

令和6年度第2回 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

令和6年11月15日（金）14：00～16：30

愛媛県水産会館 6階 大会議室

1 開会

○事務局

愛媛県防災局長の篠原でございます。開会に当たりまして、御挨拶をさせていただきます。

委員の皆様方には大変お忙しい中、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に御出席をいただきまして、誠にありがとうございます。

また、日頃より本県の原子力安全行政に格別の御理解、御協力を賜っておりますことに厚くお礼申し上げます。

本日は、原子力規制庁の塚部安全規制調整官がWebで、伊方原子力規制事務所の山形所長はオブザーバーとして御出席をいただいております。よろしく願いいたします。

さて、伊方3号機は、今週火曜日、12日に定期事業者検査を終了し、通常運転を再開いたしました。本年12月15日、運転開始後30年を迎えますため、現行の原子炉等規制法に基づく高経年化技術評価を実施しており、これまで当専門部会において、評価内容等に関して御確認をいただいているところでございます。

その後、10月16日に原子力規制委員会により、本評価に係る保安規定の変更が認可されましたことから、本日は、原子力規制庁から、基準への適合性を含めた審査結果を御説明いただき、それを踏まえた上で、当部会において御審議をいただくこととしております。

また、伊方3号機の30年超運転につきましては、現行制度に基づく評価、認可に加えまして、別途、来年6月6日に施行される改正原子炉等規制法に基づく認可を受ける必要がありますため、四国電力は、原子力規制委員会に対し、10月31日に、新制度に基づく長期施設管理計画を申請いたしますとともに、県に対しても事前連絡がございました。本日は、本申請概要についても御報告をいただくこととしております。

あわせまして、3号機の定期事業者検査中に発生したトラブル概要も含め、伊方発電所の状況につきましても、四国電力から報告をいただくこととしております。

県としましては、県民の安全・安心を確保するため、これまで同様、地元の視点から、伊方発電所の安全性を確認、追及していくことが重要であると考えており、委員の皆様方には技術的・専門的観点から、厳しく御審議をいただきますようお願いを申し上げまして、開会の御挨拶とさせていただきます。

本日はどうぞよろしくお願いいたします。

2 審議事項

(1) 伊方発電所3号機 高経年化技術評価（30年目）について

○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します。

県外の委員の先生方はWebで参加ということで、どうぞよろしく申し上げます。今日は審議事項が1件と報告事項が2件を予定しております。

まず、審議事項1の「伊方発電所3号機高経年化技術評価（30年目）について」、事務局から説明をお願いいたします。

○事務局

愛媛県原子力安全対策推進監の杉本でございます。

本件につきましては、本年10月16日に原子力規制委員会から認可されました。本日は当該審査を御担当されました、原子力規制庁高経年化審査部門の塚部安全規制調整官から、審査の概要及び結果を御説明いただくこととしております。

なお、当専門部会は国の審査とは別に、地元の視点で御審議いただくものでございますことを申し添えます。

○望月部会長

ありがとうございました。

それでは、原子力規制庁から本件に係る説明をお願いいたします。

○原子力規制庁

原子力規制庁高経年化審査部門の塚部と申します。よろしくをお願いいたします。

それでは資料1-1に基づきまして御説明させていただきます。

本件は、先ほど御説明がありましたとおり、10月16日に原子力規制委員会が認可いたしました、四国電力の伊方発電所3号機の高経年化技術評価等に関する保安規定の変更認可について御説明するものでございます。

めくっていただきまして、1ページ目でございます。

本資料は、まさに10月16日に規制委員会の方で保安規定の変更認可について諮った際の資料となっておりますので、この資料につきましては、審査の概要を説明するとともに、また後ほど、伊方発電所の特徴的なところについては個別で御説明させていただきたいと思っております。最初に2ポツの経緯でございますが、伊方3号炉につきましては、先ほど御説明がありましたとおり、本年12月15日に運転開始後30年を経過するということから、昨年、令和5年11月1日に、高経年化技術評価等に関する保安規定の変更認可申請がございました。3ポツの原子力規制庁による審査でございます。審査内容といたしまして、これは原子炉等規制法で、それぞれ認可にあたっての判断基準がございますので、それぞれについて確

認を行ったところです。

①第1号といたしまして、許可を受けたところによるものでないに該当しないことということで、こちらは設置許可を受けた内容と対応が整合したものかというのを確認するものですが、こちらにつきましては保安規定で定めます、伊方3号炉の高経年化技術評価等が、許可を受けた安全設計に関する説明書というものがございますが、この中に記載されている保守管理の内容と整合していることを確認してございます。

②第2号といたしまして、災害の防止上十分でないものであることに該当しないことということでございますが、こちらにつきましては、規制委員会で策定いたしました、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドを参照しまして、高経年化技術評価が行われ、その結果に基づきまして、長期施設管理方針が定められていることを確認いたしました。それ以降、実際に確認した項目でございますが、最初の1ページの一番下の最初の項目につきましては、高経年化技術評価に関するプロセスとして、保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従いまして、体制の整備でありますとか実施計画、実施手順の策定、その他工程管理、要員の力量管理、記録の管理等が行っていることを確認いたしました。

次の2ページにいていただきまして、最初のポツでございますが、こちら評価におけるプラントの想定といたしましては、運転を断続的に行うことを前提とした評価、あるいは運転状態の評価と呼んでいますが、それと、冷温停止が維持されることを前提とした評価がそれぞれ行われていること、また国内外の運転経験や最新知見の反映が行われていることを確認しました。

2つ目のポツといたしまして、評価対象機器・構造物を全て抽出していること、それらの機器等に想定される劣化事象を抽出いたしまして、発生又は進展の評価を実施していることを確認しています。

3つ目が、我々が主要6事象と呼んでいますが、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物の強度低下等の劣化事象につきまして、現状保全を踏まえた技術評価が行われまして、現状保全を継続することによって健全性を維持することを可能としていること、また、現状保全に追加すべき保全策を抽出していることを確認した。こちらの内容につきましては、また後ほど御説明いたします。

4つ目のポツですが、耐震安全性評価といたしまして、それぞれ着目すべき経年劣化事象を考慮した上で、応力評価等を実施いたしまして、その許容値を下回っていることを確認するとともに、耐津波安全性評価につきまして、劣化事象を考慮した上で、構造強度また止水性の観点から、津波による影響が優位である機器・構造物を抽出した結果ですね、その評価機器が抽出されなかったということを確認してございます。

最後のポツでございますが、これら高経年化技術評価の結果において施設管理方針を定めるとする項目につきましては、長期施設管理方針として適切に定められていること、具体的には保安規定の方に書き入れられていることを確認してございます。

それでは4ページ目を御覧ください。4ページ目が、こちら規制庁がまとめました、評価結果となっておりまして、5ページ目をお願いいたします。こちらが目次になっておりまして、先ほど御説明した原子炉等規制法の第1号、第2号につきまして、どのようなことを確認したかということになってございます。

2ポツが、高経年化技術評価の技術的な妥当性ということで、先ほど申したように、実施に係る体制でありますとか、あと2.2についてはそれぞれの着目すべき対象につきまして、健全性評価結果をまとめているものでございます。

最後の3ポツといたしまして、長期施設管理方針をまとめてございます。

こちらで、四国電力で特徴的なところを御説明させていただきますと、11ページ目をお願いいたします。こちら2.2.2の中性子照射脆化に関するものでございまして、最初に加圧熱衝撃評価、こちらにつきましては、冷却材喪失事故時に、非常用炉心冷却装置等が働いて、原子炉容器が急冷されたような場合でも脆性破壊するようなことがないかというのを確認するものでございます。中ほどの(3)評価のところがございますとおり、①として前提条件といたしまして、伊方3号機につきましては、1996年1月及び2008年9月に監視試験を実施しておりまして、2回実施しているということでございます。b.に書いております、関連温度及び根拠、どれだけ劣化が進んでいるかということを見る指標になりますが、関連温度の算出方法につきましては、日本電気協会が定めております、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201)の方法により行われていることを確認してございます。当該ページの一番下の②評価手法のa.でございます。こちら、評価に用いる中性子照射量の算出につきましては、実施ガイドで、将来の設備利用率が80%以上ということが求められておりますが、伊方3号機の場合は保守的に100%という数字を使っているというところでございます。

12ページ目の方についていただきまして、b.でございます。これも伊方3号炉の方でございますが、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、いわゆるMOX燃料を使っております、導入しているということから、算出に当たった中性子照射量につきましては、MOX燃料を使ったことを考慮した値ということで、具体的には1.1倍するような、保守的な設定をしてございます。それ以降は、実際の評価方法等でございますが、c.に記載されております、こちら日本電気協会の破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206)を使いまして、評価を行いまして、静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線を求めまして、それと応力拡大係数を比較することによって、加圧熱衝撃事象が起きないかということを判定してございます。③に評価結果が書いておりますが、いずれの場合におきましても、静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線につきましては、応力拡大係数を示しますPTS状態遷移曲線を上回っているということを確認してございます。なお、12ページ目の一番下で追加的な評価ということをしてありますが、こちらのJEACの方法等を用いてですね、実際に監視試験から得られているデータについて回次ごとに、下限包絡曲線を引くという形で評価したものでございます。

13ページ目の方についていただきまして、先ほど御説明したとおり、伊方3号については、過去2回の監視試験を実施しておりますが、②に記載されておりますように、第2回の

監視試験というのは、運転開始後約 42 年時点に相当するものということで、今回の高経年化技術評価の範囲であります 30 年目から 40 年目をカバーした値がすでに加えられているということでございます。

続きまして少し飛びまして、20 ページ目をお願いいたします。こちらから、コンクリートの強度低下、遮蔽能力低下等についてございまして、20 ページ目は強度低下、熱に関するものと放射線照射に関するものということで、それぞれ評価を行っております。

22 ページ目をお願いいたします。22 ページ目は、コンクリートの強度低下（中性化）に関する評価結果でございまして、続いて 23 ページ目が、同じくコンクリートの強度低下の塩分浸透によるものの結果になってございます。これらにつきましては、実際にコアサンプル等を取りまして、60 年目までの進展を予測いたしまして、いずれの場合でも、判断基準を満足しているということを確認してございます。

続きまして 24 ページ目になります。こちらは、コンクリートの強度低下（アルカリ骨材反応）の関係でございまして、こちらにつきましては、実際現状の保全といたしましては定期的に目視点検が実施されまして、有意な劣化がないこと等を確認しております。一方、(3) 評価のところに書いてありますとおり、打設時に実際にモルタルバー法を用いましてアルカリ骨材反応の反応性試験を行っております。使用骨材については無害であることを確認しております。一方、当該プラントの特徴でございまして、実際に元々 1 号と同時期に建設された焼却炉建屋というものがございまして、こちらが既に 40 年、本体としてありまして、こちらにつきましては実際に、今回、促進膨張試験、具体的にはアルカリ溶液浸漬法でございまして、こちらについては、評価を行って、その結果、遅延して膨張するような、遅延膨張性の潜在性というのが確認されてございまして、実際コアサンプルを取ってございまして、これを実体顕微鏡観察で確認いたしまして、コンクリート構造物の健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応はないということを確認したところでございまして。

