

令和2年度 島根県原子力安全顧問会議（第3回原子炉施設の安全対策小会議）

日 時 令和3年3月17日（水）
14：00～16：35

場 所 島根県職員会館健康教育室
（TV会議）

○田中GL 定刻になりましたので、これより第3回目となります原子炉施設の安全対策小会議を開催したいと思います。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田中と申します。どうぞよろしくお願いいたします。本日の会議も、新型コロナウイルスの感染拡大防止対策といたしましてテレビ会議により開催させていただいております。

島根県庁側におきましては、この会議の様子を報道機関に公開しておりますので、今回も御承知おきいただきたいと思います。

それでは始めに、島根県防災部の原子力安全対策課長をしております出雲のほうから御挨拶申し上げます。

○出雲課長 島根県の原子力安全対策課長をいたしております出雲でございます。顧問の先生方におかれましては、本日は大変お忙しい中、御出席いただきありがとうございます。

さて、この小会議につきましては、昨年12月に開催しまして、今回で3回目となります。今回は重大事故の対応体制、手順整備、訓練等をテーマに御確認を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、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。本日はどうぞよろしくお願いいたします。

○田中GL それでは御説明に入る前に、配布資料を確認させていただきたいと思います。

今回も資料の構成は前回同様となっておりますけれども、お手元出席者名簿、それから資料1としまして小会議の論点、資料2といたしまして、それぞれの論点に関する先生方からの御意見、あるいはそれに対する回答をまとめたもの、資料3-1、それから3-2とありますけれども、両方とも中国電力に用意していただいた資料となっております。3-1が前回説明範囲の補足事項となっております。3-2が今回新たに説明いただける範囲となっております。

本日の会議は勝田顧問、杉本顧問、芹澤顧問、宮本顧問、吉川顧問、5名の先生方にTV会議システムで参加していただいております。中国電力の説明者の方は広島の本店のほうから、TV会議で参加していただいております。それから名簿に記載ありませんけれども、島根原子力本部の渡部広報部長他の方に島根県庁側から同席いただいております。

それでは本日の議事の進め方について、次第に則って説明させていただきます。まず議題（1）で前回いただいた御意見について御回答をお示ししたいと思います。本日新たに御説明する範

困となっておりますけれども、議題（２）としまして重大事故の対応体制、手順整備、訓練、議題（３）としまして重大事故の想定と対策、議題（４）はその他重大事故対策としております。これらの項目について御説明する予定でおります。議題（１）と（２）の２つをまとめまして、まず説明させていただきたいと思っております。そのあと議題（３）、（４）の２つもまとめた説明とさせていただきたいと思っております。議題（１）と（２）、（３）と（４）それぞれが終わりました後に、先生方から御意見頂戴したいと思っております。また最後に時間ありましたら、全体を通してということも考えたいと思っております。それから前回同様ですけれども、ハウリングの発生を防ぐために、御発言される時以外、マイクをオフにさせていただきたいと思っております。御協力をお願いいたします。

それでは、議題（１）前回の確認範囲、それから議題（２）ですね、議題（１）（２）続けましてまず島根県のほうから御説明させていただきます。

○高嶋主任 続いて島根県高嶋より御説明いたします。資料１を御覧ください。

資料１は論点の一覧表でございますけれども、現在３１項目あります論点のうち、右側の小会議と書かれた欄に①、②と書いてございます論点＜１＞～＜６＞、＜７＞～＜１２＞及び＜２０＞～＜２２＞について、第１回、第２回の小会議で御説明、御議論いただいたところです。

本日の議題（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）、議題（３）、議題（４）において、③と書いてございます論点について、中国電力から御説明頂く予定としております。なお、論点＜２３＞に関しましては、杉本顧問から頂いた御意見を踏まえまして、論点を前回の小会議から改題してしております。この論点は本日の後半で扱いますので、その際に改めて御紹介をさせていただければと思っております。

また、資料１に関しまして、顧問の先生方に事前に送付させて頂きましたものについては、論点＜４＞の部分が網掛けになっていないもので送付してはりましたが、申し訳ございません、これは更新漏れでした。ここは網掛けが正しいものになります。

