

伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術専門部会

議事録

平成 24 年 3 月 22 日（木）10：00～

愛媛県水産会館 6 階大会議室

1. 開会

○司会 ただ今から、伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術専門部会を開催いたします。

初めに、傍聴者の方に傍聴に際しての順守事項を申し上げます。会議の開催中は静粛に傍聴すること、写真・ビデオ等の撮影、録音等はしないこと、その他、会議の秩序を乱す等の行為をしないこととなっておりますので、ご協力をお願いいたします。また、携帯電話等をお持ちの方はマナーモード等に設定していただきますようお願い申し上げます。あと、今回事前に傍聴のお申し出をされていない方がいらしています。今回はお席をご用意させていただきますけれども、これから事前にお申し込みされていない方については、お断りしたいと思いますので、その点、よろしく申し上げます。

それでは、上甲県民環境部長からごあいさつ申し上げます。

○上甲県民環境部長 皆さま、おはようございます。伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術専門部会の開会に当たりまして一言ごあいさつ申し上げます。

委員の皆さま方には、大変お忙しい中、この部会にご出席を賜りまして、誠にありがとうございます。また、日ごろから本県の原子力安全行政に対しまして、格別のご協力をいただいておりますことを厚くお礼申し上げます。また、本日は原子力安全・保安院の石垣高経年化対策室長ならびに、独立行政法人原子力安全基盤機構の鈴木さま、坂本さまには、遠路ご多忙の中をお越しいただきまして、厚くお礼申し上げます。本日は平成 24 年度の伊方原子力発電所周辺環境放射線等調査計画および温排水影響調査計画、伊方 2 号機の高経年化技術評価および長期保全計画につきましてご審議いただく予定としてご案内しておりましたが、それに加えまして伊方 3 号機の安全性に関する総合評価、いわゆるストレステストの 1 次評価について、その後の進捗状況を四国電力から説明いただきたいと思います。当県では、福島第一原発事故を踏まえて、環境放射線等調査については、調査範囲を拡大する必要があるということで、平成 24 年度は調査範囲の拡大に向け、事前調査を実施するなど、モニタリングポストの増設をはじめとした計画の見直しを行うこととしておりますので、当部会においてご審議いただきますようお願い申し上げます。また、伊方 2 号機の高経年化技術評価につきましては、原子力安全・保安院により総合的な審査の結果、妥当と判断され 15 日に高経年化に関する長期保守管理方針について認可されたところであり、その審査の内容等について国からご説明いただく予定です。これらは、伊方発電所の安全確保や周辺環境保全に係る重要な案件ですので、技術的、専門的観点から忌憚のないご意見をいただきますようお願い申し上げます。また、ごあいさつといたします。本日はよろしくようお願いいたします。

○司会 本日はご都合により、古賀委員、望月委員がご欠席されております。議事に入ります前にお手元にお配りしている資料の確認をお願いいたします。技術専門部会資料目次に示しましたとおり、資料は 1 から 7 まででございます。その他、前回の技術専門部会の議事録を参考に添付させていただいてお

ります。資料の不足等がございましたら事務局にお申し出ください。
それでは、濱本部長に議事進行をお願いいたします。

2. 議題

○濱本部長 それでは、議事に入らせていただきます。議題は、本日4項目あります。

まず、(1)「平成24年度伊方原子力発電所周辺環境放射線等調査計画について」これについては、資料を事務局からあらかじめ先生方のお手元に届けられていると思いますが、まず事務局から説明をお願いします。

(1)平成24年度伊方原子力発電所周辺環境放射線等調査計画について

○事務局 それでは、事務局から平成24年度伊方原子力発電所周辺環境放射線等調査計画につきましてご説明申し上げます。着座して説明させていただきます。

本日ご用意させていただいております資料は、資料1-1、資料1-2、資料1-3の3種類の資料を用いましてご説明させていただきます。本調査につきましては、伊方原子力発電所周辺の環境保全を図りますとともに、恒久の安全と健康を守るため、伊方1号機が運転を開始する以前の昭和50年度から愛媛県と四国電力が継続して実施しているものでございます。しかしながら、昨年3月に発生いたしました福島第一原発事故におきましては、これまでの想定に加えまして、発電所から10kmから30km圏内も緊急時避難準備区域に指定されるといった事態が起きております。こういったことから、愛媛県といたしましては緊急時モニタリングを迅速かつ確に実施できる体制を整備するため、平常時の調査範囲を見直すことといたしまして、平成24年度につきましては、これに関連いたしまして事前の調査を実施いたしますとともに、平成25年度から本格実施することとしております。この調査計画の見直しにつきましては、先ほど申しました資料1-2で後ほどご説明させていただきます。それでは、まず平成24年度の通常の調査計画につきましてご説明いたしますが、こちらにつきましては、平成23年度の計画を基本的には継続して実施することとしてございます。一部変更もございますので、そういった点を中心にご説明させていただきます。

調査計画の概要に基づきましてご説明させていただきます。資料1-1の1ページをご覧ください。波線を付けさせていただいておりますところが、平成24年度計画におけます変更点でございます。前年度からの変更箇所になります。

まず1番の調査計画の目的でございます。こちらの目的につきましては、原子力安全委員会が策定してございます、環境放射線モニタリング指針に従いまして、定めています。周辺住民等の線量の推定および評価。環境における放射性物質の蓄積状況の把握。原子力施設からの予期しない放射性物質または放射線の放出の早期検出および周辺環境への影響評価。緊急事態または緊急事態が発生した場合における環境放射線モニタリングの実施体制の整備の4点でございます。

2番でございますが、調査機関は従来どおり愛媛県と四国電力でございます。

3番、調査期間でございます。平成24年4月1日から平成25年3月31日の1年間でございます。

続きまして、調査項目、頻度および地点数でございます。まず、愛媛県の実施分からでございますが、固定局によります空間放射線の測定につきましては、伊方町内に県が設置しておりますモニタリングス

テーション1局、モニタリングポスト7局の計8局の測定局におきまして、引き続き連続測定を実施します。次に、定点での線量率測定でございますが、前年度と同様に可搬型のスペクトロメータ等の各種測定器により集落等で定期的に測定を実施いたしまして、平常時での継続的な把握を図ることとしています。また、サーベイメータによる緊急時モニタリング候補地点、69地点での定期測定につきましても、前年度と同様に年2回測定を実施いたしまして、平常時および現地状況の把握を行うとともに、緊急時の対応に備えることとしております。走行測定につきましても、前年度と同様に伊方町内の3ルートで測定を実施し、平常時および現地状況の把握を行うとともに、緊急時の対応に備えることとしております。

次に、定点での積算線量につきましても、前年度と同様に31地点で実施することといたします。また、放射能濃度につきましては、測定地点等前年度と同様に実施することといたします。

2ページの四国電力実施分の調査計画でございます。従来から県は比較的広い範囲を調査範囲といたしておりますのに対しまして、四国電力につきましては、発電所周辺を重点とした調査を実施してまいります。四国電力実施分につきましては、前年度の計画から変更はなく、引き続き発電所周辺に設置してありますモニタリングステーション1局およびモニタリングポスト4局の計5局での線量率の連続測定、サーベイメータによる定点での線量率測定、伊方町などの25地点における積算線量測定、陸上試料および海洋試料の核種分析を実施する計画としております。なお、四国電力では現在モニタリングステーションおよびモニタリングポストの更新を行っておりまして、平成24年6月を目途に更新を完了することとしておりますことから、更新され次第新たなモニタリングポスト等で測定を行うこととしております。

次に5番の調査計画の評価方法でございます。計画本文のほうでございますが、20ページをお開きください。愛媛県の積算線量の評価につきましては、これまで過去の蛍光ガラス線量計の測定値と比較するほか、蛍光ガラス線量計の過去値が10年分蓄積されていなかったことから、必要に応じまして熱ルミネセンス線量計の過去値と比較することとしてございましたが、今年度末で蛍光ガラス線量計の過去値も10年分蓄積されることから、熱ルミネセンス線量計との比較を削除しております。また、環境試料の核種分析結果についてでございます。これまで、コバルト-60、セシウム-137およびヨウ素-131につきましても、過去の測定値と比較し評価してきておりますが、福島第一原発事故以降、セシウム-134も検出されていることから、この評価にセシウム-134を追加することとしております。なお、平成23年度、今年度の調査計画では、セシウム-134を含めていなかったものの四半期報ではこれまでの過去値を比較し、評価を行っております。

21ページをお開きください。併せて、年報で評価しています内部被ばくの預託実効線量評価についてもセシウム-134を追加することとしております。

概要の2ページにお戻りください。次にIIの放射性物質の放出管理状況に基づく線量評価でございます。前年度と特に変更はなく、伊方発電所から放射性物質の放出量および気象状況の測定結果を基に国の評価指針に基づきまして、発電所に起因する周辺公衆の設置を評価いたします。国の基準では、周辺公衆の線量の限度を法令では年間1ミリシーベルト、指針の目標値では年間50マイクロシーベルトとしておりますが、四国電力と県、伊方町の安全協定では、それよりも低い年間7マイクロシーベルトを努力目標値としており、その遵守状況を確認することとしております。

最後になりますが、調査計画の37ページをお開きください。愛媛県では平成23年度にテレメータシステムの更新を行っており、原子力情報ホームページも更新しているところでございます。更新に伴いましてホームページのアドレスも変更となりますので、参考資料には変更後のアドレスを記載させてい

ただいております。以上で、平成 24 年度の環境放射線等調査計画の説明を終わらせていただきます。

引き続きまして、資料 1－2 でございます。環境放射線等調査計画の見直しにつきましてご説明をさせていただきます。環境放射線モニタリング指針の目的につきましては、先ほどの資料 1－1 でご説明申し上げました。これに基づきまして、ご説明させていただきますと、今後基本的な変更の考え方といたしましては、昨年の福島第一原発事故で 20 km から 30 km 圏内も緊急時避難準備区域に指定された経緯等もご説明申し上げましたが、こういった中で、迅速かつ的確に緊急時モニタリングを実施できる体制を整備するため、平時の調査範囲を見直すことを目的として基本的な考え方をまとめております。

事前調査の考え方でございます。まず、調査の範囲でございますけれども、現在原子力安全委員会によります防災対策を重点的に充実すべき地域の審議におきまして、緊急防災措置を準備する区域、UPZ 内においては、迅速に環境放射線モニタリングを行うための施設・設備・体制を整備する必要があるとされておりますことから、UPZ の範囲でございます原子力施設から概ね 30 km を目安に調査範囲を拡大することとしてございます。

調査項目でございますが、緊急時モニタリング準備のための調査であるということから、先ほどもご説明しました資料でありますモニタリング指針の目的の④異常事態または緊急事態が発生した場合における環境放射線モニタリングの実施体制の整備。これに該当する調査項目につきまして、調査範囲を拡大することとしてございます。この他目的①から③に該当するものについては、発電所周辺で調査を実施するほうが合理的であることから従来通りの体制で行うこととしております。

そして、今回の見直しの中心となりますモニタリングポストの増設でございますが、これから申し上げる幾つかの点を考慮して増設したいと考えております。風況の変化に備えまして、概ね半径 10 km から 30 km 圏内の陸域に 16 方位、10 km メッシュごとにつき各 1 基、合計 12 基を増設することとしております。この考え方につきましては、後ろのほうにカラーの図を入れております。モニタリングポスト追加設置場所案ということで、発電所から 16 方位、そして円の中で区切っておりますメッシュは 10 km ごとになってございます。この陸域に丸付きの数字を付してございます。合計 12 カ所。このメッシュの中で 1 基ということで、考えてございます。

続きまして、資料 2 ページ(2)でございますが、増設するモニタリングポストにつきましては、緊急時の確実な稼働の確保に向けまして、平常時からデータの把握、蓄積のために本調査計画に組み入れたいと考えております。また、今般の震災におきまして福島県が設置しておりました 24 台のモニタリングポストのうち 23 台が津波によって流出あるいは停電、通信機能の停止といったことから測定不能となった事態を受けまして、こういった状況については、国においても対策が検討されているところでございますが、県といたしましては、今後整備するものにつきましては、地震や津波によっても適切に測定が継続できるよう仕様を考慮したいと考えております。この詳細につきましては、次の別紙というページにございます。福島県のポストの状況につきまして、福島県に状況を確認させていただきまして、県のほうで取りまとめさせていただいております。ポストは 24 基ございました。測定局は鉄筋コンクリート構造で計器類は床コンクリートにボルトで固定、地震による直接の機器の損傷等は確認されなかったものの、津波によって 4 局が流された。電源につきましては、非常用発電機を整備しておりましたが、測定局については 35 時間、テレメータは 75 時間電源供給ができたものの、順次燃料切れにより停止した。それから、通信関係ですが、有線回線のほか、各立地町につき 1 局を含んだ計 6 局は衛星電話によるバックアップ機能を整備しておりましたけれども、地震によります回線の不通や衛星のアンテナのズレ等がございまして、通信状態は不安定になるという状況でございました。そういった福島での状

況を踏まえまして、2番に今回対応いたします案といたしまして、測定局の耐震性を図る。それから設置場所は津波等の自然災害の被害を受ける恐れがある場所を避ける。外部からの電源が失われた場合にも機能するよう非常用自動起動発電機を備える。測定局の伝送設備を有線回線および携帯電話回線により二重化を図るということを考えております。

前のページでございます。モニタリングポストの増設の中でございますが、これら仕様に加えて設置する場所といたしましては、下から2番目の丸ですが、人口密集地などを優先的に配備する考えでございます。県のこういった対応に加えて、四国電力におきましては、これまで敷地境界に設置しておりますモニタリングポスト5基の他に、住民広報のため9基のポストを設置しておりますが、これをさらに充実させるため増設ということも考えてございます。これらのうち、愛媛県設置の補完位置でございます既設の3基と今後増設分のモニタリングポストについては緊急事態が発生した場合にも活用するため、本調査計画に組み入れることとしております。

今後の調査の時期でございます。平成24年度に調査計画見直しに向けた事前調査を実施いたしまして、平成25年度から本格的な調査として移行できるような体制で臨みたいと考えております。また、本調査計画の策定に当たりましては、適切な統廃合の観点から、現調査計画の調査項目頻度も含めまして、総合的に見直しを行うこととしております。

その他といたしまして、原子力安全委員会の防災指針検討ワーキングにおきまして、緊急時を含め環境モニタリングの在り方について審議が行われているところでございますが、今後、この状況を含めまして指針の見直しがなされることとなっておりますので、その状況につきましては適宜本計画に反映していきたいと考えております。

資料1-2の1番最後にA3の資料を折り込んでございます。今、申しあげました詳細な計画を表としてまとめさせていただきました。基本的には、今、申しあげましたとおり、項目番号④緊急時目的のものにつきましては、その範囲を30kmまで拡大するというのが基本的な考え方でございます。今回変更を考えておりますところは網掛けになっているところが変更点でございます。今後、モニタリングポストの整備等は地点選定等も含めまして、本年9月ごろまでを目途に整備いたしまして、9月の当部会におきまして今後の詳細な調査計画等をお諮りさせていただきたいと思っております。それを踏まえまして、今年度後半につきましては、実際の測定を行いまして、その結果を踏まえ25年度の本格的な実施に向けたいと考えております。資料1-2は以上でございます。

続きまして、資料1-3でございます。緊急時環境モニタリングと平常時環境モニタリングでございます。この点につきましては、昨年、当部会におきまして、森委員からもご指摘をいただいております緊急時環境モニタリング実施要領、今回の福島事故を受けた緊急時の体制についての検討につきましてご指摘をいただきましたので、それに対しましてご説明を申し上げる資料という位置付けでございます。前回もご説明申し上げましたが、基本的には環境放射線モニタリング関係につきましては、当技術専門部会におきまして、ご審議をいただいておりますが、これまで平成16年3月でございますが、防災の関係で用いております緊急時環境モニタリングの実施要領につきましては、技術専門部会の個々の委員の皆さまに対しまして事前にご意見を伺いまして、ご助言を踏まえまして実施要領を策定してございます。それを踏まえまして平成16年3月、県防災会議において防災計画の改訂に合わせて要領も改訂をした経緯がございます。そして、その結果を同年3月22日の技術専門部会でご報告申し上げております。こうした経緯が過去にございますが、今後は今回の福島事故等を踏まえまして、緊急時環境モニタリングの実施要領につきましても重要性が高まっているという認識の下、今後は当部会

におきまして、事前に意見を賜りながら、この部会であらためてご審議いただいた上で定めていきたいと考えております。3つの資料をご説明申し上げましたが、ご説明は以上でございます。

○濱本部長 どうもありがとうございました。ただ今のご説明に対しまして、委員の皆さんからコメントあるいはご質問がありましたらお願いします。

○宇根崎委員 ご説明ありがとうございます。宇根崎でございます。平成24年度の調査計画、それから見直しについては概ねこれで結構かと存じますが、幾つか質問させていただきたい点がございまして、特に資料1-2でございます。別紙の福島県のモニタリングポストの状況を踏まえた対応案ということで、ここに書かれておりますようにモニタリングポストそのものは、地震によってはあまり被害を受けなかったということで、特に電源が重要になったということも挙げられて、それを踏まえて非常用自動起動発電機を備えるということが書かれておりますが、これは増設されるものについてのみなのでしょうか。それとも既設の測定局、四国電力が設置されている局についても同様の整備を実施されるのか、これがまず1点でございます。