続きまして少し飛んでいただきまして、28 ページ目でございまして。報告書 2.2.7 上記評価対象事象以外の事象ということで、こちらにつきましては、日常的な保全により劣化の傾向が維持できていると判断されていることを確認している事象、日常型管理事象と我々は呼んでおりますが、それを抜いた形で、他の事象がないかということを出して、それが仮に高経年化対策上着目すべき事象として抽出されたら、健全性評価を実施する項目でございまして。今回、伊方 3 号の場合は 2 つプラスで、高経年化対策上確認すべき事象として挙がっております。具体的には 28 ページ目の下の方の (2) 評価（電気ペネトレーションの気密性の低下）というものがございまして。こちらにつきましては、ほかのプラントでも挙がってくる事象でございまして、一部特殊なペネトレーションを使っているものについては、圧力バウンダリについて気密性が維持できるかということを確認しております。

29 ページ目まで行っていただきまして、一番上段に c. 評価結果にありますとおり、こちらにつきましては、環境認定試験を行って 60 年時点においても有意な気密性の低下を

森でございます。御説明どうもありがとうございました。大量な報告書の中から今、一字一句読み上げて、御説明いただいたところのみ集中して聞きましたので、そのところで、お聞きしたいことがあります。24 ページ、2.2.6.5 コンクリートの強度低下（アルカリ骨材反応）というところの御説明で、特に（3）評価、①評価手法のことについて、一字一句読んでいただいたのですけれども、ここで気になったことが、御説明聞いていて気になったことが2つほどありました。

1つは、このc.というところで、「使用開始から」の始まる文章で、4行目から5行目にかけてなのですけれども、焼却炉建屋を対象としたところで、「コアサンプルの実体顕微鏡観察の結果からコンクリート構造物の健全性に影響を与えるようなアルカリ骨材反応がないことが確認されていること」ということで、それをまた受けて、確認されたというような、こういう御説明でした。質問は、そうするとアルカリ骨材反応という現象に形容詞がついてありまして、形容詞句が。「コンクリート構造物の健全性に影響を与えるような」アルカリ骨材反応というふうに書かれているので、これは理解としては、影響を与えないアルカリ骨材反応はあったのかどうか分からないということなのですけど、この辺についてはどうなのでしょう。

○原子力規制庁

はい。御質問ありがとうございます。

お答えしますと、まさにちょっと説明文では形容詞が付いた形になってございますが、アルカリ骨材反応につきましては、実際その判定基準がございまして、それぞれのレベルに応じて、反応性有りか無しか、ということで判断してございまして、今回の伊方3号の焼却炉建屋のコンクリートにつきましては、反応性は無いという結論になってございます。文章上は、健全性とリンクして、反応性は無いということを確認しました。

○森委員

分かりました。つまり、a. と b. の方での評価手法によっては、アルカリ骨材反応は無い、無いというふうに来ていながら、c. だけが形容詞がついているので、この形容詞は、そしたら必要ないという理解でよろしいでしょうか。これ、あくまでアルカリ骨材反応という現象の説明をした文章であって、アルカリ骨材反応というものは健全性に影響を与える可能性があるけれども、という説明が別にあって、ここでは単に「潜在性が確認された」が、アルカリ骨材反応が無いことが確認されたという理解でよろしいでしょうか。

○原子力規制庁

実際、判定のときには、実体顕微鏡でその骨材、リムがどれぐらいあるとか、細かな判定基準がございまして、そのレベルを判定したものになってございます。先ほど御説明があったとおり、反応有り無しで言いますと、反応無しのカテゴリーの結果になります。

○森委員

はい。ありがとうございました。もう1つよろしいでしょうか。もう1つは、ページ数としては、前に戻ります。11ページ、12ページのところで、特に12ページのところで、この辺が、御説明の中で1回言葉として脆性っていうふうに出てきたと思ったのですが、文書には靱性値っていうことで、脆性という言葉がなく、靱性値っていうふうに出てきたように思ったのですが。ここに文字として書いてある理解でよろしいのですよね、まず。

○原子力規制庁

そうです。

○森委員

はい。ここで2度ほど強調されていたのが、静的平面ひずみ。12ページの中ほど、d.のところの4行目と、それからこのページの最も下の1行目、このところに2回ほど出てきていまして、静的平面ひずみ破壊靱性値の下限包絡曲線を求めてっていうようなこと、2回出てきているのですが、このところは、図がないので理解しにくいのですが、関連することがどこか資料として、これを確認するような資料というのは、今日の配付資料の中にどこかあるのでしょうか。

○原子力規制庁

規制庁、塚部です。本日説明している資料の中には、すみません、御説明の図は入ってございません。以前、四国電力が説明した際には、評価結果が出たもので御説明をされていたと認識しております。申し訳ありません。

○森委員

四国電力さんの今日の配布資料の中に入っていたりなんかするのでしょうか。

○四国電力

四国電力の青木でございます。本日の配付資料の中には、これに該当する図というのは御用意させていただいてはないのですが、前回8月28日の専門部会の際に、御説明させていただいた資料の中に、当該資料というのが含まれてございます。

○森委員

了解しました。専門ではないので確実なことは言えないのですが、そういう説明を受けたときの図のイメージは頭にありはしたのですが、ここ、随分強調されていたので、改めて、どういうことであったのかというのを、確認できればいいなというふう感じた次

第です。また資料で確認しておきます。以上です。

○望月部会長

そのほかございませんでしょうか。

○村松委員

村松です。よろしいでしょうか。規制庁の方から御説明ありがとうございました。

私は、今伺ったことは、主として経年劣化を起こす現象について、これまでの経験に基づいて、大事になる可能性があるものについて、1つ1つ対応を検討されて、許可をいただいたということだと思います。それについて、今後は来年の、これから半年後までに、それを運営する計画について、また審査があるということで、その2つの間の関係について、もちろんこの後、四国電力さんから御説明があると思うのですが、半年後までに受けるものと、それから今日御説明いただいたものとの大きな違いというか、次はどこを見るのだということのポイントを、短く教えていただいてもよろしいでしょうか。こちらとしては、品質マネジメントシステムのようなところがポイントになるのかと思っているのですが、そういう考え方でよろしいでしょうか。

○原子力規制庁

御質問ありがとうございます。最後の品質マネジメントシステムのところで御説明させていただきましたと、この新制度であります長期施設管理計画の中身が、品質マネジメントシステムを説明する条項がございます、そこを記載することを求めています。これまで、保安規定の品質保証の中で、基本的にはやるという形になってございますが、長期施設管理計画の場合は、それ自身が全体としてプロセスになりますので、品質マネジメントシステムについては、しっかり長期施設管理計画の中で説明する、そういう形になっています。ただし、実際の品質マネジメントシステムについては現行は保安規定の上で、管理システムが構築されておりますので、それを引用するような形で、それに則ってやるような形になるかと思っております。あと、制度で具体的にどこで変わるかというところでございますが、基本的に高経年化技術評価で実施しております技術評価そのもののやり方等については、今回は新制度といっても基本的にはそれを現況の制度から移行するというので、技術評価そのものについては、移行するような形になります。ただ大きく違うところが、今までは保安規定の添付書類でしかなかったものが、今回、長期施設管理計画になりますと、こちらの技術評価の結果でありますとか、点検の結果等についても計画の本文に書き込むということで、細かいところは当然添付書類にはなるのですが、主要な評価方法でありますとか結果については記載して、仮にそういう条件が変わるようなことがあれば、当然計画全体を見直して、再評価を行うというシステムになってございます。これまでの制度ですと、長期施設管理方針、最終的な方針が変わらない限り、手続きが行われない形になっていたのですが、

この新しい制度では、それぞれの評価手法等が新しくなった場合に再評価の実施等が必要にならないかということを確認することを求める形になってございます。

○村松委員

管理のプロセスそのものをもう少し詳細に見ていくことになるという理解でよろしいでしょうか。

○原子力規制庁

はい。そのようなプロセス含めて見ていくことになります。

○村松委員

どうもありがとうございました。

○望月委員

ありがとうございました。そのほかございませんでしょうか。

○森委員

森でございます。今の村松委員の御質問で私も聞きたいことがあります。この資料2の1ページで、保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従いという御説明があったわけですが、この審査結果というふうに4ページの表紙になるこの報告書の目次、5ページを見ましても、どこにこの品質マネジメント計画に従ったことを確認したかどうかっていうのはどこに書いてあるのか分かりません。教えていただけないでしょうか。

○原子力規制庁

規制庁、塚部でございます。具体的に言いますと、通しページで8ページ目でございますが、そちらについては、2.全体が高経年化技術評価の技術的妥当性の確認の報告となつてございまして、2.1が高経年化技術評価の実施等ということで、最初は実施体制、手順になつてございまして、(1)のところ、先ほど御説明いたしました実施体制というところにつきまして、このような形で行われているというところを記載しております。こちらについては、実際の申請書の添付書類になります。こちらについても、このような形で行われているということが事業者から提出されているところです。

○森委員

分かりました。ありがとうございました。

○望月部会長

そのほかございませんでしょうか。

○渡邊委員

すみません、九大の渡邊です。

12 ページのところ、MOX 燃料のことをお話しされているんですけども、その中性子の照射量という表現なんですけれども、これは具体的には、その中性子の照射束の話になってきているんですね。で、その中性子照射量というふうに丸めてしまっているように私は感じるんですけども、そうなった経緯ですね、やっぱりフラックスだとかスペクトルの違いというのが材料に与える影響というのは大事だと考えているんですね。そこをお聞きしたいのと、全体として高経年化技術評価は主要 6 事象ということで話が進められているということになっているんですね。ところが、委員会の場でも、私何度も申し上げたんですけども、そういうふうな 6 事象が畳重して起こった場合というのは非常になかなか議論も進んでないというのが現状だと考えているんですね。そういうことの、その 2 点についてお伺いしたいと考えています。以上です。

○原子力規制庁

規制庁塚部です。

最初に御質問がありました、MOX 燃料の関係で、フラックスではないかという御指摘について、実際 1.1 倍というのは、ミクロな状態の先ほど御説明あったようなスペクトルの話であったりとかになりますので、実際にその 1.1 倍しているというのはフラックスが 1.1 倍しているということかなと思います。ただ、評価におきましては、トータルで原子炉容器が浴びる中性子量を考える必要がありますので、計算で最終的に評価で用いているのは、原子炉容器がどれだけ中性子を浴びたかという、中性子照射量という形で記載しているもので、確かに委員のおっしゃりたい主旨は御理解いたしました。

○渡邊委員

それともう 1 点なんですけど。

○原子力規制庁

はい、1 つ目にですね、ちょっと我々も主要 6 事象という形で毎回説明してしまうので、それだけをやっているような印象があるかと思いますが、必ずしもそうではなくて、先ほど、その他に高経年化対策上着目すべき事象がないかという形で抽出するというプロセスが入っている形になっています。重畳に関しては、確かに現象として、そういうものが想定されるようなものについては、例えばケーブルであれば、熱、放射線のエネルギーを同時に環境認定試験の時に与えるとか、あと、疲労評価等においても、各環境条件を考えると、想定されることは想定していると思います。あと実事象として、当然、各評価につきまして保守

