

# 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 7 月 22 日

13:00～

愛媛県中予地方局 7 階 大会議室

### 1 開会

○岡田防災安全統括部長 失礼します。委員の皆様方には、お忙しい中、本日は御出席を賜りまして、誠にありがとうございます。また、本日は原子力規制庁から PWR 担当の小野安全規制調整官、地震・津波安全対策担当の大浅田安全規制調整官の他、新規制基準適合性チーム員の方々にもご出席を頂いております。どうかよろしくお願ひいたします。

さて、伊方 3 号機でございますが、福島第一原発事故の教訓を踏まえ策定されました新規制基準に基づき、四国電力が平成 25 年 7 月に原子力規制委員会へ原子炉設置変更許可申請を行って以来、2 年あまりにわたりまして厳正に審査が行われ、さる 7 月 15 日、「新規制基準に適合しているものと認められる」として原子力規制委員会により原子炉設置変更許可が行われたところでございます。

当専門部会におきましても、国の審査と並行いたしまして、これまで部会を 12 回開催いたしまして、現地調査も 3 回行っております、こうした事を通じまして、新規制基準で強化されました項目とか、あるいは伊方ならではの地域特性の考慮が必要な項目に重点を置いて四国電力から説明を受け、伊方 3 号機の地震対策や津波対策、電源対策などの安全性に関する確認作業を進めていただいております。

本日は伊方 3 号機の審査を統括されました小野調整官、大浅田調整官から、伊方 3 号機の審査結果について、ご説明いただくこととしております。当部会ではその判断に至った根拠等も含めて確認してまいりたいと存じますので、委員の皆様におかれましては、この点も念頭に置かれましてよろしくお願ひしたいと思ひます。

また、本日の部会では、専門部会として国に確認すべき事項をとりまとめ、次回以降、国からの説明を求めたいと考えておりますので、この点につきましてもご審議方よろしくお願ひいたします。

当安全専門部会、安全性の確認につきまして、国まかせにすることなく愛媛県独自で安全性を確認するという形でこの 2 年間いろいろ審議をいただいておりますが、いよいよ許可が出た後の確認作業という段階に入ってくるわけでございます。委員の皆様方におかれましては、引き続きましてよろしくご審議をお願ひしたらと思ひます。

本日は、どうかよろしくお願ひいたします。

○望月部会長 ただいまから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を開始い

たします。議事に入ります前に、傍聴者の皆様方に、私からも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たりしないようお願いします。先ほども事務局から説明がありましたように事務局の指示に従っていただくとともに、これらの遵守事項が守れないようでありますと、退場いただきますので、よろしくお願い申し上げます。

それでは議事に入ります。議題の1ですが、新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の審査結果についてです。伊方3号機の新規制基準適合性審査につきましては、平成25年7月、四国電力が原子力規制委員会に対して、伊方3号機原子炉設置変更許可申請書を提出して以降、原子力規制委員会におきまして、審査が行われてきました。これまで当部会におきましても、国の審査と並行して、伊方3号機の新規制基準への適合状況について、審議してまいりました。原子力規制委員会においては、先週の15日に、この変更許可申請の審査書を了承し、設置変更許可書を四国電力に交付したと伺っておりますので、本日は、この審査結果について御説明いただきます。それでは、新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の審査結果について、原子力規制庁から説明をお願いします。よろしいでしょうか。

## 2 議題

### (1) 新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の審査結果について

○原子力規制庁 ただいまご紹介いただきました原子力規制庁の小野と申します。どうぞよろしくお願いいたします。私の方で資料1-1に基づきまして、全体通した説明をさせていただきたいと思っております。

それでは、1枚おめくりさせていただきたいと思っております。資料の構成といたしましては、1つ目が新規制基準の概要、2つ目が審査書の概要となっておりますので、1つ目の新規制基準の概要につきましては、これまでご説明させていただいていると思っておりますので割愛させていただきたいと思っております。

それでは5ページの方をご覧いただきたいと思います。

伊方3号機の設置変更許可に関する審査書の概要でございます。次のページをご覧いただきたいと思います。

先ほど部会長、それから部長の方からもご紹介いただきましたが、伊方3号機の原子力規制委員会側の審査の経緯についてご紹介したいと思います。まず、一昨年7月8日、新規制基準が施行されたわけですが、同日付で四国電力の方から設置変更許可申請が提出されてございます。同年7月16日から公開審査会合での審査、これ原子力規制委員、それから規制庁審査官、合同となっておりますが、この審査会合を合計74回開催いたしまして、3回の現地調査を実施してございます。また400回以上にわたりますヒアリングを実施してきてございます。

本年5月20日でございますが、原子力規制委員会で設置変更許可に関する審査結果のとりまとめを行いまして、その後、翌日からでございますが、パブリックコメントの実施を了承いただけたと。併せて、法律に基づく行為でございますが、原子力委員会、それから経済産業大臣への意

見聴取を行ってございます。この7月15日でございますが、原子力規制委員会で意見募集の結果、それから関係機関、原子力委員会、それから経済産業大臣でございますが、意見聴取の結果を踏まえ、設置変更許可を決定したというのが経緯でございます。

次のページをご覧頂きたいと思います。

本日、ご説明します内容の順序でございますが、1つ目は重大事故の発生を防止するための対策ということで、地震津波などの自然現象、それから人為事象への対策の強化ということと、火災対策、電源対策がございます。(2)といたしましては、重大事故の発生を想定した対策と言うことで、止めるための対策、それから冷やすための対策、閉じ込めるための対策、それからあと訓練などソフト面での対策、それから(3)としましては、放射性物質の拡散を抑制する対策ということで、抑えるための対策と大規模な損壊が発生した場合の対応という順序で説明していきたいと思います。

それでは次の資料をご覧いただきたいと思います。

それでは(1)重大事故の発生を防止するための対策について説明いたします。次の資料をご覧いただきたいと思います。

ちょうど左側の2つのボックス、赤い点線で囲んでございますが、新規制基準では事故の発生を防止する対策、それから炉心ですね、炉心損傷への拡大を防止する対策ということで、従来で言います、設計基準、これの基準の強化というのを行ってございます。それでもなお重大事故の発生を想定しまして、止める、冷やす、閉じ込めるという対策、重大事故対策というのを新たに求めているということでございます。ここではまず最初に、事故の発生を防止する対策についての審査結果について説明したいと思います。

次のシートをご覧いただきたいと思います。

まず対策として考慮しなければならないのが、想定する地震の最大の揺れでございます。発電所の耐震設計に用います地震の揺れの大きさを基準地震動といたしますが、その設定が適切に行われたかどうかについて審査を行ってございます。新規制基準では2つの方法によりまして基準地震動を定めることを求めてございます。1つは敷地毎に震源を特定して策定する地震動ということで、もう1つは、詳細な調査を実施しましてもなお発生する可能性を否定できない震源を特定せず策定する地震動でございます。1つ目の震源を特定して策定する地震動について、申請者の四国電力は3つのタイプの地震動を評価してございます。1つ目は内陸地殻内地震ですが、これは敷地前面に分布いたします中央構造線断層帯、これによるものでございます。四国電力は当初地震調査委員会の知見よりも断層長さの短いケースで評価していたとのことでございましたので、審査におきましてより長い連動ケースを検討するよう指摘し、中央構造線断層帯と別府一万年山断層帯が連動する断層長さとしまして約480キロを基本モデルとした評価に変更してございます。また、部分破壊も考慮しまして、断層長さ約130km、約54kmのケースについても評価してございます。評価の結果、応答スペクトルに基づく評価により、基準地震動 $S_s-1$ を断層モデルを用いた手法による評価で、 $S_s-1$ を上回る8波を基準地震動 $S_s-2$ 、2-1から2-8とそれぞれ設定してございます。2つ目の海洋プレート内地震としましては、1649年、安芸伊予の地震を考慮した想定スラブ内地震、3つ目のプレート間地震としては、マグニチュード9.0の南海トラフの巨大地震を基にした評価の結果、先ほどの基準地震動 $S_s-1$ を下回るということを確認してございます。続いて次のシートをご覧いただきたいと思います。

次にですが、震源を特定せず策定する地震動ですが、全サイト共通に適用するモーメントマグニチュード 6.5 未満の地震につきましては、北海道留萌支庁南部地震を想定、考慮しました地震動を想定しまして、地域性を考慮して適用しますモーメントマグニチュード 6.5 以上の地震は鳥取県西部地震の震源近郊での観測記録に基づく地震動を設定してございます。これらの地震動の応答スペクトルをまとめたのがこのグラフでございます。11 種類の基準地震動が策定されまして、申請当初の最大加速度 570 ガルから 650 ガルに引き上げられてございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思います。

新規制基準では原子炉施設の耐震設計の基本方針について、耐震重要施設がその供用期間中に大きな影響を及ぼす恐れがある地震によります加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわないように求めてございます。伊方発電所の施設・設備につきましては、安全機能の喪失及び公衆への放射線による影響を防止する観点から、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類しまして、それぞれ重要度のクラスに応じた耐震設計を行うことを確認しました。Sクラスの施設につきましては、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できること、またBクラス、Cクラスの施設につきましても、耐震重要度に応じて定められます地震力に対して、安全機能が保持できる設計であるということを確認いたしました。さらにSクラスの施設につきましては、弾性設計用地震動、Sdと呼んでございますが、Sdによる地震力に対する応答が、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする方針であることを確認してございます。またBクラスで共振の恐れのある施設につきましては、2分の1Sdの地震力に対する影響を検討する方針であることを確認してございます。津波対策施設などにつきましても、同様に、クラスに応じて適用する地震動に対して、機能が保持できる設計であることを確認しました。

基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力の算定にあたっては、水平2方向、および鉛直方向について、適切に組み合わせたものとし、算定する方針であることを確認しました。このスライドの下段の2つの図がございまして、これは地震力による原子炉建屋の応答を算定する際に用いる解析モデルの例でございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思います。

続きまして、津波対策について説明したいと思います。原子力発電所に対して影響を与える可能性があります津波を適切に定めまして、これに対応することは福島第一原子力発電所事故の大きな教訓であると言えます。新規制基準では、海底で発生する地震に伴って発生する津波や地滑りなどの地震以外の揺れによって発生する津波、またこれらが組み合わさって発生する津波について検討することを求めてございます。伊方発電所の基準津波の設定におきましては、基準地震動と同様に審査において中央構造線断層帯と大分県側の断層帯との連動を指摘し、四国電力は伊予セグメント、敷地前面海域の断層群及び別府-万年山断層帯の連動を考慮した評価をしてございます。その際、別府-万年山断層帯につきましては、別府湾沿岸部での痕跡高さを再現される大分県モデルを基本としてございます。この地震による津波と伊予灘沿岸部の陸上地滑りによる津波との組み合わせを考慮しまして、基準津波を設定してございます。その結果でございますが、3号炉北側での入力津波高さ 8.7m に対して敷地高さが 10m 以上あるため、津波が遡上しないということを確認しました。スライドの左側の中段の図をご覧頂きますと、これは海水ポンプエリアを示してございますが、この取水路から浸水を防止するため、この海水ポンプエリアにつきましては約 10m の高さまで水密化をしているということを確認してございます。また左下

の図でございますが、これは津波の引き波時の対策として海水ポンプの取水性を確保するという観点から、海水ピット堰を設置するということでございます。こういった内容についても確認してございます。それから右の図でございますが、海岸部に緑色の色で示されているものは消波ブロック等の設置エリアでございます。

続きまして次のシートをご覧くださいと思います。

その次に考慮すべき事項としましては、自然現象及び人為事象でございます。新規基準では外部からの襲撃による損傷防止として、安全施設は想定される自然現象、これは地震と津波を除きますが、これが発生した場合におきましても安全機能を損なわないものでなければならないということ。それから重要安全施設は自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮しなければならないということ。それから安全施設は、人為によるもの、故意によるものを除きますが、これに対して安全機能を損なわないものでなければならない、こういった要求がございます。

次のシートをご覧くださいと思います。

ここでは自然現象及び人為事象への対策としての審査結果を説明いたします。まずその想定される自然現象としましては、竜巻、森林火災、それから火山の影響、地滑りなどございますが、これらを組み合わせを想定しましても安全施設の安全機能が損なわれない設計方針であることを確認してございます。また、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮する設計方針であることを確認してございます。ここで、例示として竜巻対策ということであげてございますが、竜巻につきましては、風速 100m の竜巻を想定して車両の固縛、それから飛来物に対する防護対策を確認してございます。一番左の写真は海水ポンプがある海水ピットポンプ室という所でございますが、これに対する竜巻飛来物の防護対策の例でございます。真ん中は重油タンクに対する竜巻対策というものを示したものでございます。それから一番右の写真は、補助給水タンクに対する竜巻飛来物の防護の例を示したものでございます。

次のシートをご覧くださいと思います。

火山の影響についてでございますが、まず阿蘇というものを想定してございますが、阿蘇は現在の後カルデラ火山噴火ステージでの既往最大規模、それ以外の九重山等の火山は既往最大規模の噴火を考慮しましても、敷地までは十分な距離があることから、火砕流等が発電所に及ぶ可能性は十分小さいと評価してございます。火山灰につきましては、最大層厚として 15cm、これを評価してございます。それから降下火砕物、火山灰等でございますが、降下火砕物の直接影響につきまして、それから間接的影響につきまして、これらによって安全機能が損なわれない方針であることを確認してございます。それから森林火災対策でございますが、森林火災を想定しまして必要な防火帯幅、それとか熱影響を考慮した離隔距離を確保する設計方針であることを確認してございます。右の写真をご覧くださいと思います。上が施工前ということで、元々森林といいますが樹木があったところでございますが、これを伐採しましてモルタル施工してこれで防火帯を確保するということが行われてございます。続きまして、その下の人為事象でございますが、想定される人為事象ということで、近隣工場からの火災、それから有毒ガスなどでございますが、これらを想定しても安全施設の安全機能が損なわれない設計方針であることを確認してございます。

それから続きまして、外部火災対策でございますが、発電所の敷地の中にごございます危険物タンク火災、こういったものによって安全機能が損なわれない設計であるということを確認してございます。また、発電所の近隣には石油コンビナートなどに相当する施設がないことを確認してございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思います。

続きまして内部火災対策ということでございます。新規制基準の要求としましては、内部火災による損傷の防止としまして、火災の発生を防止するということと早期に火災の発生を感知する、こういった設備を設けるということ。それから消火を行う設備を設けること。あわせて火災の影響を軽減する対策を講じること、こういったものが要求されてございます。

また消火設備につきましては、破損、誤作動または誤操作がおきた場合におきましても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものということが要求されてございます。

次のシートをご覧いただきたいと思います。

内部火災の対策の確認結果でございますが、安全機能を有する構築物、系統及び機器、これを火災から防護することを目的として、火災区域又は火災区画を設定しまして火災の発生防止、早期の火災感知、消火、影響軽減それぞれの方策により対策を講じる方針であることを確認してございます。まず火災の発生の防止のため、不燃性材料又は難燃性材料、それから難燃ケーブルを使用する方針であることを確認してございます。

また、早期の火災感知のため、異なる種類の火災感知器を組み合わせる方針を確認してございます。また、火災区域または火災区画には、消火設備としまして、原則、ハロン消火設備を使用する方針であることを確認してございます。それから影響軽減のため原子炉停止、冷却に必要な安全機能の系統分離方針、これは3時間程度の耐火能力を有します隔壁等で分離をするということでございますが、こういった方針であることを確認してございます。例としてあげてございますが、下のホウ酸ポンプ室のところにつきましては、これはポンプ間の距離が、離隔距離がとれていないということがございまして、ここは1時間以上の耐火壁と消火設備を組み合わせる影響軽減を行うという対策でございます。

