

令和3年度 島根県原子力安全顧問会議（第4回原子炉施設の安全対策小会議）

日 時 令和3年5月31日（月）
14:00～16:40

場 所 島根県職員会館健康教育室
（TV会議）

○河野GL 皆様お集まりですので、これより第4回原子炉施設の安全対策小会議を開催いたします。本日の司会を務めさせていただきます島根県原子力安全対策課の河野です。よろしくお願いいたします。本日の会議もこれまで同様テレビ会議システムにより開催させていただいております。島根県庁側では、会議の様子を報道機関に公開しておりますので御承知ください。

始めに島根県防災部の出雲から御挨拶を申し上げます。

○出雲次長 4月から防災部原子力安全担当の次長をいたしております出雲と申します。よろしくお願いいたします。顧問の先生方におかれましては、本日は大変お忙しい中御出席をいただき、誠にありがとうございます。さて、この小会議につきましては、前回3月に開催し、今回で4回目となります。今回は技術的能力等をテーマに御確認いただく予定ですので、顧問の先生方におかれましては、様々な角度から忌憚のない御発言をいただければと考えております。どうぞよろしくお願いいたします。

○河野GL 御説明に入る前に配付資料の確認をいたします。御手元には、出席者名簿と資料1、資料2、資料3-1、資料3-2があると思います。資料の構成は前回と同様です。本日は、勝田顧問、杉本顧問、芹澤顧問、二ノ方顧問、宮本顧問、吉川顧問の6名の先生方に御参加いただいているほか、中国電力の説明者に広島の本店から参加いただいております。また、島根原子力本部の渡部広報部長にも島根県庁側から同席いただいております。

では本日の議事の進め方について、次第に則って御説明いたします。始めに議題（1）で前回いただいた御意見について、回答をお示しします。本日新たに御説明するのは、議題（2）の技術的能力その他に関することです。それぞれ議題ごとに説明が終わった後に、御質問、御意見をいただきたいと思っております。なお、今回もハウリングの発生を防ぐため、発言される時以外はマイクをオフにさせていただきますようお願いいたします。それでは議題（1）について島根県から御説明いたします。

○高嶋主任 続いて、島根県高嶋です。資料1を御覧ください。資料1は論点の一覧表となっております。31項目あります論点のうち、右側に①②③と書いてございます論点<1>～<24>につきまして、第1回から第3回までに御説明し、御議論頂いております。本日、議題1におきましては、これらの項目のうち、意見への回答が済んでいない項目の回答を提示し、議題2に

において、表に④と書いてございます論点について、中国電力から御説明をいただく予定としております。

続きまして、資料2を御覧ください。こちらは、前回までに御議論いただいた論点と、今回扱う論点について中国電力の審査等での説明内容を記載するとともに、前回会議や会議後に頂いた御意見、回答を整理してございます。また、二ノ方顧問におかれましては、第2回、第3回を御欠席されておりましたので、個別に御意見をいただきまして、そのとき頂いた御意見についても資料へ整理させていただいております。

なお、こちらは御連絡になるのですが、資料2につきまして、先生方に資料を送付したあとに2箇所ほど誤字が見つかっておりますので、会場配布分は資料修正したもので配布しておりますが、先生方には誤ったものを送付しておりますので、訂正箇所をお知らせさせていただきます。まず資料2の67ページになります。枠外の一番上の部分に「③ その他重大事故対策」となっているかと思いますが、こちらは資料1と整合がとれておりませんでした。資料1が正しく、「③ 技術的能力その他」が正しいものになります。もう一箇所は76ページになります。上から2つめのセル、論点の趣旨の右側について、安全対策については、設備面での対応だけでなく、組織体制、発電所の人員、教育及び訓練といった人的な対応に関しても、不断の充実・強化を図るよう、というところの、不断の字がいつものという意味の普段になっておりました。正しくは絶え間なくという意味の不断となりますので、こちらも訂正させていただきます。大変申し訳ございませんでした。訂正箇所は以上です。

話を戻しまして、議題1におきましては、前回回答出来なかった先生方の御意見について、この後中国電力から説明頂きます。本日御回答する御意見について簡単に御紹介させていただきます。まず論点<7>どのような重大事故を想定して、どのような設備で対処するのかに関しまして、燃料棒の最高温度を示す位置以外の温度データでありますとか、燃料棒温度の瞬間的な変化の背景にある物理現象等について御質問を頂いております。次に論点<8>想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの大きい事象はないかに関しまして、解析コードの機能及び開発者についてまとめてほしいといった御要望を頂いております。次に論点<13>重大事故対策の結果、どれだけ安全性が向上したのかに関しまして、シビアアクシデント対策の結果炉心損傷頻度がどの程度下がったかだけでなく、セシウム放出量がどう変わるかについてもまとめて欲しいという御意見を頂いております。次に論点<18>原子炉水位が不明になる等、計装系に異常があっても適切な操作ができるかに関しまして、原子炉の水位計測におけるボイド（泡）の影響について御質問をいただいております。最後に、論点<20>フィルタベントの使用により、どの程度放射性物質の放出を低減できるのかについて、急激な減圧時のスクラビング効果について御質

間をいただいております。これらの項目について、このあと中国電力から回答を説明いただきたいと思っております。その後、先生方から御質疑いただければと思っております。なお、論点<8>の御要望、解析コードの機能と開発者に関するものの御回答につきましては、資料2の28ページに整理した表を付けさせていただきます。こちらは御紹介をもって御説明に代えさせていただきますので、御確認いただければと思っております。それでは、中国電力から説明をお願いします。

○渡部広報部長 中国電力島根原子力本部の渡部でございます。島根県原子力安全顧問、また島根県執行部の皆様には、平素から当社事業運営に対しまして御高配を賜っておりまして、この場を借りまして厚く御礼を申し上げます。本日の議題とは別件ではございますけれども、資料の説明に入ります前に一言お詫びを申し上げます。

先日5月18日でございますけれども、島根原子力発電所構内の管理事務所内におきまして、停電時に使用する可搬型の照明用のバッテリーから発煙するという火災事案が発生いたしました。現在、原因調査等進めておりますけれども、今後類似の事象が発生しないよう、しっかりと再発防止、安全対策を徹底して参りたいと考えております。本件に関しましては、地域の皆様を始めとして、多くの皆様に御心配をおかけし、誠に申し訳ございませんでした。それでは担当部署のほうから資料の説明させていただきます。本社のほうからの説明をよろしくおねがいします。

○村上マネージャー 中国電力、村上が御説明をいたします。資料3-1の下のページで7ページ目を御覧ください。7ページについての御質問ですが、PCT（燃料被覆管最高温度）が出た以外のノードを説明してほしい、あとボイド率はどうか、といったような御質問でございます。御回答といたしましては、ノード7から10における燃料被覆管温度の推移を図1-1-5に示しております。燃料被覆管の最高温度発生位置、ノード8におけるボイド率の推移を図1-1-6、右に示しております。炉心が再冠水する約45分以降は核沸騰に基づくボイドの発生が継続しており、燃料被覆管の最高温度発生位置、ノード8におけるボイド率は約0.6で推移しております。

次に37ページを御覧ください。御質問は、原子炉停止機能喪失シナリオにおいて、燃料被覆管温度が急上昇してすぐに戻る挙動についての御質問です。37ページ、矢羽根の3つめを御覧ください。原子炉停止機能喪失の有効性評価においては、主蒸気隔離弁閉止による原子炉圧力の上昇により原子炉出力が上昇し、燃料被覆管表面でドライアウトが発生することで燃料被覆管温度が上昇いたします。沸騰遷移の発生により上昇した燃料被覆管温度は原子炉圧力高の信号でATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動することによって出力低下に伴

い、再び水で覆われた状態（リウエット）になることで低下いたします。

次に39ページを御覧ください。39ページについては、沸騰遷移を生じさせないことは重要であるが、起きないようにできないのかといった御質問です。御回答といたしましては、沸騰遷移を生じさせないことは重要であります。既許可の運転時の異常な過渡変化の評価においては沸騰遷移が生じない対策を講じております。具体的には主蒸気隔離弁の誤閉止では、主蒸気隔離弁がある程度閉鎖した段階で原子炉をスクラムすることで沸騰遷移の発生を防止しております。主蒸気隔離弁の誤閉止のMCPR（最小限界出力比）等の推移を図1-5-5に示しております。スクラム系は信頼性が高い設計を行っておりますが、今回の「原子炉停止機能喪失」では、このスクラムに失敗することを前提として評価を行っております。そのため、沸騰遷移の発生自体が判断基準とはなっておらず、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下を判断基準としております。なお、新規制以前においても、運転時の過渡変化を超える事象である設計基準事故に対しては、沸騰遷移の発生防止までは求められておりません。

次に40ページを御覧ください。40ページについては、沸騰遷移が生じた後に核沸騰に戻る現象をどう解析したのか、といった御質問です。御回答といたしましては、BWRではMCPRにより燃料の冷却状態を監視しております。全燃料本数の99.9%以上が沸騰遷移を起こさない限界のMCPRをSLMCPRとして定めており、運転時の異常な過渡変化の解析では、事象を通じてMCPRはSLMCPRを下回らないことを確認しております。今回の「原子炉停止機能喪失」において、解析コードでは、MCPRがSLMCPRに達した場合に保守的に沸騰遷移が発生するものとして扱っております。沸騰遷移の挙動は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」に示される手法により評価しております。沸騰遷移の開始予測は、限界出力試験のデータにより求められた沸騰遷移相関式（GEXL相関式）によって評価しております。また、沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達は燃料被覆管温度を高め評価する修正Dougall-Rosenow式を適用しております。膜沸騰から核沸騰への遷移は再び水で覆われた状態になることで発生しております。リウエットの判定は日本原子力学会標準で推奨される相関式1と相関式2のうち、沸騰遷移の持続時間を長く評価する相関式2を用いて判定しています。リウエットの判定は保守的な評価と考えておりますが、仮にリウエットを考慮しないこととした場合の評価も実施しており、この場合でも表1-5-3に示す評価項目について、解析結果が判断基準を満足することを確認しております。また、その時のPCTの推移を図1-5-6に示しております。

次に41ページを御覧ください。41ページについての御質問は、沸騰遷移が生じたとする燃料被覆管の領域はどこかといったような御質問です。御回答ですけれども、図1-5-2に示して

いるとおり、燃料被覆管温度が最高となる13ノードの温度推移を示しております。それ以外のノードにおいても沸騰遷移は発生しております。沸騰遷移時の各ノードの温度は、スライド40で示した扱いにより評価を実施しており、膜沸騰時の冷却材への熱伝達の考慮により、燃料被覆管温度は融点まで上昇しない結果となっております。13ノードより上部のノードは、沸騰遷移継続時間は長いですが、線出力が13ノードより小さいため、燃料被覆管温度の最高位置は13ノードより低い結果となっております。参考まで、13ノード及び20ノードの温度推移を図1-5-7に示しております。以上です。

○谷口副長 それでは論点項目<13>重大事故対策の結果、どれだけ安全性が向上したのかという資料について御説明いたします。こちら下のページ番号で申しますと120ページのところになります。それでは120ページのところで御説明いたします。こちらはSA設備の考慮の例として、炉心損傷後格納容器フィルタベント系によって格納容器除熱を行う場合、格納容器フィルタベント系にてセシウムの放出量がどの程度低減されたいのかについて御説明いたしております。こちら表のほうにセシウム放出量を示しております、フィルタベントが無い場合、 2.1 TBq 放出されると想定していたところ、フィルタベントによって1000分の1になりまして、 $2.1 \times 10^{-3} \text{ TBq}$ まで低減されると、そういった結果になっております。資料の説明は以上になります。