資料１の説明は以上です。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頂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共に、前回会議や会議後に頂きました御意見やその回答を整理したのになってございます。前回回答できなかった御意見については、この後、議題（１）で中国電力から御説明いただきますが、本日回答する御意見について、簡単に紹介させていただければと思っております。

まず論点＜７＞、こちら資料２でいうと１７ページからですが、有効性評価の結論だけではなく、対策の中の１つの操作によって炉心温度や格納容器、燃料棒の健全性がどのように担保されているのかを示してほしい、という御質問を頂いております。

続きまして論点< 8 >、20ページですね。PWRの各プラントで行われているシビアアクシデント解析の不確定性評価に関しまして、BWR各社における取り組みの状況について御質問いただいております。

最後に論点< 11 >、水蒸気爆発、水素爆発に関する論点になりますが、28ページ、こちらの論点につきまして、格納容器内の機器が水蒸気爆発の爆風によってミサイルとなって、格納容器内側に当たるような可能性は考慮されているのか、という御質問をいただいております。

まずは議題(1)でこれらの項目の回答を頂きまして、それに続いて、議題(2)重大事故の体制等、論点< 15 >~< 19 >まで、議題(1)、(2)通して中国電力に説明いただきまして、その後、先生方から御質疑いただければと思います。それでは中国電力から説明をお願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。それでは資料3-1の通し番号1ページを御覧ください。頂きましたコメント、有効性評価の結論だけでなく、対策の中の1つの操作によって炉心温度や格納容器、燃料棒の健全性がどのように担保されているのかを示してほしい、ということで、この5ページの下の方に記載しております図を全てのシーケンスに追加しております。時間も限られてございますので、今回は高圧・低圧注水機能喪失に限って図の説明をさせていただきます。

まず左側の図1-1-1、原子炉圧力の推移ですけれども、まず事象が起きまして、原子炉がスクラムして、主蒸気隔離弁が閉して原子炉の圧力が上昇、但し逃がし安全弁が吹くことによって圧力は制御されております。30分後から逃がし安全弁によって減圧操作を行いますので圧力は下がっております。

次、図1-1-2、原子炉の水位でございます。これはシュラウド内外の水位を示しております。上のほうのギザギザがあるほうがシュラウド内の水位、下のほうに直線で記載しているのがシュラウド外の水位でございます。崩壊熱によって原子炉の水位は徐々に下がっていきます。30分後から減圧操作を行いますので、一時的に減圧沸騰を起こし、見かけ上水位は上がりますけれども、その後下がってきます。低圧注水で注水をしておりますので、徐々に35分過ぎから水位が上がり原子炉の水位が元に戻るといったような挙動になっております。

次の6ページを御覧ください。6ページは燃料被覆管温度の推移と俗にパーフォレーションカーブというものになります。まず燃料被覆管温度の推移でございますが、ほぼ一定の温度を保ち、減圧に伴って最初は被覆管温度は下がります。その後、燃料が露出することによって燃料被覆管温度が上がります。ピークを打ちまして、原子炉に注水されることによってまた温度が下がっていくといったことになります。右の1-1-4の図でございますが、これは燃料被覆管の円

周方向の応力と先程の燃料被覆管温度の最高温度との合致したところを×印で表しております。曲線で示している線の下にあれば燃料はパーフォレーション、破裂をしないとといったようなことがこれで確認出来ております。

次、7ページを御覧ください。まず図1-1-5は格納容器圧力の推移でございます。事象が発生して、格納容器の圧力が徐々に上がります。ある一定の圧力に達したところで格納容器スプレイを行いますので、圧力は制御されます。サブチャンの水位が制限水位にきたところでベントを行いますので、格納容器の圧力は徐々に下がっていく挙動となっております。

次に図1-1-6ですけれども、こちらは格納容器温度の推移を示しております。格納容器温度も圧力の推移と同様の推移を示しております。＜7＞に対する御説明は以上でございます。