それから右は原子炉制御室の火災影響軽減対策でございますが、ここは常時運転員がいるという場所でございますので、火災の早期の発見のための高感度煙検出器を設置するということと、常駐運転員による消火ができるように訓練を充実させるという対策をとるということでございます。結果としまして外部火災対策を含めた火災防護対策実施のために必要な手順等を定めた火災防護計画、これを策定する方針であることを確認してございます。

続きまして、次のシートをご覧いただけたらと思います。

次は内部溢水の対策でございます。基準の要求は、溢水による損傷の防止ということで、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないというのが要求されてございます。また、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏洩しないものでなければならないということが要求されてございます。

続きまして、次のシートをご覧いただきたいと思います。

確認結果でございますが、機器が水没してしまうということと、被水、水がかぶって機能が停止してしまう、それから蒸気の影響、蒸気が出ますと温度が上がって機能が喪失される機器があ

ると。こういった影響によりまして防護対象設備の安全機能が損なわれない設計であることを確認してございます。溢水源としましては、機器が破損するあるいは消火水が放水される、地震等によって機器の破損を想定することを確認してございます。また溢水によって発生します外乱に対して評価をするという方針を確認してございます。あと2つ目の要求事項であります放射性物資を含む液体の管理区域外の漏えいを防止するための設計方針であることを確認してございます。それと写真を3つつけてございますが、一番左の写真は、主蒸気隔離弁のアクチュエータでございますが、これは吸気口が没水する可能性があるということでございますので、ノズルを嵩上げしまして没水水位を高くしたという対策でございます。それから真ん中の写真、補助蒸気系の配管でございますが、配管が破損しますと蒸気が漏えいするということでございますので、その漏えい蒸気量を制限するための防護カバーを設置したという例でございます。それから一番右側の溢水経路への対策ということで、上は高圧注入ポンプの補助油ポンプのところでございますが、こういった堰を設ける、下は扉の外を止水といたしますか、浸水防止堰を設置したという対策の例でございます。

次のシートをご覧くださいと思います。

次から重大事故の発生を想定した対策という所でございます。次の資料をご覧くださいと思います。(1)のところでご説明したのは、重大事故の発生を防止するための対策ということでございますが、この対策を講じたとしても、それでもなお重大事故が発生することを仮定しまして、対策を求めるとするのがこの(2)のものでございます。その対策としましては、重大事故が発生するような状況におきましても原子炉を確実に止めるための対策、核燃料が溶けることを防ぐために冷やすための対策、または溶けた後におきましても冷やすための対策、それから放射性物質を格納容器内に閉じ込めるための対策、こういったものがございます。

分かりやすいように、止める、冷やす、閉じ込める、これをキーワードに次から説明していききたいと思います。

続きまして、次のシートをご覧くださいと思います。

重大事故等対処にかかる審査の概要でございますが、一番左側の黄緑色の箱をみていただきますと、上から審査の視点、それから網羅的・体系的に事故を想定、その次に対策の有効性を評価、一番下が必要な設備・手順を適切に整備と、こういった流れで審査をしてございます。その右をみていただきますと、まず事故の想定となるものを見ていきますと、自然現象であり、機器の内部故障であり、これは教訓としてあげておりますが、福島第一事故、一番右がテロリズム、こういった想定がございます。自然現象につきましては先ほど(1)で説明したものの以外として、左側の矢印で伸びていくところは、大規模な自然災害ということで、先ほどの設計で見たものを超えるようなものを考えてございます。それから自然現象については、確率論的リスク評価ということで、地震津波を例とした確率論的リスク評価を行ってございます。それから内部故障、内的事象とも呼びますが、こういったものの確率論的リスク評価をやって、事故をグループに類型化して、グループごとに最も厳しい事故を想定すると、それらについて対策を講じる。対策としては炉心損傷防止対策、それから格納容器の破損防止対策、3つ目は使用済燃料貯蔵槽、使用済燃料プールというものでございますが、使用済燃料プール、あるいはピットと呼んでおりますこれにおける燃料損傷防止対策、それから原子炉が停止しているが原子炉内にまだ燃料がある状態ということで、停止中の原子炉の損傷防止対策、こういった大きく4つの対策を講じると。この対

策が有効であるかということ、事故対策の有効性があるかどうかを解析などをします。その中では不確かさを考慮すると、この対策及び復旧作業に必要な要員とか燃料がきちんと確保されているかどうか、こういったことをみると。結果としてその重大事故等対処設備それから手順というのを、また整備すると。これは対策を講じたけれども有効性がなければ繰り返し対策をやり直すということをやっていくということだと思います。審査の中ではこういった内容をみていきまして、対応がとれるということを見てございます。それからこの(2)ではなくて次の(3)で説明する内容になりますが、一番下の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応といったものについても(3)の方で説明したいと思います。

次のシートをご覧くださいと思います。

先ほどシートの中の有効性評価のところを少し特出ししたものでございます。重大事故等への対処が有効であることを示すため、評価対象とします事故シーケンスを整理いたしまして、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いました解析、この結果等を踏まえて設備、手順、体制の有効性を評価してございます。有効性評価ではまず左側の四角でございまして、重大事故等対処設備を用いて事故が収束し、安定状態に移行できるということを確認します。それから必要となります水源、燃料、電源を確保し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認します。右側の箱でございまして、要員の確保の観点で時間外、休日、夜間、こういった時でも対処可能な体制であるということを確認しております。

また必要な作業が所要時間内に実施できる手順であるということを確認してございます。それから非常に重要だと思っているのは、その手順、着手の判断基準、これが適切であることを確認しています。こういった基本を見ていきまして、重大事故等への対策として、設備の対策と、手順、体制の整備これが適切であったということを確認している、こういう流れでございまして。一番下の括弧で書いてございまして、解析コード及び解析条件の不確かさとしては、運転員等の操作時間に与える影響、それから評価項目にございましてパラメータに与える影響、それから要員の配置による他の操作に与える影響、これらを確認しまして、それらの影響を踏まえても評価項目を満足するということが感度解析などにより確認してございます。

次のシートをご覧くださいと思います。

次は、電源対策ですが、冒頭、「本日の説明の順序」というところのなかで、(1)の方に書いてございまして、シビアアクシデントの方での対応、対策の方が重点化しているということで、すみません、(2)の方に図示してございます。ここでシビアアクシデント対策について説明したいと思います。まず要求事項、上から2つめのボックスに書いてございまして、全交流動力電源が喪失した場合でも炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損等を防止するために必要な電力を確保することを要求しているということでございます。ここで、×が2つ付いてございまして、外部電源、四国電力伊方発電所の場合には500kVが1ルート2回線、2ルートあって187kVが2ルート4回線ございまして、これらが使えなくなるといったことを想定しますと、緑色の矢印の上にあります、非常用ディーゼル発電機2台がございまして、7日間以上の稼働ができると、こういったことであります。仮にこの非常用ディーゼル発電機2台が使えないという状態におきましては、様々な電源対策を講じているということでございます。その1例としましては、真ん中一番下にございまして、空冷式の非常用発電装置ということで、これが高台に2台設置してございまして、これで交流動力電源を供給するというところでございます。それから300kVAの電源車

3台ということでございますほか、緊急時対策所の発電機ということで、6台設置されています。それから下の右の方でございますが、蓄電池関係、こういったものについても対策が強化されているということでございます。こういった電源を充実させる、担保させるということが規制の要求に合致しているということでございます。

次のシートをご覧くださいと思います。

次は原子炉を停止させる対策ということで、ポンチ絵で導入部分ということで説明したいと思います。これは原子炉に異常が起きたときには、自動で原子炉制御棒を挿入して原子炉を停止させる設計となっておりますが、この図に示しておりますように何らかの故障によりまして制御棒が挿入できない場合がありますと、原子炉の出力が下げられずに大きな事故につながるおそれがあるということでございます。新規制基準ではこうした自動で制御棒が挿入できない場合も想定しまして原子炉を止める対策ということを求めてございます。伊方3号機の申請では、蒸気を閉じ込めるということで、主蒸気隔離弁を閉止する、強制的に閉止する、強制的にこれをやりまして強制的に水の温度を、原子炉の水の温度を、上げさせまして原子炉の出力を下げるといった効果を使った安全対策が行われてございます。これは、原子炉の温度が上がると出力が下がるという負の反応度という性質を利用したものでございます。加えてその原子炉の出力を下げる効果がありますホウ酸水、これを原子炉に入れて原子炉を確実に停止するというので、こういった制御棒が挿入できない場合の対策ということについても取られているということでございます。

次のページをご覧くださいと思います。

今、概念的にお話しさせていただいたものを少し詳細に説明させていただきたいと思います。基準におきましては原子炉停止機能が喪失した場合におきましても、最も厳しい事故シーケンスに対して炉心損傷を防止することが要求されてございます。このために蒸気発生器への主給水流量喪失した時に原子炉の自動停止機能が喪失する事故を想定し、これに対する対策が有効であるかということで確認いたしました。この対策としましては右側に書いてございますが、1つ目は手動による原子炉トリップスイッチということでございます。2つ目は自動作動によりまして原子炉の出力抑制ということで、多様化自動作動盤、ATWS緩和設備と呼んでございますが、これによりまして主蒸気隔離弁を自動閉止するということと、電動あるいはタービン動補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器の給水を行う、こういった対策がございまして。3つ目が原子炉へのホウ酸水の注入という、こういった設備でございまして。

1枚おめくり頂きたいと思います。

これが原子炉停止機能喪失時の解析結果でございまして。

左の図を見ていただきますと、まずこれ原子炉の出力を示してございますが、多様化自動作動盤の作動によりまして、主蒸気隔離弁が自動で閉止しまして、1次系温度の上昇により原子炉出力が低下していることが確認できます。また、補助給水ポンプが自動起動いたしまして、蒸気発生器への給水が行われ、2次系からの除熱が進むと若干原子炉出力が上昇し、その後安定状態に至ったということがわかってございます。

この解析は600秒までしか行ってございませませんが、その後は主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続いたしまして、先ほど出ました化学体積制御設備を用いたホウ酸水の炉心注入により未臨界を確保することということでございます。事象発生約3.5時間後には高温停

止状態に移行し、その後は、1次系の減温・減圧を行いまして、約7.5時間後には余熱除去系により炉心冷却が可能となっております。

右側の図は燃料被覆管の温度を示してございます。ちょうど点線で示してございますが、この解析結果では、燃料被覆管の温度の最高値は約360℃ということで、基準である1,200℃を下回っていることが確認できます。

結果としまして、審査結果でございまして、要求事項に対し、設備手順が適切に整備されていることを確認し、基準に適合していると判断したということ、それから有効性評価につきましては申請書の解析結果について、炉心損傷防止対策の評価項目を満足していると、当該対策および復旧作業に必要な要員について、燃料等について計画が十分であることを確認しました。よって原子炉停止機能喪失に対する炉心損傷防止対策が有効であるということと判断してございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思っております。ここでは、原子炉を冷やすための対策ということで、書いてございます。新規基準では、既存設備の対策が機能しない場合でも、炉心注水それから減圧、熱の逃がし弁の確保によって炉心損傷に至らせないための対策を要求してございます。この図に示したもののというのは、2つの対策が混合して書いてございまして、分かりづらいかもしれませんが、一つは蒸気発生器を用いた原子炉の冷却ができない場合に、1次系の圧力を減圧して、原子炉へ冷却水を低圧の状態で注入できるための設備の対策、それからもう一つは、原子炉内に注水ができなくても、蒸気発生器を利用した原子炉の冷却ができる対策、それぞれ一つの図に示したものでございます。これにつきましては詳細を次のシートでもって説明したいと思います。

次のシートをご覧いただきたいと思っております。ここは原子炉を冷やすための対策ということで、要求事項としましては事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」について、最も厳しい事故シナリオに対して炉心損傷を防止するということが要求されてございます。このために中破断LOCAが発生した時に、高圧注入機能が喪失する事故を想定いたしまして、これに対する対策が有効であるかということを確認したというものでございます。右側に主要な設備対策として示してございますが、一つは2次系強制冷却ということで補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁を用いた冷却、それから低圧注入ということで余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンクを水源にすると、それから低圧再循環ということで余熱除去ポンプを使った再循環ということで、炉心の冷却をするという対策でございまして。

次のシートをご覧いただきたいと思っております。ここでは、さきほどの中破断LOCAについては、結果として一番厳しくなりました4インチ破断でお示してございます。事象発生後、破断口から1次冷却材が流出して、圧力が低下します。それで原子炉は自動停止ということとございまして。事象発生18秒後に、原子炉圧力異常低のECCS作動ということに到達して、補助給水ポンプが自動起動しまして、蒸気発生器への注水が開始されてございます。これによって高圧注入系につきましては機能喪失を仮定してございまして、事象発生約8.5分に炉心が露出して、燃料被覆管温度は上昇してございます。10分後には主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始してございまして、11分後に蓄圧注入が開始されているという状況でございまして。燃料被覆管温度につきましては約14分後に731℃に到達した後、約17分後には再冠水いたしますので急速に温度は低下してございます。

31分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じるということで、燃料被覆管温度は1,200℃を下回っていることを解析で確認してございます。

審査結果につきまして、先ほどにもございましたが設備手順につきましては、要求事項に適合しているということと、有効性評価につきましては申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても炉心損傷防止対策の評価項目を満足していると、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等から対策も有効であるということも判断してございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思います。次は格納容器の破損を防ぐ対策、閉じ込める対策でございます。まず右の図でございますが、格納容器スプレイ、これは通常的设计基準でもありますが、重大事故対策としても、代替スプレイなどの代替措置を講じることになっています。こういったスプレイによりまして、格納容器の過圧とか過温を防止し、それから、放射性ヨウ素等の濃度の低下と、そういったことができます。同じく、格納容器の冷却、減圧という観点ではPWR共通ではございますが、右にあります格納容器再循環ユニットへ冷却水を供給することによって、自然対流冷却を行うという対策です。それから炉心が損傷しますと金属、水反応によりまして、水素が発生いたします、こういった水素濃度を低減するというので、上にあります静的触媒式水素再結合装置、PARと呼んでございます。こういった対策。それからその下にあります格納容器水素燃焼装置、通常イグナイタと呼んでございます、こういった対策をとるということでございます。それから一番下でございますが原子炉、炉心が溶けまして原子炉容器を貫通して、これは熔融炉心が格納容器の下部に落ちるといことになりまして、底部にありますコンクリートと反応して、ガスが出るあるいはコンクリートを侵食する、こういったことがございます。こういった対策のために格納容器スプレイを吹かせまして、原子炉下部キャビティに水をためることによってこれを防止すると、こういった対策がとられているということを確認してまいります。

次のシートご覧いただきたいと思います。

格納容器の破損モードを、過圧破損と呼んでいますが、これについて、最も厳しいプラント状態に対して、格納容器破損を防止できるということを要求されています。

事故想定では、大破断LOCA時に低圧・高圧注入系の機能が喪失するというので、それから格納容器スプレイの注水機能が喪失する、さらに全交流動力電源が喪失する、それから、原子炉補機冷却機能が喪失する、こういったものが重畳する事故ということで、非常に大きな機能喪失を想定したものでございます。対策としましては、対策概要ということで、一つ目はPARと書いてまして、さきほどの触媒式の水素再結合装置、②はイグナイタと言いましたさきほどの電気式のもので、③は代替格納容器スプレイポンプによる代替スプレイ、④は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による対策、こういった対策をとってございます。