性を持っておりますので、実際はそういうところでカバーできているのではないかと思
います。

○渡邊委員

分かりました。

○望月部会長

ありがとうございました。

その他ございませんか。はい、中村先生どうぞ。

○中村委員

先ほど森先生が最初に質問された、通しで24ページの部分、コンクリートの強度低下(アルカリ骨材反応)のところなのですが、評価対象は全てのコンクリート構造物になるわけですね。それで、ここには2つの代表として、焼却炉建屋というのを取り上げられているのですが、この焼却炉建屋が40年以上経過しているという記載があるんですが、使用される環境ということ考えた時、コンクリート構造物を考えるという点において、最も環境の影響を受けているということを考えられるのかどうか、どういうふうにそれを判断するのかというのがまず1つあると思います。

それで、今回いろんな試験をされているのですが、例えば今回は中性子脆化で原子炉容器の話もあるのですが、それらが例えばサンプルを持ってきて、それによって検査をするということであるとすると、そのサンプル自身の特性が、中性子を浴びていることになるわけなのですが、それが全体の代表として用い得るものであるのか、ということの確認は議論されているかというのが質問になります。つまり、質問の発端は最初にアルカリ骨材反応のコンクリート建屋の構造の強度ではあるのですが、その他の検査についても、どんな構造のどのあたりのところを、代表性について、それで十分であるということについて考慮されているか、考え方について教えていただければと思います。

いかがでしょうか。

○望月部会長

よろしく申し上げます、塚部様。

○原子力規制庁

規制庁の塚部です。

御質問ありがとうございます。最初にアルカリ骨材反応のところ、環境と委員が言われたのはまさにそのとおりでございます。先ほど b. の方で記載されていたモルタルバー法とか化学法というものがございますが、ここで、原子炉施設のコンクリートにつきましては、

打設時にそれぞれの材料について、モルタルバー法や化学法を用いて、そのアルカリ骨材反応の反応性があるかというのを、最初の段階で確認してございます。

一方、最近の知見として、遅発性のアルカリ骨材反応、年数が30年40年経った段階で出現してくるようなアルカリ骨材反応があるのではないかということが言われておりまして、そういう観点で、当該建屋が、原子炉本体はまだ30歳ですけど、焼却炉建屋については元々1号機の施設だったということもあって、40年を経過しているということで、改めて遅発性の動向も潜在性がないか、実際そういう反応がないかということをご確認していったものでございます。なので、年を取ったという環境を考慮して、今回建屋について、実際にコアサンプルまでして確認したというのが実状でございます。

あと、中性子照射脆化の監視試験につきましては、基本的には原子炉容器と同じ材料を使っておりまして、監視試験の実際装荷位置についても、実プラント、原子炉容器に比べれば少し中側になって加速がされる状態ではございますが、同じ材料でたくさんの中性子を浴びるという条件においては十分代表性をもった、同一材料で測っているということをもって、十分代表性があると考えてございます。

以上です。

○望月部会長

ありがとうございました。

中村先生よろしいでしょうか。

○中村委員

すみません、考え方なので、少し不十分ではあるんです、申し訳ございません。

例えばコンクリートですと、放射線照射と、それから中性化、それから塩分浸透とアルカリ骨材反応、それからその他に振動ですとか、凍結、それから、遮へいについては熱とか要因がいろいろありまして、コンクリートだけでかなりの項目数があるわけです。それぞれの特徴をとらえて、例えば、今のアルカリ骨材反応の1つ前の塩分浸透ですと、これは海風が当たって、昔から推測しているんですね、海風が当たって、それによってこの表面から塩分が浸透してくるというメカニズムを考えて、例えば、拡散方程式によって算出するという方法をとられているわけです。ですから、例えばアルカリ骨材反応は、元々コンクリート自身がアルカリ性なので、それと骨材との反応を考えた時には、環境の影響は小さいため、どこのサンプルをとってきても同じであるという発想からすると、年数が経過していることの方が重要である、そういう観点で、40年経過しているという条件をもって、ここで検査しているというふうに理解できます。

そうしますと、それぞれの検査項目に対してそれが卓越してくる条件をまず考えた上で、そこに検査の方法を、それぞれごとにとらえて、考えた上で検査を行うとそういった考え方でよろしいわけですね。

○原子力規制庁

はい、委員御指摘のとおりでして、少し説明が悪くて申し訳ございません。アルカリ骨材反応は確かに骨材によってしまってくるところがあるんですが、他の実証であれば、それぞれ一番厳しくなるのはどこなのかというのを確認するというプロセスが最初に入った上で、その代表で評価をしますというふうになってございます。

例えば 22 ページ目であります中性化のところでは申しますと、実際に、環境の試験を行って、中性化の原因となります温度や相対湿度、二酸化炭素濃度等を実際に測って、このあたりが一番厳しくなるだろうというところを抽出して実際コアを抜き取るということをしておりますし、先ほどの塩分浸透で言いますと、まさに委員から御説明があったとおり、環境として、明らかにここが一番厳しいであろうというところからコアを抜き取る、それに基づいて評価をしていくという方法をとっておりますので、全ての場合において、なぜここを代表とするのかというのはそれぞれ理由をもっているものでございます。

○中村委員

ありがとうございました。

御存じだと思いますけれど、茨城県の原子力発電所で、コンクリート構造物の施工についての観点で、いろいろ議論されていたこともありまして、少しコンクリートについては、考え方についての発想というかそういったことを確認したかったものでございます。ありがとうございました。

○望月部会長

はい、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。それではないようですので、原子力規制庁の塚部安全規制調査官には、ここで退出をいただきます。本日は多忙なところを Web で参加いただき、明快な御説明をいただきましてありがとうございました。

○原子力規制庁

ありがとうございました。

○望月部会長

それでは前回の当専門部会での質疑について、四国電力から補足がございますので、説明をお願いいたします。

○四国電力

四国電力原子力本部の徳永でございます。

前回の質疑の補足としまして資料 1 - 2 を御用意させていただいておりますので御説明をさせていただきます。失礼して着座にて御説明をさせていただきます。前回の部会におきまして渡邊委員より、中性子照射量は計算によって評価されているが、計算結果の妥当性をどのように確認しているのか。具体的には、原子炉容器内については、監視試験片位置で実測をされており、間違いないと思うが、原子炉容器外について正しい評価となっているのかという御質問をいただきまして、その当社の回答について補足をさせていただきます。

1 ポツ、原子炉容器内についてでございますが、中性子照射量の評価につきましては、1987 年に米国オークリッジ研究所で開発されました、一般汎用解析コードを用いております。本解析コードは先行プラントを含む、これまでの高経年化技術評価において、使用実績を有しており、妥当性が確認されているところでございます。伊方 3 号機におきましては、監視試験片位置にて実測をしており、その実測値と解析値を比較した結果、両者はほぼ一致し、解析値が保守的な値となっております。2 ページにその結果をお示ししてございます。

次に 2 ポツ、原子炉容器外についてですが、原子炉容器外の中性子量の評価におきましても、原子炉容器内と同じ解析コードを使用しております。原子炉容器内と同様に、先行プラントを含む高経年化技術評価において使用実績を有しており、実測との比較により妥当性を確認しております。1 つ目としまして、原子炉容器外で放射化率を測定した実測値と解析値を比較した過去の文献におきまして、評価に用いる領域でよく一致していることが確認でき、その結果を 4 ページにお示ししてございます。2 点目としまして、伊方発電所において現在廃止措置中の、伊方 2 号機において、過去に原子炉容器外で中性子束を実測し、その実測値と解析値を比較した結果、評価に用いる領域でよく一致していることを確認しており、その結果を 5 ページにお示ししてございます。

2 ページをお願いいたします。1 ポツの原子炉容器内の評価結果についてでございます。伊方発電所 3 号機における実測となりますが、図 1 に示しております、原子炉容器内の監視試験片位置における実測値と解析値を比較した結果、表 1 に示すとおり、中性子照射量の実測値と解析値がほぼ一致しており、解析値が保守的な値となっていることが確認できます。

3 ページをお願いいたします。次に原子炉容器外の評価についてです。これは国内における実測による結果でございます、過去の文献において確認できる結果となります。図 2 のとおり、原子炉容器と一次遮へい壁との間にニッケルワイヤーを垂らして、放射化率を測定し、図 3 のとおり、その実測値である黒丸のプロットと解析値の実線を比較した結果、評価に用いる原子炉容器サポート部、コンクリート構造物炉心領域部においてよく一致していることが確認できます。

4 ページをお願いいたします。次に伊方発電所において実測により確認した結果でございます。現在廃止措置中の伊方 2 号機におきまして、過去に図 4 のとおり、原子炉容器と一次遮へい壁との間にニッケルワイヤーを垂らして中性子束を測定しており、図 5 に示すとおり、その実測値である青丸のプロットと、解析値である赤い実線を比較した結果、評価に用いる原子炉容器サポート部、コンクリート構造物炉心領域部においてよく一致しているこ

とが確認できると思います。

本資料の説明は以上となります。

○望月部会長

どうもありがとうございました。

渡邊先生、いかがでしょうか。

○渡邊委員

はい、御説明お聞きしたんですけれども、2号炉の説明をされていたんですね。2号炉と3号炉の違いはやっぱりループの数の違いですよ。やっぱり3ループになった時にフラックスが増えているというふうに我々考えていまして、3号炉で何かその具体的な例というのは、今のところはまだないんですか。以上です。

○四国電力

四国電力青木でございます。どうもありがとうございます。

今の御質問ですけれども、このスライド4で示したのは伊方2号炉なので2ループの結果でございます。その前のページ、スライド3でございますが、こちらは敦賀2号機の例でございます。こちらは4ループの例となっております。ただ我々が把握している限りにおいては、3ループの例というのはございませんでした。ただ2ループと4ループについてはこのような実測定があるということでございます。以上です。

○渡邊委員

私、別の電力会社のデータ見て、その3ループの結果というのもあると思うんですけれども、それはここには出せないんですかね。

○四国電力

四国電力青木でございます。

先生が御覧になられたその3ループの測定結果というのは、私、今手元にはないんですが、このスライド3とかスライド4にありますように、炉外において実測した例というのは、我々が把握している限りでは、3ループのものがちょっと見つからなかったということでございます。もしかしたら、炉内の何か解析結果というものについてのお話なのかもしれないと思うんですが、そこはちょっと定かではないんですが、我々の把握している限りでは、炉外における3ループの実測値というのはちょっと見つからなかったということでございます。

○渡邊委員

分かりました。

私が質問したのは、中性子の照射量というのは、ある程度簡単に測れるんじゃないかと考えたんですね。ですので、精度をもう少し向上させてくださいというふうな意味であったんですね。分かりました。以上です。