次に＜8＞のコメントについて御回答いたします。3-1の資料の120ページを御覧ください。頂きましたコメント、シビアアクシデント解析の不確定性評価に関して、PWR各社は原子力学会が策定した統計的な安全解析評価に関する標準で提起しているモデルで多様なシビアアクシデント事象を解析評価するためにより適切な計算コードを選択して、そのモデルパラメータの選択のための模擬実験データで裏付けるといった”シビアアクシデント解析手法の有効性評価”を規制庁に提出していた。BWR各社も同様にしているのではないかと考えるが、取り組み状況はいかがか、ということで、回答といたしましてはBWR電力もシビアアクシデント解析コードについてといった資料を提出しております。BWR電力各社で解析コード説明資料、重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについてを整理しております。当資料では重大事故時に原子炉施設に生じる物理現象を抽出し、物理現象を適切に予測出来る解析コードを設定しております。また、各解析コードについて、模擬実験等の評価との比較を行い、解析モデルの妥当性や不確かさとともに有効性評価への適用性を確認していることをまとめているといった内容でございます。解析コードにつきましては、下の図にありますけれども、見辛いのですけれども、SAFER、REDY、CHASTE、SCAT、MAAP、APEXのコードについて御説明しております。

次に通し番号123ページ、水蒸気爆発に対する回答でございます。いただいたコメントといたしましては、水蒸気爆発というのは、衝撃波以外にも衝撃波による格納容器過圧、そして格納容器内の機器が爆風によってミサイルとなって格納容器内側に当たる可能性があるが、考慮されているか、といったコメントです。回答といたしましては、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器に作用する圧力の影響について、追加資料を付けております。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により爆発径の膨張に伴う圧力波が伝播いたしますが、圧力波は減衰するため、格納容器バウンダリである壁面に到達する時点では格納容器の限界圧未満となって格納容器

破損に至ることがないことを確認しております。

次に、水蒸気爆発による機器・構造物のミサイル化の可能性と原子炉格納容器への影響についてです。原子炉格納容器下部には下のボツに示しているようにCRD（制御棒駆動機構）取扱装置、プラットフォーム、グレーチング、コリウムシールド、ペDESTAL湿度計等々ありますが、このうちプラットフォーム及びグレーチングは原子炉格納容器下部の壁や床に固定されておらず、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発の発生を仮定した場合に、水蒸気爆発時の衝撃波によって自重よりも大きな上向きの力が作用し浮き上がることでミサイルになり得ると判断しております。ただし、プラットフォーム、グレーチングについて、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発が発生した場合の衝撃波の影響を評価した結果、浮き上がりはほぼ無いため、ミサイルとなって格納容器の内側に当たることはないと考えております。以上です。次に、説明者を変えます。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。引き続きまして資料3-2の論点項目<15>から御説明させていただきます。資料の通し番号といたしましては、資料の3-2の1ページ目から御説明いたします。

それでは論点項目<15>になります。重大事故に対応する要員は常時確保できているかというところになります。めくっていただいて通し番号2ページ目をお願いします。

重大事故等に対処する要員ということで平日の勤務時間帯、それと夜間・休日、平日の勤務時間帯以外になりますけれども、重大事故等が発生した場合でも速やかに対処できるよう、発電所構内に重大事故等に対処する要員である1、2号の運転員、それと緊急時対策要員、あと自衛消防隊を常時確保いたします。これらにつきましては予め定めた連絡体制に基づきまして、勤務時間帯及び夜間・休日、必要な要員を非常招集することにしております。要員参集後につきましては、必要要員を確保した上で101名を標準体制といたしまして、原子力防災組織体制に移行することとしております。残りの要員につきましては、交代要員として免震重要棟等で待機するという運用で考えております。具体的な101名の要員につきましては注釈に書いておりますように92名は緊急時対策所、運転員9名は中央制御室で対応するというようにしてございます。平日の勤務時間帯になりますけれども、これらにつきましては、緊急時体制が発令された場合、現場や所内の通信設備で要員を非常招集するという運用になります。発電所構内には当社社員約450名が業務に従事しておりますけれども、これらの要員で十分対応可能というふうに考えてございます。夜間・休日につきましては、これも同様に電話、所内通信設備、あと要員招集システムを用いまして要員の参集、非常招集をかけるようにしてしております。これらの重大事故等に対処するために、47名につきましては夜間・休日において発電所構内で常駐する運用にしております。