○事務局 愛媛県のほうからまずお答え申し上げます。今後整備しますポストにつきましては、全ての局に自家発電装置を整備することとしております。他方、既存の設備につきましては、基本的には瞬停対応ということで、UPSは整備させていただいております。また、今年度テレメータの更新をやっておりますけれども、その一環で局が全部で8局あるのですが、そのうちの3局につきまして自家発電装置を整備させていただいております。

○宇根崎委員 四国電力はいかがでしょうか。

○四国電力 四国電力の高橋でございます。今のご質問に対しましてご回答させていただきます。現在、発電所周辺にモニタが5つ付いております。こちらにつきましては、今回更新をやっております、その中で先ほど出ましたUPSと、モニタリングステーションにつきましてはディーゼル発電機を設置する予定にしております。以上でございます。

○宇根崎委員 ありがとうございます。それと、稼働時間の目安。これは燃料の備蓄のほうですがおおよそどの程度でございましょうか。

○事務局 原子力センター二宮でございます。今回更新します12局につきましては、仕様上は24時間ということにしております。フルスペックでのモニタリングポスト等機器の、フルスペックでの計算値ですので、実際には24時間以上持つということになると思います。

○辻本委員 辻本です。新しく設置されますモニタリングポストは概ね10kmから30km範囲をメッシュ状に配置されるということですが、物理的に配置するのではなくて、地形や気象状況等を考えて配置される方がよいのではないのでしょうか。飯館村のような例もありますので。これが1つ。次に新しくモニタリングポストを設置される場合、モニタリングポストの機種はそろえたほうがよいと思います。既存の機種と新設の機種を揃える。その3として、前回申しましたが、モニタリングポストに表示する単位の問題です。今は全部グレイ単位になっております。事故が起きましたらシーベルトになります。さらに、モニタリングポストは事故が起きましたら地表面の放射能濃度を測っていることにもなります。宇宙線はNaI検出器ではほとんど測られておりませんのでベクレルという表示も考えないといけません。そこで、モニタリングポストの新設を考える場合、地表面のセシウム放射能濃度も測定できるようにしてはいかがでしょうか。せっかく新しいものをつくれるのですから、いろいろアイデアを出されて緊急時にも役立つものにされてはどうでしょうか。

○事務局 事務局からお答えさせていただきます。気象条件を確認した上で設置ポイントを決めるべき

ではないかというご指摘でございます。基本的には、今回、図でお示ししておりますとおり、事故がどういった気象条件時に起きるかということは定かではございませんし、予測はできないということから全ての陸域の方位をカバーするということは基本的な考え方として全部をカバーするようにしたいと考えております。そのエリアの中で、どういうふうに置いていくのかということにつきましては、個々にいろいろなデータもございます。その他、ポストを置ける場所を申しますと先ほど申し上げましたハザード、いろいろな自然災害を避けたりとか、人口密集地をなるべく考慮するとか、他にも考慮すべき点はあるかと思えますけれども、気象面につきましても先生のご指摘を踏まえまして、設置のポイントの選定に当たっては、検討させていただければと考えております。

○事務局 機種仕様をそろえるべきだというご指摘ですが、おっしゃるとおりだと思っております。先生のご指摘は特に電離箱検出器について、検出器の材質がアルミ製と鉄製ということで、バックグラウンドなどが多少ずれてしまうという問題があります。既存のモニタリングポストにつきましては、更新時期が少しずれた関係で今、混在している状況ですけれども、今回 12 局は一斉に整備いたしますので、既存の局とそろえられるように、同じ仕様になるように仕様を固めていきたいと思っております。

○辻本委員 どうもありがとうございました。設置する場所も屋上などではなくて地上面にされるということですか。モニタリングポストの設置場所というのは運動場などの広いところでされているわけですね。

○事務局 設置場所については、これからの検討になろうかと思えますけれども、先般、伊方発電所の監視とは別に水準調査という国が全国的な監視調査網をつくるということで県内のモニタリングポストを別途増設しておりますけれども、そちらのほうでは国からの指導もありまして地上 1 m ということで検出器を設置してございます。この 12 基につきましては、今後委員のご指導を受けながら仕様を検討してまいりたいと思います。

○辻本委員 どうもありがとうございました。単位はどうなりますか。要するに緊急時にパッと切り替えられるように。普通はグレイでもいいですけど、緊急時にシーベルトになったり、地表面にセシウムが検出されるときはベクレルになったり、物理的に切り替えられるソフトさえ入れていけば切り替えられるわけですね。そういう新しい試みはされるのでしょうか。

○事務局 現状のメーカー製のものと、環境モニタリングに使う機器につきましてはグレイ単位で、緊急時には 1 グレイ = 1 シーベルトで換算することになっております。ベクレルにつきましては、既存ポストにつきましては、スペクトルが取れるようになっておりまして、そのスペクトルを基にセシウムのピークが検出されればベクレル値に換算することはできると思います。

○濱本部長 よろしいでしょうか。

○辻本委員 もう 1 カ所だけ。今日配っていただきました資料 1-1 の参考の測定値の表示方法でございますが、表示方法ばかり申しておりますが、土壌の場合も kg 当たりのベクレルになっておりますが、緊急時の場合は kg ではなくて、 m^2 とか、緊急時の場合は地表面のセシウム等の放射性物質の量になりますので、kg では少し具合が悪いのではないかと。この kg に決めたのは、外国から原水爆の実験をやります場合にずっと沈着して入っていきますから土の奥まで入るだろうということで kg なんですが、事故が起こった場合は表面だけなので、何か換算も考えておかれてはどうかという提案です。

○事務局 現在、国からの委託を受けて、環境放射能水準調査というものを行っております。その中では、土壌中のセシウム濃度の kg 当たり濃度と単位面積当たりの濃度、両方を出すようにしております。監視調査につきましては、現在そこまではやっておりますが、今後そういった換算ができるように試

料採取の面で対応していきたいと思います。

○辻本委員 ありがとうございます。

○濱本部長 森先生。

○森委員 資料1-2について、お伺いしたいことが2点あります。かつての管理委員会の際に、EPZよりも外の地域に対してモニタリングをすべきではないかという意見を申し上げて、その際にはそれぞれそれまでに議論されていたことを踏まえていないというご意見もあったかと思いますが、その後、この資料1-2の事前調査の考え方というところに書かれているように、国のほうで30km以内の新たに整備されたUPZ内というところで整備をする必要があるということで、それを受けて資料1-2がつくられていると理解しました。そういう点におきましては、広い地域でモニタリングされるということによかったと思いますけれども、これもある意味30km圏ということでは1つとして、今回30km圏が現在でも警戒区域に設定されていると。それからそれよりも遠いいわゆる北東の地域については60kmくらいまで、その次の段階で注意を要する区域として広がっているわけです。さらに、福島県のホームページを見ますと県内全域にわたって測定されている点が密集して、縮尺によっては全域で測定されている状況になっているわけです。そういう、人の安全だとかリスクに対する感覚の変化を考えますと、30km以遠に対しては今後どのように考えていくのか。例えば、今回の場合、何らかの国の方針が出たからそれに見合うような財政的な措置もあるものと理解しておりますけれども、その有無に関わらず、安全・安心というのは、まさに住んでいる人間にとって死活問題でございますので、30km以遠について、今後どのように考えていくのかということについて考え方を教えていただきたいと思います。

○事務局 事務局からお答えいたします。今回の調査範囲の拡大につきましては、今、森委員のご指摘のとおり、国側がUPZとして30kmを定める方針であることが決定されたことを踏まえた措置でございます。県といたしましては、この事業につきましては、国からの監視交付金という交付金を全額充当させていただきまして、事業を行っております。国から今回の予算と申しますか交付金の考え方といたしましてもUPZが30kmに広がったということ踏まえての措置というふうに県としても理解しておりますので、基本的にはこの30kmというものをベースに考えた上での今回の措置に至ったわけでございます。今後のことにつきましては、国のほうでまだ現在緊急時のモニタリング等につきましてはの考え方は中間的な取りまとめはなされておりますが、今後指針化される中で議論が継続されていく部分もあるかと思っております。県といたしましては、こういった議論につきましても注視いたしまして、それ以上拡大すべきというような判断や考え方が示されれば適切に対応してまいりたいと考えております。

○森委員 今のご返答は、国の考えが示されるまでは県としては特に独自に考えていく予定はないと受け取ってよろしいでしょうか。

○事務局 平常時の調査につきましては、基本的にはまずは30kmまでのエリアを整備するというところで考えてございます。他方、万が一、こういった緊急時になりますれば、30km内で整備した機器類で迅速に値等を検出することが可能と考えておまして、その結果を見た上で可搬型のポストなどを臨機応変に配備して対応することは可能だと考えております。

○森委員 例えば、今回福島のほうでモニタリングされているところが小中学校や幼稚園、保育園というところが集中的になされていて、放射線被ばくに対して健康上のリスクが高いとされる子どもを中心としたところでのモニタリングが優先されていると思います。そういうことを考えると、1つは、モニタリングポストの増設のところの5つ目の丸に書いてありますように、人への影響把握および防護対策決定のため、人口密集地に優先的に配備するという、こういう優先度の考え方は非常に適したものと私

自身は考えるわけですが、同じような考え方に立つと、やはりばく露人口と言いますか、より近いところで、よりばく露される人が多いところを優先的にモニタリングポストを置くとか、あるいは愛媛県においては走行測定をするという他の県にはない技術や人材も持ち合わせていると理解しておりますが、そういうものを予算の制約もあるのですが、確実に平常時の値を捉えておくというのが、緊急時に何かあった場合にその変化を捉えていく上で、基本的に重要な要点だと理解しておりますので、事前調査の実施だとか、本調査へ移行という来年度もしくは再来年度の計画が既に提示していただいているわけですけれども、さらに計画を具体化していく中で、国からの補助もさることながら、県が持っている道具だとか人材を使って着実に近いところからいわゆる人口密集地と言いますか、人が集積しているところを順次測っていく。あるいは先ほどご指摘があったように、風の状況の問題というのはとても大きいのが今回福島で分かったわけですから、松山のほうに吹いてきている風があるわけで、どうしても松山に対して、あるいはその他の地域に対しても、30 km というように同心円で、一括でやるだけではなくて、遠くに至っても考えていく必要があると考えています。したがって、それをぜひ今後ともご検討していただければと思います。

○事務局 事務局からお答えいたします。今、先生がご指摘のとおり、県の財政状況が厳しい中ではございますが、今回、国から補正予算の中で、こうした財源措置を受けられたことから体制の充実をできることになったわけですが、引き続き今後も充実強化に向けて、国等には積極的に働き掛けをしていきたいと考えてございます。また併せて、県としても充実できるよういろいろと先生方のご意見を賜りながら適切に対応してまいりたいと考えてございます。

○森委員 もう1点だけ質問があるんですけどよろしいでしょうか。

資料1-3について、少しご意見を申し上げさせていただきます。資料1-3も平常時と緊急時の動き方の整理をしていただいてよく分かるようになったわけですが、この際、右半分にある平常時の環境モニタリングについては、以前の技術専門部会で議論されたと伺っています。したがって、左半分にある緊急時の環境モニタリング実施要領については、平成16年の段階で技術専門部会が意見を出して、確立されたものであると理解しました。左半分は緊急時のことなので、基本的にここの技術専門部会の所管事項ではない。これは県の防災会議の所管事項であるということが、以前他の委員からもご指摘がありました。その文脈で、平成16年に実施要領を改訂されたと言われますが、やはり今回の福島の事故を受けまして、私自身は、これは見直す必要がある、あるいは何をどう見直すかを議論したい、議論する必要があると考えています。そうしますと、ここで議論するのは適切ではなく、県の防災会議で県の防災会議の条例では専門委員の採用や専門委員会をつくるという事項がありましたので、県の防災会議あたりでそういう緊急時環境モニタリングの実施要領の見直し等の組織が必要ではないかと思いますが、それに関して現時点での県のご見解をお聞かせ願えればと思います。

○事務局 原子力安全対策課の大西でございます。県の防災会議において、今、森委員が言われた委員の設置、任命、もしくは専門部会の設置は、今のところは考えてはおりませんが、森委員が言われた緊急時のモニタリングの実施要領、左側サイドの部分でございますが、これにつきましては、技術専門部会のほうでご検討いただく方向でお願いしたいと考えております。

○森委員 そうすると、今の理解だといわゆるこの技術専門部会の所管事項にそれが加わるということで考えてよろしいでしょうか。

○事務局 平常時のモニタリングの関係と緊急時のモニタリングの関係は一对でございますので、技術専門部会で緊急時のモニタリングの実施要領、平常時の環境モニタリングの環境放射線等調査計画との

関係をご審議、ご検討をいただき、ご意見をいただけたらと考えております。

○森委員 そうすると、この設置要項が変わる予定であると理解してよろしいでしょうか。

以前は、入っていないということで議論はここですべきではないということだったのですが、そうではなくて今回、内容が変わると理解してよろしいでしょうか。

○事務局 当委員会、部会の設置要項につきましては精査いたしまして、また別途ご回答申し上げたいと思います。

○森委員 分かりました。どうもありがとうございました。

○藤川委員 ごく簡単に県へのご要望としまして、こういった固定式のモニタリングポストを増設するというのは、国からの予算も付いて、ぜひ丁寧に設置していただきたいと思っておりますが、実際の緊急時になりますと、下手をすれば検出器自身が地下側ですと放射性物質に汚染されて周辺の環境変化に鈍感になるという問題もあろうかと思っております。実際は恐らく2つぐらいが緊急時は重要で、プルームの通過をいかに早く察知しているのか。周辺住民の屋内待機なり、緊急避難、あるいは安定ヨウ素剤、そういうことを考えますと、非常時の固定式のポストもさりながら、迅速に対応できる体制、人的体制、あるいは移動式の測定体制、情報収集してどう分析して、直ちに対応すること。ソフトウェアもぜひご考慮ください。

あと、ホットスポットについては、恐らくSPEEDIの結果と気象状況の把握があれば、あとは移動式のモニタリングによってある程度できるはずなんです。

○事務局 今、ご指摘いただきました今後の設置に当たっての定理ですとか、ポイントを設定してするという趣旨のご指摘でございました。ソフト面等を含めまして、当県といたしましては、発電所に隣接しております八幡浜市の方に原子力センターを整備いたしまして、機材、人員等を集中配備いたしまして、体制を整えているところでございますが、緊急時も迅速に対応できるよう今後も継続して、さまざまな対応をしたいと考えております。

○事務局 今のソフト面の対策の必要性というご指摘はそのとおりでございまして、モニタリング要員の教育ですとか訓練につきまして、さらに強化していくと考えております。

○辻本委員 今のソフト面に関係することですが、今回の福島でも市民団体が非常に活躍しております。主婦、お子さままで測定器を買いもとめ測定しておられます。そのような現状場を見ておりますと、すぐには難しいとはおもいますが、こういう環境放射線のモニタリングというものは県も財政難、人員不足と思っておりますので、NPOとか学校、市民団体にこれらの測定を移管されると、一般市民も放射線になじみができますし、放射線の測定方法も分かりますし、単位もよく分かっていただけのではないかと思います。このようにすれば、一般の人たちの放射線に対する理解運動にもなりますし、いざというときに一般の人たちが活躍してくれますので、人数も多い一般人が対応していただけます。今すぐは無理だと思いますが、今後の方針としましては、こういうモニタリング関係は市民団体のところに移管されてはどうでしょうか。市民のNPOが活躍するようになれば、今より、きめ細かい測定が出てくるかもしれないと思ったりしております。すぐには無理だと思いますが、今後の課題として考えて下さい。

○濱本部長 ただ今の問題については、今後、検討してまいりたいと思います。その他ご意見ございますでしょうか。宇根崎先生。

○宇根崎委員 先ほどの森委員のご指摘とも関連しているのですが、緊急時環境モニタリングの実施要領、これと平常時の環境放射線モニタリングの平常時の放射線等調査計画というのはやはり密接に整合

が取れていないといけないというふうに感じておりますので、何かの機会に緊急時環境モニタリングの実施要領をこの場で少しご説明いただくような機会を取っていただければ、よろしいかと思っておりますので、ぜひよろしくお願い申し上げます。

○濱本部長 よろしいでしょうか。

○事務局 はい。承知いたしました。

○辻本委員 緊急時モニタリングだけではなく、緊急時の計画とか訓練、検証とか、いろいろ活動されておりますが、それらも本委員会で報告していただきますと、相互によく理解できるのではないかと思います。

○濱本部長 その他ご意見ございませんでしょうか。森先生。

○森委員 ごく短くお願いします。実は、ホームページを初めて全部見てみますと、少し見づらいと言いますか、かなり使い勝手が悪い。今回、文部科学省のほうで、全ての県を見ることができるとか、あるいは特に福島と茨城でしたか、こちらが県全体に対して見ることができやすい、市販の地図を見るためのインターネットのブラウザなどで見ることで、他との比較が非常にしやすくなっています。そういうものをできるだけ取り入れていただけるようなことも考えてほしいという要望がありますので、それをお伝えしておきたいと思っております。

もう1つは、今の風況的なことですが、この委員会に平成17年から私は加わるようになって驚いたのは、例えばチェルノブイリの後の環境放射線がえらく長く響いているんだということは、われわれはこういう資料を見るから分かるのですが、リスクに対してきちんと一般市民皆さんにも感じられるように、せつかく測っていただいているものを過去に渡って、なにも時間単位で見てみたいということではないのですが、年単位で、確か1年に1回この委員会でも配布されますが、そういう過去の計測例が簡単に見られるようにしていただければと思います。これはお願いします。