○望月部会長

ありがとうございました。

補足説明ということで、専門である渡邊先生にある程度納得していただいたのかなと思いますけど、その他の委員の皆様から御質問とか御意見ありませんでしょうか。

どうぞ、森先生。

○森委員

森でございます。

私この資料見てとても素晴らしいなと思いました。やはり数値解析のものが実測で検証されているということで、非常に信頼の持てるものだというふうに個人的には思いました。

その際に言葉遣いで気になったのが、これ、まず最初に、いわゆる解析コードですよ。この解析コードは、基本的には、実際に起こることをいかに正確に予想するかというための解析コードであって、保守的に解析するという設計コードではないように、自分では理解したのですけれども、2ページのところで、解析値が保守的な値となっているという表現。私だったら、いかに正確にシミュレーションするかという解析の目的であるとすると、解析値がやや大きめの値になっているというふうに表現した方がいいと思います。設計コードというふうになっていけば、保守的になることで、安全性をより担保するという理解で設計コードというふうになるのですけれども。数値解析はやっぱり真の値は何かということを探求しているので、たまたまやや大きめの値になったという表現が良くて、たまたま例えば小さくなったとしても、この程度であれば、非常に良いというようなことが言える。でないと、ここを保守的な値というふうにしてしまうと、低くなった場合には、どういう言い方をするのだというふうになってくるので、ここは、そのような理解がいいんじゃないのかなというふうに思いました。それが1つ。

それからもう1つは、この学会に発表されたというのが、私はこの3ページのものが御説明聞くまで、敦賀ということで、四電さんではないのだということを初めて分かったんですけども、できれば出典のところは、人の名前だとかあるいは口頭で敦賀というふうにおっしゃっているんだしたら、そのことを書いておいた方が資料としてはいいなと思いました。こういう資料が残っているということは、今後も多分参照されると思いますので、そういうふうにこの2点思いました。以上です。

○四国電力

四国電力青木でございます。どうもありがとうございました。

まず御指摘のとおり、解析が保守的な値となっているというのは、今まさに先生おっしゃっていただいたとおりでございますので、このところの表現は、御指摘のとおりだというふうに認識しております。

それともう1つ、実験データ、スライド3のところでございますが、文献を読んでいくと、敦賀2号ということが書いてございますので、それが分かるように資料上工夫させていただければと思います。

以上でございます。

○森委員

ありがとうございました。

できればまたこういうご自分たちでなさった、2ページのものとかは、ぜひ対外的な論文などで発表していただくと、信頼感が高まると思います。

よろしくをお願いします。

○望月部会長

ありがとうございました。

森先生はいつものごとく、論文の査読をするみたいに正確にという、そういう感じでやっていますのでどうぞよろしくお願いします。

北田先生、御意見、御質問ございますでしょうか。

○北田委員

はい、大阪大の北田です。御説明どうもありがとうございました。

確認をさせていただきたいというのは、中性子の照射量で書かれているところと、反応率で書かれているところがあるということです。2ページ、4ページのところでの数値というのは、中性子束なり中性子照射量というニュートロンで書かれているんですけども、3ページのところだけが反応率と。この辺のことについて、少し確認は、そもそもとして反応率は、エネルギー積分されている情報なので、すっきりするんですけども、中性子照射量とされている時には、これはどのような量、それはエネルギーとしては積分された量というので比較されているのかどうか、それを少し確認させていただければと思います。

以上です。

○四国電力

四国電力青木でございます。御質問ありがとうございます。

今御指摘いただいたような、例えば、スライド2で中性子照射量として、こちらの実測値・解析値という数字がございますので、この数値の素性ということでございますが、こちらに

つきましては、1メガエレクトロンボルト以上の中性子の総数というもの、つまり2ページ
で言えば、累積値という物理量で比較したものとなっております。

以上でございます。

○北田委員

ありがとうございます。

4ページのところも同様のものかと思ってもよろしいでしょうか。

○四国電力

四国電力青木でございます。

スライド4の方でございますが、こちらの方は中性子束でございますので、単位時間当たり
の中性子数で整理したものでございますが、こちらの方は、先ほどは1メガエレクトロン
ボルト以上というお話をしましたけど、こちらの方は対象を少し変えておりまして、0.1メ
ガエレクトロンボルト以上の中性子束で比較したものとなっております。

以上でございます。

○北田委員

分かりました。ありがとうございます。

○望月部会長

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。中村先生どうぞ。

○中村委員

2つありまして、まず1ページで御説明いただいております、オークリッジの一般汎用開
発コードと書かれているんですが、これはMCNPのMCNPXコード、ということでしょうか。
もしもそうであれば、これは非常に信頼性が高いコードなのですが、基本的には計算コード
なので、計算体系をどのくらい細かくモデル化するかということにも依存して、特に炉の
外ですから、結果が出てくると思うんですが、そのあたりの計算の方法ということですね。
一般汎用とは書いてあるんですけども、大体どの原子力発電所でも同じような方法で同
じコードを使って行っていると、そういった理解でよろしいでしょうか。それがまず1つ。

また、3ページ目のこのデータとの比較ですが、これは87年の10月の学会の報告なん
ですが、実は敦賀2号というのは、運転開始が87年の2月、この年の2月なんです。です
から、これは、運転開始の前から、じわじわと出力上げていっている段階で計測されてい
るものなのであれば、中性子束の条件は通常のフルパワー運転での状態とあまり遜色がない
というか同じなのか、それとも少し違っている状態だったのか、そのようなところがどんな

ふうにこの学会の報告に書かれているかというのが気になったんですね。かなり短い時間しか積算していませんので、そこが少し気になりました。

その2点、いかがでしょうか。

○四国電力

四国電力青木でございます。

まず、1番目の御質問でございます。このコードでございますが、オークリッジ国立研究所で開発された一般汎用解析コードでございますが、こちらの方はMCNPコードではございませんでして、DORT（ドート）コードというものを使ってございます。これは二次元の輸送計算コードでございます。こちらにつきましては、弊社の今回の評価だけではなくて、弊社の過去の評価や、他電力さんのPLM評価におきましてもこのコードが使われておりまして、実績のあるコードであると、そのように理解してございます。

2つ目の御質問は、この敦賀2号の実測値の状況ということでございます。文献の方を見てみますと、これは初臨界から100%出力運転終了までの試運転の全期間にわたって照射した、その状態についての実測値と解析コードの比較をしたというものでございます。

以上でございます。

○中村委員

ありがとうございました。

敦賀2号は、実は私どもが使っております大型試験装置の参照炉になっておりまして、我々のグループでは、性能は普通の発電炉の性能であって、一般的なPWRだと思っていたんですが、運転開始から非常に時間が短かったので、今おっしゃった、初臨界から100%出力までの試運転的な段階でのケースであるということであるとすると、さっきおっしゃったその計算コードというのはそういった途中段階の、途中と言いますか、試運転的な状態での出力の変動がある状態での中性子束の変化も全て、その積分を遂行できるような性能を持ったコードであるというふうに理解してよろしいでしょうか。

○四国電力

四国電力青木でございます。

すみません、評価の詳細については分かりかねるところがあるんですが、おそらくなんですけれども、いろいろな運転条件、運転状態のもとでのフラックスを評価して、それを足し合わせるというか積分するような形で評価したものではないかなと思います。コードの中に積算する機能がついているかどうかというのは、手元に資料がないので、分かりかねるところではございますが、何らかの方法で、運転状態を模擬した両者の比較ができるような工夫をして評価しているものというふうに理解してございます。

以上でございます。

○中村委員

了解ですが、計算コードを使った評価というのは、今、保守的な結果が出ているということで、保守的という表現がどうかという話もあったんですけども、計算の方法、境界条件によって結果は変わりますので、ですから、どのように1%が出てきているか、保守的な感覚で。そのあたりの説明性は必ず必要ですので、そのあたりについては、よろしくお願ひします。

○四国電力

四国電力青木でございます。

御指摘ありがとうございます。またいろいろ考えて対応したいと思います。

以上でございます。

○望月部会長

ありがとうございます。

どうぞよろしくお願ひします。その他ございませんでしょうか。このように、十分にその場で部会で説明できにくかった部分を、追加の質疑の補足という、こういう形でしていただくとするぐいいなというふうに思いました。ありがとうございます。

それでは原子力規制庁からの審議結果も踏まえ、説明も踏まえて、委員の皆様には十分確認していただいたと思いますので、部会としての意見を取りまとめたと思います。

高経年化対策上着目すべき劣化事象や機器・構造物等が抽出された上で行われた評価の結果、今後10年間の運転を見据えた追加対策が抽出され、長期施設管理方針にまとめられていること等から、原子力規制委員会の認可を受けた四国電力の当該申請は妥当なものと判断いたします。

その上で、劣化事象の重畳も含めて、国内外で得られた新知見に適切に対応することはもちろんのこと、日々の保全活動を確実に実施し、経年劣化の兆候が見られた機器につきましても、積極的に交換をお願ひすることと、以上を取りまとめて、親委員会である、環境安全管理委員会の方に報告したいと思いますが、よろしいでしょうか。

○各委員

異議なし。

○望月部会長

ありがとうございます。それではそのようにさせていただきます。

以上で本日の審議事項は終了いたしました。

3 報告事項

(1) 伊方発電所3号機 長期施設管理計画（30年目）について

○望月部会長

引き続き、報告事項に移らせていただきます。

報告事項1の伊方発電所3号機長期施設管理計画（30年目）について、四国電力から説明をお願いします。

○四国電力

四国電力の川西でございます。

御説明に入ります前に一言御挨拶させていただきます。

原子力安全専門部会の委員の皆様方におかれましては、日ごろより伊方発電所の運営に際しまして、御指導賜りまして、厚く御礼を申し上げます。

別の話になりますけれども、11月9日、四国電力送配電と関西電力送配電が連携して実施していました作業におきまして、四国内の電力の需給バランスが崩れたことに起因しまして、四国エリアの方々に、四国エリアの中で発生した大規模な停電に関しまして、お客様はじめ、多くの皆様に御迷惑をおかけしましたこと、改めてお詫び申し上げます。

伊方発電所におきましては、公になっておりますけれども、発電所に接続する送電線の一部が停電したということで、外部電源の独立性という観点から、運転上の制限を一時的に満足できなかったということで、お知らせしますとともに、公表させていただいております。外部電源そのものに、発電所に接続されている外部電源そのものの停電はなく、発電所の運転への影響はございませんでした。

ということで今日は、先ほど部会長からもありましたけれども、伊方3号機の長期施設管理計画の概要及び伊方発電所の状況について、御報告させていただきます。

長期施設管理計画につきましては、先ほどもありましたけれども、伊方3号機が運転開始後30年経過するということにあたりまして、旧法については、先ほど御審議いただきましたが、新法について10月31日に申請させていただいて、現在、国の審査に対応しているという状況でございますが、原子力安全専門部会や環境安全管理委員会におきましても、分かりやすい説明に努めて参りたいと思いますので、よろしく御願い申し上げます。