○高取マネージャー 中国電力の高取でございます。引き続きまして論点項目<18>原子炉水位が不明になる等、計装系に異常があっても適切な操作ができるか、について御質問を頂きましたので、その回答を御説明させていただきます。

122ページを御覧ください。まず1点目の御質問、原子炉水位計の測定原理について、実際の水位はボイド（泡）を含んだ二相水位になるのではないかと。ボイド率を予測することは困難なので、正しい水位測定が出来ないのではないかと、に対する御回答です。御指摘のとおり、実際の炉内水位はボイドを含んでおりますので、二相水位になります。一方、原子炉水位計はボイド率を考慮しておりませんので、計測する水位は単相水位になります。単相水位を計測する理由といたしましては、実際の炉内水位よりはボイドによりまして、水位計で測定する水位より高い水位となり、燃料を冷却する観点ではより保守的な値となることになります。また非常用炉心冷却系の作動信号であります工学的安全施設の作動回路等の安全保護系につきましては、所定の水位到達前に水位低下を検知して作動するように単相水位を計測しております。

次に2点目の御質問、原子炉圧力が急減した場合、水位計配管内にもボイドが発生する。この配管系にガス溜まりがあれば正確な差圧測定は困難になるが、そうしたガス溜まりはないか、に対する御回答です。御指摘のとおり、水位計に接続する配管にボイドが発生する可能性は否定で

きませんが、水位計に接続する配管は、122ページの図で示しておりますとおり、原子炉压力容器及び凝縮槽から連続下り勾配で敷設しております、ガス溜まりが発生しない設計としております。論点項目<18>に対する御回答は以上となります。

○加藤副長 中国電力の加藤と申します。続きまして論点項目<20>の御意見について御回答させていただきます。資料2の55ページをお願いします。

御意見の⑪について御回答させていただきます。御認識のとおり、減圧沸騰ということでサブプレッションチェンバとスクラバ容器の除去性能に影響を与えることが考えられますが、サブプレッションチェンバでの減圧沸騰による除去性能への影響については、1) のとおり電力共同研究にて実験を行って、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果が同程度であることを確認しております。また原子力規制委員会にて取りまとめられた1F事故の中間取りまとめにおいて、「サブプレッションチェンバ内の除去係数はベント管の下端部から水面までの高さが重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくない」旨が記載されていることを踏まえ、サブプレッションチェンバの減圧沸騰による除去性能への影響は軽微であると考えております。また一方、スクラバ容器につきましては、2) のとおり、格納容器フィルタベント系の圧力開放板の破裂圧力を低く設定するとともに、放出端を大気開放としていることから、原子炉格納容器のベントを実施中にスクラバ容器内で急激な減圧は基本的に発生しないものと考えております。仮に、何らかの理由によりスクラバ容器内で減圧沸騰が発生し、それに伴って放射性物質が飛沫として飛散したとしましても、スクラビング水の下流側に金属フィルタがあるため、系外へ放出されることはないと考えております。また、製作メーカーで実施しているJAV A試験（性能検証試験）において、スタートアップ試験（圧力を低圧状態から高圧状態に変動させた試験）等により圧力変動における除去性能等を確認しております。これらのことから、減圧沸騰が生じた場合であっても、サブプレッションチェンバとスクラバ容器における必要な除去効率は確保できるものと考えております。なお、今後も国内外の研究成果、知見等を注視し、必要に応じて設備に反映することでさらなる安全確保を目指して参ります。回答は以上となります。

○高嶋主任 すみません、島根県です。論点<7>の顧問の先生方の御意見⑫も御説明をお願いしますでしょうか。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷です。私の方から御説明させていただきます。御質問の趣旨といたしまして、回答を113ページにお示ししております。重大事故等に備えた手順、訓練ということで御回答になります。重大事故への進展防止、あと可能性がある場合、または重大事故に進展した場合に備えまして、図1のところでは対応手順を整理してございます。まず運転員が使用する手順として設備別運転要領書、それと事故時の操作要領書、これは事象と兆候ベースが

ございます。あとシビアアクシデント、それとAM設備の操作要領書、これらを整備するという
ことにしております。また緊急時対策所、緊急時対策要員が使用する手順といたしまして緊急時
の措置要領、それと緊急時対策本部対応手順書等の整備をするということで進めております。ま
た有効性評価の各作業時間、これはお示しをしているのですが、上記の先程申しました手順
を用いまして要素訓練、現場の現地訓練、そういったことで作業成立性を確認してございま
す。あと有効性評価のシーケンスと同じように一連の作業の成立性につきましては、これまでの審査
会合の中で同一の緊急時対策要員の実施する作業が最も多いシーケンスを選定いたしまして、そ
の成立性を説明させていただいています。これが図の2及び3ということで115ページ及び1
16ページにお示しをしております。また115ページのところでございますけれど、これは有
効性評価のシーケンスの中で、同じ緊急時対策要員が最も複数の作業を行うものということで選
定してございます。お示ししておりますように、一連の作業を行っても十分対応できるというこ
とを確認しております。参考に116ページの図3等で作業の訓練状況を写真でお示しをしてお
ります。海洋からの海水の注入というところでの作業の成立性について、一例をお示ししてお
ります。

113ページに戻っていただきまして、今後有効性評価のシーケンスの作業成立性につしまし
ては、保安規定に基づいて、伊方発電所等、既に稼働しているプラント同様に、再稼働前に作業
成立性確認と訓練を行うということで進めていく所存でございます。回答は以上になります。

○河野GL 御説明ありがとうございました。ただいまの内容に関しまして、先生方向か御意見
等ございますでしょうか。芹澤先生どうぞ。

○芹澤顧問 資料3-1の論点項目<7>の37ページから41ページに関連して、沸騰遷移と
リウエットに関連する項目なのですが、これにつきましては非常に詳しい回答をいただきまして
だいぶ状況は理解いたしましたけれど、まだいくつか質問とコメントがございますので、お尋ね
させていただきたいと思います。少々話が長くなりそうで恐縮なのですが御勘弁いただきたいと
思います。

まず沸騰遷移というのは皆様御承知のとおり熱伝達特性の非常に良い核沸騰から熱伝達特性が
極めて悪い膜沸騰に一瞬にして移行して、場合によっては発熱体が一瞬にして焼損するという、
伝熱学上は極めて危険な現象だということです。従って沸騰遷移というのは対応を間違えま
すと燃料焼損に繋がりがかねない、非常に微妙でかつクリティカルな安全性に関わる大きな問題だと思
います。39ページには新規制以前においても沸騰遷移の発生の防止までは求められていない
と、このように回答いただいておりますけれども、しかし沸騰遷移を起こしてもよいという前提
で考えるのではなくて、やはり沸騰遷移は極力起こさないという姿勢が求められているものと理

解をしております。もちろん実際問題として沸騰遷移が避けられない状況というのも起こり得るわけですが、その場合には沸騰遷移をいち早く検知して、有効な手段で瞬時にそれを回避するかあるいは阻止する、そういう手段を講じることが安全上非常に大事である、これは言うまでもないことかと思えます。私が知りたいのは、沸騰遷移が起こったがリウエットして核沸騰に戻ったから大丈夫ということではなくて、なぜ沸騰遷移が起こったのか、そしてどのようにして瞬時に膜沸騰を回避して核沸騰状態を実現させたのかと、その辺のプロセスの問題です。これらの事柄につきましては、37ページの回答の中で、主蒸気隔離弁閉止による原子炉圧力の上昇により原子炉出力が上昇して沸騰遷移が発生すると。そして原子炉圧力高信号でATWS緩和設備が2.5秒後に作動し、出力低下に伴い燃料棒がリウエットするとういう回答をいただいておりますが、ここでいう出力低下に伴い燃料棒がリウエットするというのは、この時点では当然水位は燃料棒より上に上がっているわけですが、その状態で出力が低下してクエンチングが起こったと、こういう回答と理解してよろしいでしょうか。とすれば、一般に沸騰遷移とクエンチング、これは現象としては方向が全く逆ですけど、その間には非常に大きなヒステリシスがあります。沸騰遷移を起こした際の出力よりも相当低い出力にならないとクエンチングは起こらないはずですし、解析ではこの際の膜沸騰の最小熱流束あるいは出力、これを2003年の原子力学会のガイドラインに従って求めたとういうことかと思えますが、それでよろしいでしょうか。その場合の内容、私は不勉強で理解していないのですが、具体的にはどういうふうな考え方で、概論で結構ですのでその辺を教えてくださいたいと思えます。これが最初の質問と言いますかコメントです。

2つめですが、これは燃料棒がリウエットして焼損を逃れるという上では、沸騰遷移が起こってからクエンチングするまでの時間が非常に重要だろうと思えます。この間の現象をどのように解釈して、あるいは想定したのか、それから沸騰遷移開始と原子炉圧力高信号までの時間差というのはどのくらいなのか、そしてさらにその後2.5秒というタイミング、これをどのような観点から設定したのかとういうことです。現在のシナリオで沸騰遷移開始から膜沸騰になって、クエンチングを起こしてまた元の核沸騰に戻る、この間に燃料棒が焼損する可能性はないのかどうかですね。それから特に2.5秒後とういうことで安全性が本当に担保されるのかどうか、この辺のところを知りたいと思えますので、これが2つめの質問です。

それからもうひとつ、3つめの質問なのですが、これも今述べたことと関連することなのですが、沸騰遷移開始の判定については先程の御説明の中でGEのサーマルアナリシスベースのGEXL相関式を用いて解析しているとういうことです。この点については特段疑問を感じていないのですが、問題はその先の沸騰遷移後の熱伝達、つまり膜沸騰熱伝達になります。膜沸騰熱伝達

は先程申し上げたようなことからお分かりのとおり、燃料棒温度に重大な関わりをもっているわけですので、そういう意味で提案の事故対応シナリオの有効性を左右するとも言える性格を持つと思います。膜沸騰時の被覆管温度予測に関しては資料の40ページのところにリウエットを考慮しない場合の解析を実施して、被覆管の最高温度が判断基準の1, 200℃よりも低い1, 080℃、そういった結果を得たということが説明されております。このような解析をされること自身は大変結構なことで高く評価しているのですけれども、この解析結果をもって沸騰遷移を回避できなくても安全性が担保されると、そういうことにはならないというふうに思います。その理由はこの資料3-1でも述べておられるように、修正Dougal-Rohsenow式というのは被覆管温度を高め、即ち保守的に評価しているという、そういう前提での解釈ですね。これは私のほうも調べてみたのですが、今から5、6年くらい前に東北電力、東京電力、中部電力、中国電力の4社で解析手法に関する検討会をされていて、その報告書がネットで見られるようになっておまして、それを拝見しますと、NUPECのデータとの比較から結論を出されているようなのですが、一方では元々のDougal-Rohsenowの式というのは、1963年のMITの学位論文なのですよね。この実験では、内径が4.5ミリと10.4ミリ程度の小さな円管の中を上昇するフロン113、これはおそらく高圧条件を模擬した実験だと思うのですが、その実験結果から逆環状流モデルに基づいて求めているのですが、それから20年後くらいにオークリッジの研究所のほうでトランジェントの条件下でしかも高圧下でロッドバンドルという、そういう条件で実験がされておまして、それを見ますと膜沸騰熱伝達のデータというのはDougal-Rohsenow式よりも大分悪いと、つまりDougal-Rohsenowの式というのは膜沸騰熱伝達係数を2.25倍ほどオーバーエスティメートすると、そういう報告もありますので、一概に必ずしも保守的と言い切れない部分があるかと思えます。仮にDougal-Rohsenow式の相関式の予測精度、例えば±15%くらい、伝熱関係で±15%というところかなり精度の高い相関式ということになりますが、±15%を仮定するとすれば、先程1,080℃という温度の解析結果として出されていますが、これを超えて1,200℃という判断基準値のところまで行ってしまわないか、つまり1,200℃という判断基準値というのは解析の誤差範囲に入ってしまうと思います。そうすると、言い換えますとこの重大事故対策のシナリオの中には沸騰遷移の回避を可能とするような操作がどうしても必要となりますし、こうした操作が無いと燃料棒の焼損を招くおそれがある、つまり沸騰遷移を適切なタイミングで回避できなければ燃料棒焼損という危険な状態になって、事故対策そのものの再検討が必要という結論になってしまうのだと思うのですね。このように使用する相関式やその予測精度によって重大事故対応の手順が左右されるというのは、あまりにもリスクが大きいよ