要員につきましては免震重要棟、あと中央制御室等に待機して、事態が起これば速やかに緊急時対策所に集合するという運用にしております。

めくっていただいて3ページ目をお願いします。夜間及び休日の要員の具体的な構成になります。夜間・休日に47名が常駐しているわけですが、これらの要員につきましては給水確保、電源確保、アクセスルートを確保する要員、当社社員と協力会社社員18名で構成をしております。それとこれらの初動対応要員に加えまして、非常招集をかけてまいりますけれど、全体体制としては101名を標準と考えておりまして、これらの要員を確保していきます。12時間ごとに要員の交代を考えており長期的な対応に対処できるような体制を構築してまいります。

非常招集にあたりまして、発電所所員約540名のうち約390名が10km圏内に居住しておりまして、これまでの要員の訓練等で参集手段が徒歩の移動の場合でも訓練実績から7時間以内に150名の要員が参集可能ということで考えておりまして、101名に対する47名との差分で54名、これらについては8時間以内に十分確保可能という見通しを立ててございます。

続いて1号の対応ですが、1号につきましては既に廃止措置号炉ということで、全ての燃料が燃料プールに保管をされております。これらにつきましては既に十分冷却しておりますので、対応サイドにおいては十分時間余裕がございますので、運転員による監視等で十分担保できるということで考えております。従いまして緊急時対策要員としては2号をまず優先しつつ、1号は監視をしていくという形で考えております。通し番号4ページに夜間と要員参集後の体制図をお示ししております。

続きまして論点項目<16>、通し番号で5ページ目をお願いいたします。論点項目<16>重大事故等に対応する要員はどうやって異常事態を検知し、検知後はどう行動するのか、という論点になります。

重大事故等が発生し、緊急時体制が発令された場合には、現場、所内連絡設備、要員招集システムを用いて発電所構内外の緊急時対策本部体制を構成する要員に対して非常招集を行います。まず流れといたしましては、事象発生確認から要員が連絡を受けるということで、発電所において警戒事態該当事象が発生した場合には、事象発見者、これは基本、当直長が主になりますけれど、中央制御室の当直長から常駐している連絡責任者に連絡されて、それから所長（原子力防災管理者）に報告される流れになります。原子力防災管理者が緊急時体制を発令し、これを受けて連絡責任者が電話、所内通信連絡設備、要員招集システムを用いて重大事故等に対処する要員を非常招集する流れを構築しております。

めくっていただいて7ページ目をお願いいたします。これら発電所構内の要員の参集につきましては、平日の勤務時間帯であれば、緊急時対策要員のほとんどが管理事務所にて執務しており

ます。招集連絡を受けた場合には速やかに緊急時対策所に集合する運用にしております。また夜間・休日につきましては、先程御説明させていただいたとおり、常時47名が免震重要棟、中央制御室に待機しておりますので、これら要員に対して要員招集をかけて速やかに緊急時対策所に集合するという運用になっております。また発電所構外の要員の参集につきましては、以下書いてございますように、夜間及び休日に発生した場合には発電所外にいる要員を非常招集するため、要員招集システム、あと通信連絡手段、電話等を活用して要員の非常招集を行います。社内規程では、松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には非常招集連絡なしでも自主的に発電所に参集することを定めてございます。外部の要員の集合場所につきましては、構外の参集拠点ということで、緑ヶ丘施設、宮内及び佐陀前寮という、発電所近傍の弊社の施設を構外の参集拠点といたしまして、ここで発電所の情報を入手した上で直接発電所へ参集するという形をとってございます。

通し番号8ページ目、お願いいたします。こちらが先程口頭で申しました非常招集の連絡の流れとなります。夜間・休日であれば先程申しましたように所長（原子力防災管理者）から指示を受けまして、夜間休日の当番者が要員招集をかけていくという流れになります。