次のシートをご覧いただきたいと思います。ここでの解析結果としましては、格納容器の圧力を示してございますが、主な事象の進展を説明しますと、全交流動力電源が喪失しまして、原子炉は自動停止、大破断LOCAに加えて、低圧・高圧注入系が機能喪失することから原子炉水位は低下し、事象発生約19分後に炉心熔融に至ってございます。さらに、格納容器スプレイ機能も喪失するというのでございますので、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制しているということでございます。

その後、原子炉容器の水位がなくなるということになりますので、約1.5時間後に原子炉容器

破損に至って、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出いたします。その後、約 3.4 時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止しまして、格納容器の圧力の上昇が穏やかになってございます。事象発生後の 24 時間後には中型ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットに海水を通水いたしまして格納容器内自然対流冷却を開始することにより、格納容器圧力・温度が低下に転じるということでございます。

ここで、格納容器の圧力につきましては最高値は 0.335MPa ということで、2Pd と呼んでます最高使用圧力の 2 倍よりも以下であるということを確認してございます。それから、この解析の中では Cs-137 の放出量についての評価を行ってございます。7 日間の放出量として評価項目、100TBq 以下ということに対して約 5.1TBq ということでございます。

審査の結果でございますが、設備手順等が適切に整備されているということで、要求事項に適合していると判断してございます。また、有効性評価の結果につきましても対策および復旧作業に必要な要員、燃料等の対策に有効なものだということで判断してございます。

次のシートをご覧頂きたいと思えます。先ほどの過圧破損の中で水素の発生もございまして、これについての確認した内容でございます。ここで、事故想定、対策の概要については省略しますが、解析結果の方、ご覧いただきたいと思えます。これについては、大破断 LOCA 時に低圧・高圧注入機能が喪失した際に、ジルコニウム-水反応によって、どれだけ水素が発生するかというところを示したものでございます。ここでは最高 12.1%、基本ケースでは 11.3%ということで、水素濃度の最大値は炉心の 75%のジルコニウムが反応した場合で約 11.3%、さらに MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮しても 12.1%ということで、爆轟領域である 13%、13%以下を満足していると判断してございます。

続いて、次のシートを見ていただきたいと思えます。この水素の対策について、感度解析という観点でみたものでございます。まず、さっきのシートでした評価というのは PAR、触媒式の水素再結合装置の評価を期待したということでございますが、実際にはこれに加えてイグナイタの効果も期待できるということで、これはイグナイタの効果を見るというために行ったものでございます。また、注釈に書いてございますが、ここでは過大ともいえるかもしれませんが、全炉心内の 100%のジルコニウムが水と反応するという場合を想定した評価でございます。そもそもイグナイタは水素濃度のピークを抑えるという位置づけでございますので、特にその初期値の段階での反応といえますか、対策が有効であるかというのをみたものでございます。PAR だけであればこのケースでいきますと、15%近くまで水素濃度が上がりますが、イグナイタによる水素減少を考慮しますと、約 9%強、10%に満たないところで対応がとれるということがわかるかと思えます。こういった内容を確認してございます。審査結果でございますが、設備手順等については、要求事項に適合していると判断してございます。有効性評価のところにつきましては、対策設備、対策および復旧作業に必要な要員、燃料から対策が有効であるということで判断してございます。また、イグナイタは水素が格納容器の頂部で、上の方に成層化する可能性が否定できないということでございますので、格納容器ドーム部頂部付近にも設置するというのでそういった対策をとるということも確認してございます。

次のシートをご覧いただきたいと思えます。次はソフト面の対策ということで、こういった重大事故対策をとるにあたっては、設備だけではなくて、ソフト面の対策も重要ということで、要員に対する訓練の実施、体制の整備、設備復旧のためのアクセスルートの確保、こういったもの

について要求してございます。確認内容としましては、緊急時の訓練ということで高線量下になる場所を想定した訓練、それとか、夜間、降雨、強風等の悪天候を考慮した訓練を実施するという計画であるということを確認してございます。体制としましては、発電所の中あるいは近傍に必要な要員を確保し、複数号機の同時発災の対応ができるということと、指揮命令系統の明確化、外部との連絡設備等の整備、外部からの支援体制、こういったものができているということを確認してございます。また、緊急時対策の拠点としましては EL32m に新たな緊急時対策所を設置するということを確認してございます。アクセスルートの確保ということで、伊方発電所の敷地は 10m, 32m, 84m と三段階のところに安全設備が設置されているということがございまして、この間のアクセスルートは非常に重要になってくるということで、可搬設備や設備の運搬、設置しているルートの確保、アクセスルートの多重性の確保がされているということ、それからホイールローダとかこういったものを使って障害物を撤去できる、こういった機器が整備されているのを確認しておきたい。審査の結果としては重大事故対応のための要員に対する教育、訓練の繰り返し実施によって力量確保するということと、アクセスルートの多重性の確保等、こういったことにより、対応できる方針であるということを確認してございます。

続いて、次のシートをご覧いただきたいと思います。伊方発電所の審査の経緯の中で重要な点は緊急時対策所かと思しますので、これについて説明したいと思います。要求事項は緊急時対策所と原子炉制御室が共通要因によって、同時に機能を喪失しないことということと、福島第一事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所内の要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと、必要な指示のために情報を把握し、発電所内外との通信連絡を行うために必要な設備を備えること、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が収容できること、こういったことが緊急時対策所に要求してございます。伊方発電所の審査の経緯としましては、伊方発電所の当初申請では既存の総合事務所、この免震構造の建屋の中に緊急時対策所を設置してこれを使うという計画でございましたが、耐震評価を行った結果、建物の基礎部分の一部が新規制基準に適合できない恐れがあるということがわかりました。そのために新しく EL32m の方に緊急時対策所を設けると、こういった経緯がございまして。

次のシートご覧いただきたいと思います。主な確認結果ということで、まず、設置場所ということですが、今回申請は 3 号炉でございまして、3 号炉中央制御室との共通要因によって同時に機能を失う恐れがないことということで、制御室の間は独立した建屋にするということと、3 号炉の炉心からは 170m ほど離れた位置に設置すると、それから最大 100 名が収容できる広さということで、最大人数を収容した場合でも酸素濃度等の居住性が確保されているということ、被ばく評価では 7 日間で約 15mSv という値であり、100mSv を下回っているということ、設備としては緊急時対策所の居住性を確保する観点で空気浄化設備、それからプルームが通過するときの正圧に維持するための加圧装置が設置されるということ、それから遮へいとか酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等が設置されているということ、電源設備につきましては、先ほど電源のところでお話ししましたが、緊急時対策所用の専用の発電機、1 セット 2 台予備 2 セット、こういったものが設置されるということとございます。こういった内容から審査結果としましては、中央制御室と独立した建屋とする方針であること、事故状態の把握や判断、事故収束のための指揮、所外への通報連絡等の活動拠点として、必要な機能や設備を備え、要員が活動できる施設を設置する方針であるということを確認してございます。

次のシートをご覧くださいと思います。最後になります、(3)としまして、放射性物質の拡散を抑制する対策ということでございます。

今まで、左の二つのボックスについて説明しましたが、その基準の対策をしたとしても、更なる対策としまして、あえて放射性物質の放出を想定して、放射性物質の拡散を出来るだけ抑えるための対策ということと、あとこれに加えて、意図的な大型航空機の衝突等のテロによる施設の大規模な損壊への対応も併せて要求しているということでございます。

次のシートをご覧くださいと思います。要求事項は、格納容器等が破損した場合も想定し、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を要求ということで、主な確認結果としましては、大気への拡散抑制として、海を水源として、大型ポンプ車それから大型放水砲により、格納容器等の破損箇所に向けて放水ができるということ、それから、海洋への拡散抑制として、放水した水を敷地内のドライエリア、これは原子炉建屋の外壁に接して掘り下げられた堰がございますけども、ここに汚染された水を貯留するという、海洋への流出経路には、排水升のところに放射性物質吸着剤を設置するという、海水ピット等に、海水の通路となるところにはシルトフェンスを設置する、こういった対策をとるということであります。こういった対策によりまして、大気あるいは海洋への拡散が、防止対策が適切に実施される方針であるということを確認してございます。

続いて、次のシートをご覧くださいと思います。大規模な自然災害が起きたときあるいは故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムが発生した場合に活動するための手順書であるとか体制及び設備の整備等を要求してございます。主な確認結果でございしますが、この対策は可搬型設備を中心として多様性あるいは柔軟性を有する手順書を整備するという、それから通常と異なる対応が必要な場合でも柔軟に対応できるよう体制を整備すること、それから設備の整備にあたっては、共通要因による同等の機能を有する設備の損傷を防止する、それから複数の可搬型設備の損傷を防止するよう配置するというでございします。この中に少し書いてございしますが、原子炉建屋、それから原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった高台に、複数箇所に分散配置ということで、さきほどいったように共通要因により同時に機能を喪失しない、こういった分散配置の考え方がとられています。具体的には大型ポンプ車であるとか、大型放水砲、こういったものの配置場所が考慮されているということでございます。それから、水とか電気も建屋の中に接続して供給するところ、接続口については接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設置するという、片面が破損した場合でも片面で対応できるとこういった対応がとられているということを確認したということでありまして、審査の結果としましては、大規模損壊に対して、必要な手順や体制等が適切に整備される方針であることを確認したということでございます。

以上、伊方発電所3号機の設置変更許可に係る審査書の概要について説明いたしました。以上でございます。

#### < 質疑応答 >

○望月部会長 どうもありがとうございました。全体象を詳しく、分かりやすく説明していただきました。この項目につきまして、欠席の委員会からの意見がありましたら、事務局の方からお願いいたします。

○事務局 本日の資料につきましては、欠席の各委員の皆様にもご送付させていただいております。吉川委員の方から御意見を頂戴しております。

その御意見でございますが、右肩に追加資料と記載した一枚ものをお手元にお配りしておりますが、シビアアクシデントに関する質問をいただいております。以上でございます。

○望月部会長 それでは、これに対しまして、国の方から、ご説明・ご回答をいただけますでしょうか。

○原子力規制庁 原子力規制庁の小野でございます。一番から順番に回答させていただければよろしいでしょうか。

○望月部会長 できる範囲で。急な要望ですので、できる範囲で回答をお願いします。

○原子力規制庁 まず1番から順におって回答させていただきたいと思っております。重大事故という用語について、シビアアクシデントのことかと、これはそのとおりでございます。法令でも規定がございまして、実用炉規則と呼んでおります、規則第4条におきまして、重大事故とは炉心の著しい損傷、あと核燃料貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷と定義されてございますので、ご指摘のとおりシビアアクシデントのことを指してございます。

それから2番目のご質問で、すいません、説明の中でいろいろと不確かさということでお話をしましたが、Aについては、ご質問のそのものの趣旨が分からないところがあるんですが、要は、シビアアクシデント現象が発生するそのものの不確かさというふうにとってみると、具体的な例として挙げさせていただければ、原子炉圧力容器の外でおきます熔融炉心とか、冷却材相互作用、特にFCIと呼んでおりますが、こういった物理現象につきましてですが、水蒸気爆発がおこる可能性ということで、これについて、私どもこういった確認をしているということについて、ご紹介をしたいと思います。

このFCIに関する大規模実験としては、COTELSとかFAROとかKROTOS、こういった実験を参照しまして、大規模実験の条件と、その実機条件を比較しまして、実機におきましては、この水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いということを確認しております。また、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発の評価におけます条件と実機での条件との相違を踏まえますと、実機においては水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いということを確認してございます。こうしたことから、原子炉容器、圧力容器外でのFCIで想定される物理現象のうち、水蒸気爆発は除外可能であるということを確認してございます。

これは、一例でございますが、こういったその実験代位という知見なりを活用しまして、起こり得るものは起こるだろうという判断をし、起こらないものは起こらないだろうという判断をしてきているということで、そういった不確かさがある中で、事実関係、実験で何に基づいた判断をしてきているというのがAですということかと思っております。

Bについては、現象をモデル化する際の不確かさということで、これは解析コードの不確かさとして、考慮しているということ。Cにつきましては、解析条件の不確かさとして考慮しているということでございます。

解析コード、それから解析条件の不確かさの影響評価の範囲としましては、先ほどご説明しましたが、運転員などの操作時間にどういった影響を与えるかというようなこととか、評価項目、評価結果とも言えると思っておりますが、となりますパラメータに与える影響がどうであるかと。あとその要員の配置によります他の操作に与える影響、こういったものをご確認しまして、それらの影

響を踏まえても、措置の実現性、対策の実現性に特に問題が無く評価項目を満足できるということ、感度解析、こういったものによって確認してございます。

また加えまして、操作時間についても確認するということで、こういったご指摘の点については、こういった視点で、見てきているということかと思えます。

3番目ですが、原子炉容器内で炉心が損傷した時に、放射性物質がどう動くかということかと思えますが、解析コードはMAAPを使ってございますが、炉心損傷後の原子炉容器におけます一次系内の核分裂生成物の挙動を、これが扱えるということを審査の中では解析コードについて、まずどうであるかということ審査をして妥当であるということを確認してございます。実際の評価、我々の審査のコードを使った後の評価におきましては、格納容器の中に放出されますCs-137の量というのは、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にしました代表的なソースタームでありますNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合、これを使うということで、炉心全体の内蔵量に対しまして、75%の割合で格納容器内に放出されるということでやっている。ですから解析コード云々でやっているのではなくて、アメリカの方で示されているNUREG-1465の値を使ったということでございます。

4番目は、原子炉冷却材バウンダリの各所の健全性ということで、まず、全交流動力電源が喪失した時には、RCPへのシール水の供給が途絶えますので、RCPシール部からの漏えいが起こることが考えられます。RCPシールのLOCA量がどのくらいになるかということにつきましては、シール部の形状とか、シール部からの漏えい量の評価値を踏まえますと、プラントメーカーで提出されているもの、あるいはアメリカ側で、NRCで審議されているもの、こういったものはありますけれども、こういった漏えい量の評価を踏まえて解析条件として適切にこれを模擬して評価を行ったということかと思えます。それから一次冷却系が高温高压の状態となりますと、原子炉冷却材の圧力バウンダリの中でも、弱い部分というのが破損する可能性がある。これは例えば加圧器サージ管とか、高温側配管のクリープ破損とか、あと蒸気発生器については、高温誘因蒸気発生器伝熱管破損、TISGTR、こういったものが考えられるわけですが、これらを回避するために、一次系強制減圧、加圧器逃がし弁を強制開をして減圧するという設備と手順が整備されているということを確認してございます。ということなので、基本まずはRCPシールLOCAが起こるかもしれませんが、ほかについては起こさない対策をとっているということでもありますということです。

それから5番目は、すいません、3番目と5番目、私間違えましたかね。3と5が関連していて、少し重なった説明を3でしてしまったかもしれませんが、ここ5のところは、先ほど3で申し上げたNUREG-1465の話に加えて、格納容器内に放出されたCsの挙動については、実験などから得られた適切なモデルに基づきまして、格納容器への沈着効果とか、スプレイ水による除去効果を見込んで評価をしているというのが、実態だと思います。これは格納容器内での、重力沈降についてはNUPECで求めた式を使ってございますし、スプレイによる除去については、米国のスタンダードレビュープラン、これの値を使っているということでございます。

6番目ですが、まず有効性評価、今回の新基準の中の有効性評価の中では、原子炉格納容器から環境へ放射性物質がどれくらい出ますかということの評価をしていますが、出た後の拡散移流や沈着、こういったものについては評価をしていません。要は、どれだけ出るのが一つの判断基準として選んでございます。これは先ほど格納容器過圧破損のところ、要求は100TBq以下とい