うな気がいたします。その辺のところについての御見解を聞かせていただきたいと思います。非常に話が長くなって恐縮ですが、3つほど考えを聞かせていただければと思います。

○河野GL 中国電力からお願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。すみません、御質問が長くてですね…

○芹澤顧問 第1点目は、膜沸騰からクエンチングを起こしてリウエットをする。そのときの膜沸騰の最小熱流束の算出、おそらくこれは原子力学会の2003年のガイドラインに従って求めたのだらうというふうに思いますけれど、その内容の概略だけで結構ですので、どういうものかというのを教えていただきたいと思います。

○村上マネージャー 2003年の原子力学会のものなのですが、ちょっとすみません、今手元にデータが無いんですけど、頭の中にあるものだけ御説明したいと思います。確か実験データで式を作っていたと思います。相関式1が単管試験のデータで、我々が使っている相関式2というのが管群データの試験から求められているものです。中身はそれほど詳しく書いていなかったと思いますけれども、すみません、それくらいしか頭の中にはありません。以上です。

○芹澤顧問 クエンチングが起こるかどうかという算定は、やはり沸騰遷移を回避するという意味では非常に大事なポイントになっているかと思っておりますので、そのところは十分御検討いただく必要があろうと思います。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。沸騰遷移を防ぐお話なのですが、39ページに御説明しておりますように、主蒸気隔離弁誤閉止が起きて今回の事象の発生原因となっております。主蒸気隔離弁誤閉止が起きた場合、早めにスクラム信号が入らないと沸騰遷移が起きてしまう事象になっています。過渡事象の場合では、主蒸気隔離弁がある程度、10%閉止と書いていますけれども、信号が入ってほぼほぼ主蒸気隔離弁が閉まる前の段階、その段階でスクラム信号が入らないと沸騰遷移が起きてしまいます。というのは、それまで主蒸気隔離弁までのボリュームが少ないので、圧力上昇事象が起きてしまうといったような状況になると思いますので、沸騰遷移を起こさないようにするというのは、今回のSAの評価を行っている評価条件ですね、スクラムを起こさないという前提条件がありますので、それがある自体、沸騰遷移を起こさないというのは無理かなと考えております。

それから修正Dougal-Rosenowについて非保守的な部分があるのではないかとといった御質問もあったかと思っております。私たちが今考えている中で修正Dougal-Rosenowというものはある程度保守的ではないかといったような考えなのですが、それについては熱伝達に及ぼす、修正Dougal-Rosenowでは熱伝達に及ぼす燃料被覆管表面での液滴の蒸発の発生を無視しておりますので、そういう意味で修正Dougal-R

ohsenowは保守的ではないかと考えております。

○芹澤顧問 確かに、今の液滴の蒸発の効果云々というのは、東北電力、東電、中部電力、中国電力4社での検討会の報告書の中にも確かそういうようなことが書かれておりましたし、それからまた色々な他の論文や何かでもそういうことは言われているのですが、ただ現実の問題として先程申し上げたようにオークリッジのデータも見ますと、相当、Dougall-Rohsenowの式というのは、熱伝達係数をオーバーエスティメートするという結果も報告されていますので、そうするとNUPECのデータだけにに基づいた判断というのはちょっと危険かなという気がします。先程申し上げたように、予測精度の取り方によっては1,080°Cを超えちゃって、1,200°Cという判断基準に至ってしまう可能性も危惧されるわけですね。もし1,200°Cという判断基準に達してしまうとなると、シナリオそのものをもう一度再検討しないといけないということになりかねないのではないかなと思います。その辺が私自身、拝見させていただいて、非常に気になったところです。この辺二ノ方先生ですね、色々シミュレーションとかおやりになっていたので御経験があるのだらうと思うのですが、いかがでしょうか。

○二ノ方顧問 芹澤先生どうも色々ありがとうございます。色々勉強になりました。私もPost-BT (Post-Boiling Transition)、つまり沸騰遷移後の挙動については興味がありました。でも芹澤先生にほとんど全部指摘していただいていますので、私のほうから新たに加えることはございません。しかし、解析についてもうちょっと教えていただきたい点があります。1つは、解析結果というのは41枚目の停止機能喪失7/7のグラフがありますよね。この温度変化というのは燃料被覆管表面の温度でよろしかったですね。

○村上マネージャー はい、そうです。

○二ノ方顧問 これ(図が小さすぎて)温度がちょっと読めないんで分からなかったのですがね。

○芹澤顧問 私が元々沸騰遷移のことをお尋ねしたのは、今回の資料の中に入っていない図面じゃないかと思うのですが、何かの時に(資料3-1、論点<7>(P37)の図1-5-2に記載—発言者後記)沸騰遷移が起こって、5秒くらいして核沸騰に戻ったと。その核沸騰に戻ったのはどうしてなのですか、ということをお尋ねしたのがきっかけなのですね。

○二ノ方顧問 瞬時に、ドライアウトした後にリウエットという表面が濡れるという現象は、フィードバックで出力が下がることによって全体のクオリティが下がってくるということでリウエット、液膜がまた戻ってくるのですよね。計算ではそういう、リウエット現象、いわゆるpost-BTのシミュレーションというのをサブチャンネル解析でよくやっていたのですが、その場合には2流体モデルというか、いわゆる普通のミクスチャーモデルつまり2相流

の混合流モデルでは中々シミュレートできなかったところが（蒸気相と液相のそれぞれの流れについて方程式を解く）2流体モデルで一応ほとんど正確に模擬できるようになったというのがあります。20年位前だったと思います。リウエットというのは、ですから核的なフィードバックがきちんと模擬できていて、全体の時間推移というものを追いかけていったら再現可能となった、その結果、リウエット現象の理解が進んだ、ということになるのですが、当時規制側要求としては、BTはもちろんこれは超えてはならないというか、BTに至ってはならないという記載があったかと思います。しかし燃料表面を再び濡らす（冷却が期待できる）一時的なリウエットが期待できるということで、短期的なBTは許可してもいいのではないかという話になっていたかと思います。そういう方向で規制を改めてきたのではなかったかと思えますけれど、ちょっとはつきりしません。すみません、多分そうだと思います。

○芹澤顧問 島根県の方の司会を無視してやりとり続けて申し訳ないのですが、確かにそうだと思うのですね。短期間であるにしても沸騰遷移によって膜沸騰の線に移っちゃうわけですね。膜沸騰の状態でパワーが下がってくるわけですから、沸騰曲線で言えば熱流束が下がってくるのですね。下がってくるのですけれど、沸騰遷移とクエンチングは方向が逆で大きなヒステリシスがありますから、沸騰遷移が起こったときの熱流束よりもさらに下がったところまでパワーが落ちてこないとクエンチングしないわけです。そのときのクエンチングをする限界のところを原子力学会のガイドラインに従って求めたということだろうと思います。

○二ノ方顧問 それは私も（出力/流量と燃料温度の変化の計算）結果を見てみないとわからないので、ちょっと今は判断できないところですね。というよりは、中国電力殿にお聞きしたいのは、そういう解析、いわゆる燃料棒被覆管温度の変化の推移というものは、要はどうやって計算されたのかということを知りたいのですが。RELAPなどのシステム解析コードで出したのか、それとももっと詳細な解析コードを使って結果を出されたのか、計算条件を教えてくださいというのが1点と、その保守性というのをどうやって担保されたのかということなわけです。1つは（相関式そのものに保守性が含まれているという）相関式の議論が芹澤先生との間である程度理解できたと思うのですが、解析条件としては初期条件とか境界条件を含め色々設定しなくちゃいけないのですが、その設定によってどういうところが保守的なのかとか、得られた計算結果を評価する上でどういうふうにして保守性を持たせたのかというのをちょっと教えていただいたほうがいいと思うのですが。

○河野GL 中国電力からお願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。まず解析コードの話があったと思います。37ページをまず御覧ください。図がありますけれど、左のほうで原子炉の出力につきましてはREDY

というコードを使っておりまして、これで出力を計算しております。右のほうで燃料被覆管温度を出しておりますが、これはSCATというコードで計算をしております。もう1つ、計算の条件はどのように設定されたのかという質問でございますが、すみません、計算条件をつらつらと御説明すると長くなって、全部御説明することは出来ませんが、基本的なシビアアクシデント、SAの時の条件といたしましては、ベストエスティメートで条件設定することになっております。必ずしも保守的な条件ではなく、ベストエスティメートの条件で評価することになっております。ただし不確かさがある場合については、その不確かさを求めてやって不確かさで条件設定することになっております。全てが全てベストエスティメートで条件設定することは難しいので、設定が難しいところはある程度保守的な条件設定を行って解析を行っているといった立て付けになっております。以上です。

○二ノ方顧問 沸騰遷移という現象そのものは、燃料集合体の中で空間依存です。(例えば、横方向の分布を平均化してしまう) 一次元的なモデルで評価すると基本的に保守的になるかどうか。現象そのものを例えば次元のコードRELAPとかTRACなど、そういうシステムコードで評価しても現象が極めてローカルですので、きちんとした評価が出来ない。そのこととどちらかという保守性とを結び付けて誤解されてしまう面があるのではないかなと思うのですよ。いわゆる現象を極めて忠実に、すなわち現象のメカニズムを忠実に表現した上で現象を再現し評価するという(機構論的)解析方法は、これは学会レベルの話であって、設計とか現場でのレベルとはちょっと違う話になると思います。そこで出てくるのは近似とか、いわゆる簡素化とかいうモデリングの方向性において、基本的に我々は保守的でないとだめなので、色々条件をお聞きしているのですよね。一番大事なのは次元の解析をやっているのかどうかです。(次元の解析というのは) そういう細かなローカルな現象等を見逃すというか、色々な細かな局所的現象の影響が一つの大きな相関式の中に含まれてしまっており、表面的には影響が見えない。そうした基本的には細かな評価によって結果がほとんど影響されないような議論をやっているときでも、それが保守的なのか保守的でないのかというのはもうすこし議論しなくちゃいけないのかなと思ってます。それから、初期条件とか境界条件とか、それは計算を行う上では当然なのですが、明らかにしてもらいたい。特に先程申しました次元解析で三次元の色々な挙動を模擬しようとするのは、沸騰遷移に関してはほとんど無理なんじゃないかなと思うんですけどね。そういうときに頼りになるのが相関式になると思うんですけど、その相関式については先程から芹澤先生から御指摘がありましたように、使われているものが本当に適切なのかどうかということは、これからまだ議論していった我々として保守性を確認したいと思っております。解析条件の中には2相流のモデリングの話もありますので、そういうところを含めてどういう計算をされているのかが分か

るような一つ大きなテーブルみたいなものに整理して示していただけるとありがたいかな、と思いました。今はこれくらいしか申し上げられないのですが。

○芹澤顧問 二ノ方先生に振り向けてしまいましたけれども、私の質問を掘り下げて話していたので、よかったかなと思います。ありがとうございます。

○河野GL 中国電力から今の御意見についてコメントございますでしょうか。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。全てのことに答えられるかどうか分からないですけど、三次元コードのTRACにおきましては審査の中で、本解析ではないのですが、補足説明資料といたしまして、計算を行って、その中でも1, 200℃を満足するという解析はバックとして行っております。今、安全審査という中で規制側に説明していますので、解析コードについても規制側に認められたコードで（中国電力音声途絶）…

