際の施工に当たりましては、現場の状況等考えるとそれよりもサポート間隔が短くなるというようなことです。あるいは力の割り増しで考えておこう、あるいは計算上ではこういう値が出たけれども、実際、実証実験をやるともっともって耐えることが出来た。こういうふうな現実ベースでの状況がございましてけれども、じゃあ今回の裕度評価ではどういうことをするかっていうと、そういう国の審査ベースで使ったパラメ

一タ、ある程度裕度を持ったパラメータとして、現実的な値で置き替えたらどうなるかというような評価をやっていこうかということで、そういう評価をやることでより現実に近い状況を確認することができるのではないかというふうに思ってやっているわけでありませう。というふうに統一的な手法がございませんので、先生方にとっては行き当たりばったりでいいとこどりしているんじゃないかというふうな受け止め方に見えはしますが、ある意味、実はそうなんです。実際の機器の設計というのはそれぞれ異なりますので、その機器の設計手法のプロセスを精査して、その中で使われている割と裕度を持ったパラメータを抽出して、これを現実的なものに置き換えたらどうなるか。というふうな、いわば一品一品手作りで作るようなもので、それらの手法について精査して行っているというようにことが現実なんです、竹を割ったようなすっきりした説明はつきにくいんですけども、このプロセスを考えてやってきているというふうなことが現実でございます。従いまして、これにつきましては、事業者さんの地域住民の方にご説明なさるに当たっては、くれぐれもやっぱり丁寧に、こんなことをやったから大丈夫だという姿勢ではなくて、こういうことを考えながら取り組んで、実態はこんな程度ですよというように説明をできるだけ心がけて言ってもらえればと思います。

検討会では、まず国の審査、工認での評価方法につきまして説明を受けまして、その中でどういったパラメータを使っているか、そのパラメータで余裕があるものについては、現実的にはこういうものに置き換えていったらどうだろうというような説明を受けました。その手法につきましては、何らかの形でこれまで適用実績があるということで、私どもはその手法を伊方3号機に適用するという観点から、その技術的な観点から、それを検討していくということでございまして、その結果、これらを適用することにつきましては、問題ないんじゃないかということを確認いたしました。なお、評価結果につきましては、すぐ下、確認された手法で四国電力さんが解析、耐震解析や耐震評価というものをやられていると理解していますので、その意味におきましては、その評価結果についても問題ないんじゃないかということです。最後になりますけれども、国で工事計画認可申請ということで安全確認を定めておりますけれども、事業者さんが自主的に、自らの創意と工夫で、こういった安全性向上につけて努力をしていただけるということは非常に歓迎することで、先ほども四国電力さんの御報告にみられましたように、こういう努力はこれだけにとどまらず、機会をとらえて普段の中でやっていただければというふうに、今期待している次第でございます。

簡単でございますけど、御報告に代えさせていただきます。

○望月部会長 山口先生、どうも丁寧なご説明ありがとうございました。このことに関しまして、欠席の委員の先生から御意見ございますでしょうか。事務局。

○事務局 宇根崎先生から御意見をいただいております。

四国電力の更なる揺れ対策の取組みの位置付けについては、まずは、国の規制基準に基づき耐震安全性は確保されることを基本認識としたうえで、裕度の小さい設備・機器につ

いて、各設備の実態に即した評価を行い、必要に応じて耐震性向上工事を実施するもので、安全・安心の更なる向上に向けた取組みである。四国電力の評価は、国の工事計画認可、耐震バックチェックおよびストレステスト等で適用実績のある評価方法により、今回の取組みにおける設定裕度、1,000ガル÷650ガルが確保できると確認したものであり、評価手法及び評価結果は妥当である。四国電力は、県民等への説明に当たって、今回の取組みの趣旨を踏まえた確に説明するとともに、得られた数字にのみとらわれることなく、耐震性向上はもとより、発電所全体の安全性向上に常に取組んでもらいたい。というものでございます。

○望月部会長 どうもありがとうございました。それでは委員の皆様方は、御意見ご質問ございませんでしょうか。どうぞ、渡邊先生。

○渡邊委員 九大の渡邊です。前回いろいろコメントさせていただきました。今回の内容をみるとほとんどの箇所では修正されていると感じました。そして山口先生のご説明も、非常に明快で分かりやすい説明でした。