うことに対して、7日間の放出の想定が約 5.1TBq でしたというのは、結果にあったと思います。答えは、そういうことで評価をしていませんということでもあります。

7番目ですが、これは私たちに対する指摘でございますが、まず原子力規制委員会と申しますか、原子力規制委員会の事務局であります原子力規制庁の今、組織体制というものについてご紹介した方がいいと思います。もともとは経済産業省の旧原子力安全・保安院、あるいは文部科学省の原子力規制を担当していた部署等が独立して、原子力規制庁ができております。その後、昨年3月に旧独立行政法人原子力安全基盤機構、JNES と呼んでいる組織でございますが、ここを統合いたしております。対外、国際的にみれば、原子力規制庁という組織は、技術支援機関、TSO と呼んでいますが、これを組織の中に取り込んだような組織となっております。ヨーロッパなんかでは、この TSO と呼ばれるものが、規制機関とは独立した形でサポートするという形になっておりますが、今、原子力規制庁は、TSO を取り込んだような形となっております。旧 JNES ではシビアアクシデントにつきまして、国際的な安全研究への参加とか、解析コードの改良などの専門的な研究業務をこれまで行ってきてございまして、今回の審査では、こういった職員、こういった知見を有する職員を審査班に据えてございます。また併せて、原子力規制庁では、審査官の中途採用といったものも行っております。私ども伊方の審査チームには、PWR のシビアアクシデント解析をやっていた職員が審査官として審査に携わっていると、これはちょっと特殊な例かもしれませんが、そういったものもございまして、ということでございます。

以上が、1から7の口頭でのお答えになりますが、以上でございます。

○望月部会長 急なですね、短時間の意見照会にもかかわらず、たくさんしっかりと答えていただきましてありがとうございました。

吉川委員は今日欠席ですので、今の回答をお伝えして確認していきたいと思っております。

最後の、7番のところとかですね、吉川先生、いつも高所に立って全体像がよく見えていて、どういうふうにももなっているのかといつも考えていらっしやうって、そういうところからの質問であったと思います。どうもありがとうございました。

奈良林先生、どうぞ。

○奈良林委員 詳細なご説明ありがとうございました。この資料かなり、今日ご説明いただいた資料、かなり分かりやすくできているかと思っております。ただ、県民の皆様にも今の対策をご理解いただくにはちょっといくつかコメントがございまして、それをちょっと申し上げたいというふうに思います。まず、9ページですけれども、ここで事故の発生を防止するというところで内部溢水対策、火山、竜巻、火災に対する考慮、電源の信頼性評価、耐震・耐津波性能を強化したということですけども、今日のご説明の中で一番私を感じるの、こういった対策がとられると本来の非常用炉心冷却系、工学的安全設備、格納容器スプレイ、これがしっかり使えるんですね。それ無しですぐに重大事故、シビアアクシデントのほうの対策に移ってしまうので、一般の方の受ける印象は、すぐに何か事故が起きるとモバイルの電源車がでてきたり、消防車がでてきたりという構造になってしまう。実際のところは、こういう対策をすることによって、福島で起きた工学的安全施設のほう、ほとんど全滅に近かったですけども、そういったことが防げるということですね、まず説明していただく必要があると思っております。そのために、この耐震・耐津波といったところをしっかりと審査をしたんだというふうに思いますけども、これが一つコメントです。それに関連しまして、いくつかコメントさせていただきます。まず㊸ですけども、ここが一応、

過酷事故になったときに、蒸気発生器の二次側に注水をして、そしてその蒸気発生器の除熱を通じて、原子炉一次系を冷却するというかたちでの冷却になります。これ、高浜の裁判でいろいろと指摘がされてまして、いま、裁判官は主給水ポンプが壊れると冷却できなくなってしまうというようなことを指摘されてました。ところが実際は、タービン動補助給水ポンプ、これは電気がなくてもこのポンプが給水します。それからあと、電源オフを、外部電源を使って、電動の補助給水ポンプが動くと、ということでその関係がわかるようにできれば主給水ポンプもですね、このシートに加えていただいて、過酷事故時、シビアアクシデントにおいてはタービン動補助給水ポンプとか電動補助給水ポンプを使うということが分かるようにしていただければというふうに思います。これが、ちゃんと書いておかないと、こんなことになるということですね。それからあとが㉔、それでいま、㉑のほうは、これは原子炉を冷やすということで、その観点だと思います。それからあと、いまRCPの軸シールのリークの話がありましたけども、実際にはこの㉑で炉心への注水系統があって、たぶん軸シールから漏えいした分は、炉心へ注水することで、ちゃんとこの一次系の自然循環を確保されるような対応方法をとるんだと思うんですけども、それについてはちょっと後でお答えいただきたいと思います。それから㉒です。こちらのほうは今度は格納容器の健全性を確保するというごさいますけども、この㉒の格納容器の右側の図がごさいますけども、ここで格納容器に注水することで、原子炉のキャビティのところを注水して、冠水するようになってます。それで私、非常に重要だと思うのは圧力容器、原子炉容器の下部をちゃんと冷やせるところまで水が張れるかどうか、これはスリーマイルアイランドの事故のときに、溶融物が原子炉の外に出なかったんですね、これインベッセルリテンションとって、過酷事故の時のひとつの分かれ道になりまして、原子炉の底をちゃんと冷却できればですね、たとえ炉内で炉心が、燃料が溶融しても、格納容器から溶融物がでてきませんので、まあこの絵ですと、ちょっとその格納容器の下側ですね、冷やせるようなかたちになってます。で、それに必要な水量が何立方メートルぐらいあればこういう状態にできるかどうか。あと、この絵は非常に大事で、格納容器を冷やすための再循環ユニット、それからイグナイタ、それからあと放射性物質の拡散のところで、CV スプレーなんです。これを CV スプレーをかけて、格納容器の中に放射性物質がでてきても、それをたたきおとす能力がありますので、この CV スプレー、代替 CV スプレーも含めて、この格納容器の中でスプレーをすると非常に重要なアクションになりますので、それをしっかりやっているということをこの申請書の中に書いていることを私が確認しましたので、それも示していただければというふうに思います。それからあと㉓なんですけども、それを今、CVの再循環ユニットの冷却のご説明を㉓のときにしていただきましたけれども、ちょっとわたし聞き逃したので、これ事故後何時間後に CV 再循環ユニットが外部の冷却と接続して、そしてこの CV 再循環ユニットの冷却によって、格納容器の圧力上昇を抑えることができたというふうにご説明があったんですけど、それちょっと時間を聞き漏らしちゃったのでそれは後でご説明いただければと思います。それで、あとですね、このときに 5.1TBq の漏えいが、これ Cs-137 分ということなんですけども、これはまだ格納容器の最高使用圧力の 2 倍を超えてませんので、格納容器は健全のはずなんですけども、これは 5.1TBq というのは、その格納容器のそのハッチとかそういったものから、パッキンとかそういったリークをしたということで 5.1TBq というのが、数値がでているのでしょうか。それもちょうと確認したいです。それから、あと㉔ですけども、PAR とイグナイタが果たす、この格納容器の損傷防止が非常に重要だというふうに思います。このイグナイ

タと PAR がそれぞれいくつ付いているかどうかですね、なんか損傷した場合に、きちんと補う機能があるかどうか、それを㉔でお聞きしたいと思います。だいたい私の確認したいことは以上でございます。ちょっと数が多いかもしれませんがもよろしくお願いたします。

○望月部会長 よろしいですか。たくさん詳細なことが聞かれましたが。

○原子力規制庁 まず、㉔の格納容器再循環ユニットへの通水のタイミングについて、海水を格納容器再循環ユニットに通水するのは約 24 時間後となります。それで実際に格納容器の圧力が最高値となるのが約 47 時間後、これが 0.335MPa となります。それからあと、格納容器の温度の最高値は約 48 時間後に 133℃となります。これは、格納容器再循環ユニットの温度ヒューズのついたダンパがございまして、格納容器内温度が 110℃になりませんとこのダンパが開きません。そこからが自然対流冷却が始まるということで、実際に温度が上がらないとこれは効果をなさないことはあります。そういった観点で、注水して少し待つ時間がでてくるぐらいはあるかと思っています。これがまず 1 点でございます。一番最後にございました PAR とイグナイタの数がございしますが、PAR につきましては、格納容器内に 5 基、設置しますということです。あと、イグナイタにつきましては、12 基設置するということです。ですから、少し充実させたというところがあるかと思っています。PAR だけということではなくて、PAR とイグナイタの両方で対応していくということでもあります。それから、㉔のところ、2 つございまして、後者のほうからいくと、代替スプレイをきちんと示して書きなさいということでこれは先生が言われたように非常に重要なところだと思っていますので、書かせていただきたいと思います。資料の構成ですが、この閉じ込めると書いてあるところ、㉔のところは、一般向けをもとに書いてきまして、㉓からは解析結果を載せて、専門家の方向けということで作ったのですが、逆に一般向けの方のところは簡略したが故に肝心なものがわかりづらくなってしまったという点があったと思います。これは反省させていただきまして、きちんと書きたいと思います。それから、容器の外からキャビティに水を張って冷やすということなんですけど、すいません、こういう構成、評価の中でそこまで確認したかということについて、現時点で自信を持ってお答えできませんので確認させていただければと思います。インベッセルに抑えられないとなると、キャビティに水を張りに行きますと、キャビティ水位はある程度なければいけません、今度はキャビティ水位が高すぎると水素爆発が起こるというのが当然でできますので、そのうらはらの関係なのかなと思ってまして、我々が審査の中でどこまでみたかということについて、確認をさせていただきます。いまの記憶ですとちょっと自信がないということでもありますので、間違えたことをご説明できないと思いますので確認させていただきます。ここでのキャビティの水張りというのは、水位約 1.3m まで必要な浸食を防止する観点で水を張って、そのときのコンクリートの浸食度は約 3mm というところで評価をするということでございます。RCP シール LOCA が起きた時の炉心への注水方式のお話があったと思います。

○奈良林委員 これはこちらの設置変更許可申請書のほうには、評価したと私確認しましたので、だから、多分漏えい量がどのくらいか仮定して、そしていろんな注水ポンプがありますので、注水量とのバランスでちゃんと維持するということです。後でも結構です。

○原子力規制庁 わかりました。一応以上です。宿題として 2 ついただきましたので持ち帰りますので、改めてご返答させていただきます。

○奈良林委員 やっぱり、県民の皆様にしっかり対策がとれていることを説明できる資料になってないといけないと思いますので、そういった配慮で資料をレビジョンしていただければと思い

ます。よろしく申し上げます。

○望月部会長 ご回答ありがとうございました。迅速性よりも速攻性よりも即答性よりも、正確性が大事ですので、また後日詳細な数値を含めてご回答いただければ幸いです。まあ、奈良林先生が最初に言われたようにこの概要の説明というか、これはすごくよく、わかりやすいと思っただけですけども、先ほど言われたようなところ、誤解されにくいような、そういうような修正をしていただければいいと思います。

そのほか、委員の先生方から何かございませんでしょうか。渡邊先生。

○渡邊委員 ちょっと一般的な質問をさせていただきます。一か月間のパブコメがあったわけなんですけれども、いくらの意見が集まってそれが最終的に、それが全体の意見のとりまとめの中に反映されたのか、されていないのかというのが一点目。もう一点目は、申請書に関してですが、四電の方からいろんな、例えば解析のコードだとか、解析の結果だとかというものが検討されて、規制庁側でよく検討されているんだと思うんですけども、最終的な例えばデータの入力ミスだとか、ということまで検討できるようなシステムになっているのか、なっていないのか。それと三点目がですね、例えば緊急時対策所の審査結果に関してですけれども、これまでの建物が使えなくなったと、少しずつその過程を見ていくとですね、例えば、今度できました、追加で設置された緊急時対策所というのは、1号炉、2号炉と非常に近いところに設置されるわけですね。その審査の過程でおそらく四電側の2号炉あるいは1号炉側の審査をこれからどうするのか知りませんが、おそらくその長期的な視野に立った審査というのが規制する側でなされているのかどうか。それから4点目がですね、これまでの旧規制基準では、シビアアクシデント対策というのは電気事業者の自主的な取り組みの中で大部分がなされてきたわけですね。今回、新規制基準になってそういうものが、規制する側がある程度のリーダーシップをとってするようになった時に、従来まで電気事業者が自主的に取り組んできた自主的な取り組みというのをどういうふうに考えるかとか、規制する側は取り組みをどういうふうに評価する、あるいは、もうこういう風なものは規制する側がしっかりやりますよというふうな対応になるのかどうか、そういう基本的なことをお聞きしたいんですけども。以上です。

○望月部会長 一点目は1か月間のパブリックコメントのあった時に、どのような、少しだけ文言修正されて、ということをお聞きしてまずけれども、その辺のことを。

○原子力規制庁 パブリックコメントは一か月間、位置付け的には自主的なもの、法律に基づくパブリックコメントではございませんけれども、実施しまして約3,500件ぐらいのご意見をいただきました。内容的に、技術的に我々の審査をあらためてやり直すという結果のものはございませんでした。私ども審査書を書いていく中で、やはり十分、書ききれていなかったところ、あるいは、誤植といいますかそういうものもあって、そういったところの修正というのはさせていただきました。繰り返しになりますが、審査の中身を変えて、また改めて審査をしますというのはございません。これがパブリックコメントの結果でございます。それから、解析とか入力ミス、これまでもだいぶそういったものがあって、その都度、こんなところがミスがありました、こんな対策をとりますということで過去にあったかと思いますが、今回、我々、特にシビアアクシデントの解析については、クロスチェックとかそういうことはしてません。解析の責任は基本的に事業者にあると、彼らの品質保証の中での管理の中でやられていることという位置づけです。その解析が妥当かどうか、どういうふうにみたのかというのが疑問として残るかと思いますが、そ

の点につきましては、さきほど（吉川委員から）ご質問のありました7点目と同じだと思いますが、旧 JNES ではシビアアクシデントの解析というのを何度もやっております。特にどことこの何号機ということではなくて、代表的な PWR の解析を何度も経験をしています。そういった経験のある職員もいながら、解析に大きな間違いがあるかないか、こういった点で確認します。大きな、特に間違いがないので、この解析というのはこの対策の妥当性を評価する上でのものであって、これが先ほど言っただけの感度解析もやってみて、どこの部分が大きく結果に左右するか、結果を左右させるかというのもみていきたい、その中でやっていく中で大きな差異はないだろうということの中で、それを前提として審査を進めていく、こういったやり方をとらしていただいたというのが2番目でございます。3番目の緊急時対策所、1号機、2号機から近いということでご指摘ありまして、まず今回の申請は3号機であって、3号機からものをみています。ただし、1号機、2号機については何もみていないかということではなくて、使用済燃料プールには使用済燃料が貯蔵保管されていますので、ここでなにか起きたとき対応ができるのかということはみています。ただし、審査はあくまでも3号機でございますので、3号機と使用済燃料プール1、2号機のところが同時発災が起きたときに対応できるのか、こういったようなところは確認できでございます。じゃあ、今後1号機、2号機の申請があるときどうかということでございますが、まず今回作られた緊急時対策所というのは1号機の原子炉建屋から約15mのところでございます。そういった距離でありますので、近いということは事実です。ただし、緊急時対策所の機能として先ほど話しましたような同時発災しないことだとか、被ばく評価で評価基準が守られるかどうか、こういったことが判断の目安になるわけです。その結果として、基準に適合できないということであれば、改めて対応策を四国電力が考えると、そういったことになろうかなというふうに思います。これが3点目でございます。4番目が非常に難しいご質問かと思うのですが、例えば従来シビアアクシデント対策が事業者の自主的活動ということでやってきたわけでございますが、アクシデントマネジメントで定められるということでやってきたと思いますが、今回、福島の事故を受けて、新しい基準の中でシビアアクシデント対策を規制基準の中に取り込んで、そういうふうに対応してもらおうようになりました、ということがまず一点です。とは言いながら、こういった自主的な安全性をより高めていくような活動、これは我々も推奨していかなければならないといふふうに思っております。これで安全が十分確保されたからこれでいいんですというのは過去に起きた安全神話の繰り返しになってしまう。こういったために、今回の基準に合わせて制度の改正というのが行われてございまして、改正した原子炉等規制法の中では、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り組みを促すということからも、そういった更なる安全性向上の自主的な取り組みの実施状況とかですね、その対策の有効性について事業者が定期的に自ら調査、評価をして公表するという制度、これを法律で担保してございます。これはどういうものかということ、今の四国電力伊方3号機の状況からいけば、次の定期検査を受けた以降の6カ月以内にそういったものをとりまとめて公表しなさいと、こういった制度になっています。今、まず国がそういう制度を作りましたというのが一点。あと、この制度の中で原子力施設のもとも安全確保の一義的な責任というのは事業者が持つと、これが役割であって、今回この制度の中では事業者が総合的な対策の評価を行いなさいということになってはいますが、我々、国側と申しますか、規制委員会側としては事業者がこれに用いた調査とか分析の方法が妥当だったかどうか、こういうところを確認しております。妥当でなければ、必要な改善なりを行いなさいとい