○河野GL 中国電力さん、音声途切れたようですけども。

○村上マネージャー 中国電力、村上です。音声の調子が悪くて申し訳ございません。御質問にあったTRACコード、三次元コードでございますけども、審査の中で補足説明資料といたしまして三次元コードで計算を行って、規制側に補足説明資料として説明しております。安全審査については認められた解析コードで説明することになっておりますので、規制側に対してATWS、TCで認められているREDY、SCATという解析で説明しているのですが、バックデータとしてTRACというコードを使っております。今後、安全向上評価届出書とか、安全向上の場合においては、新しいコードで説明していくような段階になっていくのかなというふうに考えております。以上でございます。

○二ノ方顧問 分かりました。TRACというコードは20年から30年、もっと前、40年前から動いているコードなのですが、TRACの三次元化というのは、TRACEというコードがTRACの延長版であるのですが、そのTRACEの事かな、と思ったのですが。どちらにしてもTRACまたはTRACEの三次元コードでBWRの燃料集合体をモデル化して解析するっていうのはいわゆる研究開発、R&D（Research & Development）の中の1つにあると思います。しかし、まだそれが規制によって計算結果をオーソライズされているのかどうか、私も存じ上げてないのですが、それはどうなのでしょう。TRACEの三次元結果というのは、燃料集合体の中の現象を模擬する上で適切なのかどうか。これプレナムの中の三次元挙動を解析する用に、それを目的に開発されたのではないかと思うのですが。

○河野GL 中国電力からお願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。私、TRACEとか燃料の解析の背景とか、ちょっと存じ上げてませんが、今のTRACというのは安全審査の中ではまだ認められてないというか

…。

○二ノ方顧問 TRACは安全審査用のコードとしてNRC（米国の原子力規制機関）がオーソライズしていると思います。

○河野GL 中国電力から何かコメントございますでしょうか。

○村上マネージャー すみません、NRA（原子力規制委員会）では…

○二ノ方顧問 TRACコードというのはアメリカのライセンスコードですから、NRCのコードですから、これは当然使ってよろしいと思います。NRA、日本の規制委員会でもTRACは十分認知されている一方、TRACの三次元版を使って、BWRの燃料集合体に適用して解析するというのがどこまで認められているのかを知りたいですね。

○村上マネージャー 少なくとも今、TRACで規制側に、申請書の解析として認められているとは考えておりません。SAの解析を行う上で、補足的にTRACで解析を行った説明をしている状況でございます。以上です。

○二ノ方顧問 わかりました。その場合には、これはこの場ではなくて後でも結構なのですが、TRACの3D、TRACEの三次元モジュールを使って、モデルを使って、BWRの燃料集合体の中の沸騰遷移をどういうふうに解析されたのかということ具体的に教えていただいたほうが、計算結果をどう評価するかということの判断が出来ると思います。

○村上マネージャー はい、わかりました。

○河野GL 二ノ方先生、よろしいでしょうか。

○二ノ方顧問 はい、後日いつでも結構ですから教えていただければいいと思います。

○河野GL その他、議題（1）のところで御意見ありますでしょうか。吉川先生、お願いいたします。

○吉川顧問 私が質問した、113ページからの話、論点項目<7>で重大事故等に備えた手順書、訓練等についてというところですが、その関連で質問させていただきます。手順書のほうの話は伺ったのでいいのですけれど、115ページですね、3/4、有効性評価のうち、何とかとずっと書いてあってですね、一番作業量が多い事故としてDCHの場合に一連の作業をした場合が想定時間におさまるといことで、表が書いてあるのですが、表が細かすぎて全然内容が分からないのです。これがどういうものか説明いただいて、表の字が小さすぎて読めないのです、この表がどういうことを意味しているのかというのがわからないので、これをもう少し詳しく説明いただきたい。それからこのケースのDCHでは、緊急時対策要員にて実施する作業が最も多い、人的作業が一番多いとのことですが、ここに書いてある事故は非常に厳しい事故ですね。溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱という、すごいシビアアクシデントで格納容器のところまで壊れ

てしまいそうなケースですね。こういう事故の場合でも対応できるという話でこれを選ばれたということなのですが、事故のシーケンスとこの表の関係がわからなくて、赤で囲んであったり青で囲んであったり、下のほうは緑になっていたり1、2、3と書いてあるのですが、この表を御説明いただいて、この事故の場合、DCHの場合にどういう事故を想定していて、どういうふうになっていくということとの関係で、人間はどういうことをせねばならんということ、下に書いてあるような写真とどういう関係になるのかということ、ここだけで説明すると大変ではないかと思うのですが、そういうのを補足いただいて説明いただくと、というのが1点です。

その次が、論点項目<13>で117ページ以降のところずっと書いてあるのですが、PRAをやった結果、非常に崩壊熱除去機能喪失というのが支配的であると。それで今回シビアアクシデント対応のシステムを入れたケースでPRA評価をしたところ発生確率は下がったという。これと先程のDCHとの関係があるのかなのか、それがわからないのですが、この関係を聞きたいというのが2点目。

その次に120ページで、フィルタベントのあるなしでセシウム137がずいぶん減ったと、フィルタベント系がある効果というのは、セシウム137の放出量が減ったというのが、全体としてフィルタベントを入れることによってどれだけ下がったかというのは、事故解析をずっと見ていると、フィルタベント系を入れることによって冷却ができるということが書いてあるのですが、どこでフィルタベントをするかというのがわからなかった。フィルタベントというのは圧力を逃がすためにあるわけなのですが、そういうのをどういふときにやっておられたかと、どういう事故のときにやっておられたかというのがわからなかったのです。一つ心配するのは、フィルタベントをすることで圧力は落ちるでしょうけど、放射能は外へ出るわけですね。ということは外に対して出すということなので、退避行動、避難計画、その辺は周辺地域とどういう関係になっているのか。ある条件に達したら地域には知らせずに自動的にフィルタベントするのか、人が介在していてフィルタベントすべきと判断しましたと通報するのか。緊急時の対応が、周辺の対応との関係でどうなっているのかというのは気になっていたので、どういったときにフィルタベントをやっているのか、重大事故のシナリオが一杯書いてあるのだけどどういう状況でフィルタベントが動くのか全然読めなかったのです。多分細かく見ればわかるのだけれど、その辺説明をされて、こういうときにはしない、だけどこれをするによって周辺にはそれほど迷惑にはならない、放射能はそんなに出不いのだと、出るのはセシウムではなくて別のものが出るので大丈夫だと、そういう話はどうなっているのかなと、周りにいる者としては心配があるので、この3つです。その辺を説明していただければと思うのですが、先程の沸騰遷移

をするということとか、原理を問われているわけなのですが、そういう解析でどういふときに結局は外に出るのか、そしてそれを抑えるためにフィルタベントするというところで、何かフィルタベント系の熱除去系で事故が抑えられるというイメージはあってもフィルタベントが動いているのかいつ動くのかについてどうもよく分からなかった。以上の3点ですね。

○河野GL ありがとうございます。中国電力からお願いします。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷です。まず1点目のところ、このシーケンスをなぜ選んだかというところかと思うのですが、資料2の別紙2の中に事故シーケンス一覧表があるかと思うのですが、この表の中に左の縦軸、炉心損傷防止と格納容器破損防止の事故シーケンスの一覧が書いてあります。設置許可基準規則に基づく有効性評価の事故シーケンスの内容を縦軸に示してありまして、横軸に各事象ケースの内容を示してあります。先程、吉川先生からお話のございました、なぜ選んだかということになりますけれど、中段くらいに格納容器破損防止の高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、これは格納容器破損防止の事故シーケンスの中の一つになっております。この中で、このシーケンスが、同じ緊急時対策要員が複数の作業をやることが一番多いので、代表的に今回115ページの作業時間と作業内容をまとめたものを抽出させていただいて、審査会合の中で御説明をしたというものになります。

○吉川顧問 それはわかっているのですが、この表の見方です。115ページの見方。別紙2のほうはまた見ますけど、聞いているのは表のほうの意味を聞いているのであって、115ページのこれどう見るのですか。この表はどういう意味ですか。

○大谷マネージャー 意味といたしましては、DCHの中で必要な作業を操作項目として一番左の縦軸に示してございます。まず、一番最初、格納容器の代替スプレイ系の準備操作、②というところは原子炉補機代替冷却系、要は補機冷却系の代替ということで可搬型設備を用意してございますけれど、そういう一連の操作を縦軸に選んでいます。ですから①の下には、小さい字で申し訳ございませんが、格納容器代替スプレイ系の可搬型ということであれば可搬型設備を、大量送水車なりの可搬型設備を、緊急時対策要員が作業でホース展張とかしますので、そういう作業に対して要員を確保するというところで、そこの横軸を見ていただきますと、運転員（中央制御室）、運転員（現場）、緊急時対策要員（現場）ということで、横軸に各作業員の必要な人数を書いてございます。この人数が一連の作業をやっていくわけですが、例えば、①の格納容器代替スプレイ系の準備操作というところで行きますと、緊急時対策要員（現場）で作業いたします。どういう作業かといいますと、その横に操作内容というところが記載してございます。これは、大量送水車で屋外にある貯水槽にある淡水を格納容器にスプレイをするわけですが、この作業といたしまして、大量送水車の配置とか、ホースの展張、接続をやってまいります。その

時間が一番右側にございますように、2時間10分を要するということとなります。この14人が次にどういう作業をするかというところで、②の原子炉補機代替冷却系準備操作に向かいます。この場合、大型送水ポンプ車とか、代替冷却設備をセットアップしますが、それに対する資機材とかホースの展張にどれくらいの時間を要するかということで、この14人がこういう作業をするということで横を見ていただきますと、赤い矢印の下にこの作業は7時間20分続けてやるということで、この一番最初の①の14人が引き続き②の作業を7時間20分かけてやりますということをお示ししております。これらの作業が終わりますと、次に、②の作業後、③の格納容器に窒素供給する準備をするわけですが、この③に対する作業として、可搬式の窒素供給装置の準備に入ります。これが最初の①の14人の中の2人が入ってくるわけですが、作業としては同じ要員が2時間10分作業して、その後7時間20分の②の作業をする、その後2時間の③の作業をするということで、同じ緊急時対策要員が一連の作業をするということで、こういう重複した作業というか、同じ要員が続けて作業をするということでこのシーケンスを選んでこういう形で作業を進めていくということを表した図になります。以上になります。

○吉川顧問 この上のほう、①の赤いところの上部はどういう意味ですか。何かごちゃごちゃ書いてあるのは何ですか。操作項目ですか。責任者、指揮者、通報連絡者、運転員、実施箇所、当直長、運転員…。これは中央制御室関係ですか。だれが緊急時対策所におられて、中央制御室の運転員は何人いるのか、ここの部分は緊急時対策所と中央制御室の人たちのどちらですか。それで必要人員数とかいてあるのですが、その右は何ですか、書いてあるのは。操作内容ですか、もう少し右に行くとどういう意味ですか。上のところに何かかいているのは事象発生の経過時間ですか。

○大谷マネージャー これは事象発生からの経過時間によって、どういうイベントかということに記載しております。こちら、経過時間として事象発生を0時間といたしまして、原子炉スクラム。その後10分後に常設代替電交流源設備により給電をするというようなところで、一連の11時間の時間軸の中でやるイベントを書いてございます。一番最初の御質問で左側の人になります。こちらは実施箇所・必要人員数ということで、上の表は責任者といたしまして、中央制御室の当直長が1人ということで、右側に中央制御室監視ということで役割に記載しています。その下の指揮者ということで、これは同じく中央制御室におられますけれど、当直副長が1人、作業内容としては運転操作指揮。その下の通報連絡者というのは緊急時対策本部要員と記載してございます。これは5人ということで、夜間・休日に少なくとも5人配置するというので、初動の指揮であるとか中央制御室との連絡、あと発電所外部への連絡ということで、通報連絡を行う要員と指示者を合わせまして5人ということで、緊急時対策所で活動する要員を5人とあげておりま