○事務局 ホームページのご指摘につきましては、本年度、改訂・見直しの作業を行っておりますので、少しでも皆さんにご理解していただきやすいような方向で、継続的に改善していきたいと思っております。

○濱本部長 その他ご意見ございませんか。なければ、この議題(1)について部会としての意見を取りまとめたいと思っております。これまでの意見を踏まえまして、平成24年度伊方原子力発電所周辺環境放射線等調査計画については、監視調査上問題なく、計画全体として前年度の調査を基本的に継続するもので適切なものと認められる。また、環境放射線等調査計画の見直しについては、福島第一原発事故から得られる知見を踏まえて調査計画を見直していくもので、適切なものと考えられるということ。第二段目のところで、森先生や藤川先生からいただいたご意見を含めて考えて報告させていただきたいと思っておりますがよろしいでしょうか。

○森委員 今後も引き続き、検討していくという文言を付け加えていただければそれでいいと思っております。

○濱本部長 そのようにさせていただきます。どうもありがとうございました。

それでは、議題(2)「平成24年度伊方原子力発電所温排水影響調査計画について」でございます。事務局からご説明をお願いします。

(2)平成24年度伊方原子力発電所温排水影響調査計画について

○事務局 平成24年度の温排水影響調査計画(案)について水産課からご説明いたします。座って説明させていただきます。

右上に資料2と記載されております資料をご覧ください。本調査は伊方原子力発電所から排出されず冷却用の温排水が周辺海域の環境に与える影響の有無を判断することを目的とし、愛媛県と四国電力がそれぞれ実施しているものでございます。現在は、1号機、2号機、3号機とも停止し、プラント本体の冷却用温排水も排水されておりましたが、冷温状態維持用として少量が排出されております。また、停止中の各調査値を把握するためにも調査を継続する必要があると考えております。表紙には、愛媛県と四国電力の調査計画(案)の概要をまとめております。

資料を3枚めくっていただきまして、平成24年度伊方原子力発電所温排水影響調査計画(案)の1ページをお開きください。初めに愛媛県が実施する調査計画を示しております。調査期間は平成24年4月から平成25年3月までの1年間で、昨年度と同様に調査の一部を愛媛大学に委託する予定でございます。

2ページ目の表1をご覧ください。調査内容につきましては、連続水温の測定を行う他、水質、水温、プランクトン調査を年4回、流動、拡散調査を年2回、付着動植物調査を年4回実施する計画でございます。各調査測点につきましては、資料の3ページ、4ページの図に示しております。また、温排水が漁業に及ぼす影響を見るために発電所近隣に位置します八幡浜漁協の町見、瀬戸、有寿来の3支所における漁業実態調査を終年実施する計画でございます。なお、調査測点、調査方法とも昨年度と変更はございません。

続きまして5ページをご覧ください。四国電力の平成24年度の調査計画を示しております。調査期間は県と同様で平成24年4月から平成25年3月までの1年間でございます。

6ページから9ページの表2をご覧ください。調査内容は、水温、塩分、流動、水質、底質、生物等の調査、それに加えまして卵稚仔の取り込み影響調査を年4回、藻場の分布およびプランクトンの取り込み影響調査を年2回実施する計画であります。各調査測点につきましては、資料の10ページ以降に示しております。なお、四国電力におきましても調査測点および調査方法とも昨年度と変更はありません。以上が平成24年度の温排水影響調査計画(案)でございます。

○濱本部長 ありがとうございます。どなたかご質問、ご意見ございますでしょうか。武岡先生。

○武岡委員 1点質問ですが、現在、3基止まっている状態で、温排水の量自体は非常に少なくなっていると。以前聞いたのは、3基稼働時の1/40ぐらいになっていると思うのですが。これは、水温は取水と排水時の差が稼働時はプラス7度だったのですが、それは一緒ですか。

○四国電力 四国電力の稲瀬でございます。ただ今のご質問に対してお答えします。通常運転時ですと、タービンを回して出た熱を海水で冷却するというので、7度弱の温度上昇がございますが、そのタービンが停止しているときに量はかなり少ないですが、海水を取り込んでいますので、その温度上昇はそれに比べるとはるかに少なく、現在で1度程度の温度上昇になっております。

○武岡委員 実際の熱の排出量自体は、温排水の量が1/40ぐらいになる。

○四国電力 そうですね。

○武岡委員 そうすると、熱自体は1/300ぐらいになる。

○四国電力 トータルで言うと、そうですね。

○武岡委員 分かりました。ありがとうございました。

○辻本委員 これは、温排水の調査を目的にされておりますからこれはこれで結構だと思いますが、この温排水を調査されたものが、事故時に何か利用できることも念頭に置いていただきまして、もう少し広域の拡散やその他の要素を入れていただければどうかと思います。温排水を目的の本調査に以外に事

故が起こったときの対応もこの中に入れるのは、少し筋違いかも知れませんが、海洋放出の場合、生物濃縮もかんがえられますので、そのときの広域拡散も考える必要があるのではないかと思います。

○事務局 広域の拡散状況については、例えばご説明させていただいたのは、温排水影響調査ということで、ご説明させていただいたのですが、実際は水産研究所のほうで、沖合あるいは臨海域を含めて、他の調査の中で随時調査をしております、それと今回の調査を合わせて見ていきたいと考えております。

○濱本部長 その他何かございませんか。武岡先生もうよろしいでしょうか。全般につきましては。

○武岡委員 全般につきましては、今のような温排水の状況ですけれども、いわゆるバックグラウンドとしての今の状況というものを把握しておくということには非常に意味があると思うので、昨年どおりの形で継続していくということは非常に大事だと思います。そういう意味では妥当な計画だと判断しております。

○濱本部長 どうもありがとうございました。どうぞ、宇根崎先生。

○宇根崎委員 この温排水影響調査計画にお願いがございまして、この計画というのは例年前年度を引き継いでやっておられるということですが、この調査計画そのもの、例えば測定点の選択、それから調査方法。それが、例えば何らかの指針のようなものに基づいて作成されているかと思うのですが、そのよりどころと言いますか、調査方法の妥当性が客観的に裏付けられるような説明のようなものがございましたら、そういうものも添付していただければ、私ども必ずしもこれが専門ではないので、調査計画の妥当性がより明確に判断できるかと思いますので、ぜひ事務局でそういう形で、補足資料で結構ですので追記していただければと思います。これはお願いでございます。

○濱本部長 よろしいでしょうか。この温排水影響調査計画につきまして、平成 24 年度伊方原子力発電所温排水影響調査計画については、計画全体は本年度の調査を基本的に継続するものであり、適切なものと認められる。そのように意見を取りまとめたいと思いますがよろしいでしょうか。どうもありがとうございました。

(3)伊方 2 号機高経年化技術評価および長期保守管理方針について

続きまして、議題（3）「伊方 2 号機高経年化技術評価および長期保守管理方針について」ご審議願います。伊方 2 号機の高経年化技術評価等については、昨年 8 月にこの部会で四国電力から説明を受けております。当部会の渡邊委員も委員であります高経年化技術評価に関する意見聴取会において 8 回にわたって審議されてまいりました。本日は、原子力安全・保安院から石垣高経年化対策室長にご出席いただいております。それで、国の高経年化技術評価等の審査結果についてご説明をいただきたいと存じます。また、国では福島第一原発事故における経年劣化の影響について、中間的な取りまとめをされておりますが、今回の高経年化評価とも関連いたしますので、併せてご説明いただいて審議させていただきたいと思います。よろしくご説明をお願いします。

○原子力安全・保安院 ご紹介いただきました原子力安全・保安院石垣でございます。福島の震災から 1 年になります。あれ以来ずっと、福島の方をはじめ、全国の立地の地域の皆さんにご心配とご迷惑をお掛けしていることをここでもあらためておわびを申し上げさせていただきたいと思います。それから、今、部会長からご指摘がありました、四国電力の伊方発電所の 2 号機が運転開始から 30 年を迎えるということでございます。今回は、私ども高経年化技術評価というものを行っております。今日はお時

間をいただきましてありがとうございます。その中身について、簡単にご紹介させていただいて、福島の事故と経年劣化の影響ということについても先月レポートとして少し取りまとめたものがございませぬので、併せて紹介させていただきたいと思っております。どうぞよろしくお願ひいたします。座ってご説明させていただきます。今日は資料3-1、3-2、経年劣化の関係と福島の事故ということで3-3、3-4の資料をご用意させていただいておりますが、それぞれ説明用の簡単にまとめたパワーポイントの資料と報告書と言いますか、取りまとめと申しますか、テキストの両方をご用意させていただいておりますが、説明はパワーポイントを使いながらご紹介させていただきたいと思ひます。

資料の3-1をご用意いただけますでしょうか。これは伊方発電所2号炉の技術評価の中身を紹介したものでございませぬ。めくっていただいて2ページ目が今回ご説明する内容になりますけれども、初めに少しだけ高経年化対策、技術評価という仕組みのお話をさせていただいた上で、2号機の技術評価の内容をご紹介させていただきたいと思ひます。

3ページ目をご覧ください。高経年化の基本的な考え方ということでございませぬが、当然、運転年数を加えるごとに古くなるもの、設備がございませぬので、長期供用をしていく中で、経年劣化をきちんと把握して、的確に対応していくということでございませぬ。そのために、運転開始後30年を1つの節目にして、技術的な評価を行って、現状の保全に追加すべき、保全の充実を行うべきものをきちんと取り出していくということでございませぬ。

4ページ目は、福島も入っておりますけれども、今、日本全体の年数の分布でございませぬ。ちょうど伊方の2号炉は30年から34年というところに書いてございませぬけれども、先日ちょうど30年の誕生日を迎えたというところだす。

5ページ目は、技術評価の中身で劣化の進展の予測というところのあくまでイメージでございませぬけれども、ある種、劣化が時間の経過とともに進行していくという中で、今、30年の時点で伊方2号機があるわけだすけれども、運転開始からこれまでの劣化の経験、検査をして把握してきた劣化の進展というものから赤と緑の線を書いておりますけれども、将来点々のところの進展の予測をしていくことによつて、許容値を割り込むものについてはあらかじめ取りかえるし、許容値を割り込まないにしてもその妥当性はどうかということの評価していくものでございませぬ。60年というのは評価の前提ということだす。60年までの劣化を進展した上で現状保全が十分かどうかを評価していくものでございませぬ。直ちに60年の使用がOKということではないということはお留意いただければと思ひます。

6ページをご覧ください。具体的な私どもの審査の流れを整理してございませぬ。今回は水色で囲んだ電気事業者の実施する高経年化技術評価というところについて四国電力が評価しております。安全機能を有する全ての設備を対象にして、その中で発生、進展が否定できない経年劣化事象を洗い出して、それぞれについて60年間の健全性を評価していく。ブルーの最後のところだすけれども、一般的な保全、メンテナンスに加えて今回の評価の中から特別に必要なものということで抽出されるものを「長期保守管理方針」と少し名前が長いだすけれども、これとして抽出してきて、最後の欄外だすけれども、それを実際に対策として実施していくという流れになります。それから、左側が私ども国の内容確認でございませぬけれども、事業者の行った技術評価の妥当性を見ていくということになります。その際、本日も同席してもらっていますJNESに技術的妥当性の評価をしていただきながら、最終的にはブルーのラインのところの妥当性を確認して、保安規定を認可するという格好になります。これは、向こう10年間の特別な保全の対策の中身を認可するということになります。右側に40年目の評価という波線で囲んだ部分だすけれども、40年になりますとさらに30年のときのレビューも入りますが、今回の伊方2号機はこの

部分はなしという格好になります。

7 ページ目は、評価の後ということになりますけれども、実際に抽出した特別な対策というものを毎年毎年の定期検査の中で確実にやっていただく、それを私どもが確認をしていくという仕組みを7 ページ目に紹介させていただいております。ここまでが高経年化技術評価、私どもが認可する仕組みになります。

8 ページ目をご覧ください。伊方2号炉の今回の技術評価の経緯が書いてございます。伊方2号炉は、PWR566MW e、1982年の3月に運転開始をしたというものでございまして、昨年3月11日、ちょうど3.11の日でございましたけれども、保安規定変更認可申請書と技術評価書を出していただきました。それ以来、実際の審査は、福島対応があつて開始は若干遅れましたけれども、昨年の11月くらいから審査を本格化しまして、発電所の立ち入り検査を含めて審査を進めてきたということでございます。最終的には3月15日に手続きとしては保安規定の変更認可をさせていただきました。今回、これは福島の後、最初の評価を行ったものでございます。後ほどご紹介の資料として他の資料をご用意させていただいておりますが、8ページの下に書いてございます福島第一事故の経年劣化の影響についてということで、2月に報告書をまとめてございますけれども、今、得られている知見、なかなか現場が見られないので難しいのですが、安全上重要機器が今回の地震によって機能を失うような劣化影響があつたということはなかなか考えがたい、そういうデータはないということでまとめてございます。これはまた後ほどご紹介申し上げます。したがって、1Fの事故の影響という意味での直接的な今回の評価へ反映すべきことはございませんでしたが、その他いろいろな1Fの知見なり、経験なりを反映しながら審査を行ってきたというものでございます。

9 ページ目は、審査経緯を書いてございます。JNESが技術的な妥当性の確認をした。それから、12月に現場も立ち入りしました。専門家の方々の意見ということでございます。11月以降3月まで計8回専門家の方からコメントをいただきながら審査を進めてきたというものでございます。

10 ページ目、審査の中身にここから入ります。10 ページ目はまず①として四国電力が今回の技術評価を行う体制でありますとかプロセス、工程管理といったものが妥当かどうかというところから入ります。これは中身をきちんと確認しましたということでございます。

それから、最新知見ということで、国内外の最新知見・運転経験・トラブルといったものをきちんと反映しているかどうかというところ。3番目として、評価を行うべき機器、あるいはどういう機器のどういう材料のところはどういう劣化が起こり得るかというところからきちんと評価の対象を洗い出ししているかということ。それから、伊方1号炉、2号炉で発生したトラブルについてきちんと考慮されているかというところを審査してまいりました。

11 ページ目は、技術的な内容に入りますけれども、評価対象になる経年劣化事象をこうすることで捉えております。①低サイクル疲労、②中性子照射から始まって、⑧配管減肉、⑨その他と、ここまでが経年劣化事象ということでございまして、それぞれ起こり得る設備、右側に代表的なものを書いております。こういったことについて、今の劣化がどこまで進展し、将来どれくらい劣化が進行していくか、それに対して今やっているメンテナンスで十分対応できるか、足りないものは何かということ抽出評価をしていくということでございます。1番下に耐震安全性ということが書いておりますけれども、①から⑨のような劣化が起こったとしても耐震の安全性は維持されているかどうかということについて評価をしていくものでございます。これ全部は、JNESの技術的妥当性確認を含めるとだいぶ長くなりますので、代表的なものを2、3ご紹介させていただきます。

12 ページ目をご覧ください。12 ページ目は中性子照射脆化についての伊方2号機の評価の中身になります。原子炉压力容器の鋼材が照射を浴びて材料劣化をしていくものになります。基本的に事業者による技術評価、青で囲っている部分が四国電力の評価になります。J E A C 4201 という規格によって国が評価するようにと指示をしております評価規格によってサンプル試験片を取り出して、その測定結果から 60 年までの予測をしていくということでございます。また、加圧熱衝撃事象、これは PWR 特有の評価ですが、これを行ってございます。技術評価結果に書いてございますけれども、関連温度と脆化を折り込んで設定した耐圧漏えい試験の温度、運転管理がきちんとされているかどうか。それから、60 年間の運転を仮定して、上部棚吸収エネルギー、難しい言葉になって申し訳ございませんが、材料の粘り強さの指標ですが、こういったものについて許容値を満たしているという評価がなされています。それから、ピンクで塗っている部分ですが、国の具体的な確認内容、直近のサンプル試験片の結果を見ながら保守的な脆化予測 60 年分という予測が行われて、温度、圧力管理が適切にされていることについては書類確認、現場確認をしながら確認をさせていただいたということです。上部棚吸収エネルギー、これもスクリーニング基準値にまだまだ余裕があるということですし、加圧熱衝撃事象と申しますのは、劣化、脆化が進行したときに緊急時に炉心を急に冷却する際に破壊が生じないかという評価でございますけれども、これについてもきちんと行われていることを確認してございます。

1 番下はまとめになりますけれども、現状は超音波探傷試験でもって压力容器の健全性を確認しているということでございますけれども、今後もサンプルをきちんと取り出して劣化の状態を把握しながら、メンテナンスをしていくということでございます。これによって、今後も健全性は維持されると評価しているものでございます。

2 つ目の例は 13 ページ目になりますけれども、緊急時に使うポンプのフレットング疲労、高サイクル疲労というものでございます。これは水色の事業者による技術評価結果というところを見ていただくと分かるのですが、フレットング疲労割れの可能性が否定できないものでございます。振動確認を実施するというところでございますし、振動に異常があれば精密診断を行うということでもございました。ピンクの枠の中に書いている国における具体的な確認内容の例ですが、振動確認によって、異常な変動圧力発生兆候は検出可能ということもございますけれども、そこに確実性がどれくらいあるかというところについては、過去のトラブル事例、これまでの最新知見からいろいろ評価をしてみましたけれども、なかなか確実に検出をするというところは難しいです。したがって、2 つ目のポツで記載してございますけれども、事業者のほうから余熱除去ポンプに対して分解点検を行う際に主軸の割れに対して超音波探傷検査を追加的に実施することを確認してございます。他の E C C S 系のポンプですが、現状保全の充実という格好に、これも議論の結果、審査の結果ということですが、補機冷却水ポンプについても超音波探傷検査、高圧注入ポンプにつきましては、超音波検査がなかなか難しいものでございますから、新しい検査手法なり、監視技術の検討を行いながら現在の振動検査、振動診断の充実を図っていくということで対応していくということでもございます。