うことで、要は、自主的な取組みなので国が評価をして審査をするというのはおかしなことである。ただし、公表すれば説明責任は事業者側が持つ、関心のある方はこれをきちんとみる、みてなにか当然、意見があれば言ってくると。それにきちんと耐えられるようなもの、あるいはコメントを受けたら新たに改善をしていくと、こういったことで取組みを改善していくということをこれからやっていくことになっていくことでございます。すいません、制度的なお話ばかりで申し訳ないです。

○望月部会長 そのほか、どうぞ森先生。

○森委員 森と申します。本日の先ほどご説明いただきました資料1-1、これについては原子力安全専門部会といいますか、全体としてわかりやすいご説明と内容になっていると思いました。ただ、今度、専門という立場に立った時に、それぞれ非常に重要になるというところが、十分に書かれていないというように思いましたので、その部分だけ口頭でお聞きしたいと思えます。それと、私今からとりあえず5点、質問をさせていただきます、必ずしもその5つに関して、今日中にお答えいただきたいというわけではございませんので、よろしくお願ひします。

まず、一つですけれども、これは安全性ということについてです、つまり、安全性というのをどのように定義しているか、どのように考えているかということです。つまり、私の理解は原子力の方での安全性の国内あるいは国際的な定義というのを必ずしも、十分に承知しているわけではありませんけれども、安全性に関する、例えば ISO の規格ですと、受容できないリスクがないことといったような定義がなされているわけです。つまり、安全性というのはリスクの定義なしにはできない、したがって、完全安全性は0リスクが無い限りは無いということで、完全安全性を別に私は言おうとしているわけではないんですけれども、そういう意味で受容することができないリスクが無いことと、もし定義するとすれば、受容するのは誰かということになってくるわけです。受容するのは国民であり、県民でありということになるわけです。通常、かと言って国民投票するわけにはいきませんから、専門家に委ねられているという格好になっています。その中でももちろんこういう審査がなされるわけですので、安全性を判断する基準を決める際にどのようにそういう安全性のともとの定義が反映されているのか。そういう意味でのご質問です。つまり、一つは安全審査の判断基準を決める際に技術者のみ入っていたのか、もしくは認知心理とか社会心理とか社会理学といったような、理科系ではない方の専門家が入って議論されていたのかどうか、それを確認したいと思えます。たとえば、断定的ではありませんけれども、私の調べた限りでは、アメリカの原子力安全性の審査の専門家にはそういう社会心理学者がきちんと最初から入っているということがありますが、わが国ではどうなのかということ、そういう意味でのご質問です。つまり、一つ目の質問は、安全性に関してどのように考え、それをどのように実現してきたのかということです。

それから2つ目です。ごめんなさい。今の中に私の考えていた二つ目入りました。

それからその次はですね、3つ目ですが、安全目標に関してのことです。安全目標に関しては東日本大震災の以前にも議論されていたというふう聞いておりますし、あるいは東日本大震災以降についても、私がお願いをして提供を受けました資料、原子力規制委員会における安全目標についての議論という、平成24年、25年に渡る議論された議事録等を拝見させていただきました。それによりますと、あるいは、3.11以前の議論によりますと、安全目標というのはかなり成熟した議論がなされて、それが実現するかのように読みとったんですけれども、それが平成24、

25年の議論をとおしても結局、結果的に、何というか明示的に安全審査をする際の判断基準の中に安全目標という形では取り入れていないと理解しております。その安全審査に安全目標が導入されなかった背景、理由、そういったことについてお伺いしたいと思います。

それから、4つ目です。4つ目は特にこの審査書と、それから今日の資料を読む限りは出てこないんですけども、毎回のように新聞あるいは県のホームページ等々でみるかぎりですね、世界で最も厳しい水準の規制基準を合格、適合することといったように、常に、その修飾語がついているわけです。世界で最も厳しい水準というその修飾語は、審査とは離れて一般の人に説明する際の説明の1つの仕方としてはそれはそれでありうるのかなというふうには理解できるのですが、ところがそれを技術的な審査をした結果としてそれなりに国を代表する人だとかが述べた場合には、結局その専門家の意見をなしに述べるということは考えにくいですので、そうすると専門家の意見を背景にしてまとめているはずだ、そういうふうに考えますと、このような原子力安全を考える専門部会、我々専門家としてはですね、論文でもそうですけど、世界で初めてとか、世界で一番というふうにみんな言いたいわけで、それを言うためには徹底した根拠と資料を用意して、そうでないとそういうことは言えない。そういうことを考えますと、毎回世界で最も厳しい水準という表現をなされる、その根拠というのがなんなのかということをお聞かせしたいと思います。

あと、最後5つ目ですけれども、私の専門であります基準地震動です、基準地震動を決める際の内容です。既に設定されている判断基準と、それに対応した四国電力さんの検討につきまして、このような審査が始まってからはもちろんですけれども、それ以前のストレスチェックだとかから昔々からの経緯を見ていまして、最終的には全体としてきちんとしてご検討がされていて、それは私は一通り納得しているものではあるんです。けれども、その前提となるところで1つご質問があります。それはいわゆる、レシピの採用というところでの議論であります。このレシピ、いわゆる昔は入倉レシピとか言われていた。レシピという考え方は、通常地震、特に被害想定なんかをする場合には、1秒、2秒、あるいはそれよりも少し低いくらいの周波数領域ですね、地震動をどのように再現することができるかという観点に立って、起きた地震を説明するためのモデルであって、それをまた利用して将来起こるであろう地震を評価するというに使っているわけでありまして。それはそれで、考え方としては非常に合理的で、断層モデルを取り入れているということには敬意を表しているわけです。しかしながら、原子力構造物、あるいはその中に入っている設備の振動特性を考えますと、通常大きな問題になる1秒前後の周期帯が一般構造物あるいは一般の物に対して支配的な成分であるのに対して、原子力構造物の中に含まれる設備等は、10Hz前後の1秒から高い高振動数成分が特に問題になってくるわけです。そうした場合、そのような高振動数成分を考える際に、入倉レシピのままで、レシピのままで十分かどうかということがどなたも持たれる疑問かと思っております。その際に、いわゆるこのレシピを原子力施設の安全性を検討することに適用する際にあたっての注意点とか留意点、それから考慮すべき点、この点についてどのような議論がなされて、どういうことが適否の判断基準になっているのか、そのことについてお聞きしたいと思います。以上5点よろしくお聞かせいたします。

○事務局 すみません。失礼いたします。いま森委員からご質問ありました件のうちの3番目の安全目標の件でございますけれども、これまでの部会でも安全目標については各委員からご指摘等ございました。これについては議題の3番目で安全目標については、国に確認すべき事項とい

うことで議論させて頂く予定としております。本日、規制庁から来て頂いている方々は実際審査をした方々でございまして、基準を作る部署とはまた別のところとなっております。ですので、もう1つの、世界で厳しい基準ということについてのご質問がございましたが、部署が違いますので、本日もし答えられる範囲で答えて頂くということで取り扱わせて頂いたらと思います。

○望月部会長 ありがとうございます。いまの3番4番は非常に重要なことだと思いますので、議題(3)に含めさせていただいて、答えられる範囲でその点については答えて頂いて、後の点について、これも後日でもかまいませんけれども、先生もそれから我々の立場もそうですけど、答えられる範囲で回答していただければと思います。

○原子力規制庁 どうもありがとうございます。今いただきました1番、2番、ちょっとひとつでお話されたという話と、3番の安全目標、あと4番目の世界でもっとも厳しい水準の基準と、こう言っていますけれども、これら4つにつきましては基準をやはり策定するもの、あと安全目標につきましても基準をつくる前の思想的なものというところが違いまして、先ほど県の方から説明ありましたが、私も直接審査を携わった者で基準を作った者ではないので、役割分担からいって申し上げることができませんので、これにつきましてはまた改めて担当の方からご回答させていただくことにしたいと思います。5番の基準地震動のレシピの件については大浅田の方からご回答させていただきます。

○原子力規制庁 地震・津波担当の大浅田です。先生ご指摘のように、いわゆる一般の構造物と違いまして、発電所の場合ですと0.1秒とかそれより短い周期のものについて地震動の影響が非常に大きいということは認識してございまして、我々も審査にあたりましては、いわゆる地震動、たとえば断層モデルで手法を使って解く場合には、何らかの手法を使わないといけないのでございまして、例えば入倉・三宅の手法を使う場合でも、いわゆる不確かさとしてどういったことを見ていくのかということ審査の重点として考えてございました。結果的には審査会合の中を通じて、不確かさのケースとして、例えば短周期に一番効く、短周期1.5倍、いわゆるアスペリティの応力降下量、これを1.5倍に上げたケースを見ているということと、ある意味不確かさに通じるものなんですけどアスペリティをどこに置くかということが非常に重要な点でございまして、当然敷地の近いところにアスペリティがあると、そこから短周期に非常に強い波がでてきますので、不確かさのケースとして敷地の前面にですね、アスペリティを配置したケース、さらには一般防災では震源断層の部分をモデル化した時に一番上端のところというのは基本的にアスペリティを貼り付けない。この理由といたしますのはいわゆる震源断層の上端に近いところは強震動が出てこない領域として認識されておりますけれども、四国電力の場合は結果的に震源断層の一番上端のところにアスペリティを貼り付けたモデルを使っているとかですね、そういったことを加味しまして、入倉・三宅の手法を使って計算した結果についてもですね、十分な不確かさを考慮しているということを判断してございます。あと、伊方発電所の場合ですと中央構造線というのが非常に長い震源断層でございまして、いわゆる入倉・三宅の手法を超えているところの長さでございまして、例えば130kmモデルとか480kmモデルにつきましては、これは入倉・三宅の手法が使えない、いわゆるレシピの適用範囲外でございまして、レシピでもスタンダードなやり方というのが決められてございませぬ。したがって我々はどういった手法を使うのかというのは審査の中で慎重に判断いたしまして、最終的には四国電力においてはですね、壇他の手法というのとFujii&Matsu'uraの手法、この2つの手法を使ってそのスケーリング則、違うス

ケーリング則を適用した場合でも結果にどのような影響があるのかということを見てございまして、我々も審査の中で確認してございます。そのような手法につきましても、さきほど申しました短周期の 1.5 倍のケースとかですね、アスペリティを敷地前面に置くとか、震源断層の一番上端にアスペリティを貼り付けるとか、そういったことを採用してございますので、そういった不確かさを考慮した場合にこれは妥当というふうに判断してございます。最終的に、図が見つらいんですけど、描かれた断層モデルによる波というのが合計 8 波ございまして、このお手元のパワーポイントですと 11 ページでございましてけれども、断層モデルで合計 8 波描かれてございます。一番下の所にそれぞれのケースが書いてございますけれども、最終的な私が今申し上げた手法の中で、壇他の手法で合計 4 波、Fujii&Matsu' ura の手法で 3 波、入倉・三宅の手法で 1 波、描かれてございますので、そういった意味ではいろいろと審査の中で十分議論したんですけども、いろんなケーリング則を使ってですね、見てきたということについては、非常にいいことなのかなというふうに感じてございます。

私からは以上です。

○森委員 説明ありがとうございました。今のご指摘されていることは私どの点でも納得できることでありまして、最初のストレスチェックのあたりから比べると、これ以上考えられる要素はないんじゃないかと言うくらいいろんな不確かさを考慮されていて、とてもいいと思いました。1 つ心配になることがありまして、それはいわゆるアスペリティを背景領域とアスペリティに分けたときに、アスペリティの中は均一にしていくと、そういったようなことに対して 3.11 が起きたり、あるいは他の地震でもそうですけれども、特にアスペリティのまたさらに中でも、大きく地震波を出すといったようなことを仮定しないと説明できないようなものも出てくると。あくまでそれは一秒前後の大枠でみているわけです。そうすると、今度は振動数に関する総リスクと考えると、小さな断層であったとしても、10Hz 前後の高周期のものについて、同じくですね、つまりメッシュについても、グリッドについてもですね、細かく分けるその中で、平均応力降下量が、平均的な挙動が同じなのに、その中での領域内での不均一性の大きさによっては、大きな、平均像からは予期されぬ大きな振動が出てくるのではないかということが、論理的に推定されるわけです。そういった論理的な可能性というのは、あたかも 3.11 以前に、日本は特別で 8 クラスしか起きないんだと、どこと比べても 8 クラスで、チリとかインドネシアとかアラスカのような 9 は起きないんだということを、やっぱり専門家である地震学者がみんなそう思って、思い込んでしまったと。そういうのと割と似ていると私自身は感じていて、可能性という意味ですよ。そういう意味で、小さなものにせよ、高次の振動に対して、もう少し、アスペリティ内においてもばらつきによる影響ってというのが、結果に響いてくるのであれば、考える必要があるのではないかとこのように考えているんですけど、そういう点についての議論はございましたでしょうか。

○原子力規制庁 地震津波担当の大浅田です。先生が仰った点は非常に重要な点だと思ってございますが、伊方発電所の場合は敷地前面から 8 キロ離れたところに中央構造線が走ってございまして、もう少し断層とサイトが近い発電所については、そういったことを少し議論したことがございますが、伊方の場合は 8 キロ離れていますと、おそらく数波長分は離れてございますので、いわゆる平均化される傾向にあると考えておまして、そういった観点では、先ほど申し上げたいわゆる不確かさという中で、短周期の 1.5 倍とか、アスペリティを上端に置くとか、そういったことを考えると、それはそれで十分、ある意味妥当かなと考えてございます。したがって伊方

発電所に関しては、今おっしゃったような議論は特出ししてごさいませんが、審査の中では重要かなというふうには思っております。

○森委員 ありがとうございます。もうひとつだけ、具体的な質問をさせていただきます。この中に書いてあることで。

資料1-2の20ページには、20ページの上5分の2ぐらいのところの、第3段落の上です。「なお、申請者が、『敷地ごとに震源を特定して、策定する地震動』Ss-1及びSs-2の年超過確率は $10^{-4}$ ～ $10^{-6}$ 程度、『震源を特定せず策定する地震動』Ss-3の年超過確率は $10^{-4}$ ～ $10^{-7}$ 乗程度としている。」ということで、例えば、事業者の方がこうやって具体的な数字を出してきていただいでですね、そうすると $10^{-4}$ というのは、要するに1万年に1回、 $10^{-6}$ というのは100万年に1回、こういうように読み取れるわけですが、これについては納得しているというふうに要約する形でとめておられて、特にここにそれに対する評価が書かれていないんですけども、これについてはどういう理解をしたらよろしいでしょうか。