す。御説明は以上です。

○吉川顧問 それで、この人数を見たときに14人と仰っていたのは全然入っていないわけですね。そういう人たちはどこに張り付いているわけ。

○大谷マネージャー 14人はその下のほうに、緊急時対策要員（現場）と書いてある下に、14人、a～nとして記載しています。

○吉川顧問 a～n、これは何ですか。14人、緊急時対策要員ですか。

○大谷マネージャー そうです。

○吉川顧問 これが現場。

○大谷マネージャー はい。緊急時対策要員で、現場で活動する要員が14人です。

○吉川顧問 現場というのはどこにいるのですか。

○大谷マネージャー 現場ですと、例えば原子炉建物の外側で淡水ホースの展張、接続をすとか、可搬の大量送水車を配置すとかということで、屋外の作業になります。

○吉川顧問 それでこれがずっと分からないのだけど、これが14人で、下のほうはみんな別々のところにいるわけですか。

○大谷マネージャー この14人が①の作業が終わりますと、このうちの12人が、矢印が書いてあるかと思うのですが、左側に直線が出て②のほうに、(12人)のところに行く矢印があるかと思います。これが、①で作業をした14人のうちの12人が次の原子炉補機代替冷却系準備操作に行きますということをお示ししております。

○吉川顧問 この調子であまり詳しいことを聞いていてもあれなのですけれど、結局のところ何人の人が要るのですか。14人で全部対応できるわけですか。仕事が10時間くらいかかるということだと大変でしょう。14人が10時間全部やらないといけない、しかもやる作業が、割合に力がかかりそうなものですね。14人でそれを全部やるとか、誰が指揮するのか、この図で全部読めるのかなと思うのだけれど。選ばれた事故の時は一番人手がかかるから選んだという意味で、理由をあげられたのだらうと思うが、他はそんなにかからないとは思いますが、こういう調子で他の事故シナリオの時も全部こういう表を書いて訓練する、事故時対応のマニュアルを作るのは大変だと思うのですけれど、それは114ページのどこに書いてあるのですか。

○大谷マネージャー このシーケンスの表につきましては、別途作成しております。先生が言われますように、この人数で足りるかということでございますけれど、現状、夜間休日においては、中央制御室、あと緊急時対策要員含めて47名配置するようにしております。この47名で各シーケンスにおいて十分この人数で足りるかどうかという視点で整理をさせていただきまして、このうち最も厳しい、要は同じ緊急時対策要員が一連の作業をするものを抽出したものがこのシー

ケンスになります。他のシーケンスもございますけれど、夜間・休日47名配置しておりますこの要員で、一連のSA対応、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策を十分やれるということは、審査の中で整理をして、同じような表を全て作って御説明をしているという状況になります。それでこの一連の流れについてはどこの部分で整理するかということでございますけれど、113ページで記載してございます緊急時の措置要領なり、緊急時対策本部手順書、あと原子力災害対策手順書に整理していくことで考えてございます。以上になります。

○吉川顧問 そのこの部分のところは大体中身はわかりましたけれど、これはあくまでそういう事故の場合ですが、フィルタベントの質問ですね。そちらのほうの回答をお願いしたいと思います。どういう時にフィルタベントは開くのですか。フィルタベントがあつて、ない場合よりも放出量は減るという話ですが、開けるということ、フィルタベントをどこですのですか。それはどんなシチュエーションですか、一連の重大事故シナリオの中でどういうふうな。

○村上マネージャー 中国電力の村上がお答えします。資料2の別紙2を御覧ください。この中で各シーケンスと使用する設備を表しております。そのうち一番右のほうのW-SAと書いてあるフィルタベントに◎が記載してあるシーケンスについてフィルタベントを使用します。基本的にRHRが機能喪失して格納容器除熱が出来ない場合、フィルタベントを使用して格納容器の除熱を行うといった流れになっております。御回答といたしましては以上です。

○吉川顧問 フィルタベントはこの4ケースの場合ということですね。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。付け加えますと、別紙の1のほうに各シーケンスの詳細を書いてございます。3ページ目に先程大谷が説明いたしましたDCHのことが書いてございまして、手順が小さくて申し訳ございませんでした。よく見えなかったということで、大変申し訳ございませんが、3ページのほうにDCH、上から3つめに書いてございまして、電源の話、それから注水の話をしていしましたが、それから除熱のところ、それぞれの手順というかならなければいけない対応手順をここに記載してございます。それと先程申しましたフィルタベントにつきましては、別紙2のほうで一番上の高圧・低圧注水機能喪失のところ、例えば書いてございますが、別紙1で言えば1ページ目の1番上に書いてございまして、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器除熱というふうに書いてございます。先程村上が発言したように、除熱機能がなくなった場合にフィルタベントをしなければいけないということでございますが、当初、我々フィルタベントだけで設置許可の申請をしておりましたが、別紙2の上から10番目くらいですかね、格納容器破損防止の過圧・過温破損のところのRHARありというところ、フィルタベントはバーになっておりますが、このRHAR、格納容器代替除熱系を新たに設置することによってフィルタベントをしなくてもいいような手順を付け加えることが出来ました。これに

より環境に放射性物質を放出するようなケースをかなり減らすことができたのではないかと考えております。御説明は以上になります。

○吉川顧問 ありがとうございます。今言っておられるのは、フィルタベントはあまり動かさなくてもいいようなものを付けたということですか。これは表のどこにあるのですか。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。RHARありというところになります。ここの手順が変更になったということでございます。

○吉川顧問 これが△印が有効になればフィルタベントを動かす必要はないと、そういう意味ですか。

○谷浦担当部長 そうでございます。

○吉川顧問 そうするとこれは、フィルタベント系というのは、残留熱代替除去系というものを動かすことによって外に放出することは少なくなったという、そういうことですか。

○谷浦担当部長 そうでございます。△は関係ないかもしれませんが、RHARありとRHARなしの場合ということで、RHARありになりますとフィルタベントをしなくてもよくなるということで、別紙1の3ページ目の一番上と二番目になりますが、二番目はフィルタベントによる原子炉格納容器除熱ということになりますが、その上のほうは残留熱代替除去系、原子炉補機代替冷却系により格納容器除熱と書いておりますように、これで除熱ができるという対策を新たに整備したということでございます。以上です。

○吉川顧問 ということは、この別紙1の表で言いますと、フィルタベントを動かすのが残っているのは上から2つめの場合だけだと。残留熱代替除去系という新しい対策導入のおかげでフィルタベントはこれだけに使うという結論だと考えれば放出量は減ると、こういうことですか。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。格納容器加圧破損防止の手段としてRHARを使えば、フィルタベントをしなくて良いということでございます。別紙2で言いますと、炉心損傷防止の一番上の高圧・低圧注水機能喪失、それから真ん中くらいにございます崩壊熱除去機能喪失のRHR故障、それと下のほうのLOCA時注水機能喪失、こういった場合はフィルタベント使用に至るというシーケンスになってございます。以上です。

○吉川顧問 そうすると訓練のほうのシナリオの中では別にフィルタベントは動かないと。DC Hですからね。動かないけれど、このシチュエーションの場合は人的な作業が相当多いと、こういうことですね。それで最後の質問ですけど、そういう人の作業が入ってきた場合、タイミングが遅れてしまったら状況が最早回復できないという場合があると思うのですね。操作をこれより後にやっているようでは間に合わないというクリティカルポイント、この作業はここまでにおきなさいというようなことは分析されているのですか。人は言われたことをみんなちゃんと

やるとは限りませんからね。コロナでもですね、ワクチンがいつまで経っても出来ない、それに自粛しなさいと言われても酒ばかり飲んでいるのがいるから感染は止まらない、人は言ったとおりになかなかしないから。そういうケースもあるので、これは絶対しないとイケないというようなクリティカルなポイントは押さえてあるのですか。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷です。今の115ページにもお示ししておりますように、作業想定時間11時間20分ということで、これは評価に基づいて作業想定時間を設定しております。この時間の中でおさまるといことは確認しております。要員につきましては、常時夜間休日も必要な要員47名は発電所構内に滞在するようにしてございます。仮に先生が、先程仰いましたように、仮に急病になるとか、そういうことになっても、次の代替りの要員を速やかに配置するというようなことも、我々手順の中で整備していくことにしてございますので、御心配いいただきましたような人が足りないとか、例えば現状のコロナ、インフルエンザとかございます、そういったときに対しても、しっかりと次の要員を配備するというで十分対応できるというふうに整理してございますので、十分想定の内時間で対応できるということになります。以上でございます。

○吉川顧問 大体分かりましたので、私の質問はこれで終わります。ありがとうございます。

○河野GL それでは議題(1)、あと杉本先生だけ御質問いただいて、議題(2)に行こうと思えます。杉本先生どうぞ。

○杉本顧問 資料2の55ページから56ページにわたって御説明いただいたのですが、一点だけ確認させていただきたいのですが、これは元々福島第一の3号機でしたか、格納容器の減圧が非常に早い事象があつて、ああいうことが起きたらサプレッションチェンバとか、あるいはフィルタベントでスクラビングを使っているところで、減圧沸騰が急激に起きたら、そもそも除去性能が大きく変わりうるなということで、そういう懸念から御質問させていただいた訳です。55ページの真ん中少し下に、サプレッションチェンバが減圧沸騰した場合の、電力共同研究で実験を行って、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果が同等程度であることを確認しているという、これ私も知らなかったのですが、減圧速度は定量的にどのくらいなのでしょう。福島第一の3号機の減圧速度を十分カバーした範囲で実験をやっておられるのかどうか、この点だけ確認させてください。

○河野GL 中国電力からお願いします。

○加藤副長 中国電力の加藤でございます。御質問の件について御回答させていただきます。速度まで押さえきれてなかったのですが、電共研のほうで確認しております、スクラバ容器の水深に影響するということを確認しています。水深のほうが大きくパラメータ影響としては関

係しておりまして、沸騰と未沸騰に大きな差は無いということを確認しております。以上です。

○杉本顧問 それは分かるのですけれど、減圧速度がどれくらいかというのが決定的なので、この実験はもしかして福島事故の後に行われた実験、3号機なんかを想定して、それをカバーする目的で行われた実験なのですか。それとも必ずしもそうではないのですか。

○加藤副長 中国電力の加藤でございます。実験自体は福島事故の前となります。

○杉本顧問 それでしたら私も存じ上げている試験なので、減圧速度は全然桁違いで小さいですね。準静的な試験なので、直接は関係ないと思いますけど。

○加藤副長 中国電力の加藤でございます。そうですね、ただ1F事故検討会の中間取りまとめの報告書の中でも記載させていただいておりますとおり、減圧沸騰の影響は小さいという記述がありますので、当社としましては現時点においては減圧による影響は少ないものと考えております。

○杉本顧問 この今後のところですよ、規制委員会の中間取りまとめ。これはでも減圧速度が3号機と同等とは想定していないと私は理解しているのですが、いかがですか。

○加藤副長 中国電力の加藤でございます。ちょっとそこまで確認ができておりませんでした。

○杉本顧問 いずれにしても、この問題は世界的に研究を進めているところなので、まだ、私の理解では結論が出ていないのではないかと思いますので、これからの結果を上手く取り込むなり、そうする方向で御検討されたらよろしいのかなと思います。以上です。