通し番号9ページ目をお願いいたします。参考で要員招集システムによる対応要員の招集を参考で付けさせていただいております。連絡責任者が要員招集システムを用いまして招集命令をかけるわけですが、当直長から連絡を受けた連絡責任者が要員招集システムを用いて、メールで、緊急時対策要員の非常招集をかけるという流れになります。

続きまして論点項目<17>アクセスルートの確保手段は用意されているか、ということで通し番号10ページ目からになります。続きまして通し番号11ページ目、お願いいたします。保管場所とアクセスルートの確保という観点で、まず保管場所の設定になります。可搬型重大事故等対処設備としまして、高圧発電機車、大量送水車、移動式代替熱交換設備等がございます。これらにつきましては、大型航空機の衝突等を考慮いたしまして表1に示しますように原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物から100m以上離れた複数の保管場所に保管するようにしてございます。また基準津波の影響を受けない防波壁の内側の場所としております。また基準地震動 S_s による被害、要は周辺構造物の損壊等の影響を受けない場所としてございます。具体的には4つの保管エリアを発電所構内に設けまして、標高は基準津波の影響を受けない場所、それと原子炉建物からの離隔につきましては表1でお示ししますように100m以上を確保してございます。地盤の種類といたしましては、切土地盤を基本に、表に示しております地盤上に可搬型重大事故等対処設備を配置するという事で考えております。

続きまして12ページ目、お願いいたします。屋外アクセスルートの設定と確保になります。

可搬型設備の運搬経路、要員の移動経路、これをアクセスルートと称しておりますけれど、基準地震動S_sによる被害、基準津波の影響を受けない経路に複数のアクセスルートを設定してございます。具体的に地震による屋外アクセスルートの影響ということで、周辺構造物の損壊への影響を考慮してもアクセスルートに必要な幅3m、これは可搬型車両が十分通れる幅と原子炉等への注水のためのホースの敷設、これらを考慮いたしまして3m確保可能なようにアクセスルートを設定しております。また変圧器等の火災想定施設において火災が発生してもアクセスルートからの離隔距離を確保することで影響がないように確認しております。あと緊急時対策所が要員の参集・待避先になってございますけれど、緊急時対策所から可搬型設備の保管場所、主で活動いたします2号機の原子炉建物の作業場所、これらのアクセスルートにつきましては、地震による影響を考慮し、あらかじめ段差緩和対策を行うことで仮復旧無しで通行可能であることを確認しております。

続きまして自然現象に対してですけれど、アクセスルートに積雪や火山灰の降灰、がれきの発生があった場合でも、保管場所に分散をさせたホイールローダ、これは各保管エリアに分散して配置しておりますけれど、ホイールローダを用いて除雪等を実施することでアクセスルートを確認することとしております。例えば積雪であれば20cmの積雪量に対して最長77分、火山灰の場合56cmの降灰厚さに対しては最長218分でアクセスルートの確保は可能というふうに試算しております。また一番下の矢羽根になりますけど、一部のアクセスルートにつきましては、土石流の発生エリア、あと送電線垂れ下がりによる影響、これらを考慮いたしましても影響を受けない連絡通路を予め確保することでアクセスルートを確認してございます。具体的に先程のホイールローダの除雪及び除灰作業ですけれども、通し番号の13ページ目をお願いします。こちらが先程御説明させていただきましたホイールローダによる除雪及び除灰作業の評価結果になってございます。続いて通し番号14ページ目がホイールローダによるがれき撤去作業の作業試算ということになってございます。

続いて通し番号の15ページ目をお願いします。こちらの図5が土石流の発生、送電線の垂れ下がりの影響を受けない連絡通路ということで設置しているものになります。緊急時対策所から保管場所への要員の移動において土石流の発生、送電線の垂れ下がりが発生しても通行可能な連絡通路を以下のような形で設置するよう考えております。また、土石流の影響を考慮いたしまして2セット準備している可搬型設備、これは先程保管場所で分散配置するということで御説明しておりますけれど、保管場所を分散して、いずれか1セットは土石流の影響を受けないように配置するという考え方でございます。