○原子力規制庁 地震・津波担当の大浅田です。この部分はですね、私ども意識してこういった書き方をしております。その理由と申しますのが、今の新規制基準の中ではですね、地震と津波については、超過確率を参照して、策定した基準地震動とか基準津波がですね、どの程度超過確率になるのかということを経営者が把握することを求めてございますが、その値自体の数値の大きさ、そういったことについては、いわゆる基準の適合性というのを、今現在、私どもでは判断レベルを持ち合わせていませんので、判断してごさいませんで、そういったことをきちんと事業者は参照しているかどうかということまでを審査の中で見てごさいまして、数字とかの妥当性については判断基準外としておりますので、こういった書き方にさせていただいております。

○森委員 ありがとうございます。

○望月部会長 そういった考え方というか、姿勢というか、そういうものを森先生は聞いたかったんじゃないかなと思います。ありがとうございます。

○岸田委員 この資料1-2の24ページあたりに書いてあるのですが、斜面と違って、建物のところで終局耐力を設定されて、そこからの裕度を有するところで判断しているという書き方になっていると思うんですが、終局耐力、荷重としては、ここに書いてあるとおり、常時作用している荷重、運転時荷重、それから基準地震動、地震力を増やすということですが、終局耐力の状態は、たぶん常時はしてると思うんですけど、地震力としてどれくらいのもので、それに対して基準地震動はどのようなレベルになるのでしょうか。あとそこから裕度をどう設定したのかとか、次のページ、25ページの②の許容限界のところ、非線形、終局耐力時の変形について十分な余裕を有しているところには書いてあるのですが、十分な余裕を有していること、何らかの考え方で決められていると思うので、当然、そのところを少し説明してもらって、言葉だけでは、少し不十分かなと思います。

○望月部会長 いかがでしょうか。

○岸田委員 構造物もいろいろあって、それによってたぶん終局違うと思います。

○原子力規制庁 原子力規制庁の日南川と申します。どうぞよろしくお願いたします。24ページからのところのお尋ねかと思っております。終局耐力などの、具体的な数値につきましては、工事計画認可で審査をするようにしておりますので、設置変更許可の審査では、設計方針等の妥当性を判断しているというふうなことになっております。先ほど申しましたように、具体的な数値等に

つきましては、工事計画認可で判断をしていくとなっております。以上でございます。

○岸田委員 何で終局としているのでしょうか。どういう地震力に相当するのでしょうか。終局状態から考えて、裕度を決められていると思うのですが。この書き方だと。

○原子力規制庁 そうですね。

○岸田委員 それぞれされてないのでしょうか。

○原子力規制庁 それぞれではコンクリート強度とか。

○岸田委員 構造物としての判断で書いてあるのですか。ここでは、建物、構造物になっていますが、どうなっているんですか。コンクリートって1個のピースのことじゃなくて、構造物としての判断でしょうか。建物と建築物となっています。建物・建築物として種類がいろいろあるので混乱するのかもしれないです。また回答をいただいたら結構です。終局耐力というのが決められているのを前提になっている書き方なので、そこを明確にさせていただきたいということです。

○望月部会長 答えにくかったら後日でも構いませんけれども、よろしいですか。

○原子力規制庁 詳細のところをもうちょっと整理してご回答したいと思います。日南川が申し上げましたのは、具体的な数字と計算なりは、次の詳細設計の段階でやりますということであったんですが、今、基本設計方針として、どういう考え方で、今、示しているかということについて、改めてご回答させていただきます。

○望月部会長 ありがとうございます。それでは、だいぶこの議題に関しては議論されたと思いますので、議題（3）の原子力安全専門部会として国に確認すべき事項に回された森先生のコメント、あるいは吉川先生の意見に対する回答の確認、それと岸田先生が言われた一部ということを除いて、概ね納得、確認できたんじゃないかなと思います。

議題1、新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の審査結果について、議題1を終了させていただきたいと思います。

時間もだいぶ経ちましたので、10分間の休憩を取りたいと思います。10分後に再開したいと思いますので、よろしくお願いします。

<休憩>

## （2）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 それでは再開いたします。議題に移りたいと思いますが、静粛な傍聴をよろしくお願いいたします。次は議題2、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であります。前回、4月21日の当部会ではそれまでのコメントについてひととおり回答を頂いておりました。本日は残っている地盤斜面のコメントと、前回の部会の未回答コメントについて回答をいただきたいと思います。

なお、先ほどもありましたけれども、前回の部会の安全目標の観点等のコメントにつきましては、安全対策の根源に関わる事項でもありまして、これに対する十分な説明を求めていきたいと思いますので、本日の議題の3の方に原子力安全専門部会としての国に確認すべき事項ということで整理して行きたいと思います。今回の議題2のコメントの範疇からははずさせていただいております。それでは主な質問に対する回答について原子力規制庁から、続いて四国電力の方から説明

をお願いいたします。

○原子力規制庁 原子力規制庁の野中でございます。資料の p4、8-102 をご覧ください。前回の岸田委員からのコメントでございますけれども、前回説明しました内容に対しまして、重要施設の基礎地盤の安定性について支持力確認は極限支持力ではなく許容支持力で行うべきといったコメントをいただきました。ご指摘のとおりでございます、正確な表現ではありませんでしたので、この回答欄の下から5行目以下のところを修正いたしました。読み上げさせていただきます。また以降のところです。また基礎の支持力について審査ガイドでは原位置試験の結果等に基づいて設定されていることを確認することとされております。これに対して事業者は平板載荷試験の最大載荷時において岩盤が弾性範囲にあることから最大載荷重を評価基準値以下の、ここの部分について前回は極限支持力というふうにしておりましたが、評価基準値とし、基礎の支持力については地震時の最大接地圧が基礎地盤の評価基準値を、ここも極限支持力でございます。下回ることを判断基準としまして、この結果を行ったとしております。それから、もう1点は一番最後の p12 の 11-83 です。これはコメントをいただきました吉川先生は本日はご欠席でございますけれども、回答を作成してまいりましたので、ご紹介いたします。旧原子力安全委員会が策定した安全審査指針のうち、原子力立地審査指針については、現在、どのような取扱となっているのか。新規制基準への取り込みや見直し、廃止等はされているのか。新規制基準への取り込みや廃止がされているのであれば、既設の発電所に対する考え方はどのようになっているのかといったご質問です。これにつきましては、回答としましては、東京電力福島第一原子力発電所事故において、従来の立地審査指針で想定していた事故の規模を上回る事故が発生したことを踏まえ、放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしたところであり、現行の審査基準においては当該指針をその中に位置づけてはいないとしております。吉川委員からいただきました審査結果に対するコメントとこの内容につきましては、吉川委員にご確認していただきたいと思っております。説明は以上でございます。

○四国電力 四国電力原子力本部長の柿木でございます。ご説明をさせていただく前に一言先生方にごあいさつをさせていただけたらと思っております。

原子力安全専門部会の委員の先生方には、日頃から伊方発電所の運営につきまして、ご理解とご指導を賜りまして誠にありがとうございます。冒頭に岡田部長さんあるいは部会長さんからもご紹介ございましたけれども、当社伊方3号機の新規制基準適合性確認に係る審査につきまして、一昨年7月8日に申請を致しましてから、七十数回にわたる審査会合あるいは現地調査に真摯に対応して参りました。その結果、去る7月15日に原子力規制委員会から原子炉設置変更許可を頂いたところでございます。まだ審査の方は、工事計画認可、あるいは保安規定の変更認可等の審査が残っておりますけれども、これらの審査に今後とも真摯に対応して、一日も早く基準に適合しているという評価を得られるよう、最善をつくしてまいる所存でありますので、引き続きご指導をよろしく願いしたらと思っております。本日は、これまでに先生方からいただきましたコメントの回答につきまして、原子力本部の新山のほうから説明をさせていただきますので、よろしくご審議をお願いしたらと思っております。

○四国電力 四国電力原子力本部の新山でございます。よろしく願いいたします。本日はコメント回答ということで資料2に従いましてご説明をさせていただきます。

それでは、失礼して着席してご説明をいたします。

今回のコメント回答につきましては、先ほどご紹介もありましたけれども、部会でコメントをいただいた時にですね、回答させていただいているものもございます、そのものについては省略させていただいて説明をさせていただきたいと思います。新たに回答するものとかですね、回答を補強したもの、これらを中心にご説明をしたいと思います。

まずP1の「項目3：自然現象に対する考慮（火山）」とP2の「項目6：自然現象に対する考慮（その他）」につきましては、前回の部会でお答えした内容の通りでございますので、省略させていただきます。

P3に参りまして、「項目8：耐震性能」です。

8-91番、8-103番、8-110番の三件についてまとめてご紹介させていただきたいと思います。詳細は後で別紙の方で紹介させていただきますけれども、まずコメント一覧の方でご説明させていただきます。

まず8-91番ですけれども、いただいたコメントは、「斜面は切り取った時が一番変形が大きくなるので、その際の解析を地震力や豪雨の情報もあわせて整理し、資料として残して欲しい。」それに対して回答ですけれども、「安定性評価における背後斜面を切り取った際の応力状態等を資料として整理をいたします。」

続きまして8-103番ですけれどもコメントがですね、「敷地内岩盤の性状で液状化は起きないとの説明だが、地下水位も含めて整理して欲しい。」ということでございます。回答の方が、「耐震重要施設等は切土により造成されており、表土や崖錐堆積物は存在せず、風化を受けていない新鮮・堅硬な岩盤で構成され、切土後はアスファルトやコンクリート構造物、排水設備等を設けており、降水の岩盤内部への浸透は抑制されている。

なお、3号建設時、周辺斜面に地下水排水トンネル及びこれに通じる地下水排水ボーリングを設置していますが、地下水排水トンネル坑口からの湧水量は極めて少なく、かつ地下水排水トンネル内は一部に滲み出し・滴水程度が認められる以外はほぼ乾燥状態にあり、降雨時においても湧水はほとんど認められないことを確認してございます。」

それから3つ目、8-110番ですけれども、「集中豪雨のときは地盤がやわらかくなるなど、すべりに対して自然災害をどう考慮しているか。」ということで、「基礎地盤・周辺斜面の評価条件としては、集中豪雨などの降雨を考慮しても地下水位が低いことを確認しておりますが、安全側の解析となるよう地下水位を岩盤上部に設定して評価をしております。」

これらにつきまして、別紙のですね、後ろのパワーポイントの資料にありますけれども「伊方発電所3号機 原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価について コメント回答」というもののp3をご覧ください。

まず、「1. 定時解析における掘削STEP時の応力状態と考察」をご覧ください。地盤の安定性評価は、原子炉建屋等が構築された後を想定して行うため、掘削STEPでの安定性評価は実施しておりませんが、p5をご覧ください。p5に示す掘削STEPにおきましても特異な変形や応力集中は認められず、局所安全係数についても顕著な引張等は発生していないことがわかります。

次に、p7の「2. 地下水位に関連する情報の整理とその考察」をご覧ください。ここに示すように掘削前の地山の状態においてボーリング孔を利用して地下水位を測定しております、地下水位は地表面やCL級岩盤上面より十分下にあることを確認しております。掘削後の地下水位は浸透流解析により次のP8に示すように想定しておりますが、解析を行うに当たって、その次のp9です

ね、p9 に示すように、地下水位を安全側に地表面または CL 級岩盤面上に設定しております。なお、次は p10 と p11 に示すように、

- ・原子炉建屋背後斜面は切土により造成されており、表土や崖錐堆積物は存在せず、風化を受けていない新鮮・堅硬な岩盤で構成されていること
- ・切土後はアスファルト遮水やコンクリート擁壁、排水設備等を設けておりまして、降水の斜面内部への浸透は抑制されていること
- ・3号炉増設時、当該斜面には地下水排水トンネル及びこれに通じる地下水排水ボーリングを設置しており、現在、地下水排水トンネル坑口からの湧水量は極めて少なく、かつ地下水排水トンネル内は一部に滲み出し・滴水程度が認められる以外はほぼ乾燥状態にあり、降雨時においても湧水はほとんど認められないこと

以上の3点から、斜面内の地下水位は少なくとも地下水排水トンネルより下方にあると考えられまして、安全審査時に設定した掘削後の地下水位線は十分安全側であると評価できます。

液状化と地下水位との関係性につきましては、p12 に示してございますけれども原子炉建屋等の耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設は、新鮮かつ堅硬な岩盤に支持されておりまして、液状化しやすい砂質土を含め、粘性土、礫等の土質材料には支持されていないことから、液状化を含め、不等沈下、揺すり込み沈下等の影響が生じることはないとは評価できます。

また、原子炉建屋等の耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設以外の施設の基礎地盤についても、堅硬な塩基性片岩の地山を切り取って埋め立てた岩石主体の地盤で構成されており、現場粒度試験の結果から岩石質材料に分類され、p13 に示しますけれども、伊方発電所の埋立土は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」に示されている液状化の可能性を規定している粒度分布から大きく外れており、液状化は生じないと判断されます。

ここまでの先ほど3点のご説明になります。

コメント一覧に戻っていただきまして、p3 の8-100 番です。いただいたコメントがですね、「斜面のすべり安全率の評価基準値を 1.2 に設定しているが、安全目標の観点からこの数値はどのレベルと言えるのか。確率的にどの程度に相当するかは重要なので、数値があるのであれば資料に残して欲しい。」ということですが、これにつきましては、先ほどの別紙の p28 をご覧ください。電力中央研究所の報告によりますと、基準地震動に対してすべり安全率が基礎地盤で 1.5 または周辺斜面で 1.2 となるよう調整した地盤モデルにおいて基準地震動発生時にすべり安全率が 1.0 を下回る確率は、基礎地盤で  $2.0 \times 10^{-5} \sim 1.0 \times 10^{-3}$  程度、周辺斜面で  $2.0 \times 10^{-3} \sim 2.0 \times 10^{-2}$  程度となります。これに次のページの p29 に示すように基準地震動 JEAG4601・補-1984 に基づいて設定した基準地震動の発生確率  $1.0 \times 10^{-5} \sim 5.0 \times 10^{-4}$ 、これを掛けますと、地盤が実際に破壊に至る確率がですね、 $10^{-10} \sim 10^{-5}$  程度と求まります。

続きましてコメント一覧に戻っていただきまして、p5 の8-104 番になります、いただいたコメントがですね、「引張が発生している主要な部分の応力状態を時刻歴で示して欲しい。また、表面保護や押さえ効果で破壊に達していないと思うがそうした評価を整理して資料として残して欲しい。」ということだと思います

これも別紙のですね、p17～p20 をご覧ください。そちらはですね、基礎地盤と周辺斜面それぞれにおける最小主応力歴図と局所安全係数の時刻歴図を示しております。引張が発生する要素は一部に限られておりまして、かつ引張応力が発生するのはごく短時間で発生しているために、地

盤の安定性に問題はありません。ここで、周辺斜面の耐震安定性解析条件としては、表面保護工やアンカー等の対策工を考慮することなく、所要の安全率を確保しております。

しかし、現状としては、表面保護として擁壁、法枠等が施工されておまして、雨水等の浸透防止、表面の剥落防止となっているとともに、6か月に1回の定期巡視及び1年に1回の定期点検において定期的な目視点検や変状調査を実施いたしまして、有意な変位・変状がないことを確認しております。