○加藤副長 中国電力の加藤でございます。こちら当社としましてこれで終わりというふうには考えておりませんで、国内外の研究等、今後進めてきた段階で、必要なものは取り込んでいきたいと考えております。以上となります。

○河野GL ありがとうございます。まだ御質問あるかもしれませんが、先に議題(2)を御説明させていただきまして、説明の後に議題(1)の範囲を含めて御質疑いただければと思います。議題(1)についてはこれで終了させていただきます。

引き続いて、議題(2)技術的能力その他について御説明に移ります。まず県から論点に関して補足説明いたします。

○高嶋主任 島根県高嶋です。議題(2)の論点について補足説明をさせていただきます。今回扱う論点に関しては、県独自の確認項目となっております。論点<25>、<26>に関しては長期停止の影響に関する論点としておりまして、島根原発は平成24年1月以降、長期間プラントが停止しております。論点<25>はそれによって設備への悪影響がないか、論点<26>に関しては人への悪影響、即ち経験不足の所員に対する技術継承の取り組みでありますとか、そういったことについて確認する論点としております。その後の論点<27>からは少し細かい話に

なっておりますが、事故対応に係る他号機の影響、また、昨今話題になっております感染症対策、使用済燃料の管理、新検査制度への対応、そして過去のトラブルの教訓と、それがどう安全確保の活動に反映されているか、という論点としております。短いですが補足説明は以上になります。それではこれらの内容について、中国電力から説明をお願いします。

○竹丸副長 中国電力の竹丸でございます。論点項目<25>原子炉が長期停止したことで、安全設備への悪影響はないかということで、資料3-2の2ページから5ページまででまとめさせていただきます。

まず2ページ、右肩に②となっております。長期停止期間中の設備の維持についてですが、まず、最初のパラグラフにあります特別な保全計画について御説明いたしますが、実用炉規則81条、あと当社の島根原子力発電所の保安規定において、地震や事故等によりプラントが概ね1年以上の長期停止となった場合、プラントの状況に応じて施設の機能を継続的に維持するために特別な保全計画を定めることを規定されているという状況です。島根2号機については平成24年、今から9年前の1月27日、原子炉停止して以降、長期停止1年超過した以降、特別な保全計画を策定して、その中で長期停止期間中の保管措置等を行っているといった状況になります。特別な保全計画における健全性確認、追加点検というのを次のパラグラフに書いていますが、プラントの停止期間、停止期間中の各機器の運転状況、こういったものを考慮して、プラント停止中についても機能要求があって運転している系統、機器、または待機状態にある系統、機器、これらに対してはそれらの機能、性能を確保するための追加点検というものを実施してございます。また、プラントの停止中において機能要求のない各系統、機器については、適切な保管措置を実施したうえで、これらについて起動前に各系統、機器の健全性確認を行い、必要により追加点検を実施するといったこととしてございます。こういった特別な保全、これを講ずることで、安全設備を含めた長期停止期間中の各系統、機器の維持管理を継続的に実施しているといった状況でございます。3ページで先程の御説明の中にもありました健全性確認といったものがどういったものかということを書いてございます。主な健全性確認対象設備としまして3つポツでかいております。定期事業者検査の対象機器、これらは検査の判定や条件確認に使用する本設の計器、こういったものを含まれます。次のポツ、LCOの対象機器、あと保安規定に基づき定期試験、こういった試験の判定に用いる計器。あと3つめ、プラントの停止にかかわらず、劣化進行が想定される消耗品取替を行う計器、計測・制御機器のうち、当該消耗品取替を行う必要のある機器といったようなところ、こういったところを健全性確認の対象でございまして、あとは保管措置等を行っている設備の例として、表の形で3つ挙げさせていただいています。まず水を張って満水保管をするような、例えば原子炉本体、あとは原子炉再循環系、こちらポンプも含んでお

ります、といったようなもの。次に乾燥保管、系統の中の流体等を除いて気中保管しているようなものといったこととなりますが、メインタービンのタービン設備とか、復水系、給水系といったところ。最後、プラント停止中も機能要求がある設備で、こちらは燃料プール冷却系とか非常用ディーゼル発電機、こういったプラントの運転、停止状態によらず機能要求があるものについての対応をしているといったようなこととなります。4ページ、5ページは関係する保安規定なり関係法令を御紹介させていただいているものになります。こちらの資料の御説明は以上になります。

○岸良マネージャー 引き続きまして、論点<26>運転経験のない所員に対し、経験不足を補う教育が行われているか、について御説明いたします。中国電力の岸良と申します。

7ページです。②と書いてありますが、技術力の維持向上に向けた取り組みとしまして、運転を経験したことがない所員が約4割となっておりますが、現場力を高める研修、これまでの発電所の運転経験で得られた知識・技能を継続して技術継承出来るような取り組みを進めております。知識・技能の習熟につきましては、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施しており、自社訓練施設におけるポンプ、電動機等の直営訓練、体感装置を利用したポンプの運転や配管の異常な状態を体験することにより、設備の異常兆候を早期に察知することを目的とした研修、運転員につきましては自社シミュレータ、BWR訓練センター等で基本的な起動・停止操作から冷却材喪失事故等、複雑な事故対応の実技訓練を実施しております。次に現場力、モチベーションの向上としましては、発電所が運転している状態の熱、音、圧力等の五感で感じる部分を経験するため、運転中の火力発電所、稼働中の他社原子力発電所への派遣、モチベーションの向上に向けまして、他社とのシミュレータの合同訓練の実施、審査対応を通じたプラント本来の設計の考え方の理解等、プラントが長期停止している現在の環境も有効に活用しながら人材育成に努めています。技術、技能の継承としましては、当社では各分野におきまして高度な技術を持っている者としてエネルギーマスターを認定しております。経験、実体験をベースとした知識・技能を次世代に伝承していくことができるのかということ課題として認識しまして、エネルギーマスターによる経験談や思いを伝えるための講話、現場の作業やパトロールへの同行、それによる観察や気づきに対して過去の事例や経験談を踏まえた現場での指導を行っております。その他、世界原子力発電事業者協会、原子力安全推進協会に所員を出向させまして、他プラントで実施されるピアレビュー・レビューアとして参加する経験等を通じ、国内外の原子力に関する情報を基に、運用改善の視点など、幅広い視野を持つ人材の育成にも取り組んでおります。以上でこの項目の説明を終わります。

○大谷マネージャー 続きまして論点項目<27>他号機があることなどで2号機の事故対応に

悪影響はないか、の御説明になります。

9 ページ目をお願いいたします。2 号機運転中におきましては重大事故、大規模損壊が発生した場合、他号機についても重大事故や大規模損壊が発生すると想定いたしまして、同時被災を考慮してございます。当社でいいますと1号機及び3号機周辺の屋外設備の損傷による影響、仮に損傷が起こって、それに対する必要な要員、資源が十分に確保されているかどうかということ、2号機が十分重大事故等や大規模損壊に対応していく成立性があるかということを確認して御説明をしてございます。なお、故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにつきましても、他号機との同時被災ということは評価対象外としてございますので、これについては対象外となっております。簡易にまとめますと下にご覧いただけますように、現在1号機は廃止措置中であり、使用済燃料が全て燃料プールに保管されている状態ということで、使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去は必要な状況でございます。3号機につきましては、建設中であり、初装荷燃料は搬入済ですけれども、特段燃料からの崩壊熱除去は不要なものということになります。1号機と3号機の周辺につきましても、地震等の自然現象で設備が損傷しても2号機への対応に影響がないということを整理してございます。

具体的に整理したものが3 ページ目以降になります。まず最初の矢羽根になりますけれども、こちらのほうで2号機の要員に対する対応が成立するかということでもまとめてございます。プラントの同時被災、この場合複数号機ということで、1号機と2号機が同時被災ということになったとしても、十分、現状の47名の要員が昼夜問わず配置するというようにしてございますので、十分中央制御室にいます9名等で対応できる、緊急時対策要員含めると47名で対応できるというような影響評価をしてございます。次の3番目の矢羽根の廃止措置中の1号機による影響でございます。廃止措置中の1号機については全ての燃料が使用済燃料プールに保管されて、十分な期間にわたり冷却されている状態であり、万一、燃料プールの冷却機能が喪失した場合にも、燃料プールの水温が100℃に到達するのは11日後という評価をしてございますので、対応作業までには十分時間的な余裕があるということで、現状2号機を優先した形で対応するというように考えてございます。1号機につきましては可搬型の設備で対応をするということで、参集要員で対応するというように、2号機に影響しない形での対応となるという形ということで説明をさせていただいております。最後の3号機につきましては、繰り返しになりますけれども、初装荷燃料が保管されている状態であり、原子力防災組織体制に影響を及ぼすものではないでございます。

めくって11 ページ目、12 ページ目に現状の原子力防災組織の要員、体制等を11 ページ、それと12 ページに2号機運転中及び停止中の中央制御室の運転員の関係をお示ししてござい

す。

続きまして13ページ目をお願いいたします。こちらでは被ばく評価と1号廃止措置作業、3号機の建設工事による影響を整理してございます。まず被ばく評価につきましては1号機の燃料プールから全保有水が喪失した高線量場発生が想定されている状況においても、2号機の重大事故等への対応作業は十分アクセス可能で対応が可能であるということの評価して確認をしてございます。3号機については繰り返しになりますけれど、初装荷燃料、新燃料でございますので影響はないという御説明になります。続きまして1号機の廃止措置作業、3号機の建設工事の影響ということになりますけれど、廃止措置作業、建設工事ということで、2号機と同じ敷地内には1号機の廃止措置作業が実施している状況になりますけれど、当然資機材を容易に転倒しないなり、廃材等が荷崩れしないような十分な工事対策をとって参ります。また竜巻に対する影響につきましても、設計飛来物に影響を与える事が無いよう、十分な管理をしていくことを社内規定に定めて実施して参ります。論点<27>は以上になります。

○岸良マネージャー 引き続きまして論点<28>発電所において新型コロナウイルス等の感染症対策はとられているか、について中国電力岸良が説明いたします。

15ページをお願いいたします。発電所のコロナ対策につきましては、日本経済団体連合会等が策定しておりますガイドラインを踏まえまして、当社におけるガイドラインを策定しまして、更に各事業所の実情に応じた具体的な対策を講じております。島根原子力発電所につきましては赤字で記載しているように、運転員は公共交通機関での通勤をしない、それから次のページですが、防護区域入域時の検温、行動履歴を把握するため通勤バスや社員食堂利用時の座席の記録、テレビ会議システムを利用した運転員の非対面での引き継ぎ、感染拡大地域からの入構者が発電所で勤務する際は事前にPCR検査で陰性を確認ということですが、感染が確認された場合につきましては感染を拡大させないよう全作業を一旦停止し構内の工事体制を確認する、運転員に感染者が発生した場合には当該の班員を休務とするなど対応することとしております。以上で説明を終わります。

○島谷マネージャー 引き続きまして論点<29>でございます。島谷と申します。使用済燃料の貯蔵管理についてでございます。

資料2の74ページを御覧ください。使用済燃料につきましては燃料プールにおきまして貯蔵管理し、再処理施設へ順次搬出していくこととしております。島根原子力発電所におきましては、現在の燃料貯蔵量が全貯蔵容量に対して1号機2号機とも約6割程度となっております。現在の貯蔵状況を踏まえすと使用済燃料を計画的に再処理施設に搬出していくことで、当面の間貯蔵上の問題はないものと認識してございます。また将来的には使用済燃料貯蔵状況等を勘案

いたしまして、敷地内外における乾式貯蔵施設等々、種々の貯蔵方策について検討することとしてございます。なお1号機につきましては使用済燃料について原子炉本体等解体撤去期間の開始までに再処理施設へ全量搬出する予定としております。使用済燃料の貯蔵容量は発電所の稼働状況等に依存するために、現時点においては将来の貯蔵量の具体的な推移を見通すことは困難ではございますけれども、当社といたしましては今後とも必要な貯蔵対策を、安全確保を大前提に確実に実施していきたいと考えております。以上でございます。