続きまして伊方3号機の状況でございますが、本年7月19日より17回定検を実施しておりましたけれども、先ほどありましたように、11月12日に定期事業者検査を終了しておりますところでございます。

今回の定期検査では、先ほどもございましたが、原子炉起動後に実施する検査の中で、原子炉内の燃料の出力分布を測定する検査において、炉内核計装装置に不具合が発生しまして、地域の皆様に御心配をおかけしましたこと、改めてお詫び申し上げます。

本事象については現在報告書を取りまとめているところでございますけれども、本日はその概要について御説明させていただきます。

私どもといたしましては、引き続き緊張感を持って発電所運営に当たりまして、安全性向上に努めて参ります。より一層安全安定運転に努めて参りますので、委員の皆さんにおきましては引き続き、御指導御鞭撻のほどよろしくお願い申し上げます。

それでは資料につきまして、管理グループの徳永より御説明させていただきます。

○四国電力

四国電力原子力本部の徳永でございます。

それでは資料2伊方発電所3号機長期施設管理計画（30年目）について御説明をさせていただきます。

失礼して着座にて御説明をさせていただきます。

右上資料1ページをお願いいたします。目次でございます。本日は記載の9項目について御説明をいたします。

2ページをお願いいたします。伊方3号機の概要についてまとめてございます。主な仕様及び経緯につきましては、記載のとおりでございます。3つ目の丸、高経年化対策に係る実績でございますが、先ほど議題でもありましたとおり、高経年化技術評価30年目に係る保安規定の変更認可につきましては、10月16日に取得したところでございます。本日は表の下段に記載しております10月31日に申請しました、長期施設管理計画30年目の概要について御説明をさせていただきます。

3ページをお願いいたします。長期施設管理計画の認可制度の概要について御説明をいたします。昨年5月に可決されましたGX脱炭素電源法案を踏まえ、高経年化した発電用原子炉に対する規制及び発電用原子炉の運転期間に関する法律が一部改正され、同年6月7日に公布されております。本改正法は来年6月6日に施行されることとなっております。図の上半分が現行法令、下半分が新法令の制度のイメージをお示ししております。現行法令では、原子炉等規制法に基づき、高経年化技術評価制度と、運転期間延長認可制度の2つの制度がございますが、新法令では、現在の高経年化技術評価制度が、安全規制に関するものとして、原子炉等規制法に基づく長期施設管理計画の認可制度へ変更となっております。また、運転期間延長認可制度につきましては、利用政策に関するものとして、電気事業法に基づく制度へと変更となります。伊方3号機につきましては、今年の12月に新法令の施行前に運転開始後30年を経過することから、まずは現行法令に基づき、図にあります①のとおり長期施設管理方針を反映した保安規定の変更認可を取得してございます。その後、新法令に基づき、長期施設管理計画を策定、申請してございまして、来年施行までに認可を得る必要がございます。

4ページをお願いいたします。次に従来の制度からの変更点についてまとめてございます。長期施設管理計画では、原子力規制委員会の認可対象となる内容が拡充されております。図の左側が現行の制度、右側が新制度をお示ししてございます。認可対象となる項目に色をつけてございますが、現行の高経年化技術評価制度では、高経年化技術評価の結果を踏まえ

た追加の保全策、これを長期施設管理方針と言いますが、これが認可対象となっており、劣化評価の内容そのものは、認可の対象ではございませんでした。新制度の長期間長期施設管理計画では、劣化評価に係る技術的な内容は、高経年化技術評価とほとんど同じではございますが、現行の長期施設管理方針に相当する劣化管理に必要な措置に加えて、劣化評価の内容、技術の旧式化等の措置として、製造中止品に対する管理方法等が新たに認可対象項目として追加され、規制が強化されております。また、最新知見等を踏まえて、劣化評価の方法等の見直しがあった場合には、必要に応じて、劣化評価のやり直しや計画の変更が求められております。

5 ページをお願いいたします。長期施設管理計画の概要でございます。長期施設管理計画では、表の左にあります6つの項目について記載をしております。1番目にあります、長期施設管理計画の期間につきましては、新法令の施行日から運転開始後40年までの期間である2025年6月6日から2034年12月14日としております。劣化評価の方法及びその結果以降の項目につきましては、6ページ以降で御説明をいたします。

6 ページをお願いいたします。劣化評価の方法及びその結果について御説明をいたします。経年劣化に関する点検や、技術的な評価の方法を定め、点検結果や最新知見等を踏まえ、劣化評価を実施し、その結果を記載する項目となります。今回の長期施設管理計画におきましては、現行法令に基づき、保安規定変更の認可を受けた30年目の高経年化技術評価書、以下、本資料ではPLM30と言いますが、新法令に基づく経年劣化に関する技術的な評価に使用できるかどうかを、以下のフローに従い確認をしております。具体的には、PLM30以降に新たな評価対象機器等がないこと及びPLM30以降の最新知見等を踏まえても、再評価が不要であることを確認することにより、PLM30を使用することが妥当であり、追加評価が不要であることを確認しております。評価対象期間につきましては、PLM30の評価基準日の翌月である2023年4月から2024年3月となっております。なお本年3月及び8月の原子力安全専門部会において説明した内容につきましても変更はございません。

7 ページをお願いいたします。劣化を管理するために必要な措置について御説明をいたします。劣化評価の結果を踏まえた劣化管理に必要な措置、従来の長期施設管理方針に相当する内容になります。これを記載しておりますが、追加保全策については、PLM30で定めた長期施設管理方針の内容から変更はございません。具体的には、太文字下線をしている箇所になりますが、表の上段、原子炉容器等の疲労割れにつきましては、運転開始後35年を目途に、実績過渡回数の確認を実施し、評価期間である、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認します。下段の原子炉容器胴部の中性子照射脆化につきましては、JEAC4201及び技術基準規則解釈別記6の要件に基づき、運転開始後40年までに、第3回監視試験を実施いたします。監視試験の概要につきましては参考1にお示ししてございます。

8 ページをお願いいたします。技術の旧式化等の措置について、まとめてございます。技術の旧式化等の措置につきましては今回新しく追加となった項目でございます。具体的に

は、製造中止品の管理となりますが、機器・部品の製造中止等により、発電所の安全運転に影響を与えることを予防するために、これまでに実施してきた製造中止品管理の経験を踏まえた、より実効的な製造中止品管理プログラムを策定して、継続的に製造中止品管理を実施いたします。これまでに実施した製造中止品管理の例を参考2にお示ししてございます。製造中止品管理プログラムでは、情報の収集、機器の特定、対応方法及び実施時期の検討の3つのステップで対応策を検討することの他、定期的に製造中止品管理プログラムが有効に機能していることを評価し、継続的に改善を図ることを定めております。また、高経年化への対応を含む保安全管理、設計管理、及び調達管理と連携して、引き続きこれらの活動を適切に実施して参ります。従前の製造中止品管理に加えて新たに実施する対応としては3点ございまして、1点目としまして、製造中止品管理に係る施設管理目標を設けるとともに、定期的に目標の達成度を確認いたします。2点目としまして、収集、登録する製造中止品情報の項目を明確にいたします。3点目としまして、製造中止品管理の運用を管理する組織の役割分担を明確にするとともに、製造中止品管理プログラムが有効に機能していることを定期的に確認いたします。具体的には、製造中止品管理の実施状況をプロセスごとに確認するため、製造中止品情報の新規登録件数、対応策の検討期限超過件数、対応策の実施期限超過件数、製造中止により、中止、延期された保全の件数、製造中止品に係る不具合件数等を監視いたします。製造中止品管理プログラムにおける伊方発電所の役割分担につきましては、参考3でお示しをしております。

9 ページをお願いいたします。製造中止品管理に係る情報の入手についてまとめてございます。情報入手の方法としましては、適宜入手と定期入手の2つがございまして、上の図が適宜情報を入手する場となります。発注契約時の取り決め等により、プラントメーカー等に対して、製造中止品情報の報告、収集を依頼し、早期に製造中止品情報が入手できるよう、情報収集等の活動を行います。この活動については、発電所及び本店原子力部において、設備を所管している組織がそれぞれ情報を収集し、EAM と呼ばれる統合型保修管理システムに入力をいたします。ここで統合型保修管理システムとは、伊方発電所での設備保守に関する情報を統合して、保全業務における意思決定やそのプロセスの迅速化、透明化等を支援する仕組みとして、2008年3月より本格運用しているシステムでございます。次に下の図は定期的に情報を入手する場合を記載してございます。半期ごとに開催しております PWR 事業者とプラントメーカー等で構成される連絡会、これを PWR 事業者連絡会と呼んでおりますが、これにおきましてプラントメーカー等より製造中止品情報を入手いたします。この活動は本店原子力部が実施し、入手した情報は発電所へ連携するとともに、EAM へ入力をいたします。

10 ページをお願いいたします。劣化管理に係る方針及び目標についてでございます。これまでに説明しました劣化管理、劣化評価、劣化管理に必要な措置、技術の旧式化等の措置に対する方針及び目標を定めてございます。下の表には例としまして技術の旧式化等の措置についての方針及び目標を示してございます。方針としましては、技術の旧式化等の措置について、製造中止品管理として実施することとしており、保安規定の施設管理計画に定め

る保全対象範囲の機器等について、製造中止品に係る情報を入手し、運転が見込まれる期間において、その機能を維持するために必要な物品または役務の調達に著しい支障が生じる恐れがあるものを特定、対応を検討し、施設管理計画にて策定する保全計画に反映して実施して参ります。また、定期的に製造中止品管理の有効性を評価し、継続的な改善につなげて参ります。目標としましては、これらの活動を通じて、発電用原子炉施設の信頼性に対する悪影響を回避することとなります。

11 ページをお願いいたします。劣化管理に係る品質マネジメントシステムについてです。保安規定に規定している品質マネジメントシステム計画に従い、劣化管理を実施していくこととし、図でお示ししている、劣化管理に係る一連のプロセス、いわゆる PDCA をまわしながら、改善活動を継続していくことを定めてございます。図の左上の計画では、機器等の点検、検査の方法や実施時期等の計画を定め、次の実施では策定した計画に基づき、点検等を実施いたします。評価におきましては、まず、保全の有効性について、点検検査の結果、保全活動が有効に機能していたかどうかを評価いたします。また、それらの結果から、経年劣化を踏まえても、機器構造物等が健全であることを確認いたします。最後に改善としまして、これらの評価結果を踏まえ、追加で必要な対応はないかを確認し、必要に応じて追加保全策を策定いたします。

12 ページをお願いいたします。まとめでございます。新法令に基づき、伊方発電所 3 号機の長期施設管理計画 30 年目を策定し、原子力規制委員会へ申請しました。長期施設管理計画の策定に際しては、PLM30 の評価結果を、長期施設管理計画の技術評価において使用することについて、妥当性を評価し、問題ないことを確認しております。新法令で新たに要求されました、技術の旧式化等の措置について、製造中止品管理プログラムを策定しております。