続きまして通し番号16ページ目をお願いします。屋内アクセスルートの設定になります。建

物内各設備の操作場所までアクセスルートは中央制御室または屋外から操作場所までの経路を複数設定しております。これらの経路は基準地震動 S_s 及び地震随伴の火災・溢水の影響を受けないことを確認しております。図6がアクセスルートの一例を示しております、有効性評価の事故シーケンスの一つの事例を表しております。起点は中央制御室になりますので中央制御室から各操作場所までのルートをこのような形で評価いたしまして、問題無く対応できるということを確認しております。

めくっていただいて17ページ目をお願いいたします。こちらが屋内アクセスルートの設定における地震時の影響評価結果になります。地震発生時においてアクセスルート周辺に転倒する可能性のある常置品、仮置き資機材、これらについては固縛、転倒防止措置により、アクセスルートに影響を与えないことを確認しております。万一周辺にある常置品が転倒する場合を考慮いたしまして、あらかじめこれらの備品を移設する対応をとっております。具体的な転倒防止例を図7、物品の移動処置状況を図8として一例をお示しさせていただいております。

通し番号18ページ目をお願いいたします。まず地震随伴の火災ですけれども、火災につきましては油内包機器、あと水素ガス内包機器のうち転倒の可能性がある耐震Sクラスでない機器については、耐震性評価を実施した上で、耐震裕度があり転倒するおそれがないということを確認しております。これにより転倒に伴う油漏えい等による火災源とならないということまでは確認しております。それと地震時の随伴事象といたしまして溢水になります。アクセスルートがある建物フロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊、各フロアにおける最大溢水水位が歩行可能な溢水高さで有ることを確認した結果、最大溢水水位は19cmであり、歩行可能な水深である30cm以下ということを確認しております。

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、ということで通し番号19ページ目をお願いいたします。

まずパラメータの推定になります。重大事故等対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを測定する機器の故障、計測範囲超過又は電源喪失により計測が困難となった場合には、主要パラメータ毎に設定している他の計器の測定値を用いて推定する手段を整備することとさせていただきます。例えば原子炉水位計の設置になります。原子炉水位計の使用用途に応じまして複数の水位計を以下のとおり設置してさせていただきます。表は原子炉水位計の種類と使用用途、それと図1がそれに応じた原子炉水位計の概要となります。水位計といたしましては表1にお示ししていますように狭帯域、広帯域、燃料域、あとSA（シビアアクシデント）、停止時ということで、種類に応じて複数設定してさせていただきます。

めくっていただきまして21ページ目をお願いいたします。こちらは計器故障時に原子炉水位

を推定する手段ということで整理をさせていただいております。まず原子炉水位の広帯域、燃料域が故障した場合は、当該計器の他チャンネル、または原子炉水位のS Aにより測定する。また逆に原子炉水位のS Aが故障した場合は原子炉水位の広帯域及び燃料域により測定いたします。機器動作状態にある注水ポンプの流量により、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内水位を推定いたします。また主蒸気配管より上まで注水した場合、原子炉圧力とサブプレッションチェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する手順を考えております。

続きまして電源喪失時に原子炉水位を推定する手段ということで整理しております。外部電源、あと非常用ディーゼル発電機の喪失時は、計器電源は蓄電池から給電することで考えております。蓄電池から給電されている間、ガスタービン発電機または高圧発電機車を準備して給電元の切り替えを実施いたします。ガスタービン発電機又は高圧発電機車からの給電が困難となった場合で蓄電池が枯渇するおそれがある場合は、以下の写真でお示ししておりますように可搬型の直流電源設備から給電をするという形で考えております。失礼しました。下の写真は可搬型計測器による計測の写真になります。これらに基づきまして原子炉水位を推定するということを考えております。