○竹丸副長 続きまして論点<30>について、中国電力の竹丸より御説明いたします。資料3-2の18ページから23ページでまとめさせていただいております。新検査制度に対してどのような安全性向上の取り組みがされているかということで、19ページ、こちらのほうで新検査制度についての概要について書いております。米国NRCの検査制度、ROP (Reactor Oversight Process) といいます、これを雛形にした新検査制度が昨年2020年4月1日より日本においても開始されていると。従来の検査制度は検査機関が行う検査と事業者が行う検査、これが混在してございましたが、新検査制度下においては安全確保に係る事業者の一義的責任を徹底するために、事業者が全ての検査を実施して、規制機関はその実施状況とか継続的改善の取り組みについて、時期とか期間を限定せずに包括的に監視評価する仕組みに変更されています。新検査制度は安全確保に係る事業者の主体的な取り組みが行われていることを前提にした制度というふうに当社理解してございまして、規制要求への対応にとどまることなく、島根原子力発電所の安全性の維持向上に向けた取り組みを実施しているところでございます。具体的な取り組み状況を4つの項目で3ページ以降1ページずつまとめさせていただいております。

まず20ページのCAP、改善措置活動ということで、イメージ図を付けておりますが、不適合事象とかそういったもの、これまでも当然不適合と思われるような情報については、それらを収集して不適合管理プロセスに流して必要な対応をやっていくというようなことをやっておりますが、新検査制度の運用開始に伴って収集する情報を、これまで不適合と思われる情報に加えてニアミスとか前兆事象、こういったものを含めて広めに情報を気づき事項としてインプットするというふうな仕組みに見直してやっております。その気づき事項、インプット情報を元に不適合判定検討会で審議された内容に沿って処置なり情報管理をやっていきますが、そこは従来からもやっているとおりですが、これらの情報全てを傾向分析、評価して、確実に継続的改善を行うといったような改善、仕組みの見直しをしているということでございます。

続きまして21ページ、こちらパフォーマンス監視評価ということで、規制要求として安全実績指標というものの提出が求められておりますが、これらに加えてプラントの弱点の把握、あとパフォーマンスの改善に繋がると考えられるパフォーマンス指標、PIとっております、これ

を設定して監視評価を行い、改善活動に反映する取り組みを行っています。そのイメージ図は下のほうの図です。

続きまして22ページ、こちら構成管理という項目です。構成管理といいますのは、発電所の構築物、系統及び機器が設計で要求したとおりに製作、設置され、これが運転維持されていると、いったことを常に確認、保証する仕組みのことを指しますが、島根原子力発電所では原子力安全推進協会のガイドライン、あとは米国の事業者の情報、こういったものを参考にして、昨年4月に構成管理手順書というものを制定するとともに、新たに開発した構成管理情報システム、CMISとっております、こちらの運用を開始して構成管理業務を実施しているところでございます。発電所で実施する全ての工事を対象に、構成管理の要否とか、既設の業務に関する影響、設備に対する影響、こういったものを確認する会議体を新たに設けるといったことの取り組みをと、おして、新検査制度運用開始に対して業務プロセスを見直しているということ。既設設備を仮にリプレースするような場合を考えた時、関係する図面といったものを必要なところを変更していくような必要がございます。これをCMISの導入によって変更が必要な図書をシステム上で紐付けて検索できるといったようなことになったものでございまして、下の図のほうでこれらのイメージを付けてございます。

最後23ページ、リスク情報の活用ということで、新検査制度の重要度の決定プロセス、確率論的リスク評価（PRA）を用いた評価も含まれると。当社のPRAモデル、これを新検査制度で活用することを目的として、国内外のPRAの知見を収集して現在高度化を進めているところでございます。この高度化に加えて人材の育成とかパラメータの整備、あとはモデルの拡充、こういったものをあわせて進めておりまして、PRAの総合的な品質の向上に取り組んでいるところでございます。下の図はそれらの取り組みをイメージさせてもらうものになります。＜30＞の説明は以上です。

○岸良マネージャー 論点＜31＞過去のトラブル等の教訓は、地域住民から信頼される安全性確保の活動に反映されているかにつきまして、中国電力岸良が説明いたします。

25ページをお願いいたします。当社は2010年に保守管理不備問題、2015年に低レベル放射性廃棄物のモルタル充填に用いる流量計問題、2020年にサイトバンカ建物の巡視未実施問題を起こしております。こうした事案によりまして、原子力発電所の運営に対する地域の皆様を始めとする多くの関係者の皆様の信頼を大きく損なったことにつきまして、深く反省をしております。各事案が発生した原因の分析を行い、再発防止対策を実施するとともに、原子力安全文化の醸成に取り組んで参りましたので、その状況を御説明いたします。

保守管理不備問題は2010年に発生しております。発電所の機器は点検計画表に基づき点検

を行っていますが、計画上で点検済となっていた機器が実際には点検されておらず、点検時期を超過して使用していたような事案となります。直接的な原因としましては、電気事業法の改正に基づき作成した定期点検表の作成時、過去の点検実績の転記ミスがあったこと、点検する部費を調達することができなかったこと等で計画どおりに点検が実施できていなかったこと、その実績が点検計画表に反映できていなかったこととなります。根本原因分析としましては、本社が定期点検表の作成を発電所に依頼したものとし、作成には多くの時間と人を必要としましたが、必要なログができていなかったこと、計画どおりに点検できていないことを不適合として管理できなかったこと、またそれを報告する文化、問いかける姿勢が不足していたとして、再発防止対策を実施しております。次にそれぞれの原因に対する再発防止対策を御説明いたします。点検計画表に関する対策としましては、点検計画表、工事仕様書の作成手順書を見直し、手順の明確化を行い、点検計画表を修正しております。次に根本原因で挙げられた本社と発電所の不十分につきましては、業務の運営の仕組みの強化のため、規制要求が発生した場合、本社発電所のマネージャークラスで個別の検討課題に対応する原子力安全情報検討会、それから原子力部門の課題を統括し対応する本社部長、発電所所長クラスで構成する原子力部門戦略会議を設置しまして発電所と本社の関係を強化しております。部門戦略会議の活動状況につきましては経営層にも報告されております。

次29ページになります。不適合管理の仕組みが不十分につきましては、不適合担当者が判断して報告していたことから、これからは迷わず報告できるように不適合検討会を設置しました。また不適合と判断された情報については全てホームページで公開しております。

次30ページでございます。安全文化醸成活動を推進するためには、公民館等への日常訪問、発電所社員の地域活動への積極的な参加により、地元の方々との対話活動を継続することとしました。

また、次のページですが、最終報告書を提出した6月3日を安全文化の日としまして、社長の訓話、誓いの鐘の鐘打を行い、保守管理不備の反省の教訓を活かして、決して風化させることがないよう、安全文化の大切さを再確認するための行事を毎年実施しております。

次のページですが、こちらは発電所員と役員の意見交換の様子です。

次のページですが、こちらは安全文化醸成講演会の様子となっております。

次のページですが、こちらは常に問いかける姿勢や報告する文化をテーマとした職場での話し合い研修、行動基準の策定・実践、それから転入者、新規職員に対して不適切事案の原因や再発防止対策を理解させる研修を実施している様子となっております。

その他の取り組みとしまして、保守管理データの整備、業務処理の正確性及び効率性を向上す

るため、統合型保全システムを導入しております。

次に36ページですが、LLW流量計問題について御説明いたします。2015年に発生しました低レベル放射性廃棄物の流量計問題につきましては、発電所で実施する装置点検では使用した計測器が正確であることを証明するためそれぞれの計測器の校正記録として残しております。この校正記録を担当者が改ざんしたという事案となっております。低レベルの放射性廃棄物のうち、金属類、プラスチック類等は、ドラム缶に収納した後モルタルで一体となるよう固型化されます。このモルタルを投入する際に使われる流量計の校正記録を改ざんしたものです。

原因分析としましては2010年の保守管理不備問題に対する再発防止対策に取り組んでいるにもかかわらず不正事案が発生し、組織として未然に防止できなかったこと、担当者が不正な行為を行っていたことを問題点として捉え、本事案が発生した原因を整理しております。組織として未然に防止できなかったにつきましては、流量計の校正がEAMで管理されていなかったこと、固化設備は稼働前に必要な機器の点検校正が終了していることを確認する手順ではなかったこと、点検記録が点検の都度作成されていなかったこと、加えて管理者が業務の進捗を管理把握できていなかったこととしております。担当者が不正行為を行ったにつきましては、コンプライアンスが浸透していなかった、報告する文化、常に問いかける姿勢の意識が一人一人まで十分に浸透していなかったと整理しました。

次になぜ組織として未然に防止できなかったのかにつきましては、業務管理の仕組みの問題と整理し、これまでEAMで管理出来ていなかった全ての機器についてシステム管理する、設備の稼働前に点検が終了していることを確認する等の対策を行っております。また管理者が業務の進捗を確認できなかったことに対しましては、管理者責務の教育、研修の充実を行っております。コンプライアンス及び原子力安全文化醸成活動の充実につきましては、コンプライアンスに係る行動基準を策定しまして意識の高揚を図る、地域への訪問活動、地元開催行事へのより一層の参加を促し、お客様視点の価値観を認識する機会を拡大することとしました。

次に昨年原発で発生しましたサイトバンカ建物の未巡視問題です。サイトバンカ建物の巡視は協力会社に委託をして実施しておりますが、このうち放射線管理区域の巡視について、放射線管理区域を巡視していないにも関わらず入域したとして巡視記録を作成し報告していたことが分かり、2002年度に遡って調査した結果、同様の事例が32日分確認されたものです。

直接的な原因としましては、当社が巡視結果を確認する仕組みが協力会社が作成するパトロールシートの確認のみであったことでありまして、これに対して日々の巡視結果の報告時には、パトロールシートの確認とともに、当日の巡視中の写真を確認することとしました。根本的な原因

としましては、協力会社に対するコンプライアンス最優先、原子力安全文化醸成の意識の浸透が十分でなかったことであり、協力会社に対しても当社同等の安全文化醸成活動の要求、実施状況の確認を行うこととしております。

次のページですが、こちらは巡視に使用しております端末と撮影状況となっております。

次のページですが、こちらは協力会社社員と当社、それから協力会社役員の対話活動の様子となっております。

次のページをお願いします。以上のとおり3つの事案に対する再発防止対策を実施しまして、安全文化の醸成に向けて取り組んでいるところでございます。島根原子力発電所は地域社会からの信頼があってこそその原子力発電所でありますから、そのためには安全性向上へ不断に取り組むことが信頼の礎になると判断しております。安全性の向上に向けて、御覧のように様々な視点からの取り組みを進めているところでございます。また、これらの取り組みを確定するためには過去の反省を風化せず、安全文化の醸成に取り組んでいるところでございます。

次のページですが、こちらは2020年度における取り組みを記載したものです。風化防止、コンプライアンス行動基準の策定、振り返り研修を年間を通して実施しております。

次のページですが、また原子力安全文化の日における行事、新たに協力会社に対する安全文化醸成の関与の強化を実施することとしております。

最後に、地域の皆様から信頼をしていただけるよう、何よりも安全を第一に原子力発電所の運営に取り組んで参ります。以上で説明を終わらせていただきます。

○河野GL ありがとうございます。これから質疑の時間に入りますけれども、終了予定時刻が近づいております。時間延長をさせていただきたいのですが、次の用務がある先生もいらっしゃるということですので、本日のところにつきましては16時45分くらいまでの延長とさせていただいてもよろしいでしょうか。ありがとうございます。ではこれから質疑に入らせていただきます。議題(1)の部分を含めても結構ですが、御意見、御質問がある先生方、挙手をお願いいたします。芹澤先生お願いいたします。