また、解析上発生している斜面表層部の引張領域につきましましては、ロックアンカーを施工して、引張の発生を抑制しております、さらに緊張力アンカーについては、緊張力管理を実施して、継続的に安全性の確保を図っております。」

またコメント一覧に戻って頂きまして8-107番です、いただいたコメントがですね、「岩盤分類の表と詳細データ集の間を整理するものが欲しい。」ということですが、「敷地内の岩盤をどう分類しているかについてはですね、別紙のp25に示してございます、コメントをいただいた際の部会資料、別紙のp25にですね、コメントいただいた際の部会資料1-1でございまして、それに名称と特徴を記載しております、詳細な分類表につきましてはp26に示してございます。」

続きまして8-111番ですが、いただいたコメントがですね、「地盤や周辺斜面の安定性評価において、どのようなデータや文献を用いたのかは資料に整理しておいて欲しい。」ということですが、安定性評価に用いました各種データについては、「詳細データ集」として整理いたしまして、規制委の方へ提出・説明を行っております。これはですね、平成27年3月13日に開かれた第206回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合の資料2-2として規制委ホームページで公開されております。

その一部を別紙のp31～p33の方に示してございます。

続きまして8-115番ですが、「1999年の台湾地震では、最大変位量が二十数メートルとの知見も得られているようであるが、変位量のばらつきについてどのように考慮しているのか。」ということですが、これに対して回答が右に書いてありますけれども、「断層全体を均質なモデルではなく、アスペリティをモデルに組み込んで他の領域と異なる設定をしている点で、ばらつきを考慮しております。また、1999年の台湾地震ではアスペリティのごく一部で二十メートルを上回るすべり量が得られておりますが、アスペリティの平均すべり量としては7.2mでございます。敷地前面海域の断層群で設定した平均すべり量はそれ以上に設定していることから、ばらつきを考慮した安全側の評価になっていると考えております。」

続きましてその次の8-116番です。コメントはですね、「アスペリティ内のばらつきを考慮した場合とそうでない場合について、評価結果と観測結果との比較などで検証しているのか。」ということですが、「地震学会などの研究動向を見ますと、スーパーアスペリティを考慮した評価をしている事例もありますが、アスペリティ全体がもつエネルギーが大きく変わることはないため、評価点がスーパーアスペリティの極近傍にある場合を除き、その影響が大きく出るとは考えております。」

敷地前面海域の断層群による地震の評価においては、そのような検討はしていませんが、平成19年の新潟県中越沖地震における応力降下量等、様々な不確かさを考慮しておまして、全体としてばらつきを考慮した安全側の評価になっていると考えてございます。」

続きまして8-117番ですが、「壇他のスケーリング則による評価結果と長大断層の観測記録との

比較において、鉛直方向では、施設にとって重要な短周期側で、評価結果を上回る観測記録が見られるが、どのように考えているのか。」ということでございますが、回答です、「大きい観測記録が得られているのはひとつだけであり、この地点の地盤条件がはっきりしていないが、おそらく伊方発電所の地盤よりもやわらかいのではないかと推測しております。また、観測記録は逆断層の上盤側で得られたものであることもあり、地震動が大きくなっているのではないかと考えております。伊方発電所周辺で想定される地震のタイプは横ずれ断層でありまして、さらに地盤条件も異なることから、伊方発電所で考慮が必要な知見ではないと考えております。」

続きまして 8-118 番のですね、部会で回答させていただいたとおりですので、省略させていただきます。

続きまして、p7 の「項目 11：全般」についての回答をさせていただきます。今回のコメントはですね、現地訓練に関する事項ですけれども、「訓練の充実」とですね、「資機材の配備」の 2 点に大きくまとめてご説明させていただきたいと思っております。

まず、「訓練の充実」ですけれども、11-65 につきましては「一般の方へのわかりやすい説明」ということですが、「今後とも、地域の方々に当社が取り組んでいる安全対策をよりわかりやすく説明するように努めてまいります。」といったことでございます。

それから、11-66 と 11-67 ですが、「3 号機申請での訓練の前提条件」ということですが、「3 号機は運転中、1、2 号機は運転していない条件として、その条件でやっております。」

11-70 ですが、「現状の作業体制で問題ないか」というコメントでございますが、「作業は所定の時間内に十分な余裕をもって完了していることから、厳しい環境下でも現状の体制で問題はないと考えております。」

その次の 11-71 ですが、「接続箇所の漏れがないことのチェックはどのようにしているのか」というコメントでございますが、「ファン起動後に漏れがないことを確認しておりましたが、作業手順書に明記することといたします。また、漏れがあった場合はフランジ接続部の増し締めを行います。」

11-74、81 につきましては、「トラブルの発生や厳しい環境条件での訓練を計画すべきではないか」というコメントでございますが、「トラブルシューティングを考慮した訓練や、厳しい環境条件での訓練を計画することといたします。」

前のページへ戻りまして、11-77 ですが、「報告箇所の明確化」ということですが、「今後の訓練においては周知・徹底することとしたいと思います。」

次に、資機材の配備についていただいたコメントについてご説明させていただきます。

p8 の 11-68、69 ですが、「自主設置の設備や当初は自主設置でしたが補正時に許認可対象となった設備の検査や点検はどうするのか」ということですが、「許認可対象となった設備は今後国の審査を経て、使用前検査を受けることとなります。その後も、定期的に検査を実施して国の確認を受けることとなります。また、自主設置の設備についても、保全の内容や頻度について社内規定に定めて、定期的に点検を実施することにより、設備の健全性を確保することといたします。」

次のページの 11-72、73 ですが、「可搬型モニタの保管箇所と運搬性について」のコメントでございますが、「重大事故時の波及的影響を受けないように屋内保管としております。また、計測部、制御部は分割してより容易に運搬することもできます。」

11-75、76、78 につきましては、「ボイスレコーダーやデジタルカメラ、電池式の照明などを配備してはどうか。」というコメントでございますけれども、「電池式の照明等については配備することといたします。なお、デジタルカメラは以前から利用しておりまして、また、ボイスレコーダーにつきましては、TV 会議システムの録音・録画機能を利用することといたします。」

11-79 ですけども、「TV カメラの位置をもう少し上げてはどうか」ということでございますが、「運用上、許容できる範囲と考えてはおりますが、移設の可否を含めて検討をしたいと思っております。」

11-80 ですけども、「電源復旧までパソコンで情報収集できていなかった」ということでございますけれども、「初動におけるプラントデータの収集は、運転班が安全パラメータ表示システム等により確認・収集して、適宜本部内に報告できる体制となっております。」

最後、11-82 でございますが、「地震等の影響により倉庫の扉が開かない可能性もあることから、バール等の工具を準備してはどうか」ということですが、「ご指摘を踏まえまして、事務所等にバール等の工具を確保することについて検討をしたいと思っております。」

ご説明は以上でございます。

○望月部会長 はい、どうもありがとうございました。それではこの件につきまして欠席の委員からの意見がありましたら事務局の方からお願いします。

○事務局 本日ご欠席の委員から本件については特段意見はいただいておりません。以上でございます。

○望月部会長 それでは本件につきまして、ご意見、ご質問とかございませんでしょうか。森先生、どうぞ。

○森委員 p6 の 8-115、116 に関して申し上げます。先ほど、規制庁さんに質問させていただいた内容に少し関わることであるんですけども、四国電力さんの方で、このような検討は伊方についてもしていないし、他についても検討していないとご意見いただいているんですけども、先ほど規制庁のご説明していただいた大浅田さんのご発言だと、他の原子力発電所では、アスペリティ内でのばらつきについても検討している、伊方については必要がないからとご判断されたという説明をきいたんですけども。

○原子力規制庁 原子力規制庁の大浅田です。もう少し正確に言いますと、他のサイト、もう少し震源断層とサイトが近いサイトについてはそういったことについても議論をして、ただそういったアスペリティでの不均質を扱うとかいうのをやったわけではなくて、別の形で不確かさを組み合わせるだとかそういったことでしてございまして、特段アスペリティの不均質を取り入れたことは審査の中ではございません。ただそういった議論をしたということをご説明申し上げました。

○森委員 そうですか。わかりました。私が誤解したように、もしそういうことをやってらっしゃるんでしたら、あくまで参考に、つまり四国電力さんのご説明はご説明で、私も憶測の域をでませんが、言われていることは理解しているんですけども、やはりその安全性の確認という意味では、あまり大きな違いが出ないであろうというのは、どれくらいの違いなので、あまり大きくないと言えるのかという、そういう観点から確認することができればという風に四国電力さんにはお願いしたいなと思ってたんですけども、もしそういうような検討をすでに他のところでもなさっているんだしたら、ご提供頂けないかということをおうとしたつむりの発言でした。その点について、もう一度ということなので、四国電力さんの方には、そこのところ、先ほどと同じよ

うな質問になるんですけども、アスペリティ内でのばらつきを考慮するとどうなるのか、ということが、見込みとしては、それほど大きな違いになるとは私自身も思っていないんですけども、思っていないというのは憶測していないんですけども、ただ、こういうものはやっぱり計算してみないとわからない。特に、可能性として、やはり大きくなる可能性もあるので、こういう検討、先ほど申し上げたような、つまり断層モデルがあって、それからアスペリティを設定して、さらにそのアスペリティのなかでも、ばらつきがあった場合に、どれくらい大きくなるのかあるいは小さくなるのか、ばらつくのかといったような問題ですね、何もそのばらつきによって平均値を大きくするというのが目的ではなくて、平均値は同じでありながらも、ばらつきがあるということによって、どれくらい大きくなるのか、といったような、まあ、私にとっては残された心配要因のひとつですので、そういうものが検討できるかできないかというようなことについてご質問させて頂きたいんですけどもよろしいでしょうか。

○望月部会長 どうぞ、松崎さん。

○四国電力 四国電力の松崎でございます。先生のおっしゃったとおり、ひとつのモデルのなかで、アスペリティのなかに不均質を与えるようなものは、当社も評価してございませんし、おっしゃるとおり、現在審査でそういうようなモデルはやられていない。予測ではそういうのはなかなかございません。実際に起きた地震とあわせるために東北地方太平洋沖地震ではいろいろやられていますが、中央構造線についてはやっております。ひとつのモデルで不均質とは言いませんけども、先ほど国のほうから回答がありましたけれども、我々いろんなモデルを組んでまして、基本的なモデルのなかでは、応力降下量 12MPa を設定してますけども、それ以外にいろいろなモデルのなかで 14MPa に設定したり、1.5 倍にあたる 20MPa に設定したり 21.6MPa に設定したりとか、いろんな評価がありますので、そういうような一杯な不確かさのなかで全体的にはばらつきというものは考慮できているかなと思ってございますが、先生のおっしゃるひとつのモデルのなかでどの程度ばらつくのかといった場合の影響というのは、ちょっと、どういうのがいいかすぐにはイメージがわからないので、ちょっと考えて、ちょっとここでは回答は難しいんですけども、検討してみたいと思います。

○望月部会長 ありがとうございます。その他ございませんでしょうか。はいどうぞ奈良林先生。

○奈良林委員 2 ページの 6 - 5 の台風なんですけども、ご回答の方は竜巻の風速 100m/s の風に対して台風は区別がつくということでございますけども、私が気にしているのは台風というのは風だけではなくて、高潮もございまして、それから最近の台風はずっと長居をしてですね、1 m 近く降水量があるんですね、700 ミリになりましたとか 800 ミリになりましたとか、そうすると高潮とさらに裏山から鉄砲水が来るとか地盤が緩むとか、いろんな複合的な要因が考えられますので、もちろん衛星による進路予測もできますので、一応そのこういう台風が来た場合こういう風にすべきだという方針ぐらいはちゃんと決めておいたほうがいいなというふうに思います。単に風だけではなくて、特にニューヨークのマンハッタンですね、前回もお話ししましたけれども、ハリケーンが襲いまして、海水面が 4.7m 持ち上がって、これは満潮時とそれから中心気圧が低いので水面が盛り上がり重畳があってですね、その 4.7m の海水がニューヨークの地下鉄に流れ込んで、たしか日本円に換算して 7 兆円ぐらいの損害をニューヨークに与えています。ですから福島事故と同じぐらいの経済的損害が一回のハリケーンで発生しますので、歴史的に見る

と、津波と台風というのは関連性をもって動いて、命を失っている非常に厳しい災害であるという認識を新たに持たなきゃいけないくて、しかも年に10個も20個も台風来てますので、決して甘く見ては私はいけないという風に思いますので、その点については配慮お願いいたします。それからあとp7の11-65でございますが、使用済燃料ピット、特にPWRの場合には消防車等による給水も非常に楽ですし、これは敷地のレイアウトの関係なんですけども、福島のように全部ブローしてなかなか使用済燃料プールに水が入れられなかったということがございますけれども、安全対策をわかりやすく説明するよう努めていくということでございますけれども、これに書いてある耐震Sクラスだとか、あるいはピットの水位を確認する計測とかです、高浜のときの裁判でだいぶ指摘されているということは、つまり地元の方がそういうことを心配しているということです、今日の原子力規制委員会のこちらの資料には使用済燃料プールの図が入っていないんですよ。ですからやはり地元の方が心配されていることについては、わかりやすい説明資料を用意しておくということが、やはり大事だというふうに思いますので、そういう点をご配慮ください。以上でございます。

○望月部会長 はい、四電の方で、何かコメントありましたら。

○四国電力 四国電力の多田でございます。奈良林先生からの要望ということで受け取らせて頂きました。SFPの関係とかそういうものにつきましては、今後ともわかりやすい説明というふうなことに繋げていけたらというふうに思っています。それから一方で、台風の関係、現状台風についての評価については竜巻の100m/sというふうなところで、包絡されている。スーパーハリケーン的なところの、風の強さも含めてそういう風に考えております。確かに雨水単体で行きますと、伊方発電所のなかでの土石流の評価といったものもやっておりますし、そういったような単体での評価というのは降雨がきっちり外海に流れて行っているかどうか、それから土石流の関係で安全施設の方に影響があるかどうか、こういったような検討もやっておりますので、そういったようなところの検討を我々のなかほうでまとめまして、できればこの回答の中につけくわえさせていただけたらというふうに考えております。以上です。

○望月部会長 はい、ありがとうございます。

○奈良林委員 先ほどの資料1-1のp42でドライエリアと書いてある、まあこういうところでも水が入り込んだ場合にどこかに排水するとか、あるいは建屋に侵入させないとかそういうことを配慮されていると考えてよろしいでしょうか。

○四国電力 四国電力の多田でございます。このドライエリアにつきましては、確かに放射性物質というか最後の格納容器が破損した場合、大型放水砲なんかで、ここに放水するというので、ドライエリアの方に貯まるということになっております。通常時においても降雨によってドライエリアの方に貯まるということがありますので、そういったようなところにつきましては排水ポンプを設置しておりますので、そういったようなところで地上面に上げて、海の方に流し出すという風なシステムができておりますので、その辺を含めまして整理したいと思います。以上です。

○奈良林委員 はい、ありがとうございます。

○望月部会長 ありがとうございます。その他ございませんでしょうか。はい、岸田先生。

○岸田委員 いろいろと書いていただきましてありがとうございます。掘削に関しては、また機会があれば、この岩盤ではそれほど掘削影響はでないと思いますけど、逐次解析なり施工を表現するパラメータ、あるいは水の状態といった要因に対する考えを含んだ解析を機会があればや