1 ページを飛ばしまして 14 ページをお願いいたします。参考 2 としまして、製造中止品の対応事例をお示ししてございます。設備としましては伊方 3 号機の燃料取替クレーン、水中カメラケーブルの事例となります。上の表の一番下の欄、製造中止品に関する情報・課題を御覧ください。当該ケーブルについて、2022 年 3 月に 3 つの情報を入手してございます。1 点目が、当該カメラケーブルについては、2022 年 12 月に製造中止となること。2 点目が、当該メーカーでの代替品はないが、製造中止期限までに十分な量の予備品の製作は可能であること。3 点目としまして 2022 年 12 月以降は製造中止となることから、当該器の取替えができない。また、水中カメラ類の故障時は、投げ込みカメラにて燃料取出し装荷時の遠隔監視を行うことにより、作業を継続することが可能であるが、作業工程に影響を与える可能性があるというこの 3 つでございます。これらの情報を踏まえまして対応について検討した結果が、下の表の一番上の欄となります。当該ケーブルのこれまでの取替え実績が 30 年で 1 回であることを踏まえ、2022 年 10 月の発注において、今後 3 回の取替えが可能な長さのケーブルを購入し、予備品とすることとしております。今後、絶縁抵抗測定及び外観確認

の結果から、取替えが必要だった場合には、予備品を用いて取替えることとなります。当該事例は、予備品の確保によって対応した事例になります。

15 ページをお願いいたします。参考3としまして、製造中止品管理プログラムにおける伊方発電所の役割分担をまとめてございます。プログラムが有効に機能していることの確認を含め、プログラムの全体管理は保修統括課が実施をいたします。設備所管課におきましては、表に記載のとおり、各課が担当する設備の製造中止品について管理を行います。

本資料の説明につきましては以上となります。

○望月部会長

ありがとうございました。

それでは委員の皆様から御意見、御質問ございませんでしょうか。

○村松委員

村松ですがよろしいでしょうか。

どうも御説明ありがとうございました。先ほど規制庁の方に、品質マネジメントシステム等が特徴になるところだということをお伺いしたんですけれども、そこで、それに関連して、今後の計画について、可能な範囲でお伺いできればと思います。というのも、今後、その半年後までに規制庁の審査をお受けになるのしょうから、まだ計画を検討中のところとか、今ここでは説明しにくいというところもあるかもしれないと思いますので、そういう意味で、可能な範囲でというか、決まっている範囲で教えていただければと思います。

2つ大きく質問あるんですけれども、1つは監視をしていく、そのメンテナンスを長期にわたって監視をしていくという時に、その個別の設備について、個別の物理現象というか劣化メカニズムについて、非常に丁寧な計画があつて、あるいは管理基準があつて、運営していくということはよく分かったんですけれども、この委員会でも多くの先生方から、重畳効果というか、現象の組み合わせた効果だとかなんかについてはどうするのかというところが、まだ課題があるんじゃないかという御意見がありました。そこで私は設備のシステムとしての信頼性というんですかね、その監視は、どうやっていくのかということについてお伺いしたいと思います。

基本的には、これは高経年化対策で見るとか、安全性向上評価で見るとかというところは、分け方にいろいろあるんだろうと思うんですけれども、両方に含まれるようなところは高経年化管理も含まれるわけでしょうから、そこら辺を中心にお伺いしたいと思うんですけど、設備の信頼性に関わるデータはどうやって得るのか。例えば今日のお話に出てきました統合型保修管理システムですね、ここには設備の信頼性に影響がある情報、故障の記録だけじゃなくて、管理をしている時に、これは途中まで劣化しているということが分かるような情報があつた時に、それが多分機能喪失に至らなくても、その情報というものは保存されて、全体としてその管理に役立つような仕組みがあるのかということなんです。

もう1つ例をいうと、経年劣化ではなくて例えば人的過誤の結果というのは、そのシステムに記録されるのかと。特に人的過誤という普通は運転員が対応失敗するというのを考えますけど、そうではなくて、保修に関わるものです。例えば機器をメンテナンスしている時に、戻し忘れをすとか、あるいは試験の手順やメンテナンスの手順を失敗して壊してしまうとか、そういったこともあると思うので、それが長期にわたって記録があると、こういったタイプのエラーが多いかとか、それが経年的に変わっていくかとか、そういう情報も出てくる可能性があると思うんですね。例えば、保修を担当する方々が世代変わりをしていった時に、何らかの影響があるのかないのか、そういったものをやろうと思えば集められる仕組みがあるかということをお教えいただきたい。

それから、もう1つあるんですが、そのマネジメントシステムの中で、そうした情報を評価して、フィードバックをしていく。ですから、よくPDCAと言いますが、チェックの段階ですね。そこについて、どういう場を作っているかということですね。その質問の意味は、保修をやるときの有効性については、設備を縦割りで見ていくということは当然やっていく。今日の一番最後のスライドのことですけれども。それから保修の全体を統括する方がいらっしゃるということなんですけれども、その方々の中には先ほど私が言ったような観点で、システムの劣化傾向が、今後どうなっていくかということ予測すとか、それが全体として相互作用し合った時に、何か影響がないかとか、人間のエラーが保修担当の方も含むんですけども、影響していくことがないかといったような、横断的な観点で見る人がちゃんと入っているだろうかということですね。それとさらには、縦割りということと、横断的なのということを申しましたけれども、実際はマネジメントシステムの場合には、それをさらに上から見ていて、全体がうまく機能しているかを見て、必要に応じて担当者を増やすとか、専門家を外から持ってくるとか、いうことを判断するような経営的な観点で見る人も必要なんだと思うんですけども、そういう期待される役割を果たすような人がちゃんとそこに集まっているだろうかということをお伺いしたいと思います。

以上2つの観点ですね、システムとしての信頼性の監視と、それからマネジメントシステムの中でちゃんと必要な見方ができるようになっているかということです。

お願いします。

○四国電力

四国電力松原でございます。

ありがとうございます。

まず1つ目の御質問についてですけれども、機器の個別につきましては先生おっしゃっていただいたとおり、先ほど申し上げましたEAMというシステムを用いて、故障であれば故障のこういった状態であったとか、そういったところもまず記録できて、それをまた後程確認して、同様の不具合が出てないかというようなことも確認できるというシステムになってございます。

あと、系統レベルについても、安全上重要な設備については、レベルで故障の傾向等を確認してございまして、例えば事故で事象分析した結果、保全によって予防ができるような事象がなかったかとか、あと機器が壊れることによって、系統自体が、待機除外になるとか、そういったようなところの状況を確認して、それについて、必要な対応ができるんじゃないかというような確認は実施しているというところでございます。

それから人的過誤につきましても、システムには人的過誤でこういったことが起こったということが登録できるようになってございまして、そういったものについても確認できるようになってございまして、これとは別に、人的過誤については我々の方で分析することも別途やっております、そういった中で、同じような要因で、人的過誤が起こっているということであれば、その共通要因的なところを潰していくというような活動を実施しているというところでございます。

あと、PDCAにつきましては、例えば、保全実施した際に、分解点検とかした場合に、手入れする前にその状況を確認して、劣化の兆候、どの程度劣化しているかという状況を確認するという行為を行ってございます。その結果を用いて、我々の今の保全が適切かどうかという評価を行って、その評価を各部門、各部署を集めた会議体で、その評価について議論をして、今後の保全について取り組め決めるというような取り組みを実施しているというところでございます。

以上でございます。

○村松委員

そうすると、大体なんていうか、基本的なことはできていますよというお答えだったと思うんですけども、もう1つだけ、念のため確認なんです、定量的な信頼性の監視という意味で、最近リスク情報を使って検査の中で、安全実績指標ということで、スクラムの頻度ですとか、安全機能の信頼性も監視するようなことが言われていると思うんですけども、それとの結びつきというんでしょうかね、システムの信頼性というのはどの程度まで監視できるようになっているのかということはどうでしょうか。

先ほど重要なシステムについては一応見えていますというお答えだったのかなと思うんですけど。

○四国電力

四国電力の川西でございます。

EAMにつきまして説明をさせていただければと思うんですけども、EAMはここに書いておりますような技術の旧式化みたいなデータも入るんですけども、基本的には、設備の不適合に関する情報は全部入力するようになっております。

その1つ1つについて、どの設備であるとかどの系統であるとか、過去の点検記録も詳細なデータ、グラフで書くとかそういうものは入らないんですけども、コンピューターに入

られるようなデータは蓄積されるようになっておりまして、先生がおっしゃいました、例えば、高圧注入システムとかいうやつで検索すると、過去からの不適合情報が並んできますし、その不適合の原因も検索できるようになっております。

そういう意味で先ほど先生がおっしゃいました、系統レベルで同じようなトラブル起きてないかということも、保全の有効性評価という会議体、先ほど松原が説明しましたが、そういう会議体を定期的にかけていまして、同じような原因で同じようなことが起きてないかというような評価もしております、もしそこで、そういう傾向が見られましたら、所長が、先ほどおっしゃいました、専門家を連れてくるとか何か新しい手段を講じるとか、そんなことができるように、それはEAMシステムではなくて、EAMのシステムから出てきた評価で会議体をやっているということでございます。

今のところそういうことから出てきて、何か大きな手を打つということは発生しておりませんが、PDCAのプロセスという意味ではそういうふうに回しているところでございます。

RIDM（リスク情報を活用した意思決定）、先ほど先生がおっしゃいました、リスク管理について、検査や審査で活用という話も、今、中央大とか全電力大で出ておりますけれども、それについてはまだ、伊方発電所においてはRIDMの取り組みが始まったばかりでございますけれども、今後PRAの高度化も含めて、前向きに進んでいきたいと考えているところでございます。

御説明させていただきました。

○村松委員

どうもありがとうございました。

ちゃんとやれるような体制になっているということは了解いたしました。ありがとうございました。

○望月部会長

この保修管理システムというのができた上でそれがちゃんと働けるかというのを、村松先生は心配されてそういう質問されたんだと思いますけど。どうぞよろしくお願いします。

その他ございませんでしょうか。

○岸田委員

岸田ですけれども、御説明ありがとうございます。

9枚目のスライドのところ、EAMのところなんですけど、適宜入手と定期入手というのがあるんですけど、この2つがあるというのはどういうことなんでしょうか。

どちらもメーカーから情報が出てということになっていますが。

○四国電力

四国電力松原でございます。

適宜入手というのは、日常の保全活動の中で、我々がプラントメーカーでありますとか、その部品の供給者でありますとかそういうところとコミュニケーションをとって、必要な情報を入手してくるというものでございます。

一方、定期入手というものが、プラントメーカー等と書いておりますけれども、PWR 各社で集まりまして、例えば我々が入手した製造中止品情報も、その場で提供して各社に展開するでありますとか、同様に他社さんが入手したような情報も展開していただくとか、あとはプラントメーカーが持っている情報もその場で、これまで適宜入手したようなものも含めて、我々に情報提供いただくというような形で入手しているというような取組でございます。