もう 1 点、14 ページ目が耐震安全性の評価でございます。これは炭素鋼配管の例を書いておりますけれども、腐食、減肉が起り得るということでもございますので、将来、腐食なり減肉が起こった際に地震を受けたときに、強度上持つかどうかということも評価しているものでございます。表の中に簡単に整理をしておりますけれども、炭素鋼配管には実際の減肉を測定して取りかえる、あるいは減肉の管理をきちんとしていただいておりますけれども、この評価の上では、必要最小肉厚というところまでの全て一律に減肉を想定して保守的な想定を行った上での耐震安全性の評価ということでもござい

す。一次応力比を見ていただきますと、いずれも1以下ということでございます。0.99ということもございます。国の確認内容でございますが、減肉管理の技術規格に加えて、事業者の社内マニュアルでは、規格以上の対象について、減肉管理をきちんとしているということでございます。それから、実際に評価をした上で耐震補強工事、配管サポートを追加して設置することをやっておりますけれども、その内容、あるいは現場確認もさせていただきました。先ほど申し上げました0.99という1に対してぎりぎりの評価のものでございますけれども、必要最小肉厚までも保守的な想定では0.99ということでございますけれども、実際に減肉を測っている劣化傾向からはじきますと、0.72くらいでございますので、保守的な評価をしているということだと思います。それから、今回の福島の直接的な経験ということでもないですが、福島の地震は非常に長い時間揺れた、あるいは数多くの余震に見舞われたということでございましたので、配管等サポートの許容荷重、強度のバランスというところにも目配りをしながら評価をしてきたということでございます。右にまとめて書いてございますけれども、経年劣化の進展を考えたとしても、耐震安全性は維持されると評価をしましたということでございます。

15 ページ目は、こういった一連の評価、今日は3つしかご紹介しておりません。後ろのほうにまだまだたくさん付いてございますけれども、評価の結果、特に気を付けて今後10年間の間に対応していただくものとして、15 ページ目に長期保守管理方針という格好で整理してございます。先ほど紹介した余熱除去ポンプの超音波探傷検査、あるいは基礎ボルト、ケミカルアンカの劣化調査ということでございますけれども、これは従来、日本の発電所において取りかえるときにはどこまで劣化したかをきちんと把握しないで取り換えるときは古いものを捨てて新しいものに取りかえるということでございましたので、この部分については、伊方発電所だけではなく、他の事業者にも求めているものでございますけれども、腐食量をきちんと把握しようということでございます。

16 ページ目にまとめとして書いてございますけれども、今回、技術評価の結果抽出された特別なメンテナンスのプログラム、長期保守管理方針に基づいて適切に保全を実施することによって、向こう30年以降の運転について安全性が確保され得るという判断をしました。したがって、長期保守管理方針として保安規定の記載事項として私のほうで認可したというものでございます。今後事業者(1)、(2)と書いてございますけれども、特別なメンテナンスプログラムをきちんとやっただく、あるいは他のプラントの運転経験でありますとか、新しい知見でありますとか、こういったものについて引き続き反映させていただくという格好になります。それから、国のほうはピンクで書いてございますけれども、具体的につくった計画がきちんとなされるかどうかについて、事前確認、事後確認、実施状況の確認をしていくということでございます。この関係で、後ろに参考資料として3つばかり技術的な内容のものをご紹介しましたけれども、それ以外のものにつきましても、低サイクル疲労から耐震安全性までを含め、詳細な資料を付けてございます。ここは時間の関係もあって説明を省略させていただきますけれども、いずれにしても、私ども、あるいはJNESで技術的妥当性の確認というところについてきちんと内容を見させていただいて、事業者の評価の不足の部分は追加で検討を依頼し、長期保守管理方針の一部追加になったものもございますけれども、厳格な審査をしてきたということでございます。それから、福島の経験ということにつきましては、次の資料でご説明申し上げたいと思います。

資料3-3をご覧ください。福島の事故は、実際に福島第一発電所は1号機が運転開始から40年、2号機、3号機は30年を経過したところでございましたので、事故と設備の経年劣化、あるいは設備の古さがどう影響したのかという点については、関心が高いということでございました。それから、私ども規制当局でこういう課題に対応しているため、経年劣化と福島第一事故の関係で劣化が事故の発生

に影響したかどうかということについて検討を行ってきた部分の取りまとめを2月に行ったものをご紹介します。

目的は、今ご紹介したものでございます。検討の対象はここに記載のとおり炉心損傷に至った福島第一の1、2、3号機でございます。検討の範囲は地震発生時、地震発生直後から事故が進展し、設計条件で考慮している条件までということにしております。これは、過酷事象、シビアアクシデントが発生し、設計を超えたところとなりますと、今現在の評価手法では評価できませんし、実際に現場を見られない状態でございますので、この条件で分かる範囲で評価をしたというものでございます。検討の進め方にも書いておりますが、今、申し上げましたように設備の状況を、きちんと見るができないということでございますので、これまでの知見と情報ということから、伊方の2号機でご説明をしましたような過去の高経年化技術評価の知見を使いながら評価をしてきたというものでございます。

2ページ目をご覧ください。ここで2つの手法を使っております。①経年劣化事象毎の評価ということでございますけれども、これはこれまでに実施した高経年化技術評価において、安全上重要な機器については、それから網羅的な評価を行って、60年分までの劣化を考慮して基準地震動S2で評価をしたものということでございます。今回の評価では、過去の評価の中で、S2で評価をしたものの結果が一番厳しいものを1号機から3号機まで選び出した上で、S2に替えて3月の地震動を入力することによって、最もこれまでで厳しい評価を受けた部分の設備が3月の地震によってどう影響したかを評価したものでございます。結果的には、裕度への影響は十分小さいことを確認しております。

②として、耐震安全上重要な主要設備でございます。耐震バックチェックという言葉をお聞きになったことがあろうかと思っておりますけれども、「止める・冷やす・閉じ込める」の大事な設備については、今回の3月の地震動でもって設計条件での解析を行ってございます。安全機能を保持できる状態にあったという結論が別の委員会でも出されたところでございますけれども、ここは設計条件ということでございますので、念のため、この解析の中に保守的に劣化の影響を考慮してもう1回評価をしてみたということでございます。

一部だけ例をご紹介します。3ページ目をご覧ください。低サイクル疲労の評価例でございますけれども、温度・圧力の変化によって大きな力がかかる、そうすると疲労がどんどん金属にたまっていくと許容限界を超えると割れる恐れが出てくるということでございますが、左半分がこれまでの高経年化技術評価の結果、1号機、2号機、3号機それぞれについて評価対象というところを書いてある、ここが一番厳しい結果が出るものでございました。60年間の疲れ累積係数、起動停止に伴う疲れがコンマ幾つと書いてございます。それから、地震動で揺られることによって疲れがたまる部分が次の段に書いておまして、合計として、1に対して1号機であれば0.824という数字でございますけれども、ここで見ていただきたいのは、真ん中の地震動による疲れの累積係数というところでございます。いずれも小さいものでございますけれども、そういったものがS2で評価したものでございますから、昨年3月の地震で評価をするとどうなるかということが右側に書いてございます。ここは逆に合計値が一番厳しいものということではなくて、地震による疲れ累積係数が一番大きいものを例示的に取り上げて評価しているものでございます。真ん中の地震を考慮した解析値というところを見ていただきますと、過去の評価でS2地震動で計算したものが0.252ということですが、SSで計算すれば0.269、3月の地震で計算すれば0.264でございます。3月の地震も実際の繰返し地震の大きさ、長さといったものからだいぶ保守的な想定をしてございますけれども、いずれにしても0.2幾つというぐらいの桁が少し変わるくらいということでございますので、それほど大きな差はないということでございます。そういっ

たことからすると、左側の表と右側の表と合わせてご覧いただきますと、地震によって疲れ累積係数 S_2 で計算した数値が仮に右側ぐらい増えたとしても許容値に対しての影響はそれほど大きいものではないのではないかという評価でございます。

1 ページ飛んで5 ページ目をお開きください。5 ページ目はもう1 つの例でございます。耐震安全上重要な主要設備に対する地震の影響ということでございます。1 号機、2 号機、3 号機、それぞれ基礎ボルトのところで評価したものの例示でございますけれども、1 号機であれば原子炉停止時冷却系ポンプをコンクリートに留めている基礎ボルトということになります。これは大気との接触があつて、腐食が否定できないというものでございますけれども、これについて3 月の地震動ではじいたものを表の右側に整理してございます。上に乗っかっているポンプが揺られることによって、ボルトに発生するせん断応力を算出したものです。腐食なしは新品状態、設計条件においてボルトに8 MPa のせん断応力がかかっている。それに対して 60 年後の腐食量を折り込んで若干やせ細ったボルトだと仮定すると揺られたときに発生する圧力は9 MPa。実際のポンプの重さあるいはボルトからすると127 MPa までが許容力ということになりますので、十分な裕度があるということが言えるかと思えます。こういう評価をしていって、最終的には先ほど申し上げましたようにこれまでの知見で考えればということでございますけれども、安全上重要な機器、2 ページ目の4. のまとめというところですが、今回の地震によって、機能を失ってしまうような大きな経年劣化の影響があつたということは考えがたいといったことから、事故の進展、あるいは事故の発生拡大の要因になつたということは考えがたいのではないかということが今のところの結論でございます。

説明の順序がよろしくないかもしれませんが、もう1 点補足を申し上げれば、ここで経年劣化の影響と事故の関係ということで評価しておりますけれども、保安院の中では他の意見聴取会も幾つか並行して立ち上げておまして、プラントのパラメータあるいはプラントの挙動といったところからの解析も併せて行っているということでございます。そちらのほうでは、プラントの挙動解析シミュレーションなども行ってございますけれども、安全機能を損なうような損傷があつたということを示す情報は得られていないということです。それから1 号機の非常用復水器の話題等々が議論になることがありますけれども、こういったものも解析した結果、地震後に機能に影響を及ぼすような大きな損傷とする解析結果は今のところ得られていないという状況でございます。こういったことと合わせて考えていただいたらよろしいかと思えますけれども、福島第一事故と経年劣化の影響というものを明確に示す材料は、今はないということでございます。ただ、いかんせん現場が見られないということが私どもにとって、全くそこが手付かずということが事実としてございますので、この部分については、今後は現場が見られるようになった場合ということについては、追加的な検討があり得るということだと思つてございます。ただ、現場が見られる福島第一の5 号機と解析と実際の現場の検証ができる部分については、今始まつたところですが、5 号機についても今のところ劣化影響あるいは地震による損傷は確認されていないところでございます。この辺については、引き続き検討を進めながら新しい課題が出てきたら対応していきたいと思つております。

それから、3-1 と伊方2 号機と福島との関係ということで、最後に一言だけ補足させていただきますと、今回の意見聴取会で専門家の意見を聞きながら検討を進めてまいりましたけれども、こういう福島の影響、あるいはもう1 つ話題になっている玄海の照射脆化の問題の影響、それからプラントの個別の評価を並行して進めてまいりまして、伊方2 号機の個別のプラントの高経年化技術評価に直ちに反映すべきものがあれば反映するということが、同時並行で進めてまいりました。結論的に直ちに評価を大

幅に変えることはございませんでしたが、先ほど申しました地震が長いという影響でありますとか、そういったことについてはできる範囲で最大限配慮しながら審査を進めてきたものでございます。

以上、3-1から3-4までということでございましたけれども、今日はパワーポイントで概略を紹介させていただきました。それから、実際の技術的妥当性の確認ということでJNESも今日同席させていただいておりますので、ご質問があれば回答するという格好でお答えさせていただければと思っております。説明は以上でございます。ありがとうございます。

○濱本部長 どうもありがとうございました。それでは、質疑に入らせていただきたいと思います。ただ今のご説明は広範囲にわたりますので、ポイントを少し整理しますと、議題のところになりますけれども、3点。伊方2号機高経年化技術評価が1点、長期保守管理方針についてが第2点、福島第一原発事故における経年劣化の影響の3点でございます。その3点について、1つずつ審議してまいります。

では、第1点目の伊方2号機の高経年化技術評価結果についてであります。先ほどご説明いただいた内容を少し整理いたしますと、評価プロセスの明確性、評価対象機器等の抽出、運転経験、最新知見の評価への対応、高経年化対策に着目すべき経年劣化事象の抽出、それから耐震安全性評価結果、追加保全策の7点ぐらいだったと思いますが、順番は問いませんのでどこからでもご質問、コメントをいただきたいと思っております。宇根崎先生。

○宇根崎委員 ご説明ありがとうございました。このご説明の中には、具体的なところがあつて、中性子照射脆化のところでございますが、伊方2号機について過去3回試験監視片を取り出して、測定結果をこの部会でも四国電力より何回も説明を受けているのですが、やはり先ほどのご説明の中にもありました玄海の1号機のことであつて、かなり県民の皆さんも不安に思っておられるかと思っておりますので、もう少し詳しく国で玄海の1号機で行われた検討結果、審議結果と今回の2号機に対する中性子照射脆化の評価に当たって、それがどのようにリンクされて審議されたのかをご説明いただけますでしょうか。

○原子力安全・保安院 はい。それではお答え申し上げます。今、宇根崎先生にご質問いただいた点、私も先ほど説明の中で触れさせていただきましたけれども、玄海の1号炉の照射脆化の関連温度が非常に高くなっている件でございます。私どもの専門家の先生方に意見をいただきながら検討を進めているところでございますけれども、玄海1号炉は予測を超えて非常に高くなった。予測との乖離と言いますか、これまでのいろいろな知見からはじいた予測式と外れたということで、なぜ外れたか。異常な脆化なのか、あるいは逆に予測式がうまく追いついていないということも考えられますし、その部分について検討を進めてきたというところでございます。結論としてはまだ審議中ということですので、今、詳細な結論というところまでは至ってございません。今日ご参加の渡邊先生にも委員会にご参加いただいて、審議させていただいているところでございます。先ほども申し上げましたが、玄海の問題と照射脆化の問題と今回の四国電力の伊方の個別のプラント評価を並行しながらやってきたというところをご紹介しましたけれども、玄海のほうは、60年時点で脆性温度が90度くらいの高さになります。玄海1号機はCu成分が高い材料を使っております、Cuが0.13%くらいのオーダーでございます。それに対して、伊方2号炉ですけれども、Cuの成分で言うと1桁違う0.03くらいだと思いますけれども、材料としては脆化しにくいと言つては変ですが、Cu成分としてもそれくらいの差がございます。それから60年時点で先ほど玄海は90度くらいということをお知らせしましたが、伊方2号炉についてはプラス5度くらいのオーダーということでございますので、かなり脆化の進展の度合いというものについても差があると評価をしてございます。そういったことから、玄海の1号炉の審議をしながら伊方についても専門家の先生方に細かいデータを四国電力から提示してもらつて、ご審議いただいたというこ

とでございます。こういったことから、もちろん両方並べながら専門の先生に見ていただいたということでございますので、きちんと評価ができていますかと思えます。

○宇根崎先生 ありがとうございます。

○濱本部長 渡邊先生。

○渡邊委員 それに対するコメントですけれども、玄海と同じように評価したわけですけれども、伊方の場合は先ほど室長からも説明がありましたように、随分状況が違っておりました、伊方の場合は皆さんの共通した意見だと思うのですが、いわゆる中性子脆化という観点からは問題がないのではないかという意見でした。いわゆる原子炉の高経年化の問題は中性子脆化というものがどうしてもクローズアップされるのですが、やはりいろいろな主要機器がたくさんあるわけですし、それをきちんと総合的に判断するということが大事なんです。ある程度高経年化対策というか、マニュアルに従ってJNES判断しているということを皆さんの場で審議したというのが状況なんですね。ですから、玄海のようなことが直ちに伊方で起こるとということは考えにくい状況であると思えます。これは私のコメントです。

○濱本部長 どうもありがとうございました。藤川先生。

○藤川委員 簡単に。まず、炭素鋼配管の減肉について国のほうでもご評価いただいていると思えますが、2次系配管経年変化調査マニュアルというものを社内文書で四国電力がおつくりになっていると思えます。それを国のほうでも改めて審査していただいたということですが、超音波で配管の厚さを測っておられるのかと推定されたのですが、詳細がよく分からないので、これについて説明していただきたいということが第1点。

第2点としまして、実際には減肉した配管に地震動が加わった場合の発生応力を計算していただいているようですが、ほかの資料で見ていると、地震動の計算のときにどういう計算をしておられるのかによって、若干結果が異なっているような資料を見受けました。保安院としては、今の地震動に起因する応力評価が、非常に信頼性が高いものだと思っておられるのですかということをお聞きしたい。

3点目ですが、非常用のポンプに超音波を使いなさいということが新たに追加されたのですが、これは福島絡みでやはりそこまでしなければならぬということになったのかどうか。