っていただければと思います。それと地下水のことも整理していただいて、あと粒径のことも整理していただいて、現状としては液状化は起こらないということはわかりますし、もともとそうだろうとは思っていましたが、ただ神戸の地震で液状化が起こって、長周期では液状化は起こらないだろうと考えられていましたけど、東北地震時の浦安など、震源から離れたところで、長周期で液状化が起こっていてですね、まあ、今まで考えてきた粒径とか揺れとかで、大丈夫と思っていたところで液状化が発生しているので、水と粒径との複合的な部分についても念頭に入れて事業を進めていただければと思いますけども、常に注意していただけたらと思います。維持管理をしていかなければいけないので、個人的にはあまり有効とは思わないのですが、地下排水トンネルは、途中でつまってくるかあるので、よくよく見ていただいて地下水のことは考えていただければなと思います。あと引張ですけども、やはりこれだけ大きくなると、これ引張で安定性は問題ないという結論が書かれていますが、現時点では基本的には引張強度が設定せず、その破壊の議論があまりされずに進まれている。確かに短時間で戻るし、そうすると弾性範囲で挙動するだろうということは想定できますが、これだけ地震動が大きくなればやはり将来的には引張の物性あるいは引張の破壊の議論というのを考えていく必要があるんじゃないかなと思います。この場合は地表面がフラットになっていて後ろの境界が、フラットにきているので、引張がこれくらいの差になっていますけど、これ山そのものをこの地震動で揺らすともっと引張が大きくなってきます。したがって、引張の議論をこれからしていかなければいけないんじゃないかなと思います。ちょっと p21 の議論ではなかなか苦しくなってくるんじゃないかなという気がしますんで、まあ今後考えていただければと思います。この p23 の保護工の考え方は、表面の引張に対する考え方ということの理解でよろしいですか。せん断面に対する押えは期待していない、表面だけのことを考えているという判断でよろしいですか。最後は、質問です。

○望月部会長 よろしくお願ひします。どうぞ。

○四国電力 四国電力の高橋です。まず最後のご質問のところですけども、先生のおっしゃるとおり、このアンカー工とか擁壁工に効いてくるのは表面の地表付近のところだけで、その他の深いところについてはそれほど効いていないとは思っています。ただその深いところのすべり面に対しても、そういったものを考慮しなくても必要な安全率は確保されております。あと、最初のほうに先生におっしゃっていただきました地下排水の維持管理は今後もやっていきます。引張物性につきましても、これまでも議論させていただきましたが、まず、評価しているのは動的な評価で、引張は考慮せずにやった上で所要の安全率を確保し、安全性に問題ないことを確認しております。で、その引張が一番発生したところにつきましては、念のため、ここにも示しておりますけれども、静的な非線形解析をすることによって、その時点の所要の安全率が確保されていることも確認しております。で、次の段階というところで、前回もお話しさせていただきましたが、時刻歴に繋げるような引張を考慮した解析というのは今後も解析のなかで取り込めるような努力をしながら今後も続けていきたいと考えております。以上です。

○望月部会長 ありがとうございます。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、本日回答できなかつたものを除きまして、今回のコメントで回答済とさせていただきますとおもいます。

なお、委員コメントにつきましては、新規制基準の審査結果について国から説明をうけたことから、今回で区切りとさせていただきたいと思ひます。それでは次に議題3、(3)の原子力安全

専門部会として国に確認すべき事項に移りたいと思います。ここで原子力規制庁の皆さんにはご退席して頂ければと思います。どうもありがとうございました。

<原子力規制庁退席>

### (3) 原子力安全専門部会として国に確認すべき事項について

○望月部会長 すみません。引き続きまたどうぞよろしく願いいたします。それでは当部会におきましては昨年の平成26年6月4日の当部会におきまして、今後国における審査が終結した際に当部会として国の審査を対しても確認していく必要があるということから、原子力安全専門部会として国に確認すべき事項のとりまとめということの方針に基づきまして、国の審査に対して確認すべき事項というものを決定しておりました。今回その方針に基づきまして、これまでの当専門部会での審議を踏まえ、事務局に整理をして、とりまとめてもらっています。事務局から説明をお願いいたします。

○事務局 原子力安全対策推進監の菅原でございます。座って説明させていただきます。お手元の資料3でございます。原子力安全専門部会として国に確認すべき事項の案でございます。当部会では部会長から今ご説明がございましたとおり、昨年、平成26年6月4日の当部会におきまして、それまでの当部会の審議状況や各委員からのコメントを反映し、国における審査が終結した際に部会として国の審査に対して確認すべき事項について、資料3のp1の下の枠囲いの部分でございますが、枠囲いに基づいてとりまとめることを決定していたところでございます。今回この方針に基づきまして別紙に事務局として国に確認すべき事項案をとりまとめております。まず別紙でございますが、これまでも当部会におきまして伊方3号機の新規制基準適合性状況については国の審査と並行して議論いただいたところでございます。その中で規制委員会として安全目標について、規制委員会としての安全目標について多くの委員からコメントがございました。安全目標に関しましては、新規制基準適合性審査の内容には直接的には含まれておりませんが、原発の安全性を確認するうえで基礎となる重要な項目であると考えておきまして、ローマ数字の1でございますが、安全目標について、ローマ数字の2としまして伊方3号機の新規制基準適合状況について、の2つに大別してとりまとめてございます。ローマ数字2の伊方3号機の新規制基準適合状況については国に確認すべき事項のとりまとめ方針の項目毎に、これまでの部会における議論を踏まえまして、審査における考え方や判断根拠など確認しておくべきものについて確認事項として掲げてございます。ローマ数字2の1でございます。地域性を考慮した適合状況についてでございます。これについては他のサイトと異なる伊方発電所特有の地域性の観点から審査において考慮した点を確認する内容としております。2の最新の知見に基づく審査の状況についてでございますが、新規制基準は福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえまして、IAEAや諸外国の基準を参考に策定され、この最新の科学的な知見を反映した新基準により審査が行われたものと承知しております。これらの必要な意見についてどのような方法で把握し原子力発電所の安全性評価のために反映すべき知見と判断していくか、事業者への対応方法などについて確認するものでございます。3番目の不確かさの考慮とその妥当性についてでございますが、これまでの部会におきまして耐震性能・耐津波性能といった項目毎に四国電力から説明を受けて確認を行

ってまいりました。各基準に対する適合性を判断するにあたり、どの程度まで不確かさというものを考慮して評価を行っているのか、どの程度まで保守的に考慮していれば問題ないと考えているのか、その妥当性の根拠はどのような考え方なのかを確認するものでございます。4番、人的要因考慮の状況についてでございます。新規制基準ではシビアアクシデント対策が追加されておりますが、これら緊急時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か、またその対応の妥当性の判断基準について確認するものでございます。さらに事業者の技術的能力の今後の確認方法についても確認することとしたいと考えております。5番、上記以外の特に確認を要する事項、内部火災・内部溢水・モニタリング設備、テロ対策の適合状況、でございます。当部会においてはp1にお戻り頂いて恐縮ですが、上の枠囲いにあります当部会の審議の論点のうち下線部の項目について重点的に確認を行って参りました。今回この下線を引いていない他の項目への基準への適合性を確認する上でどのような裕度や保守性を見込んで審査評価しているのかを確認することとしております。本日は各委員からこの確認すべき事項案についてご意見頂き、当部会として確認すべき事項として決定いただきまして、次回以降の部会において原子力規制庁に対して回答を求めたいと考えております。資料の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。それでは委員の先生からご意見ご質問はございませんでしょうか。どうぞ森先生。

○森委員 確認すべき事項をこのようにまとめていただきましてありがとうございました。この中で私先ほど申し上げたんですが、安全性をどのように考えるかというのはここでいう安全目標というところにも入りますし、それから人的要因というふうな中で2つあったうちの1つをここで取り入れられたんですけれど、つまり安全性を考える際に技術的な側面ばかりが検討されていることによる、安全性を審議すべき事項の欠落という人的要因を考えておきたいと。つまり具体的に言えば、認知心理学とか社会心理学といったような専門家を安全目標もしくは安全性を考える際に諸外国と同じようにいれるべきでないかというのが私の意見ですけれども、ここで意見ではなくて確認すべき事項としては、そういった技術的ではない社会学者を安全性を議論する際に入れるべきでないか、それについては国としてはどういうふうに考えているのか、アメリカ、特に他の諸外国では原子力規制の審議母体にそういった人たちが入っているのになぜ日本でははいっていないのか。そういった観点から質問を考えて頂ければと思います。以上です。

○望月部会長 ありがとうございます。その他ございませんか。さっきは渡邊先生がシビアアクシデントに対する新規制基準とその自主的な取組というのがありましたのでよろしくお願い致します。

○事務局 部会長よろしいでしょうか。

○望月部会長 はいどうぞ。

○事務局 今の森委員のご意見でございますが、一応趣旨としてはローマ数字の1の安全目標のところに入っているかと思いますが、先ほどの議題1の時のご質問と同様の趣旨かと思いますが。規制庁への回答ということで求めたいと思っております。表現ぶりについては別途ご相談させていただければと思います。

○森委員 よろしく申し上げます。

○望月部会長 よろしいですか。はいどうぞ。

○渡邊委員 これは非常にとりまとめよくできていると考えます。もう1件私言いたいんですけど

れども、今のいわゆる原子力発電所をとりまく地域の状況というのはですね、1つ1つの技術的なことがクリアされたから安心安全だという状態ではないと思うんですね。もう1つやっぱりソフトな面というか、教育も含めてですね、先ほども国も、主体的には電気事業者さんがそれやられると、もちろん電気事業者さんがやられるわけでしょうけれども、我々地域の大学で研究している原子力に携わる人間は、研究を通じて安全研究を通じて、社会・地域に対して安全性をアピールするわけですが、それで、じゃあ国はいったいどういう役割をするのかということですね、きちんと明らかにしてもらいたいですね。全部の項目に対して安全であるから本当にそれがその地域の安心安全に寄与するのかどうか、そういうときに国がいったいどういう役割を果たしていくのかと言うことを明らかにしてもらいたいですね。それからこの、ここに該当する評価というのは事務局におまかせしますが、もう少し踏み込んでですね、書かれるようなことができるのかできないのか、国としての役割、立ち位置と言うのを、これからどうしていくのかというのを取り入れてほしいと思います。入れ込んでほしいということです。

○森委員 付け加えてよろしいでしょうか。

○望月部会長 はい。

○森委員 今の渡邊委員のご発言に似ているんですけども、リスクコミュニケーションですね、教育も含めてのリスクコミュニケーションについて、国として今後どのような方策をとるのか、特に原子力安全といいますか原子力発電そのものに対して考え方を聞かせてほしいということです。考え方を聞かせてほしいというか、できればそれを積極的にしてほしいと。ただ、今まで、過去のリスクコミュニケーションというのは説得的リスクコミュニケーションであって、つまり推進側からの納得させるための納得説得のためのコミュニケーションなんですね。でも、納得説得をしようとすればするほど、それは知識があろうがなかろうがそういう態度は、安全に、相手から察知されてしまうわけです、そのことは重々分かっている訳なんです。ところがこうやっていろんな検討している結果なんかを見ますと、例えばきちんとした数字がですね、それをもって安全だとか、危険だとかいうような評価を述べていないとしながらも、 $10^{-6}$ や $10^{-5}$ や $10^{-9}$ や、いろんな数字が、太いものみまますといっぱい入っているんです。ところが、私たちこれまでこういう部会ですら聞いたことない数字が見ているといっぱい入っているんですね。そういったものをきちんと解釈して、火事のリスク、あるいは交通事故のリスクとあわせてみた、リスク認知学というなかやす先生が、なかやす先生というのは同志社大学の先生が、リスクの物差しなんていう本を書いていますけれども、そういう人が理解しやすいようなリスク表現をして、しかもそれは説得的ではなく、きちんとした検討に基づく数字をどういうふうにこれを解釈するのかとか、数字はこうですとかっていう事実を明らかにして、それからその解釈の仕方の例示をするといったような、リスクコミュニケーションを積極的にとっていただかないとですね、技術的な安全性だけではなくて、人が感じる安全に対する納得感というのは人さまさまなので、やはりそういう数字を全部網羅的っていう意味ではなくて、代表的なものをだしてそれはどう思いますか、という積極的なリスクコミュニケーションをとる必要があると思います。それはやはり原子力発電所なんていう、何か起きたら地域だけでなく国や地球というふうに関係してくる、いわゆる2昔も3昔も前の地球温暖化の問題も全く一緒に、何かあればすごい桁の、何TBqなんていうものが流れるわけですので、国としてリスクコミュニケーションを積極的にとってほしいと、いう要望っていいですか、態度をお聞きしてほしいなど。以上です。

○望月部会長 ありがとうございます。その他ございませんでしょうか。奈良林先生。

○奈良林委員 最後の5番のですね、最後の作業の所なんですけど、テロ対策について書いてありますけれども、諸外国を見ますとですね、例えばスイスだとかフランスだとか 事業者には地元で手に負えなくなった場合、軍の出動を要請するんですね、それからアメリカはフィーマという、いろんな軍隊含めた形でのいろんな復旧組織がございますし、可能な範囲でということになってと思いますけれども、ある時点でちゃんと地元と、小さくなるかもしれませんが自衛隊との連携というものをですね、手順の中に織り込んでおくことが必要だと思いますので、この点についても自衛隊との連携についてですね、国としてどういう方針を持っているのかということ、是非確認いただければと思います。

○望月部会長 はい、高橋先生。

○高橋委員 是非国の方に確認いただきたいことはですね、発電所だけにとどまらずに全て1つの系でおわるようにですね、あとしまつもできないような現状がありますし、それからあの、燃料を運搬する、そういうことに対しても実はテロ行為があったりとかいろんな問題があるわけで、今発電所という形で特定の場所だけの安全性をいうことで議論しているわけですが、その発電所を支えるためにはいろんな施設がいるし、未だにあの、トイレのないマンションと形容されるように大変な問題を含んでいる、だからこそ安全、安全といわなければいけないわけで、トータルとしての国の考えをきちんと確認してほしいと思います。それでないといつまでたっても大勢の方の了解が得られないと、もうあの本当に今、原子力発電所に関する様々な意見があるわけですし、それからそれにまつわるいろんな問題も、ここでも議論してきますし国の方も問題を指摘してきているわけですし、是非。最後どういうふう処理するつもりなのということも含めて発言してもらったらと思います。

○望月部会長 どうもありがとうございました。その他ございませんでしょうか。それでは今最終的なものを委員の先生方から、もう1つ突っ込んでというか入れ込んで頂きたいというような意見を踏まえて、部会として国に確認すべき事項に実質なっている、渡邊先生言われたものも含めてですね、今言われたようなことを入れ込んだ内容での国に確認すべき事項の案をですね、事務局の方に修正して発出、作成していただけたらとおもいますが、その点につきましてはいかがでしょうか。よろしいでしょうか。とりまとめ頂いくということで。ありがとうございます。

○事務局 よろしいでしょうか。委員の皆様から頂いた意見につきましては事務局の方で検討させていただきます。このご意見の中には部会の任務である伊方原子力発電所の安全対策という点が中心的なところがございますので、その点も踏まえまして事務局の方で検討させていただきます。改めてご相談させていただきたいと思います。

○望月部会長 はい、ありがとうございます。それでは今までのご意見を踏まえて事務局でとりまとめていただいた国に確認すべき事項につきましては各委員の先生方に送付して確認していただいたうえで、国に対して送って次回以降の部会で明らかに、国から説明をお願いしたいと思います。よろしくお願いいたします。以上で本日の審議事項を終了いたします。四国電力におかれましては今後も新たな知見の収集に努めるとともに、自主的な対応を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頂いたらと思います。これで本日の原子力安全専門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ご審議をありが

ありがとうございました。委員の皆様、記者の皆様、傍聴の皆様、長時間おつかれさまでした。ありがとうございました。