以上でございます。

○岸田委員

下の定期入手の方は、他の事業者さんの情報を出していくということで、漏れないようにしているという理解でよろしいでしょうか。

○四国電力

四国電力松原でございます。その御認識で結構でございます。

○岸田委員

ありがとうございます。

本来、大事なのは、右側の EAM というのがあって、そこからどうするかということが説明がもうちょっとあったほうがよかったかなと思いました。

以上です。

○望月部会長

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。

はいどうぞ。

○北田委員

11 ページに出てきておりました PDCA のところについて、ちょっと確認をさせていただきます。

長期施設管理計画によつての PDCA ということになるわけですが、当然これ劣化管理をマネジメントするという PDCA だというふうに書かれておりますが、この劣化管理と言った時、これ、劣化の評価ということも含まれていると思うんですが、その評価というところについても、例えば評価方法ということになるんですが、それについてもこの PDCA

で見直していくということ、ここではやられるということになるのでしょうかという質問です。と言いますのも、今回の新しい長期施設管理計画におきましては、その評価の方法自体がそもそも計画の中に入っていて、さらにこれが認可対象になっているということですので、どこまでが本当に PDCA で改善されてというのがどこになるのかということの中に、劣化評価の方法論も含まれているかどうかで、少し大きな位置づけが変わるかなと思った次第です。その点が含まれるかどうかについて御回答いただければと思います。

すみません。以上です。

○四国電力

四国電力松原でございます。

評価の方法についても含まれてございます。例えば新しい知見でありますとか新しい技術が出てきたときに、そのような場合もあるかと思っております、そうなった場合には当然、こちらの方にも影響してくると。その場合には、この長期施設管理計画を場合によっては変更認可申請するというところもあるというふうに考えてございます。

以上でございます。

○北田委員

分かりました。

ありがとうございます。

○望月部会長

ありがとうございました。

その他ございませんか。

○森委員

森でございます。

新たにそういう長期の計画の中で、品質マネジメントシステムが今後、中核になっていくように思います。その時に、先ほど、それとですね資料が、この 11 ページの PDCA のシステムで回すとか、あるいはその役割分担というのを、15 ページの参考 3 というのを付けていただいたので、全体がよく分かってくるんですけども、先ほどのやりとりの中で、川西さんの方の御説明で、つまりこの保修統括課というのが、普段のこのシステム全体について、まず見ていく、担当課であるという御説明がありましたし、それから先ほど口頭の説明では、半年に 1 度ほど、全体を見て、かつ、所長などの発電所幹部により全体の管理システムが実施・運営されていることを見ておられるということだったんですけど、そのことが、こういう文章に書かれていることが重要なんじゃないかと思うんです。

つまり、この品質マネジメントシステムのマネジメントの主たるマネジメントがうまく

いっているかどうかの、主たるチェック担当者が、ここで言う、保修統括課さんが担当され、かつ、そのシステムの責任者は、所長さんになられるんじゃないかと思うんですけども、そういうようなものを今後どのように運営していくのかとか、あるいは先ほど北田委員の御指摘もありましたように、計画のところに、つまり、点検・検査の実施方法と書いてあるのでそこに、いわゆる技術的な評価手法も入っているんだろうとは思ったんですけども、品質マネジメントシステムは、いわゆるマネジメントシステムと言うからには、そのことが明示されていて、初めてこれの運用をちゃんとしているかどうかを評価する立場の人にとっても、それから、このマネジメントシステムの中に入るマネジメントされる構成要員だとか、構成の部局にとっても認識できるということで、やはり今のその運用の仕方を明示化していくというのが、大事だと思います。

その辺のことは、明記、明示したとしても、外に出るのか出ないのかというふうに考えた時に、いやいや、これは審査の対象だから、それは出ていくべきものだ。そうすると、明記していくような方向、それからあるいはそういったものを、国の審査にもかけるのはもちろんでしょうけれども、国の審査以外に、こういうのは、要するに、原子力全体の仕組みの信頼性を担保するものでもあるので、我々地元のこういった部会にも、国へ出すものの、出した後に出てくるというよりはむしろ、出す前の段階でも、御説明をいただけるとありがたいというふうに思いました。

その辺りの、その方向性といいますか、これ始まったばかりということで、そのあたりの方向性みたいなものを教えていただければと思いました。

○四国電力

四国電力の川西でございます。

先ほど私が説明したことに関して森先生の御質問だと思うんですけども、スライド 11 にありますところと、あと先ほど国の方の御説明にもあったんですけども、非劣化管理とか、今回特出しになっておりますのは、技術の旧式化、製造中止品のプロセスが特出しになっておりますけれども、この 11 ページに記載されている、この PDCA は現行運用されております保安規定に既に規定されている品質マネジメントシステムのことを書いてございます。保安規定につきましては、改定の度にこの場で説明させていただいているんですけども、特にこの技術の旧式化で、新しい QMS（品質マネジメントシステム）を回すというのではなくて、今現在運用されております、品質マネジメントシステムの中に組み込むというか、その 1 つのアイテムとしてというふうに、なっております。

今回法律が変わりまして、長期施設管理計画というもので、PLM に関して QMS をその計画に書くということが、今回求められておりまして、それが認可条件になっておりますので、書きますけれども、ここのところではちょっとそういうことで、全体は説明省略させていただきますけれども、失礼しました。

○森委員

了解しました。

9ページに書いてありますように、2008年より本格運用しているということで、これまでもやってきて、その中に旧式化ということにスポットライトを当てたから、改めて御説明いただいたということですね。分かりました。

今までこういう説明を、長年携わりながらこの部会に、こういったことを聞いたことがなかったものですから、改めてこういったことは、むしろ、こういう御説明いただくと、非常に不安に思う恐怖の対象となってくるものは、まさにこういう信頼性に関わる技術的な説明があると、地元にとってもいいかなというふうに思いましたので、改めて発言させていただきました。認識については私の方が違っていたことがよく分かりました。ありがとうございました。

○望月部会長

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、今後の流れについて事務局から説明をお願いします。

○事務局

愛媛県の杉本です。本件につきましては、原子力規制委員会において審査が進められており、審査の進捗状況を踏まえ、適宜当専門部会においても報告させていただきたいと考えておりますので、よろしく願いいたします。

○望月部会長

ありがとうございました。

(2) 伊方発電所の状況について

○望月部会長

それでは次に報告事項2伊方発電所の状況について、四国電力から説明をお願いします。

○四国電力

四国電力原子力本部の徳永でございます。

それでは資料3、伊方発電所の状況について御説明をさせていただきます。

失礼して着座にて説明させていただきます。

右下1ページをお願いいたします。目次でございますが、本日は3号機第17回定期検査の状況について御説明をさせていただきます。

2ページをお願いいたします。定期検査の実績でございます。繰り返しになりますけれど

も、伊方3号機につきましては本年7月19日より第17回定期検査を開始し、必要な点検や検査、火災防護に関する工事等を安全最優先で実施して参りました。原子炉起動後に炉内核計装装置の不具合が発生しましたが、必要な対策を実施し、10月18日に送電を開始、11月12日に総合負荷性能検査を終了し、通常運転を再開してございます。下の表に、定期検査の実績をお示ししてございます。原子炉起動の10月16日のところに注釈をうってございますが、今回の定期検査では9月29日に原子炉を起動しておりますが、炉内核計装装置の不具合により、10月7日に一旦停止をしてございます。

3ページをお願いいたします。主な工事及び燃料集合体の取替えについてでございます。前回の専門部会で報告をしました工事につきましては計画どおり実施してございます。1点目としまして火災に関する規制基準の改正に伴う対応としまして、火災感知器を追設し、火災感知機能の強化を図ってございます。2点目としまして原子力規制検査での指摘事項への対応としまして、ケーブルを収納する電線管等へ耐火材を施工し、耐火能力の向上を図っております。次に、燃料集合体の取替えでございますが、今回の定期検査にて、MOX燃料5体を含む40体の燃料集合体を、ウラン新燃料に取替えてございます。資料右上の写真が耐火材の施工状況の写真、下が燃料装荷作業の写真となっております。

4ページをお願いいたします。炉内核計装装置の不具合の概要について御説明をいたします。10月2日、第17回定期検査中におきまして、原子炉内の燃料の出力分布を測定する検査を実施していたところ、炉内核計装装置の検出器8本、これには予備検出器4本を含んでおります。これの出力信号が炉内計装盤に表示されないことについて係員が確認し、詳細な点検が必要と判断してございます。なお、検出器8本の挿入・引抜き動作に問題はございませんでした。10月7日、当該対応に時間を要する見込みであったことから、原子炉を一旦停止し、必要な対策を講じた後、10月16日に原子炉を起動してございます。10月18日、炉内核計装装置により、原子炉内の燃料の出力分布が正常に測定できることを確認し、同日送電を開始したところでございます。現在本事象につきましては、報告書を取りまとめているところでございます。下の※1のところでも出力分布を測定する検査について少し補足してございます。炉内のウラン燃料の燃焼状況を詳細に把握するために実施するものでございまして、可動型の検出器を原子炉内50か所に挿入し、原子炉内の中性子の数を測定し、燃料の出力分布を評価する検査でございます。

5ページをお願いいたします。こちらは事象発生時と対策後の状況の写真となります。左端の写真が、中央制御室に設置されております炉内計装盤になります。その右の写真でございますが、炉内計装盤の扉を開けて、専用パソコンにより測定結果を表示している状況でございます。右上の写真が、事象発生時のパソコンの画面の状況でございますが、赤枠で囲っておりますが、検出器、ABCDともに、検出器の出力信号が表示されない状況でございました。その下の写真が、対策後のパソコンの画面となりますが、赤枠で囲って拡大しておりますが、検出器の出力信号が正しく表示されていることを確認しております。

6ページをお願いいたします。炉内核計装装置の概要についてまとめてございます。図面

左側に原子炉容器を記載しておりまして、原子炉容器の真ん中から下方方向に燃料集合体が配置されております。この図におきましては、原子炉容器の下部から出ているチューブから、右上の検出器駆動装置までが炉内核計装装置となります。1つ目のポツですが、出力分布を測定するには原子炉容器下部に設けられた炉内計装案内管を通じまして、検出器駆動装置により、4つの可動型の検出器を原子炉内に順次挿入し、燃料集合体の中性子の数を測定しております。2つ目のポツでございますが、各選択装置で案内管を選択することにより、1検出器当たり原子炉内の12から13か所について測定を実施しております。3つ目のポツでございますが、各検出器の操作は、中央制御室に設置された炉内計装盤にて行っております。また、測定された検出器の出力信号は炉内計装盤に表示されます。最後のポツとなりますが、原子炉の出力を確認する装置としましては、炉内核計装装置と炉外核計装装置がございます。運転中は炉外核計装装置によって常時監視しており、炉内核計装装置による確認は月1回実施している状況でございます。

本資料の説明は以上となります。

○望月部会長

どうもありがとうございました。

それでは皆様から御意見・御質問ございませんでしょうか。よろしいでしょうか。

○村松委員

村松です。すみません。

御説明で、要するに5ページ目ですけれども、出力信号が表示されなかったということの原因は分かったのでしょうか。対策はできたというのは分かりましたけれども。

○四国電力

四国電力の徳永でございます。

直接的な原因につきましては、今回の定期検査におきまして、この炉内計装盤は一式更新をしております。その中で、一部の部品の仕様が変更になっておりまして、今回その変更した仕様に合った回路になっていなかったと言うのが直接的な原因でございます。