四国電力に要望したいのは、こういうことが言われる前に、できれば最新の知見を社内で導入していただきたいということの4点です。

○濱本部長 石垣さん、いかがでしょうか。

○原子力安全・保安院 それでは、最初の先生のご指摘の3点につきましては、私からお答えさせていただきます。1点目の配管減肉の関係でございますけれども、私どもの評価を簡単にご紹介すると、学会の規格でもって、2次系配管の検査、調査はこういうふうにしなさいという規格がございます。それで対象範囲などが決まっているわけですけれども、四国電力はさらにそれに加えて対象を広げて実際の配管の減肉管理をしているということでございます。先生のご質問の超音波探傷検査をしているかということについては、定期的な検査をしてどういうふうな規格でどれくらい減肉が進むか、その傾向からいくと後どれくらい使い得るか。ずいぶん先でもって使えなくなるようなところがあればそれはあらかじめ交換すると、こういう管理をしていくとするものであります。こうした管理のマニュアルや中身の記載の概要それから、実際の点検の結果であります、点検のやっているところとか、というところは私どもで確認させていただいて今回どうだったかというような評価をしたということでございます。

それから、地震、その実際の配管減肉が起こった場合の地震応力での計算ということでございます。

信頼性の部分ということでも質問いただきました。先ほどのパワーポイントの中でもご紹介をしましたが、配管減肉が実際の減肉、実際は超音波で測っている減肉したよりも、さらに保守的な、減肉が進んだ想定を放りこんで、耐震性の評価というものをしております。そこは、必要肉厚まで一律に減少した場合という、極めて保守的な評価になりますが、設計条件、ある種の設計をして、さらに実際の設備はそれよりも余裕のあるものでつくられているわけでございますけれども、必要最小限、もっと下で、これ以上減ったらだめという一番低い、薄いところなんですかね、という極端な想定をしておりますので、そういったことも含めて考えていただければ、今回の減肉想定耐震安全性というところについては、保守性がある、信頼性のある評価になっているのではないかとということが言えるかというふうに思っております。

3点目の超音波探傷検査追加というところでございます。これにつきましては、福島知見、直接的な知見ではございません。むしろこれまでの最新の知見、他の発電所でのトラブル、伊方発電所でのトラブル。こういったところからの経験から出てきたというものでございますけれども、そういう他でのトラブルがある中で、今の保全の中身にて本当に大丈夫、追加するようなものはないのでしょうかということを検討のお願いをして、結果的に四国電力さんからは提案として、超音波探傷試験というものをやっただくということになったものというものであります。きずの検出性というところで、振動診断試験をやっただいているものに加えてということでもありますけれども、振動診断試験での、検出の信頼性というところについて、必ずしもお互い信頼性ということが高くないのではないかとことから、念には念を入れ、追加として超音波探傷試験をしていただくということを、今回の審査の中で結果としてそうなったというものでございます。ご質問の福島関連かという意味では、直接的な関連ではございませんけれども、これまでの知見でございます。

4点目の質問は四国電力から。

○四国電力 四国電力の松浦でございます。

4点目のことについてお答えさせていただきたいと思っております。4点目につきましては、四国電力として指摘を受ける前に自主的にやってほしかったということだったということだと思っておりますけれども、この高経年化技術評価で、ECCSポンプの評価として、疲労の評価を行っているんですけども、運転開始の60年時点でもこの疲労評価は全然問題はないという評価になってございます。起こらないという評価になっております。ただ起こらないといっても、念のために当然保全しておくべきであって、それにつきましてはこれまで振動、定期運転時振動診断でもって異常がないかどうか確認することにしてございました。ただ今回あらためて評価しますとかなり軸に亀裂が入った段階で振動に表れるということが分かりましたので、念のために分解点検時の時に今回超音波探傷検査を実施するというようにしたものでございます。以上でございます。

○濱本部長 藤川先生よろしゅうございますか。

○藤川委員 これは1号機とかも含めてこういう検査をしていくつもりということでよろしいんですね。

○四国電力 そのとおりでございます。

○濱本部長 よろしいでしょうか。

○吉田委員 今、配管減肉の話が出ましたので、それに関連しまして1つだけ質問させていただきたいんですが、減肉が起こりますとその配管を構成した材料の成分が中に流れる、流体に混入することになりますけれども、その混入ルート、例えば流れ方の変化、あるいは化学物質混入による配管径管の減肉

の促進など、そのような効果も考慮されているのでしょうか。あるいは考慮されていて、そういう意見はほとんどないというふうにお考えなのでしょうか。少し質問させてください。

○原子力安全基盤機構 原子力安全基盤機構の坂本と申します。実際に内容を具体的に検討しましたチームでございます。今のご質問は配管減肉するときに、炭素鋼ですと、主成分は鉄なんですけど、鉄が溶出をして水の中に入っていくわけですね。それがむしろ下流側の腐食とか配管に影響しないかどうかというそういうようなご質問でよろしいんですかね。

○藤川委員 鉄の成分もそうだと思いますし、炭素質も影響があるかなと思うんですけども、そのような影響です。

○原子力安全基盤機構 現在の配管減肉の評価のやり方っていうのが統一されていますね、規格で決められてまして。日本ですと各電力会社の方がそれに従って配管の評価、配管減肉の評価をやっております。その評価の基になる、技術的な根拠になっている配管が、このぐらいのスピードで減肉しますよとか、こういう条件になると減肉が早くなりますという中に、水質の影響というのが加味されています。それは主には、溶存酸素とか流速とか、そういった要因になっているのですが、直接的に例えば、鉄とか炭素とかが入っていることが、どのぐらい影響しているか、評価は含まれておりません。含まれていないという理由はですね、特に鉄イオンとかは導電率に影響しますんで、腐食を定性的にいいますと、若干促進する方向にいくんですけども、ここで言います配管減肉のように流速が大きく影響するような条件では、鉄イオンが多少増えてもそれほど影響しないということが分かっておりますので、評価には実際には影響はないということです。あと、非常に配管減肉が、猛烈なスピードで進み始めますと、ご指摘のとおり下流側の水質に影響しますが、それは水質管理側でそういったところは検出されるというふうには私は認識しておりまして、そういった水質側の異常、機器側の異常があるかどうかという検討のほうにフィードバックするような仕組みというのは、それは今後そういった方向に技術としては進歩していくんだらうなというふうには思っていますが、現実そういった仕組みで動いているというところのほうはまだいってないところです。以上です。

○藤川委員 考慮されているということで、分かりました。

○濱本部長 森先生。

○森委員 先ほどの、原子力保安院の方の説明の中で、許容値を満たしていると、あるいは保守的に判断されているというふうなご説明が何度かあったんですけども、基本的な分野が違いますんで、基本的なことをお伺いしたいんですけど、その許容値の設定の仕方、それから保守的だというときの判断基準というものがあれば教えていただきたいんですけど。

○原子力安全・保安院 はい、分かりました。最初のほうの許容値ですね、許容値につきましてということでございます。

ここはそれぞれの手法ごとに幾つかいろんな指標を使っていますんで、なかなか一言で言うというのは難しいんですけど、基本的には技術基準であったり規格であったりというふうなところでの許容値というふうに考えて、規制値というふうに考えていただいたらいいと思います。それから、保守的というところでございますけれども、これも逆に定量的な判断基準というものがあるわけではありません。それはきちんと説明できるか、なかなか説明できにくいものがございます。私ども、特にこういった評価をする際に、非安全側になっていないということは、どれだけ担保されているかというところを確認した時に、保守的な評価になっているんじゃないでしょうかというふうなところで、表現ぶりとしては使っているということでございますけれども、この評価の中に、非安全側に振れるような要素についてきち

んと判断なり、評価なり、考慮なりされているかというところを見てるということでご理解いただければいいのかなというふうに思います。

○森委員 分かりました。許容値のほうが、既往の技術基準にのっとっているということ、保守的というのは、非安全側ではないというようなご説明があったわけですけど、この技術評価書の中を拝見させていただきますと、よりどころとなる資料が1996年の通産省の基本的な考え方というところに始まって、もっとも新しいものが2008年日本原子力学会はって始まる2008年に改訂され、2009年に発行され、ちょっと意味は分かりませんが、2010年にエンドースされたと、今一番頭に、この技術評価書の頭に書いてあります。質問は、国の評価の中で、福島以前にある意味決められてきた基準に対して、安全について見直しといいますか、安全の考え方に関して基本的な議論があったかどうかということについて、お聞きしたいと思います。

つまり背景として安全性というふうに言った途端に、外力と強度、今はご専門の皆さんにご審議いただいたり、あるいはご議論いただいているのは、強度側の経年劣化による低下ということに関してさまざまな専門的な立場から、お聞きいただいていると思うんですけども、いったん安全性っていうふうになった途端に、その規律の問題になってますから、安全に関して議論があったかな、そのことについてご説明お願いいたします。

○原子力安全・保安院 はい、分かりました。先生ご指摘のところにだいたいが質問とっておっしゃられた中に、だいたいがもう入ってございまして、ここで議論しているのは、強度の材料側の経年劣化というところが主になっているところでございます。

福島の後ということで考えますと、先ほどもちょっと申し上げましたプラントのパラメータをきちんと見ている、地震の影響について見ている専門家を含めた検討とか、いろいろやっております。その中で、安全というところについて考え方なり、どういうベーシックなところがきちんとどこかで統一的になされているかということについては、私の知る限りそういう統一的にきちんと突っ込んだ議論というのは、どこかの場できちんとなされているかということについては、そんなにやられてないのではないかと思います。

例えば、実際の福島のプラントに起こったこと、プラントの挙動から、今後の改善すべきものということでの教訓というような検討もなされてございます。それについては、ボトムアップ的なアプローチがなされていますし、地震についても同じように個別のサイトごとにきちんと評価というのはなされています。あるいは、もう少し根拠となるようなベーシックな考え方という意味では、従来は原子力安全委員会が指針なりという格好で基本的な考え方を指示していただいて、具体的な安全の基準なり審査という形は、原子力安全・保安院がという分担の中でやってきてございますけれども、安全委員会でも、その審査指針の見直しという議論がなされておりまして、そういう意味ではちょっと申し訳ございません。責任をもってお答えしにくいのですけれども、それぞれの組織で今いろんな検討がなされているというのが、実情に近いのかなというふうな感じでとらえていただけたらと思います。

○森委員 完全な質問として、この検討していただいている国の委員会といいますか、その組織の中に、リスクマネジメントとかリスクアセスメントといったようなご専門の方は入っていらっしゃるのでしょうか。いないのでしょうか。

○事務局 この分野の中ではいらっしゃいません。

○森委員 私自身耐震設計だったりとかリスクマネジメントということで、それを専門にしていますので、原子力安全・保安院といわゆる安全とかリスクの定義に関して結び付きのあるものを調べたんです

けど、朝方やっと見つけ出しまして、平成 17 年に原子力安全・保安院と原子力安全基盤機構の連携で国際規格等におけるリスクの定義についてというような短い文章が出されていました。

いわゆる安全というのは、リスクの概念を抜きに定義ができない、つまり安全というのは、国際的な規格として定義されているのが、受容できないリスクがないことというのが安全の定義なわけです。じゃあリスクは何かというと、リスクの定義もこれも原子力安全・保安院さんがリスクに対する定義の取りまとめの中で、国際的に最上位に位置する基本安全規格であるというふうにきちんと認識された上で、ISO、IEC、つまり国際標準化機構、国際電気標準会議の用語で決められている害の考慮 1 というようなところにリスク定義として、危害の発生確率と危害の広さの組み合わせというようなことが、明らかに書いてあるんですね。それは 1999 年時点で書いてあって、日本の国内では、JISQ の 2001 というもので、リスクマネジメント指数の構築のための指針と題して、それも日本工業規格として定義されているわけです。

その 2 つをきちんと引用する形で、リスクの定義というのを原子力安全・保安院、それから安全機構それぞれの連名で出されていると。このような認識の基でリスクの定義を出していますから、当然安全の定義をしようとすると、リスクの定義をあらためて検討しなければいけないなってきます。危害の発生確率というのは、原子力の側、原子力発電所の場合、いろんな設定をしてきておられると思いますし、いわゆる危険地所として、スリーマイル島なりチェルノブイリなり、今回の福島というのがきたわけですし、実際の実現象として起きてきますから、それを統計確率の考えで戻したとすると、明らかに発生確率は想定よりも上がるというようにしか基本的には考えられない。それから危害の広さという意味でも、例えば、原賠法でいわれる一機当たり今の 1,200 億円でしたっけ。それ損害保険を掛けないといけないというのに対してはるかに大きくなるような広さになって、しかもそのいわゆる被害の広さというのは、いまだどこも評価しかねていると、つまりどれだけ大きくなっていくのか分からない。そうするとリスクの定義のうち、発生確率と被害の広さの組み合わせ、つまり掛け算ができるものであれば確率と起きた事象の掛け算、それがリスクの定義になります。それが受け入れられないものがあるとすればそれは安全でないというようにいわゆる安全の定義を考えていくと、明らかに福島が起きた後、安全の定義を原子力安全・保安院だとか、原子力安全機構の中の組織、あるいは外の組織で当然議論していかなければ、その階層的に解であるところの技術的な検討というのが、意味をなさないと思うんですけども、そのあたりの議論がこの高経年化ですね、技術評価をする組織体の中でなされていないとすれば、外でなされているかどうかということを知りたかったわけです。それに対して今どこもされているとは承知していないというようなご発言あったわけですけども、そういうふうにして考えますと、安全っていうことも技術的な評価をするなかなか根源的な意味を見出しかねているということでもあります。その辺に対して、ご発言できる方で結構ですが、もう一度お考え知らせていただければと思います。

○原子力安全・保安院 はい、分かりました。まず 1 つの言い訳になるのかもしれませんが。私が知らないだけで保安院の誰かがやっているということはもしかしたらあるかもしれません。その分については私が知っている範囲でというお答申し上げました。さきほどのお答で、もしかしたら私の知らないところにあるのかもしれないというのが 1 つ。

それからもう 1 点は、今国会で審議中のございますけれども、新しい原子力安全規制、安全規制の為の組織、体制、新しい安全規制の理念とか入った新しい法律案が出されて審議中、審議待ちぐらいの状況ですけども、そういった状況にございまして、その中では安全規制庁という新しい組織を作り、新しい理念、放射性物質が環境なり人なりに与える影響を抑えるんだという理念を明らかにした上で、こ

れまでの規制をもう一度洗い直して新しい規制の中で対応していくという議論が進んでおります。

この議論は、これはちょっと言い訳に聞こえたら申し訳ないのですけれども、保安院はこれから解体になる組織でございまして、原発の事故担当、収束担当の大臣の下、内閣府で検討が行われ、新しい法案が出されているというところがございますので、私の口からはどこまで申し上げられるかというのは難しいところがあるのですけれども、そういう新しい法律、法律の基での理念、新しい規制というところの中で、今言ったような動き、議論というのもあり得るのかなというふうなことでは想像はします。すみません、これ以上はなかなか私の口からは言うのは難しゅうございますので、申し訳ありません。

○森委員 難しいことお願いしまして、どうもありがとうございました。ぜひともそういうすでに平常時に合意として決められている国の工業規格とか、国際規格にのっとった安全に関する定義、あるいはリスクに関する定義そういったものを今後の検討課題として、何らかの場で検討課題として上げていただくように切に要望します。よろしくをお願いします。

○濱本部長 その他ご意見ございませんでしょうか。

○辻本委員 非常に単純な質問ですが、資料3-1の13ページで、ターボポンプの主軸の高サイクル疲労の指摘事項として、余熱除去ポンプと高圧ポンプ、この辺のポンプに関するのですが、具体的には余熱除去ポンプに関しては分解点検して超音波検査を実施するというところで長期的な保守管理方針に追加することを確認されましたが、その他のポンプは現状保全を充実するというだけで、その理由としては、設計時に疲労設計を実施しており必要ないという事になっておりますが、設計時に疲労の設計をしておりますも、設計どおりいかないこともありますので、なぜ余熱除去ポンプは超音波で長期保守を行いほかのものはなぜ除かれたかについてをお聞き致します。

○原子力安全基盤機構 原子力安全基盤機構の坂本でございます。

ご指摘のようにですね、ポンプは大体疲労設計当然されておまして、ところをご承知と思えますけど、何件かやはりトラブルがあって今回は問題にしています主軸で損傷した事例がございます。これはやはり実際に運転しているときに設計で想定したとおりにものができてなかったり、あるいは使っている間に例えばゴミが挟まったりとか、設計で想定していない事象が起きて、それが損傷の原因になるということで、ですから設計で万全を期しているというのは当然なんです、それに加えて実際の運転上起こることも踏まえて監視するとか点検をするとかということで損傷を防止していくという方策がなければいけないというのが、私どもの考え方です。

今回は、設計時点についても四国電力さんからかなり詳しい情報をお聞きしまして、どのぐらい余裕をもって疲労設計をしているかということも定量的に確認をさせていただきましたけれども、その他に実際の運転を始めたときの保全の段階としてどうかという観点で相当議論をさせていただきました。1つは長期保守管理方針に挙げましたように、超音波探傷試験が可能なものについてはそれやりましょうということで、長期保守管理方針の中では余熱除去ポンプについて記載をしておりますけれども、現状の保全の充実といいますのは例えば原子炉補機冷却水ポンプというのがございまして、これは余熱除去ポンプと似たような形をしたポンプですので、できれば超音波探傷検査ができるタイプです。かつて超音波探傷検査を実際にやったことがございまして、そういった経緯もありますので、全く新たにそういったものをやろうということではなくて、従来からやってきたことを少し定期的にやろうというふうに四国電力さんがお考えになったということで、それであればあらためて長期保守管理方針ということにしないでいいだろうというふうに判断したということです。