○芹澤顧問 それでは、前に戻って恐縮なのですが、資料3-1のほうでよろしいでしょうか。原子炉水位計について御説明いただきました。原子炉水位計では結局単相水位を測定するということですが、それ以前に示していただきました解析のほうは、水位として出てくるのは二相水位であろうと思いますが、間違いありませんね。解析のほうが二相水位であるとすれば、例えば想定事故の際に運転員の方は原子炉水位計を見ているわけですが、実際にメーターで見る水位と解析上の水位との関連づけが十分なされていないと、事象がどういうふうに進展しているのかなかなか判断できないと思うのですが、この辺はどのように考えていらっしゃるのでしょうか。

○河野GL 中国電力お願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。まず解析の水位についての御質問があったと思いますので、3-1の5ページの右図のほうを見ていただきたいと思います。今2本線が引っ張っておりまして、シュラウド外とシュラウド内の水位があります。シュラウド内は二相水位になっておりまして、シュラウド外はコラプスト水位ですので、二相水位ではなく单相水位のグラフになっております。まずこれが最初のお答えでございます。

次に運転員がどのように水位を判断するかということなのですが、換算式がございまして、炉圧と換算式を見て運転員は水位を判断するような手順となっております。簡単ですが以上です。

○芹澤顧問 定常状態であればすぐ分かると思うのですが、過渡状態であるとそういう校正曲線のようなものが使えるのでしょうか。

○村上マネージャー 中国電力村上です。過渡状態、どのようなところを…

○芹澤顧問 実際の、例えば事故時を考えた場合ですね。

○村上マネージャー 事故時対応と申しますと、SAの状態ですと、一番水位が求められるところはDCHのシナリオですね。注水が出来ないときに原子炉圧力が2メガパスカルで原子炉圧力容器が壊れると放射性物質が飛び散ってしまっって格納容器が破損するというシナリオがあるので、すけれども、その時、水位がBAF（燃料棒有効長底部）+20%の高さで減圧するという手順になっておりますけれども、それは換算式によって判断できる形になっていると考えてございます。以上でございます。

○高取マネージャー 中国電力の高取でございます。一部補足させていただきたいと思いますがよろしいでしょうか。原子炉水位計の話でございますけれども、前回、原子炉水位計で用いるものとして、広帯域の水位計と原子炉水位計のSA、それから燃料域の水位計を用いて、通常時と事故時測定して、原子炉水位計広帯域が使用不可能な場合は原子炉水位計のSA側の水位計を用いて測定するという御説明をさせていただいたと思います。これにつきましては、確かにボイド率は考慮しておりませんが、校正条件としては水位計が主に使用される温度、圧力を考慮しておりまして、異なる温度圧力条件下では計測値が相違する事になりますので、そういったところを計測器によって考慮しております。具体的には、原子炉水位の広帯域につきましては通常運転中も使用するものでございまして、通常運転中は原子炉圧力制御によって校正条件とほぼ同じ状態が維持されるということなので、影響はないということで、校正条件としては定格圧力の飽和条件で設定しております。一方、原子炉水位計のSA、燃料域につきましては、校正条件としては大気圧の飽和条件で設定しております。これは実際の水位よりも高めに水位を判断すること

がないように、事故の収束までの最低温度を校正条件として設定していることによります。そのため炉内が高温の場合ですと、原子炉水位計の燃料域とか、原子炉水位計のS Aの水位により、水位の絶対値を正確に把握することが必要ということになりますので補正曲線を使いまして水位を推定するという手順を整備しているというものでございます。以上でございます。

○芹澤顧問 ありがとうございます。

○河野GL 他に御意見ございますでしょうか。宮本先生お願いします。

○宮本顧問 議題（2）についてお聞かせいただきたいと思います。材料工学の専門家としてではなくて、島根県民として事実関係を色々お聞きしたいなと思ったのです。御説明色々ありがとうございました。地域社会からの信頼獲得に向けた安全性向上に関する取り組みが色々なされているということは理解いたしました。お聞きしたいのは、これは原子力ではないですけど、三隅の火力発電所を作っていて、それ自身はエネルギー源の確保なり、雇用の創出だとか地域社会の活性化にすごく重要な役割を中国電力さん担われていると思うのですけれど、そこで多くの請負の会社からも、色々な地域から人が来ていて、先日報道であったようにコロナの感染者が発生したと、そういった報道がなされていました。コロナの感染者が発生するのは仕方ないことで気の毒なことですし、今どういう状況かわからないですけど、早く復帰して仕事にまた取り組んでいただければいいなと思っております。ただ私がある方からお聞きした話では、コロナに関してなのですが、少しでも体調が悪くなったり、何かシグナルが出た場合に、島根県内ではPCRを受けさせずに、そのまま地元に戻ってもらって、そこでPCRを受けさせているというような話を伺いました。こういう問題が起こるのは理解できなくはないのですが、まずお聞きしたいのはそれが事実なのかということと、島根原子力発電所のほうもたくさんいろんな県外から人が来られていると思うのですけれど、そういったことが島根原子力発電所でも行われているのかということをお伺いしたいと思います。

○岸良マネージャー 中国電力の岸良と申します。三隅の状況までは確認が出来ていないのですが、島根原子力発電所におきましては、地元に戻らせて検査を受けさせているということは無くて、実際島根に来られている方で御家族が県外におられる方につきましても、県外の方がPCR検査を受けるというようなことになりましたらしっかり報告してもらおうような対策も取りまして、コロナとPCR検査の状況につきましてはしっかり把握に努めております。以上です。

○宮本顧問 わかりました。でもそういう話が出るというのは、地域住民の人から見れば体質を疑うような感覚があるというような感じはするので、そういうことが無いに越したことはないのですけれども、しっかりそういった対策もしていただければいいかなと思います。

○岸良マネージャー わかりました。ありがとうございます。

○河野GL 勝田先生お願いします。

○勝田顧問 もう時間も無いので、簡単に質問させてください。議題（1）ですが、吉川先生から非常に重要な指摘があって、僕の理解だとフィルタベントのタイミングの件が回答されてなかった気がしたので、もう一回教えて欲しいと思います。即ち、地域住民にどのように知らせるのかとか、そういうことはどういうふうにお考えられますかという質問があったように記憶しているのですが。やっぱりこの検討会は避難計画とは離れる関係で、その2つにまたがる領域ってなかなか議論できないところがありますし、特に福島第一の時にはベント、ベントをどのように開けてどのように避難させるかというのは非常に重要だったので、回答が僕の理解だと聞こえなかったもので、お答えいただけたらと思います。

次は議題（2）なのですが、乾式貯蔵の話があったのですが、内外に準備をするという回答がありまして、僕の理解だと2015年くらいからこの話をされていると思うのですが、もしそうであれば5年くらい同じような回答をされているので、具体的に進捗状況があれば教えてください。進んでいないのであれば、進んでいない理由とか教えていただけたら助かります。

3点目なのですが、原子力規制の話がありまして、特に核物質防護関係の話を教えてください。東京電力のIDの問題とかあってちょっと話題になったのですが、僕の理解だと核物質管理の検査は、東京電力、中部電力、ちょっと僕は引っかけたのですが、中国電力さんは大丈夫だったように理解しています。なので良好事例というわけではないのですが、いわゆる他地域の問題とか、物理的な防御の話なのですが、そういうことをもし上手く工夫をされているのか、あるいは特段何か特別なことはしていないとか、そういうもし何か情報があったら共有のために教えていただけたらと思います。以上3点です。

○河野GL 中国電力からお願いします。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。まず最初のフィルタベントの件ですけど、資料2の論点<20>のところに審査結果ということでまとめてございます。そちらのほうで先程谷浦が申しましたように、RHRの条件とか、水素爆発の漏洩とか、あと重大事故等の機能喪失を仮定した場合の対応というところでフィルタベントの使用を判断する条件を整理させていただいております。

○勝田顧問 そうではなく、地域住民にどうやって連絡をするのかという、そういう話です。福島第一のケースでは問題になったので、そういう話です。

○大谷マネージャー それにつきましては、当然、防災の観点で言いますと、警戒事態が発令されますと国のほうにEAL発令、自治体のほうにも通報連絡することになります。その後事象が進展しますと、10条、15条と進んでいくわけですけど、当然、警戒事態になりますと緊急

時対策本部、当社発電所では立てますし、本社におきましては緊急時対策総本部、これは即応センターも兼ねてございますけれど、国とテレビ会議を通じて対応いたします。同時並行で国、自治体のほうでも対策会議、本部等立ち上がって参りますけれど、その段階で弊社からの実質の進展につきましては原災法に基づきまして適宜、国及び自治体のほうに通報連絡をしていくということになってございます。その中で事象の進展の予測といたしまして、これくらいの時間でフィルタベントをしていかないといけないというような情報も適宜、国を通じてお伝えするという形になってございますので、かなり相当なことがない限りすぐにベントをしないとけないということは、まず普通の事象進展におきましてはないと考えておりますので、そのあたりは順次情報を密に提供をさせていただくという形になってございます。

それと続きまして、P P（核物質防護）のほうも合わせて御説明させていただきます。今回の第4四半期の原子力規制検査の結果報告の中で東京電力殿とか中部電力殿において、赤事案とか緑事案ということで結果報告がございました。第4四半期につきましては、当社においては、規制検査の中で、指摘事項はなかったという状況ではございます。現状のP Pの具体的な対応ということになりますと、なかなか詳細については核物質防護上の観点から御説明をするということには控えさせていただきますけれど、今の状態におきましては、国に認可いただきました防護設備、フェンスとか監視カメラとか色々な設備を設けてございます。東京電力殿で確認されたような設備故障に関しての対応とか、色々ありましたし、別の方が別の方のICカードを使って入域をしたとか事案が報告されてございますけれど、弊社におきましてはそういうような形のもの、現状確認はされてございません。引き続き核物質防護についてももしっかり対応して参りたいというふうに考えてございます。以上になります。

○島谷マネージャー 中国電力の島谷でございます。使用済燃料の貯蔵施設の状況でございます。当社の場合、現状のところで使用済燃料の貯蔵につきましては十分余裕があるというふうに考えている次第でございます。今後再稼働状況、六ヶ所の再処理状況等々を勘案しまして、必要に応じまして種々の貯蔵方策について検討することとしておりますけれども、現時点におきましては具体的な計画については有しておりません。以上でございます。

○河野GL ありがとうございます。勝田先生よろしかったでしょうか。そういたしますと、そろそろ時間が近づいて参りました。何か全体を通してこれだけは、というものがございましたらお願いいたします。

そういたしますと、本日のところはこれで終了させていただきたいと思っております。本日、特に議題（2）のところは十分時間がとれませんでしたので、議題（1）も含めてですが、本日の議題に関して御意見等ございましたら、また後日メールでいただければと思っております。

それでは閉会にあたり、県防災部の出雲から御挨拶申し上げます。

○出雲次長 本日は顧問の先生方におかれましては、長時間にわたり大変有意義な御意見をいただきありがとうございました。また、テレビ会議ということで一部音声が乱れました。大変失礼いたしました。次回につきましては、本日いただきました御質問への回答を中心に開催させていただきます。また、これまでにいくつか自然災害に関する意見をいただいております。それにつきましては自然災害対策小会議で取り上げておりますので、共有させていただく予定でございます。顧問の先生方におかれましては、引き続き本県の原子力行政への御理解と御協力をいただきますようお願い申し上げます、本日の会議を終わらせていただきたいと存じます。本日はどうもありがとうございました。

○河野GL 以上をもちまして第4回原子炉施設の安全対策小会議を終了いたします。どうもありがとうございました。