対策としましては、その回路を適切な回路構成に直すことで、検出器の信号が検出できたという状況でございます。

○村松委員

どうもありがとうございました。

○望月部会長

その他ございませんでしょうか。中村先生どうぞ。

○中村委員

今の点と関連するんですが、結局、もう1つ前に御説明いただいていた劣化の観点、それを交換するとか新しいものにするといったものについて、関連した内容ではないかと思うんです。今の電気回路の件ですね。これは交換するということが分かっている、どういう系統がそこに関連するかといったことも予め分かるわけですが、そこは、順を付けて確認した上でされるということが、管理方法としては通常ではないかと思うんです。そこがうまく機能していなかったということであれば、その1つ前の資料2で御説明いただいた内容の実施方法という点で、改善の内容、保全の有効性評価についてはもう一度見直した方がいいような気もしたところではありました。それが1点。

もう1つ。この3ページにあります耐火の施工ですね。これケーブル、電線管の上から耐火材を巻かれていて施工としては妥当に思うんですが、そうしますと、このケーブルと電線管の経年劣化については、これはどういうふうにモニターして行って、それに対応するかといったことが、上にカバーしてしまいますと中身が分からなくなってしまっていて、素人的に考えますとですね。そういったところの総合的な劣化に対する対応は、この資料2で御説明いただいたEAMの中に組み込み済みで、こういった施工をされている。そういった理解でよろしいのでしょうか。2つ申し訳ございませんが、よろしく願いいたします。

○四国電力

四国電力の青木でございます。

まず1つ目の御質問でございます。今回の件、炉内計装盤装置の不具合事象と、先ほど1つ前の議題でお話しさせていただいたような、保安全管理との関連についてということでございます。今回この事象の直接の原因については先ほど徳永から御説明させていただいたとおりでございます。炉内計装盤を更新した際に、その回路が部品の仕様変更に対してうまく構成できていなかったということが直接の原因でございます。ではなぜこういうことが起こったのかということにつきましては、現在、原因については調査中でございますので、それについてはまだ取りまとまってはいないところでございますけれども、やはり新しい設備を設計する際に、当然ながら、その時に使う部品に応じた回路を設計して施工しなければならない。でも、その部分が今回うまくいってなかったのではないかとこのように我々今考えているところでございます。

先ほど部品を新しいものに交換するというお話については、1つ前の例えば、製造中止品の管理とか、そういったものとも関連してくるところにはなるかもしれないんですけども、実際この炉内計装盤については、すでにメーカーの方からサポートが切れるという連絡があったことも踏まえて、炉内計装盤そのものをリプレースすると、そういう判断に至ったものでございまして、そういう中で、計画をして取替えをしていったところでございますが、実際設備を製造するにあたって、今回不具合が起きたということにつきまし

ては、これは製造中止品管理と直接結びつくというのではなく、普段から通常やっておかなければいけない設計管理でありますとか、製造管理のところで、うまくいってなかったのではないかと、現時点ではそのように我々は見ているところでございます。いずれにしてもこの辺りにつきましては、現在原因調査中ということでございますので、取りまとめれば、また報告書としてまとめて、愛媛県を通じてまた公表させていただくということを考えているところでございます。

1点目の質問は以上でございます。

○四国電力

四国電力松原でございます。

2点目の御質問についての御回答でございます。

ケーブルにつきまして耐火材を施工しているということで、外観確認できなくなっているという状況でございますけれども、ケーブルの劣化につきましては、絶縁の低下というところで、劣化状況の確認・管理を実施していくというところでございます。こちらにつきましては、耐火材を施工された状態でも確認できるというところでございます。例えば電線管の中に入っているケーブル。そういったものと同じような扱いというふうに考えてございます。

以上でございます。

○中村委員

ありがとうございました。

最初に御説明いただきました計装盤の点につきましては、これは前の御説明と全く同じ内容ではないかというふうに思っております。特に、原子力発電所は基本的には長く運転するということが、これからは発電所からの電気を利用する側からすれば、安全に利用していくという中で非常に重要なポイントになると思います。それで、例えば、御家庭で使う液晶テレビがありますけれども、制御室の操作盤はみんなそういった設備に置き換えながらやるということを考える。例えばですね。というようなことを考えていくと、これから何十年も先になっても同じものを使っているとは思えませんので、そうしますと、今行われたような炉内計装盤の取替えとかとほぼ同じようなことが、いろんなところで生じてくる可能性があるわけです。それを総合的に考えておかないと、前の資料2で御説明いただいたEAMに対応したマネジメントがうまくいかないということになってしまうと、困りますので、そこは、総合的な観点でお考えいただくような方向で御検討いただけないかなというふうに思いました。

○四国電力

四国電力の川西でございます。どうもありがとうございます。

今回の不具合、先ほど説明ありましたが、炉内計装盤を今回リプレースしてございます。リプレースにあたりまして、工場から持ってきてポンと据えて、動かしたというわけではなく、当然工場でも検査をしてございますし、現地で受け入れても、検査をして、試験をして、使い始めたこととございます。

その上で、こういうことが起きてしまったということもございまして、それも踏まえて、今どうしてこのようなことが発生してしまったかということについて、先ほど申しましたように調査しているところでございまして、その調査結果につきましても、また公表させていただきたいと思っておりますので、よろしくお願い申し上げます。

○望月部会長

すみません。

これは新しい計器に入れ替えた時に、その時に動作を確認しておくという作業はできていたんですか。

○四国電力

はい。作業自身はやっておりました。

その時に、当然合格しているわけで、どうしてそうなったかということも含めて、考えておるところです。

○望月部会長

はい、分かりました。その他ございせんか。

○森委員

いいですか。今のやつなんですけど。森でございます。

御説明を聞いていて、説明は1つ1つは分かるんですけども、いわゆる劣化管理に関わる品質マネジメントと言いつつ、劣化というのは、いわゆる物理的な劣化だけではなく、こういうリプレースも含めたものというふうに考えると、やはりこれは本質的なものじゃないかなと思います。もちろん、単にポンと持ってきて替えたではなく、事前事後と申しますか、きちんとされていると思うんですけども、やはりそこで、今御説明があったような、結局回路が合ってなかったというような、そういうベースになるようなことまで降りていかないといけないとするとなってくると、そのチェックが表層的なものではなく、相当根深いもの。そうするとそれってやっぱ本質的なもので、今後こういうものがどんどん増えてくるわけですね。それらが、増えてくるというか、交換だとか更新っていうのかな。そういうことが以前よりかは増えてくる傾向にあるとすると、やはりこういったところの原因究明だとか、おやりになっているということでしょうし、あるいはそういうなぜそのかいくぐってしまうとか、気づけなかったのかというのは、きちんとやっぱ御報告をいただいて、

安心したい一番のところだというふうに思いました。御専門の方の御発言の後に発言しようと思っていましたので、これ些細なことであるけれどもとても重要な案件といえますか、事例だと思ったので、どうぞよろしく願いいたします。

○望月部会長

どうぞよろしく願いいたします。

○村松委員

すみません村松ですが。

今の中村委員と森委員のおっしゃってくださったことでほとんど尽きていると思うんですが、1つだけ確認をさせていただきたいんですが、工場でテストをして、それから持ってきて、やってみたということで、発見されたんだと思うんですけども。ということは、この定期検査で行った試験というか、確認は、この装置にとっては、最初の、いわば使用前検査みたいな位置付けのものだったのでしょうか。それとも、それは別にあって、これは2回目以後のものだったのかということをお教えいただきたいのです。

要するに、当然やるべき検査としてやってみたらそこで起こったということなのかどうかです。

○四国電力

四国電力で青木でございます。

今回、盤のリプレースということもございまして、段階を追って性能検査というのを実施しております。まず工場で製造した時に製造した盤が想定どおり動くかどうか、これについては問題なく動いたということで、発電所に納入されております。発電所に据え付けを行いまして、まだ原子炉を起動する前の据え付けの段階での検査、こちらにつきましても問題なく実施しております。最後に実際に炉内核計装置と接続をいたしまして、実際に、原子炉内からの信号を取ろうとした段階で、一番最後の段階の確認の時に信号が出なかったというのが今分かっている実情でございます。

繰り返しになりますがなぜこの段階でないと、確認できなかったかということについては、原因も含めて今調査をしているというところでございますので、もう少しお待ちいただければというふうに、思います。

以上でございます。

○村松委員

分かりました。

私、言いたかったことは、その段階的な検査というものが、実際に炉で使用を始めるまでの間にいくつかあって、その段階的に全てを検査しようとしている検査の枠組みそのもの

は、かろうじてちゃんと役割を果たしてくれた、こういうふうに言えるんだと思うんですね。私決して四国電力さんをかばうわけじゃないのだけれども。そういうことはあったと。

だけれども、途中のステップの中でもって、見つからないようなこともあった。そのシステム間のインターフェースのところだと思うのですけれども。そういうところが設計段階で見過ごされていたということが、どうも問題らしいということで、今後確かめていただくわけだと思いますけども。全体の問題を、今分かる範囲でなるべくとらえたいと思ったので、今、質問させていただきました。

ありがとうございました。

○四国電力

ありがとうございました。

御指摘のようなことも踏まえまして、今後原因とその対策については検討して参りたいと考えております。

○望月部会長

村松先生、質問ありがとうございました。全体像がよく分かりました。

ぜひ詳しい原因究明をしていただいて、今後に活かしていただきたいと思います。

その他ございませんでしょうか。

○中村委員

すみません。先ほどの言いだしっぺというか、中村ですが、よろしいでしょうか。

経験上ではありますけれども、例えば、製造メーカーさんが新しいものを作って、それでその研究所でうまくできました。それを今度工場に持ち込んで製造してみたら全然期待しているものができなかった、みたいなことはいつも起こるわけですし、現場で生じる状況というのが、どの条件でそれが起こるものなのかというのを、製造しているアイディアの段階とか、小さな試作品の段階では、なかなか全部把握し切れない部分があるのかもしれないですね。

ですから、そういったことを、実際に全部やってみるところが、今回の、将来生じる劣化を推測するところではありますけれども、ぜひ原因究明をきちんとしていただきまして、再発しないような形で、今後の手順を、うまく組立てていただければいいと思いますので、よろしくをお願いします。

○四国電力

四国電力青木でございます。

御指摘どうもありがとうございました。御指摘のところも踏まえまして、今後検討を進めて参りたいと思います。

○望月部会長

その他ございませんでしょうか。

それでは特にないようですので、本日の部会は終了いたします。事務局にお渡しいたします。

○事務局

本日の審議事項で取りまとめられた意見は、11月25日に開催されます親会の伊方原子力発電所環境安全管理委員会に報告いたします。

委員の皆様には、詳細な日程等を送付しておりますので、改めて御確認ください。

本日は以上となります。長時間にわたり御審議いただき、ありがとうございました。