それともう1点ですね。その他に超音波探傷検査ができないようなポンプもございまして、そういう

のはどうするか、ということに関しても議論させていただきまして、従来から振動診断をやられているということで、振動測定、振動診断のやり方を少し細かく念入りにやっていくような形にするとかですね、あるいは、振動測定とかで得られるデータから主軸の割れをもっと検出する方法はないかというそういった研究開発も含めて将来に向けて実施していくとかそういった方針が四国電力さんのほうから表明されましたのですね。それであれば現状も含めてもっと保全が充実しているだろう、そういった判断をしたということでもあります。これでお答えとしてよろしいでしょうか。

○濱本部長 その他ございませんでしょうか。渡邊先生。

○渡邊委員 国、あるいはJNESの方にお聞きしたいんですけども、今回の高経年の技術評価はマニュアルに従って、いわゆるクラス1からクラス3までに従って進められたわけですよ。われわれが福島で学んだのは、そういうふうなプラスが付いてなくても復旧まで考えればその重要な影響を及ぼすその機器があるんじゃないかということが分かってきたわけですね。そういうものを含めてきちんとしたノンクラスの機器への対応というか評価というのはどこまで、そのこれからやれるかということをお聞きしたい。

もう1点目は、技術的な評価というのは、先ほどから言われてます安全という評価でもって得られるわけですけども、そのわれわれが具体的に地域に帰ってきたときは安心の問題が発生するわけですよ。そういうふうないわゆるソフトな問題を含めて、国やあるいは保安院がどういうふうな対応をされるのかということをお聞きしたいですね。やはり地域にあるのは漠然としたいわゆる高経年化に対する不安というのがあるわけですよ。それに関してこれから恐らく4月以降になるかと思うんですけども、そういうふうなものも社会的な基盤というか、安心に対しての基盤というものをどういうふうにやられるのかということをお聞きしたいですね。

まずはやられるのは電力会社であると思うんですけども、地元の立場としては国あるいは地方自治体とどういうふうなスタンスをもってやればいいのかということをお聞きしたい。以上です。

○原子力安全・保安院 最初の質問でございます。クラス1から3、それ以外はどうするのと、どういうふうにしていくかという質問ですが、今回の福島の検討を行う際に出た意見があるのですけれども、過酷事象、シビアアクシデントということが起こった時に、シビアアクシデント対応のための設備、今まで自主的な対応というところに任されてきた部分で、大きな反省点の1つというふうに言われてございますけれども、そういったシビアアクシデント対応に使う機器というのは、実は中にノンクラスの機器というのがございます。普通の消火水系で、消火のために水を通す配管を使って、それを使って何らかの格好で中の炉心を冷やすためにうまく使うと、そういう組み合わせによって対応するということから、シビアアクシデントに使うようなノンクラス機器について、私のほうの高経年化技術評価の中では、クラス1、2、3と安全上重要だという従来の仕切りでもってやっているところでもございまして、それについては確かに議論があって、今後の検討課題ということではございますけれども、ノンクラス機器にも当然劣化というものがあり得るのか、その時どういう管理をきちんとしていくか、どういうふうな評価をしていくかということについては、これからの検討課題、宿題にされてございまして、ちょっと私も今すぐノンクラス機器をこういう対象にしていくということを、明確な方針があるわけではないんですけども、先ほど、森先生の質問にお答えしましたように、新しい法体系の中では、そのシビアアクシデントをきちんと規制の体系の中に取り込んで、対応していくということも1つの大きなテーマになってございますので、そういった法令の中に取り込んで、シビアアクシデントの規制という中で、劣化についてもどういうふうな形で管理していくのかということについてはこれから検討が必要な課

題だというふうに思っております。

それから2点目の安全と安心ということでございますが、私どもにとっても気にしつつ現実的な対応がなかなか難しいところというのを認識しながらやっているところでございます。私どもは保安院としての存在、だんだん短くなってきてございますが、安全規制機関としてということで対応させていただく際に、私どもがきちんと評価し、地元の皆様方にご説明しなければならないのは、やっぱり安全なんです、安全規制機関としてきちんと確保すべきは安全だということだと思います。それをきちんと内容を分かりやすく説明をし、ご理解をいただくという中で得られるものが安心ということになってくるのかなあというふうに思います。もちろん電力事業者の取り組みというのがありますけど、規制機関としてというところで考えるのであれば、安全についてはきちんと厳格に判断をし、科学的合理的に透明性をもって判断し、それをきちんとご説明し、ご理解いただくことによって安心ということにつながっていくかなというふうに思っております。

○濱本部長 森先生。

○森委員 先ほど、保守的という表現、その後の安全について少し観念的な議論のほうに私自身行ったきらいがあるんですけども、もう少し具体的に先ほどの質問を続けさせていただきたいんですが、保守的だとか言われる場合に例えば放射線のモニタリングの際に平均値 $\pm 3\sigma$ というような管理法があるように、あるいはこういう物性の変化、減肉だとかいうのはいろんな実験だとか解析だとかにいろいろ思うんですけども、そういった場合のばらつきで 2σ とか 3σ とかというようなふうに見えるのかそういう数字について何か基本的な評価の立場というのが、原子力あるいはこういう分野に対して何か考え方があるのかというふうなご質問したかったわけです。

その点でお答えいただけるようなことはありませんか。

○原子力安全・保安院 そうですね、結論だけ申し上げるとですね、そうスパッと切れるものは多分ないですね。私ども例えば照射脆化の例をとって申し上げれば、ほんとのところをどう把握するか、予測と少しずれたと申し上げましたけど、予測とずれた時にどういうふうに補正をかけていくか、非安全化にならないように補正をする、それを使って今度は強度のほうに計算に入るときにそこにもばらつきを考慮して安全率を掛けたりしますので、一律ばらつきにシグマ幾つのところにはないというふうにしかならないのではないかなというふうに思います。最後に評価するまでの部分で、いろんなプロセスを踏みながら進めていく中、それぞれにばらつきがあり、それぞれに裕度を見たりしますので、ちょっと一律にスパッとというのはないんじゃないかというのが、私の理解です。

もし間違えてたらどなたか補足をお願いしたいんですが。

○森委員 私自身は安全ということに関して、日本よりも欧米のほうがいろんな捉え方が進んでいて、例えば、信頼性指標ベータなんていうような、信頼性工学と信頼性というようなことを考えた時に、どうしてもそういう平均値とばらつき、あるいはどこまでばらつきを許容するのかしないのかというのが基本的な考えとしてあると思いましたので、原子力分野だと、例えば信頼性指標ベータは3とか5とか非常に高いようなものを取るというようなことを教科書程度の知識しか知りませんが、そう理解をしていたもので、実際のこういう判断の時に、こういう実験値があります、こういうばらつきがあります、その際平均でなくどのぐらいマイナスシグマしているのか、マイナス2シグマしてんのかとかいったような基本的な考えがいまだ分からなくて、ちょっとご質問した次第です。

○宇根崎委員 ちょっとそれに補足になるんですが、多分これ分野によってかなり異なっている。私自身の専門としている原子炉設計とか、核特性、原子炉物理、その中の特に核燃料が臨界になるかならな

いかも、そういう臨界安全、それについてはかなり多数の国際的な実験データの分析からばらつきを評価して、それで 3σ というものを1つの目安として、それに対して決めてというふうにして、比較的そういう実験データがまとまってあるものについては明確、非常にクリアになって国際的にもこのような形なので、そういう意味で他の分野は私存じ上げないんですが、多分分野ごとにかなり違うんですけど、基本的には同じような形であると考えています。ちょっと補足でございます。

○濱本部長 どうもありがとうございます。今の問題につきましては、原子力安全・保安院のほうでもご検討というか、持ち帰っていただいて検討してまた機会があると思いますので、その時にご見解を聞かしていただけたらと思いますが、よろしいでしょうかそういうことで。

有吉先生のほう。

○有吉委員 ちょっと前の質問になりますが、技術評価書に対しての指摘事項の中に、10 ページと 11 ページですか、低圧ケーブルと同軸ケーブルの絶縁低下に関連して代表ケーブルとしては評価としてはよろしいということなんだけど、それ以外の他社のケーブルについてどうかということで、ご質問があって、それも試験の結果いいという判断が出てるんですが、このケーブルこれ以外のケーブルについてはそういうのはあるのかどうか。あつたら評価しているのかとその辺をお聞きしたいんですが。

○原子力安全・保安院 はい、では私がお答え申し上げます。

ケーブル類をめぐる、こういったものにつきましては使用環境でありますとか、絶縁体の材料ですね、仕様、こういったものから評価の際は、絶縁材料は同じであってもメーカーが異なれば長期健全性試験をきちんとしてください、確認してくださいというのは私どもの基本的なリクエストです。そこで指摘事項になっているようなものも、代表ケーブルと違うメーカーのものというものについても指摘という格好で追加的なデータを出していただいて確認させていただきました。主要な実際の炉の中で使われる仕様の条件でありますとか、逆に長期健全性の試験の条件でありますとか、こういったものを比べて、代表として長期健全性試験をやったものが、他に実際に使用されるケーブルの条件をきちんと包絡したような、全体としての試験がきちんとなされてデータが取られているか、というところを確認をさせていただきますので、そういう意味で先生ご指摘の質問については、そういったものは包絡線をもって評価しているというのがお答えになればと思います。

○有吉委員 グループ分けでは、低圧ケーブルと同軸ケーブルの2グループなんですか。

○原子力安全・保安院 同軸と低圧だけではございません。他の難燃PHとかいろんな絶縁体ごとにタイプごとに評価をさせていただきます。

○有吉委員 代表ケーブルとはまた違うんですか。

○原子力安全・保安院 それごとに代表制を取っています。

○有吉委員 それと1つですね。この中で難燃PHケーブルに関して試験をした、実験をしてるというように書いているんですが、これはあれですか、燃えないんですね。難燃PHケーブルというのは使ってる場所。一般的には。

○原子力安全・保安院 格納容器内です。

○有吉委員 格納容器内ですね。その試験というのは、評価書に若干書いてらっしゃると思ったんですが、具体的にはどういう条件で試験をするのかという点と、それから他のものでも実際に実験をして決めるものがあるのか、もしあれば聞きたいんですが。

○原子力安全基盤機構 実験は実際の原子炉を使うわけではありませんで、実際の原子炉で使っているケーブルと同じものを使いまして、原子炉の条件、これ原子炉ごとに細かくどこの部分で何℃で放射線

がどのぐらいというのを調査した結果に基づきまして、試験条件を決めます。その試験条件に合うように、恒温層の中に入れて温度を一定に保つ。何度か一定に保つ。

それから放射線につきましては、主に高崎にありますJAEAさんのガンマ線照射施設を使いましてそこで照射をします。ただ実際の原子炉ですと何年も掛かって照射する分を試験ですから、比較的短期間でやらないといけませんので、実際の原子炉よりももっと早くたくさん照射させるようなそういう条件にすることですね。実際の原子炉での温度は例えば40℃ですと、それよりも高い温度で60℃ぐらいにしてその代わり期間的には短縮できるような、見かけの活性化エネルギーというのを実験で求めまして、それに基づいて原子炉で60年なら60年相当を実験で再現するには何時間やればいいのかということの評価した上で、そういった実験をやることでございます。

さらにそういった環境を経験した後で、事故時に機能要求がある、格納容器内の重要なケーブルってそうなんですけど、原子炉の中で事故が起きて蒸気が格納器の中に充満してきたようなそういった環境を想定しまして、格納容器内にて設計上想定されるような温度とか放射線の量ってというのは、通常運転している時よりは相当高くなりますんで、そういった条件も想定した実験をさらに付け加えます。両方の環境条件、厳しい環境条件を通過したもののケーブルの性能をチェックして、それを合格してればそのケーブルはOKだと、そういう判断をします。

先ほど代表ケーブルの話がありましたけど、基本的には同一タイプのケーブルで同一メーカーのものについてしか試験結果は有効ではないよと私どもは判断しております。ですから、伊方2号さんの場合も全部のタイプのケーブルについてそういった観点でもチェックをいたしまして、たまたまそうならなかったのが2件ございましたんで、それについては指摘させていただきました。よく調べていただいた結果ですね、その2点についてちゃんと実験結果がありましたんで、それを基に評価書を作りなおしていただいた、そういうことでございます。

○有吉委員 他の劣化事象の中でも何か実験で判定するものがあるんでしょうか。

○原子力安全基盤機構 実験的な評価としては、熱時効というのがありまして、これは2層ステンレス鋼なのですが、これもやはり実際の原子炉の運転条件でいきますと、20年30年かかって少しずつ材質が脆くなっていくという現象なんですけど、これも評価に使う実験データは、少し温度を高くしてデータを取るというようなことをやっています。それと実際の状況を比較して60年間運転しても脆くならないかどうかということを確認していることでございます。

○有吉委員 ありがとうございます。

○濱本部長 その他ございませんでしょうか。それでは、第一のポイントについてはこれで。

どうぞ。

○宇根崎委員 これ少し国のほうにお願いなんですけど、渡邊委員、森委員からのご発言、ご指摘とも関連すると思うんですけども、いわゆる許容値というものが、さまざまな標準とかそういうふうなものに対して、定められてくるということで、随時、最新の技術的知見と経験が反映されて解決されていくべきものであるということでもあります。

それでそういう意味でパワーポイントの16ページ目のところの今後の対応についてを少し拝見しますと、最新の技術的知見等々を反映していくというところが事業者の役割のところで明確に書いてあるんですけども、国のほうで事前確認、例えば適切性の事前確認。それから例えば10年を超えない期間ごとに高経年化技術評価の再評価を行っていくというところで、ここにも明確的に最新の知見を積極的に取り入れていって、的確に反映しながら妥当性を確認するというのをぜひ明記していただければ

ほんとに国民の目から見て、より安心という観点で、よろしいのかと思いますが、これはお願いでございます。

○原子力安全・保安院 はい、大事なことだと思います。承知いたしました。

○濱本部長 それでは第2のポイント、長期保守管理方針についてであります。四国電力では国の審査を踏まえて、評価書の一部補正して昨年当会でご説明いただいた内容から保全項目が追加されています。

今までの議論で随分関連してありますので、この点についてはよろしゅうございますか。はい。

そしたら、この2つ、1点と2点のポイントについて一応総括してみますと、高経年化技術評価については、高経年化対策に、着目すべき経年劣化事象や機器設備等が抽出された上で、最新の知見を踏まえて技術評価なされるとともに、経年劣化事象に応じた追加保全策が策定されている。長期保守管理方針については、高経年化技術評価の結果を踏まえて策定されている。この2点についての的確に行っていることを確認した。一応このように総括、この2点についてよろしゅうございますか。

○森委員 決められたことに対して、つまり既にルールに基づいたことはきちんとされているという文脈ではいいと思いますが、もともと基準になるべき、典拠するべき基準自身の見直しが特にされているわけではありませんし、明確な答えが入れていませんので、決められた手続きにはのっとってきちんとされていることはよく分かりましたが、もともとの基準のほうの構成は今後検討していく必要があるんじゃないかとちょっと思ったんですけどいかがでしょうか。

○濱本部長 そのへんは、この専門会の意見として集約して午後の管理委員会への報告に入れさせてもらうようにします。

3点目も既にいろいろ話が出ておりますけれども、福島原発事故の高経年化への影響について特にご意見ございますか。森先生。

○森委員 これは1点だけです。短く申し上げます。8ページに書いてある、8ページの最も下に書いてあるところ、確かご説明の時にもこの文章をお読みになったと思いますが、最初文搬省略しますが、今回の地震動によって機能を失うような経年劣化の影響があったとは考え難くというように文章では書いてあります。あったとは考えにくいということなんですけれども、これ、なかったとも断言できないわけですし、論理的には。ですから、なかったとは言えないというような文言一緒に加えていただければ。

○辻本委員 先ほどの基準値と関連するんですが、年明けの時に細野事故担当大臣が原子炉は原則として40年で廃止するとか、40年の数値が出てきました。ここでは、30年を経過した原子炉は60年まで10年ごとに検査するとか、30年、40年、60年という数値が出てまいります、30年とか40年とか60年とか数値の根拠があるのでしょうか。

○原子力安全・保安院 分かりました。できる範囲で説明します。できる範囲と申し上げたのは細野大臣あるいはその下のチームが提案している部分については私ども保安院は、知ってる範囲でということでご説明を申し上げたいと思います。その前提のご説明だと思ってお聞きいただけたらありがたいというふうに思っております。

先ほど少し話題に出ました、新しく1月に細野大臣が国会に出されている法案では、原発の運転期間は40年に制限するという記載がされてございます。40年で制限し、1回に限り延長あり得るべしという記載になってございます。その40年につきましてということでございます。これは私が新聞で聞く範囲ぐらいだと思って聞いていただければ結構なんですけれども、細野大臣がお話されている中身をお聞

きすると、照射データでありますとか、低サイクル疲労でありますとか、という原発の当初の設計の時の評価の条件で40年というものが使われているので、これを1つの目安として制限の数値として明確に決めるということに意味があるのであって、その目安として設計の時の評価条件を使ったというようなことよく発言されているようでございます。それからそういった意味で現在の伊方の評価を30年たったところで60年までという前提、評価条件で評価してるわけでございますけれども、正直申し上げて40年の制度が出来上がった時にこの30年の制度がどうなっているかというところにつきましては、まだそういう審議、法律を検討しているチームのほうから提案されてませんので、私のほうから申し上げるのはとても難しい状態にありますということでございます。ただ、40年で制限をする際のそのハードルというのは非常に高いんだという発言を細野大臣が何度かされていることを考えますと、今の高経年技術評価で30年時点で60年目まで見通して評価というところ、これからもこのまま続けるということと、40年が原則だという考え方で、どっちにしても整理が必要になってくるんだろうとは思いますが、具体的な検討は新しい規制庁ができあがって新しい体制の中で検討されていくというところだというふうに思っております。