1点だけ確認のために質問したいんですけども、同じように内圧がかかっている場所で、蒸気発生器の伝熱管というところがあるはずですけども、ここでは最小板厚による評価と公称板厚による応力算出というのが、おそらく混在しているように、こちら報告書の方を見ると書かれているわけですけども、もう少し詳しく説明していただけないでしょうか。これを見ると良く分からないところがあって、どういうパラメータを使って評価されているとか、もう少し具体的なことを説明していただければ。

○四国電力 四国電力の梅本でございます。よろしく申し上げます。先ほどの報告書のですね、別紙の6、ちょうど真ん中ぐらいのあたりのページに蒸気発生器の伝熱管の実力評価内容というところがございます。それで、その次のページにちょっと絵が入ってまして、蒸気発生器の伝熱管といいますのは、大きなU字形になっている、こういうふうな伝熱管で、熱交換をするというふうな設備でございます。で、下の図2の方に、この実力評価の手法についてちょっと簡単に書いてます。で、左の方が、工認の評価手法ですね、従来からの正式な評価のやり方です。これはその地震応答解析する場合に、スペクトルモデルというふうなやり方でやっております。ここでは最小板厚による応力算出ということで、やっぱり、設計してですね、ものを作った段階で、若干寸法なんかにはばらつきがあるんですね。で、実際に工認評価手法では、最小板厚、ということはまあ、厳しい側の評価で保守的にやっているというふうなことでございます。一方、今回実力評価の手法と右側に書いてありますけど、同じスペクトルモデル解析ではあるんですけど、入力の波をですね、生の波形をつかっているというふうな、工認の評価手法は振幅といいまして、少し大きめに地震動が出るように、地震力がかかるようにというような評価をしております。それに対して、まあ、今回は実際にある設備に対する評価ということで、まあ実態に即した、というふうなやり方で、そういうふうなスペクトルを使っている。それが一つと、もう一つはですね、公称板厚と書いてますけど、これはですから、設計時に大体これくらいの厚み

でやるというふうな平均的な厚みの部材を考えて評価している。これもですね、まあ、実際にはものはばらつきはあるんですけど、まあ全体の応答を見るためには大体平均的な厚みの部材でやった方が、全体の挙動ということ考えた場合にいいんじゃないかということで、これもほとんどは実力評価ということで、実際のものに対する評価ということで、あくまで我々が実力評価をしたというふうな内容でございます。で、その結果、まあ所定の裕度ぐらいあるんじゃないかというふうな評価をしたということです。以上です。

○望月部会長 はい、ありがとうございました。渡邊先生よろしいですか。

○渡邊委員 このですね、私がお聞きしたのは公称板厚による応力算出をして、ただし、圧力による応力は最小板厚による応力算出と書かれているわけで、場所によってそれを使い分けているということではないのですか。という質問内容です。

○四国電力 すみません。申し訳ありません。圧力による応力はその厳しい条件となる最小の肉厚でやっているということでございます。

○渡邊委員 わかります。だから内圧が加わって非常に厳しい条件下であるところに対しては、厳しく評価して最小板厚によるものによる評価をしていますということでよろしいですね。

○四国電力 はい、そういう理解でけっこうです。

○渡邊委員 よくわかりました。

○望月部会長 ありがとうございました。そのほかございませんでしょうか。はい、森先生。

○森委員 資料2-1の内容につきましては、これまでの部会の議論を踏まえて、こちらからのお願いを踏まえて私にとっては表現、それから問題点につきましては全て改善していただきましたので、この報告書自身、誤解を生む懸念の見当たらない資料になっているということで、それはありがとうございました。それと、藤田先生、山口先生のお二人におかれましては遠路はるばるありがとうございました。特に、この書かれた資料につきましては既に読ませていただいておりますし、それからいま、山口先生からのご説明につきましては書かれたことを基にやさしい口調でお話しいただきましたのでよく理解ができました。中でも、一番最初にご発言になられた、書かれた言葉ではないところの部分で概ね1,000ガル以上の耐震裕度を示したいという四国電力さんの意向を受けてというようなことで、まさに非常に重要なところをやさしい言葉でおっしゃっていただきました。つまり、この報告書は愛媛県にいまして、流れは570、あるいは650というもので工認というものは安全確保されているけれども、おおよそ1,000ガルまでいってくれと。非常に大雑把に言えば専門家ではない素人の聞き方であればですね、自分が専門外であったとすると、そこには方法論は違わないということが大前提になっているわけですし、その意味において細かい点ではありますけれどもやはり方法論は、その立場を変えてというふうなことで表現させていただいていますし、まさにただ説明性は高くなっていますし、耐震性のいわゆる耐震裕度のもとも高い裕度を特に技術的根拠がある数字ではない1,000に対して、住民