○濱本部長 ありがとうございます。よろしゅうございますか。

○有吉委員 今回の評価においてこれまで保安院で実施した福島の第1から第3号に対する高経年化対策、高経年化の評価結果ですね、それがどのように生かされているかという点と、それから今回の伊方2号機に対する評価も含めた高経年化対策技術評価の方法、それから結果の妥当性についてあらためてどのようにお考えになっているのかお伺いしたい。

○原子力安全・保安院 はい、分かりました。まず福島の高経年化の評価結果をどう使ったというところでございますけれども、先ほどのご指摘もありましたけれども、今までの知見から言えば福島第1の事故と経年劣化の影響を示すものはありませんと、はっきりはしない部分はもちろんありますけれども、今の知見ではという前提付きですけれども。

そういったことからするとですね、福島の事故の経験、あるいは1号機から3号機に過去に行った「高経年化技術評価の結果」というものについて、直接的に具体的に今回の評価に直接具体的な部分というところでは、明確なものはないかと思えます。

ただ私ども、「高経年化技術評価」とは福島だけに限らず、これまで20機ぐらいずっと続けてきてるわけでございます。そういった意味では、評価する側、あるいはJNES含め、私どもの体制の中で、ノウハウというものをやっぱり結構蓄積されてきてるのかな、というところはあるんだと思えます。そういった意味で、個々のプラントの評価の蓄積、20機分、ここ10年ぐらいの保安院、JNESの取り組みというものを全部、今回の伊方の評価の中で、活用できたのではないかというふうに思っております。

それからその伊方の今回の評価につきまして、ということでもあります。福島の反映ということでは、直接的なものはないと申し上げましたけれども、地震が長いこととか、余震が多いことという意味での、なるだけ細かい目で私のほうも見たつもりでございます。今の手法なり、今の体系なり新しい規制の体制の中でどうなるかというところを抜きにして考えていただかないといけないとは思いますが、今現在その現状の規制体系なり、規制の手法なりという中ではですね、私どもは最大限度目配りをして福島から反映できることはもちろん反映をして、ということやってきたつもりでございます。別途、福島の技術的知見というようなところからですね、ベントをどうするか、格納容器の閉じ込み機能はどうだった、これは別途の議論としてございますけれども、材料の経年劣化という部分については、き

ちんと評価ができたのではないかというふうに思っています。

○有吉委員 今後のことも含めてですけれども、技術評価の方法とか、それから結果の妥当性とか、そういうことに対して、どのように考えておるのか。

○原子力安全・保安院 はい。そういう意味では、私どもの現場レベルでの手法なり評価の妥当性という意味では、先ほども申し上げましたように、最大限できることはきちんとやった、というふうに私どもも思っています。

ただ、今、先生のご質問の中でですね、1つだけ答えにくいのは、新しい規制の体系、規制の考え方の下でどうするんだ、というところについてはですね、申し訳ございません、今保安院の立場からですね、申し上げるのはちょっと辛うございます、とご理解いただけたらと思います。

○有吉委員 はい。理解できます。ありがとうございました。

○辻本委員 今までの議論と少し外れるかもしれませんが、福島事故に対してオフサイトセンターが役目をはたしませんでした。オフサイトセンターは保安院のこれ中枢でございます。今、保安院は、電力会社の地震対策、津波対策についてご指導を受けておりますが、保安院と直接関係のあるオフサイトセンターも津波とか耐震とかに対して、大丈夫でしょうか。今後どういう考えを持っておられるのでしょうか。オフサイトセンターは事故起こった時の中枢で、大本営みたいなもんでございますから、今後、お考えをお聞きしたいと思います。

○原子力安全・保安院 分かりました。その点に関しましてはですね、私直接に担当してないので知ってる範囲でお答え申し上げますけれども、ご指摘のとおり、オフサイトセンター、福島大熊町のオフサイトセンターは、放射性物質が入り込んで、もうそこで作業ができなかったということもございまして、実際に、通信のインフラが悪くてですね、実際にそこで東京と連絡すらまともに取れないような状況が、私もちょうど3月11日から1週間ぐらいいそこにいましたけれども、本当に厳しい状態だったと思います。

そういったことも含め、今、その安全規制機関としての現場の指揮はどうあるべきか、あるいはその地域の自治体さんとも一緒に考えなければいけないのですけれども、その地域の防災をどう考えるかということにつきましてですね、いろんな議論がなされてございます。

そういった中で、いろんな意見が出て、まだちょっとまとまってはいないのではないかと、いうふうに思います。オフサイトセンターをどういうところに置くべきか、ということもその中の大事なテーマ、オフサイトセンター1つでいいのか、機能を分けて2つ置くか、どうするのかというのも議論になってるというふうに承知しておりますけれども、まだ結論には至ってないというふうに思っています。

○濱本部長 よろしゅうございますか、森先生。

○森委員 先ほどの資料、3-1の8ページに書いてある、まとめの文章なわけですが、これ先ほど指摘させていただきましたが、その後このファイルの資料の中で、あと資料3-4に宇根崎委員から教えていただきまして、関連する記述がありました。

資料3-4の17ページをご覧ください。この17ページ以前は、考えがたい、考えがたいというような緻密な検討がなされているのはよく分かりましたが、この17ページの(3)その他のところですね、この後半に「この為、(途中飛ばしますが)経年劣化との関係、損傷原因等、製造技術の古さ等々との関係については、不明である」といったことが明記されている。それに続いて、「したがって」ということで、「今後の追加的な検討が必要である」と、これが書かれています。

そこまでの本文の検討に引き続いて、このギリシャ数字のⅣ「まとめ」のところで、やはりこの1で、「福島第一事故における経年劣化の影響」と題して3つのパラグラフが書いてあって、最初の2つのパラグラフでは、「考えがたいとの結果になった」、というふうに締めくくってありますが、3つ目のパラグラフでは、「現時点においては、困難であるため」ということで、「今後追加的な検討が必要」というようなこと書いてあります。

こうやって考えがたいという机上での検討、それはそれでとても技術者としてよく理解できるものにはあります。ただ、「ただし」ということで、やっぱり残る、断言できない不安っていうものを、ずっと報告書では書いてある。しかもまとめでも書けてあるにもかかわらず、このプレゼンテーションに使われるような、参考の下のかっこ書きのところで、片一方だけを採用して、片一方を採用していないというのは、ちょっと腑に落ちないところがありますので、われわれの立場で原子力安全・保安院のほうの文章の修正等、望むべくもありませんから、この技術部会として考えがたいというようなこととともに、断定もできないんだと、つまり不明であって追加的な検討が必要であると、いうこの原子力安全・保安院の見解を了承すると、いったように2つの意見はやはり併記すべきだと思います。ごめんなさい、2つの意見ではなく、2つの見方です。

○濱本部長 ありがとうございます。

その他ございませんでしょうか。

じゃあこの第3のポイントについて総括いたしますと、現時点で得られる福島原発事故に関わる知見に基づく評価の結果、経年劣化事象が事故の発生拡大の要因となったことは、「なった」とは考えがたく、というふうにしてますけれども。要因となった。どういたしましょうかね。まあこういうことではいかがでしょうか。要因となったとは考えがたく、今後の事故を踏まえて、今般の事故を踏まえても、これまでの高経年化対策技術評価に不合理な点は認められないものと考えられる。

「ただし」というふうにして、ただし今後現地確認、まあこれは当分難しいんだろうと思いますけれど、現地確認等、この点については今後も追加検討が必要で、現地確認等含めて追加検討が必要である。新たな知見が得られた場合には、四国電力は的確に追加的な検討をするとともに、県民に分かりやすく説明する必要がある。

そういうことでよろしゅうございましょうか、森先生。

どうも、ありがとうございます。

この2つ、私、統括いたしましたけれど、これを今日午後の管理委員会に部会の意見として報告させていただきます。

(4) 伊方3号機の安全性に関する総合評価（いわゆるストレステスト）一次評価の進捗状況について

○濱本部長 では続きまして、伊方3号機のストレステストの一次評価結果についてであります。本件については12月の当部会で概要の説明を受けておりますけれども、本日もその後の進捗状態について四国電力から説明を受けたいと思います。

また前回の部会で委員からコメントをいただいておりますけど、これに対する四国電力からの回答もお願いしたいと思います。

○四国電力 はい、四国電力原子力本部長の柿木でございます。

ご説明の前に一言ごあいさつを申し上げます。技術専門会の先生方には、日ごろ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。

東電福島事故も発生から1年以上たちましたけれども、その間、関係者のたゆまぬ努力が続けられておりますけれども、まだ本格的な終息にはかなりの時間がかかるというふうなことでございます。

当社といたしましても、事故の早期終息と、それから避難をされている方々の一日も早い帰宅を願うとともに、伊方町や周辺の地域の方々にご安心いただくために、緊急安全対策等、伊方発電所の安全性の向上に向けましてですね、必要な対策について計画どおり実施いたしますとともに、できるものにつきましては、前倒しをして実施をしていくこととしております。

本日は、今ご紹介ございましたように、3号機のストレステストの状況につきましてご説明をさせていただきますが、本件につきましては、昨年11月14日に3号機の一次評価の結果をまとめまして、国に報告をし、現在原子力安全・保安院で審議をいただいているところでございます。

本日はこの審査の過程で地震に対する評価を変更いたしましたので、その内容についてご説明をさせていただいたら、というふうに思います。今後とも信頼される伊方発電所を目指しまして、伊方発電所の安全安定運転、それから情報公開の徹底を引き続き全力で取り組んでまいりたいと考えておりますので、よろしく願いをしたらと思います。

それでは本件につきましては原子力部の耐震設計グループリーダーの岡田からご説明をさせていただきます。

○四国電力 四国電力、岡田でございます。

それでは建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす影響につきまして、ご説明したいと思います。座らせていただきます。

資料に基づきましてご説明申し上げます。

まず1ページ目、お開けください。はじめにということで、総合評価におきましては、地震動の大きさと地震による設備が受ける応答とは、比例関係にある、として裕度評価を行っております。これは線形応答と申してございます。

それに対しまして、地震動が大きい場合は、地震動の大きさと地震により設備が受ける応答は、比例関係にならないことが考えられます。これを非線形応答と申します。

左下の図を見ていただきたいと思うんですが、線形応答と非線形応答、両応答のスペクトルの相違を表したものでございます。

横軸が周期でございまして、右側ほど長周期側になります。縦軸に加速度でございまして、折れ線といますか山状況の絵を書かせてもらってますけれども、細い線のほうが基準地震動 S_s を入力したときの応答でございまして、これを縦方向に α 倍したものでございます。

それに対しまして、太い線の方が、基準地震動 S_s の α 倍を建屋に入力いたしまして、建屋応答解析をした結果として得られた応答スペクトルでございます。これは一般的な応答のイメージ図でございまして、この細い線と太い線比べますと、一般的にはですね太い線のほうが、建屋が非線形に入りまして、エネルギー吸収が起きますので、若干小さくなる傾向、それと建屋のこういう応答が右側にシフトする傾向がございまして。

それに対しまして、機器の固有値というのが、このピンクで表してます範囲が一般的なところでございます。その中で、黄色く表してますところ、これが太い線で表してます非線形の応答のほうが線形を上回ったという状況でございまして、部分的にこういうところがある可能性がございまして。そういうところに、機器の固有値がございまして、その機器は影響を受けて、非線形のほうが裕度が厳しく

なるような状況が発生するというものでございます。

これにつきまして、右のフローに沿って検討を行いました。大きくは3つでございますけれども、影響有無の確認、それにつきましては報告時点のクリフエッジ値が1.86倍のS_sでございましたので、1.86倍のS_sを入力しまして建屋応答解析を行いまして、その結果の応答スペクトルを用いまして、影響のある機器を抽出してございます。

その後、影響の可能性のある機器の裕度評価を行っております。抽出した設備につきまして、1.86倍のS_s入力時の非線形応答を用いた裕度評価を行いまして、さらに評価の結果クリフエッジである1.86未満となる設備につきましては、入力地震動をさらに変更して評価も行っております。その結果を用いまして、最後にクリフエッジの再評価を行っております。

具体的なところでいきますと、2ページをお開けください。

まず、1.86倍のS_s入力時の非線形応答を用いた裕度評価でございまして、左下にその結果を表してございます。

4つの機器が抽出されてございまして、報告時の裕度に対しまして、再評価時の裕度が低めになってございます。右側に棒グラフでお示してありますが、応答加速度の比較でございまして、各機器ごとに、黒い線が線形応答を仮定した場合の応答値、グレーのほう为非線形の場合の応答値でございまして、非線形のほうの加速度が上回っておりますので、結果として裕度が小さくなってございます。

続きまして3ページを、お開けください。先ほどの抽出した機器につきまして、今度は入力地震動を少し小さくして評価を行った結果でございまして。

入力地震動につきましては、ドロップ盤と充電器盤の前ページの裕度が1.5程度ございましたので、1.5というのを設定いたしまして、建屋の応答解析を行いまして、評価を行いました。

前ページ同様に、右側に棒グラフで加速度を表してございまして、これは1.86倍に比べますと、その影響度合いが小さくなっておるのが見て取れると思います。

その結果といたしまして、左の表にありますような、裕度が求められまして、「非線形の影響」ということではですね、この裕度が適切な裕度じゃないかというふうに考えてございます。

以上の結果をもちましてクリフエッジ評価を行いましたのが4ページでございまして。イベントツリーの裕度のところを、従来のドロップ盤等から、赤く記載してございまして、充電器盤の1.5に変更したものでございまして、これを用いまして、クリフエッジ評価を行いました結果、ドロップ盤から充電器盤に変更になるとともに、裕度は1.5という結果を得てございます。

続きまして最後のページでございまして、検討結果のまとめをしてございまして。伊方3号機につきましては、建屋応答に非線形性が設備の裕度評価に与える影響について検討いたしました結果、 α S_s入力時の建屋の応答は、建屋が非線形化することによりまして、長周期側にシフトするものの、S_s入力時の α 倍ほど大きくなりませんという傾向にありまして、S_s入力時の応答から算定した設備の裕度は、概ね保守側に評価されていることを確認いたしました。

一部の設備の裕度が減少していることから、建屋応答の非線形性を考慮した設備の裕度評価を行い、クリフエッジの特定に与える影響について検討しました結果、伊方3号機の炉心損傷に対するクリフエッジにつきましては、クリフエッジとなる耐震裕度の値が1.86S_sから1.5S_sに減少し、機能喪失の原因となる設備がドロップ盤から、充電器盤に変更になることを確認しております。

なお、建屋非線形性の影響を踏まえまして、総合評価で報告しました耐震裕度が減少すると分かりましたドロップ盤、および充電器盤につきましては、耐震信頼性のより一層の確保のため、2倍裕度の確

保の一貫としまして、前倒しで耐震性向上工事を実施し、耐性の強化を図ることといたしております。ご説明は以上でございます。

○四国電力 続きまして、資料4-2に基づきまして、前回会議におけるコメント回答についてご説明させていただきます。原子力本部の増田でございます。よろしくお願いたします。着座して説明させていただきます。

資料1ページめくっていただきますと、1番目のコメントで「耐震のクリフエッジ評価について耐震裕度の算出方法」ですけれども、耐震バックチェックの評価方法と異なるということがありましたため、それを分かりやすく図を用いて説明するように、というのが前回のコメントとしていただいております。

回答ですけれども、下の図を見ながら説明したいと思っております。

左側の耐震バックチェックのほうでは圧力による応力と、地震荷重を含む外荷重による応力との合計応力から算出される応力強さと許容応力強さを比較することによりまして、裕度を評価しております。

一方、ストレステストにつきましては、右側のほうになりますけれども、「圧力による応力は、外荷重の増減に関係なく一定である」ということがありますことから、「地震荷重等の外荷重のみ」に着目して裕度を算出しております。

右の図にありますように、圧力による応力を差し引いた上で、残りの部分の許容応力強さと、外荷重による応力強さを比較させることにより、裕度を求めさせて、地震に対してより実態に則した評価を実施しています。この件につきましては、以上のような回答でございます。

さらに1ページめくっていただきますと、2番目のコメントですけれども。

蓄電池の容量時間、具体的には5時間なんですけれども、それ以内に電源車をつなぎこめることを具体的に説明するように、というコメントをいただいております。

これにつきましては、回答の部分を読ませさせていただきますが、ストレステストでは、緊急安全対策等の防護処置の成立性を検討した上で、クリフエッジの評価を実施しております。

防護処置の1つであります電源車のつなぎこみにつきましては、電源確保訓練等によりまして、5時間以内にこれが達成されることを確認いたしております。

具体的な中身といたしましては、下の図にありますように、上のほうに1、2、3号機の電源確保のための電源車のつなぎこみ等が書いておりますけれども、これは夜間の訓練実績ですけれども、約3時間3分で実施できておりまして、電源の確保時間の標準であります5時間に対して、約2時間程度余裕を持つことができるということが確認いたしております。

下側のほうですけれども、これにつきましては電源車の運転開始以降の燃料補給についての検証でございまして、まず上側がホイールローダーによるがれき撤去をやることによりまして、水源確保に必要なルートの確保とかですね、電源車の燃料補給に必要なルートを確保した上で、実際には電源車の燃料補給をするという手順を作っております、それら全部加えてもですね、大体7時間20分程度で補給が可能というふうに考えておりまして、電源車の燃料が枯渇する14時間以内に余裕があったということを確認いたしております。