なり住民を代表するような声に対する示し方っていう意味で先生方の回答にはなっている。けれどもこの中で言葉がですね、厳密に使いわけていただいていないという風な指摘に対して四国電力さんもそのことを受け止めていただきましたし、まさにあの、藤田、山口両先生の手書かれたものも今日おっしゃったことも全部ひっくるめると、やはりその部会で議論していたことと何の齟齬もなく、ある意味書かれたリスクコミュニケーションの報告書としては大変いいものになったのではないかなと思いました。どうもありがとうございます。その中で一つだけ、これは四国電力さんと愛媛県さんのほうにちょっとお願いをしたいですね。このタイトルが、報告書のタイトルは耐震裕度確保に係る取組みについてということで始まっていますので、これはこれで書類の表紙としてはこれでかまわないんですけども、簡単に確保に係る取組みについて取り組んだ結果確保しましたというような簡単な、何というか厳密さを欠く言い方ではなく、やはりここに書かれた、まとめに書かれたような少し距離を置いたところでのという言葉だとか、耐震裕度（実力）であって、同じ尺度ではないということはやはりきちっとご説明の際には使っていただかないと、いらぬミスコミュニケーションにもなってしまいますので、その辺をぜひご注意くださいということを私から大変恐縮ではありますが申し上げたいと思います。ありがとうございます。

○望月部会長 せっかく報告書が綺麗に誤解のないように出来上がっていますので、そのへんの大事なところの説明もお願いします。ということだと思います。その他ございませんでしょうか。

それでは本件につきましてはご理解いただいたものと思います。本件につきましては宇根崎先生のご意見もあったように私としては次のようにまとめたいと思います。

取組みの位置づけについてですが、愛媛県からさらなる揺れ対策の要請に対する四国電力の自主的取り組みについては、国の規制基準よりその評価方法に基づいて耐震安定性の確保されるということをそもそもの基本認識といたしまして、裕度の小さい設備機器については各設備の実態に即した評価を行い、必要に応じて耐震性向上工事を実施するもので、県民の安全安心のさらなる向上を目指しているということでそういう向上を目指した取り組みであるという風にしたいと思います。

次に、四国電力の報告内容ですが、この取り組みにおいて、四国電力では安全性の重要な機能を有する 195 設備につきまして新たに設定した基準地震動 650 ガルをもちまして国の工事計画認可、耐震バックチェック及びストレステストにおいて適用実績のある方法により評価を行った結果、概ね 1,000 ガルの揺れに対する耐震性が確保されたことを確認したものであり、四国電力の評価手法及び評価方法は妥当であるということを確認をしたということにしたいと思います。

最後に、四国電力の今後の対応についてですが、県民等への説明に当たりましては、国の規制基準に基づき耐震安全性は確保されることをしっかり伝えた上で、規制基準と自主的な取り組みの違いも含め、評価結果を的確に説明するとともに、今回得られた個々の数字にのみとらわれることなしに、耐震性向上はもとより発電所全体の安全性向上に常に取

り組んでいくこととしたいと思います。ただ今私が申し上げましたことにつきましては、事務局で文字におこしていただいて、委員の皆様にはお送りしたいと思いますので、確認あるいは修正をお願いしたいと思います。また取りまとめた当部会の意見については次回の親委員会であります環境安全管理委員会に報告させていただきたいと思いますが、御承認いただけますでしょうか。

ありがとうございます。それでは、そのようにさせていただきます。

なお、四国電力の説明の中にもありましたけども、一部の施設につきましては耐震性向上の工事が完了していない物がいくつかあります。これらの設備につきましては実際に工事が終了した時点で当部会として現地確認をしたいと思います。

以上、本日の審議事項は全て終了いたしました。四国電力におかれましては、今後も新たな知見等の収集に努められるとともに自主的な対応も含め、積極的に安全対策の更なる向上に取り組み、伊方発電所の安全確保に万全を期していただくようお願いいたします。委員の方にはですね、先ほどあの審議事項の(1)の③の伊方3号機の新規制基準への適合性審査に関する部会報告書のとりまとめということをお送りいたしますので、こちらも確認をして修正部分ありましたらチェックしていただけたらと思います。

本日の原子力安全部会を終了いたします。委員の皆様には長時間にわたり熱心な審議をありがとうございました。記者の皆様、傍聴の皆様も長時間お疲れ様でした。どうもありがとうございました。