ここで「約半日」のところに黒い線が引いてありますけれども、ここ以前に発電所内に常駐する要員で対応可能です。それ以降につきましては、継続的な燃料の補給等が必要でございますので、参集要員によりまして対応をするということを考えております。本コメントに対する回答は以上でございます。

続きまして次のページ、3つ目のコメントでございますが。

3号機のストレステスト評価報告書の中で、安全防護系シーケンス盤が個別評価されていないというこ

とが割愛されていると。具体的には下の図に描いてるわけですが、こういうふうに赤の囲み線の中で書かれてまして、これって本当は評価すべきではなかったのですかと、他にも同様なものがあるのではないのですかというようなご指摘を受けております。

これについての回答でございますが、上から読ませていただきますが、安全防護系シーケンス盤は、損傷した場合の安全性への影響範囲が大きいことから、個別に評価するのではなく、ただちに炉心損傷にいたるものとして扱っております。

安全防護系シーケンス盤の耐震裕度等を算出いたしますと、7.09。許容津波対策につきましては、17.8メートルということで評価しておりますので、これ自体が直接「クリフエッジ」とはなりません。ただし、評価としては実施しておりますということで、考慮はしておりますというような回答になります。

「なお」のところに書いておりますように、今、同様な取り扱いのものといましては、原子炉建屋とか、原子炉容器等がございまして、原子炉建屋等については一部クリフエッジとして出てきておりますけれども、原子炉容器等につきましては耐震裕度等が十分ありますので、それ自体は「クリフエッジ」とはなっておりません。本件の回答は以上でございます。

最後の4番目のコメントでございますけれども、ここは背景のほうからご説明させていただきます。先ほど高経年化技術評価の中で、配管の減肉についての評価と耐震安全性ということについていろいろ議論がありましたけれども、ここも同じようなご質問でございまして、その配管減肉と耐震裕度の評価について具体的な配管で肉厚測定頻度、測定値、それによる事後評価、最低肉厚までの年数というのを具体的な数値で示した上で、裕度がどれぐらいあるかを示してほしいというコメントをいただいております。

上のほうから読ませていただきますが、伊方発電所では、日本機械学会、加圧水型伊方原子力発電所配管減肉管理に関する技術規定に基づきまして、配管の減肉管理を実施いたしております。

具体的には対象となる配管につきまして、肉厚測定を超音波ですけれども実施いたしまして、に基づき事後評価を行いまして、配管取り替え計画等の策定を行っております。具体的なフローを次のページに書いておりますので、ちょっとめくっていただけますでしょうか。

配管の減肉管理のフローをこういう流れで書いております。一番上ですが、配管の肉厚測定をこれ実績ですけれども、第12回定検で実施いたしております。それ以前にもですね、第8回定検で実施しております、その8回から12回定検までの運転時間と、測定した減肉量からですね、最大の減肉率を算出いたします。結果としましては、 $0.38 \times 10^{-4} \text{mm/h}$ という結果になっております。3つ目の四角の中に移りますけれども、12回定検で測定した最小肉厚値が、実際には21.3mmでしたため、上の最大減肉率でですね、必要最厚さの16.8mmにまで減肉するには、あとどれぐらい年数が残っているかというのを下の簡単な式で計算してみまして、結果的に「13.7」という数字が出てます。この13.7が、この時点の余寿命ということになりまして、それ以降も継続的に余寿命評価も実施しながら、余寿命に到達する前に配管取り替えを実施するというようになっております。

こういうことで最小必要厚さになる前に、計画的に配管を取り替えることで、発電所の配管についてはですね、健全性を確保してるという前提条件がございまして。

ちょっとまた1ページ前に戻っていただきますと、下から4行目のところから読みますけれども、「伊方発電所では配管の減肉管理により、必要最小厚さに対して十分余裕を持った状態で、運転されています」と、今ご説明したとおりですけども。

今回の3号機ストレステストでは、主給水配管については、必要最小厚さまで一応に減肉した状態を

モデル化したしまして、耐震裕度の評価を行いまして、「2.87」という数値を出しておりますので、そういう意味でも評価上の裕度を持たせてるというのが分かっていたのではないかと思います。コメント回答につきましては以上でございます。

○濱本部長 どうもありがとうございました。

その他ストレステストについてご質問でございますでしょうか。森先生。

○森委員 資料4-1についてお伺いしたいと思います。以前から「非線形応答」のことが問題になっていたのので、こういう結果を出していただいて、具体的にどうなのかというのが分かって良かったと思います。

ここで「はじめに」のところの2つ目の丸に、「一般的に」という断り書きがあって、応答スペクトルが長周期側にシフトするということで、下の絵に書いてあるわけですね。

かつ、着目している黄色い周波数帯の部分についてはシフトするだけではなくて、その結果として小さな山が当たる場合には大きくなると、その結果として耐震裕度が小さくなることもあるよ、とこういうご検討の流れだったと思います。

聞きたいのは、2つほどあるんですけれども。1つはこの図には具体的な周期が描いてありませんけれども、恐らくあたりに来る周期帯と言いますか、震度数で言えば6～7Hz、もしくは10Hzとかそういう周期で言えば0.1秒、0.2秒あるいはそれより小さいようなところに相当するんじゃないのか、と思いますが、まずそのこと確認させていただきたいんですけれども。

○四国電力 四国電力岡田でございます。ご指摘の通りでございます。建屋の最大ピークのところは、だいたい6～7Hzである所でございます。

○森委員 この黄色い所が6～7Hzとなってきましたと

○四国電力 失礼しました。一番大きい山の所が6～7Hzでございます。この小さいピークのところはそれよりも高くなっております。15Hzとかそのあたりになります。

○森委員 了解しました。6、7Hz、あるいはそれ以上となってきましたと2つの問題がありましてね、1つはそういう短周期成分っていうのは、きちんとした予測ができないと。つまりなかなか地震学で分かっているのは、1、2秒といったような中周期成分があくまで説明ができてただけであって、短周期成分についてはそれほど、いわゆる経験的っていうような言葉に表されるように、それほど確定的に決められるものではない。したがって、ここについてのばらつきって言いますか、それが1つ問題なってくると。「入力のばらつき」、これが1点。それについてはどういうふう考えたかっていうことですね。

それと2つ目なんですけれども減衰モデルをどういうモデルで使ったのかというのを質問としてお聞きしたいんですけれども。これも減衰のモデルによっては、過小評価する場合がありますので、これが適切な評価、もしくは安全側の評価するような減衰モデルを使ってるかどうかを確認しようございます。そこでその2点についてご質問させていただきたいと思います。

○四国電力 まず建屋の解析でございますけれども、減衰は5%減衰を考慮して、建屋応答解析を実施してございます。

それとその前にご質問ありました、短周期側のばらつきの考え方でございますけれども、地震動を入力いたしまして、その結果として、建屋応答の結果として得られた曲線で比較しております。基準地震動 S_s の場合の応答と、それを α 倍して入力した場合の応答、それぞれ建屋モデルは同じでございますので、そういう意味でベースは同じもので比較しているということで、非線形性の影響を比較する上では

問題ないかと考えております。

あと、それぞれの機器に対する影響をさらに見る時は、このスペクトルは、機器の減衰定数に合ったものを用いてございますけども、その減衰定数は保守的、要するに機器の減衰定数は基本的に実験等で求まってございますけども、実験の下限値を用いて決まってございます。それはJ E A Gのほうで決まってございますけども、それを用いてございますので、この応答スペクトル自体にはそういう余裕も含まれた結果ということでございます。

○森委員 ちょっとあの、基本的なことを確認したいんですが、減衰モデルどういうのを使われてるかっていう質問はですね、この非線形解析する時に、減衰が震度数に比例する減衰なのか、それとも非比例なのか、それとも反比例する減衰なのかということです。具体的にはレイリー減衰を使われているのですか、それとも。

○四国電力 ちょっと今日建物の専門家が今いないので詳しいことは確認しないとイケないんですけども。

○森委員 分かりました。それじゃあ確認していただきたいのは、建物を解析するときの減衰定数と、それから機器を評価する時の減衰定数はおのずから異なるものであって、建物に関しては5%というようなことを取ってらっしゃるのは、それほど危険側の設定でもなく、妥当とは思いますが、機器に関しては、建物の建屋の床応答を入れるわけで、その床応答そのものの評価をする際の減衰っていうふうにと考えると、5%は危険側の設定かというふうに感じた次第であります。

○四国電力 ちょっと説明が十分でなくて申し訳ございません。

建物のほうは5%で応答解析をしてございます。その結果得られました各フロアの時刻歴波がございまして。それをスペクトルに置き直すわけですけども、その際、機器の減衰定数は機器ごとに決まってございます。その機器ごとに決まってる減衰定数ごとで、スペクトルを作成いたします。

例えば、溶接構造の機器ですと1%の減衰定数でスペクトルを作ります。あるいは、先ほどの電気盤ですと4%という減衰定数を使ったりします。ということで、それぞれのその機器ごとにですね、減衰定数というのは先ほど申しましたけれども、試験データに基づきまして、下限値ということで、決められてございますので、それを用いてわれわれは評価を行っているということでございます。

○森委員 それを理解した上で聞いています。

つまり建屋に使ってる5%っていうのは、建屋の応答解析に使う減衰定数として5%という数字を使っているという意味であつたし、今の床応答に使う機器に対する減衰っていうのは、応答スペクトルを求める際の減衰定数っていうご説明だというふうに理解しましたが、それでいいんですよね。

○四国電力 そうです。

○森委員 その理解に立った上で、当初申し上げた建物の5%は建物の評価をする際の減衰定数としては適切ですけども、床応答を求める際の建物の減衰定数として5%が果たして適切かどうかというのは、あまり根拠のあるようなもの今まで見たことがないので、そういうことからすると、安全側に見ておくべき必要があるんじゃないのかというのが、私の意見です。

つまり短周期側のものっていうのは、それほど多くの研究事例もありませんし、今「経験的」って言っているのは、あくまでその地震学の人が言ってるだけで、地震学の人はこの高震度成分を着目した研究ほとんどありませんから、これはあくまでそういう建屋側、機器側のこれまでの研究成果がどういふものがあるのかっていうものに依拠しない限り、説得性を見ないという、そういう意味です。その意味で、減衰モデルをどういうものを使っているのか、ということです。

例えば先ほど、床応答に使う際の減衰定数で配管等1%使っている、と今おっしゃってますけども、例えばってことで例えますけれども、例えば本当に模型実験のように硬いコンクリートの上に機器だとかあるいはコンクリートの梁でもいいんですけれども、そういうものを置いてポンというふうにたたいた時の減衰定数っていうのは、1%いくものはめったにありません。0.2%とか0.何%という非常に小さいものです。そういうことを根拠にすると、応答倍率は10倍ぐらい平気でいっちゃいますので、1.6とか1.8とかっていうような余裕を今検討してますけれども、そういう少数点以下の検討が私の関心事ではないと。つまり今1.8か1.6って言うんですけど、そういうものではなくて、10分の1にならないのか、20分の1にならないのかっていうそういうオーダーの心配をして、今この質問をしています。そういう意味で、短周期成分の振幅の設定の仕方に関して、「もう少し信頼できる」という言い方をしたら言葉が変なんですけども、技術的に何かこう根拠を確認できるようなものをお示しいただければありがたい、ということです。

○四国電力 はい、分かりました。ただ、今ちょっと例を出されました、例えば配管の減衰定数ですと、この配管というのは配管系でございまして、配管もあればそのサポートもありまして、その系としてわれわれ減衰定数を設定してございます。系というもので、振動試験を行いまして、その時の減衰定数を何ケースも実験いたしまして、その下限値を用いてますので、機器側の減衰定数では非常に保守的なものを使っているというようにわれわれ考えております。建物側の減衰モデルにつきましては、持ち帰らして、確認させてもらいたいと思います。

○濱本部長 よろしゅうございますか。

○森委員 もう1点、これ質問なんですけども、先ほどのもので4ページのクリフエッジ再評価っていうような説明で、ちょっとどういうふうに理解をしていか分からないので、教えていただきたいんですけれども。

こういう非線形応答をすることによって、余裕が変わりました、と。その結果このクリフエッジというものが、ドロップ盤から充電器盤というのにならなくなっていきますけども、変わることによって、例えばその今まで出てこなかった充電器盤っていうものの重要性が出てくるっていうようなストーリーかと思うんですけども、逆にそれによってドロップ盤というものが外されたことによって何か安全を確保する上で、どういうふうに言えばいいんだか分かりませんが、軽んじられるっていうことはないんですか。

○四国電力 あの、ここが一番弱い設備を見つけるという手法でございまして。

充電器盤とドロップ盤の最終的な余裕は、ドロップ盤のほうが1.57、充電器盤が1.50ということで、若干そのドロップ盤のほうが余裕があるということで、その差がどの程度とか、というところはおきましてですね。ただ数字上は、一番厳しいのは充電器盤になりましたので、それを用いて評価した結果がこの結果ということです。

実際どれだけ安全性に対して、ドロップ盤なり充電器盤が影響するのかというところですけども、基本的にはこの2つとも、直流電源装置の一部をなすものでございまして、どちらが損傷しましても、直流電源機能が影響を受けると、機能喪失するということになりますので。

余裕的には、若干差はありますけども、どちらが損傷しても非常に厳しい状態になるということで、クリフエッジということでございます。

○濱本部長 藤川さん。

○藤川委員 はい。ちょっとご提案なんですけども、2時から管理委員会ということ承っております。そ

れで、私自身も幾つか質問したいこともあったんですが、メールでさせていただいてですね、それを県のご判断で議事録なりに、メールとメールに対する応答を載せていただくということでいかがでしょうか。

○濱本部長 時間の少し遅れる予定で、次の会議を調整して今おられると思います。どうでしょう。

○事務局 はい。事務局から今後の事務的なご説明をさせていただきたいと思いますが、予定では午後の安全管理委員会は、2時から開催させていただく予定にしておりましたが、現時点で1時50分回っておりまして、もし可能でありますれば、30分程度午後のスタートを遅らせていただければなあ、ということは考えておりましたが、先生方からこれからまだいただきますご意見との兼ね合いでもございますが。

そんな感じで考えております、いかがでございましょうか。

○濱本部長 そういうことのように、もうちょっと余裕があるように思います。

意見がたくさん出るようでしたら、今、藤川先生言われたような対応を取らせていただきたいと思います。

はい、ご専門の立場から宇根崎先生、この点について。

○宇根崎委員 今回、こういう形で、ある意味、前回の技術専門部会で、私と渡邊先生、森先生のほうから、やっぱりその数字の信頼性といいますか、不確かさに関する議論させていただいたんですが、多分これもその内の中の1つの結果かと思えます。

こういうふうな形で、例えばモデルですとか、森先生の方から解析モデル上のさまざまな設定のパラメータであるとか、そういうところやっぱり私自身も専門家ではないですが、やはりその短周期側というのはなかなか入力スペクトル自身の、設定自身でも難しいところもあるというふうに聞いてますので、そういうその解析モデル上や入力スペクトル上の不確かさというのを、何らかの形でですね、考慮してそのイベントツリー分析をやっていくというのは重要なんじゃないかな、というのはちょうど前回から感じてることです。今回のストレステストの結果を見させていただいて。

だからいわば、結局は各機器の安全裕度に対して不確かさを考えていって、それを使ってイベントツリーがどういうふうに変化していくのかと。イベントツリーデータの感度解析的なですねアプローチというのが、今後重要ではないかな、というふうに考えております。

多分、国のほうからそこまでは要求はされていないと思うんですけども、やはりその独自のアプローチという形にはなるかと思うんですが、そういう不確かさを考慮して積極的にイベントツリーを洗い直していくと、というようなアクションを期待したいと考えてます。

○濱本部長 どうもありがとうございます。よろしゅうございますか。

○四国電力 今回の1次ストレステストでは、確定論ということで、進めております。その中で、裕度評価というのは、ある一定の、裕度と言いますか保守性を持たせた上で評価を行ってございます。なるべくは現実に近い評価を行いたいというふうなところで、行っておりますけれども、その中では一定の保守性は確認しながら進めておりますので、次の二次評価というのがございますけれども、そういう中ではそういうような不確かさというところも取り込んだ評価になる可能性はあると考えております。

(5) その他

○濱本部長 よろしゅうございますか。その他、今日の議題下の以外の問題について、何かご意見こ

の際、はいどうぞ。

○渡邊委員 前回のコメントに関してですけれども、1番については図がありましたのでよく分かりました。4番について確認なんですけれども、その腐食、まあその減肉の問題、それは場所によって違うわけですので、ここに書かれてるのは、そこのおおの場所についての減肉できちんと評価されてるということで、やっぱこれは確認なんですけど、それでよろしいですかね。

○四国電力 はい、減肉についてはそれぞれの箇所を実測して減肉確認しています。

このストレステストの耐震裕度の評価につきましてははですね、当然全てが最小値まで減肉した状態での評価ですので、この値というのはその減肉が全て進んだ状態での一番小さい値のが 2.87 ということです。

○渡邊委員 分かりました。

○濱本部長 その他、ございませんでしょうか。

じゃあどうもありがとうございました。

伊方3号機のストレステストの評価結果につきましては、3月の19日、原子力安全・保安院の公聴会におきまして、審議され終了して、今、取りまとめが行われてるところだと承知しております。

またあの、次回の当部会でその結果につきまして、原子力安全・保安院の方からご説明いただけたらと思っております。よろしく願いいたします。

5. 閉会

○濱本部長 以上で大変熱心にご議論いただきましたけれども、技術専門部会、終了したいと思いますのですが、よろしゅうございませうか。どうも長時間ありがとうございました。