続きまして22ページ目をお願いいたします。こちらは原子炉水位計の測定原理をお示ししております。図4はそれらの概要になります。

めくっていただいて23ページ目をお願いいたします。原子炉水位不明時の判断といたしましては、重大事故等対処設備といたしまして原子炉水位の広帯域、燃料域、それとS Aを設置しております。これら水位を確認いたしますけれども、以下の場合、原子炉水位不明と判断いたします。原子炉水位計の電源が喪失した場合、原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定出来ない場合、またドライウェル雰囲気温度が原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合、凝縮槽液相温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合には、原子炉水位不明ということで判断いたします。

この判断に基づきまして、めくっていただいて24ページ目をお願いいたします。こちらに原子炉水位不明時の対応をまとめてございます。有効性評価のうち、原子炉水位不明を判断する格納容器破損モード、雰囲気圧力・温度による静的負荷では、以下のとおり対応することで損傷炉心冷却を維持することとしています。外部水源にてLOCA（冷却材喪失事故）破断口まで原子炉水位回復のため30分継続して注水いたします。その後、LOCA破断口から格納容器へ流出し、サブプレッションプール水位の上昇に繋がるため、崩壊熱による蒸発量相当量の注水量に切り替えをいたします。今の操作で水位維持が出来ない場合にはサブプレッションプール水位の顕著な上昇がなく、原子炉圧力容器表面温度が上昇すると考えられるため、崩壊熱相当の注水量以上で

原子炉注水を継続すること、サブプレッションプール水位が顕著に上昇していることをもって損傷炉心の冷却維持を判断します。さらにこれが確認出来ない場合には、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で損傷炉心の冷却失敗を判断いたしまして、圧力容器破損にそなえた対応を実施いたします。これら対応につきましては事故時操作要領書に記載し、対応可能なように手順を定めるようにしてございます。

続きまして論点項目<19>重大事故に対応する訓練は行われているか、通し番号25ページ目をお願いいたします。重大事故等に対処する要員の教育及び訓練になります。重大事故等に対処する要員、先程申しました運転員、緊急時対策要員、自衛消防隊、これら要員につきましては常日頃から教育及び訓練を実施することにより、必要な力量を習得いたしまして的確な判断、平常心をもって対応操作ができるよう準備してございます。教育及び訓練につきましては、原子炉施設保安規定に基づく社内規定に基づきまして、知識及び技術の向上に努めているところでございます。福島第一の事故以降、事故の教訓を踏まえた緊急安全対策を整備いたしまして、全交流動力電源喪失時における初動活動に備え、各種訓練を継続的に実施してまいりました。具体的には電源確保訓練、給水確保訓練、またがれきの撤去訓練等を行いまして、必要な時間内に成立することを継続的に確認しております。この度の新規制基準に基づきまして、重大事故等の対策に係る教育及び訓練につきましては、保安規定及び社内規定に適切に定め、知識技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図るということで考えております。

続きまして27ページ目をお願いいたします。要員の教育及び訓練につきましては、机上教育に加えまして役割に応じた教育を行っております。教育及び訓練につきましては、教育、あと訓練につきまして、それぞれ年1回以上行うこととしております。教育及び訓練につきましては、当社社員だけでなく常駐の委託をお願いしています協力会社社員、これらについても業務委託契約に基づきまして当社が主催する訓練に参加いただき、必要な力量の維持向上を図ることとしております。具体的な訓練といたしまして要素訓練と総合訓練がでございます。まず要素訓練につきましては、発電用原子炉施設の冷却機能を回復するための電源確保、可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保、これは大量送水車等の訓練になりますけれど、これらの操作の習得を目的に、要員に対し重大事故等対策に関する教育、手順の確認を行っております。これらにつきましても資機材取り扱い方法の習得を含めて年1回以上の訓練を実施してございます。それと総合訓練になりますけれど、これは組織全体としての力量向上を図るための発電所の訓練になります。これも年1回以上の総合訓練として実施しております。総合訓練につきましては、各要素訓練の組合せ、あと原子力防災組織内の各班、これが全体としての運営が適切におこなえるかの検証を

実施しております。また総合訓練の中では本社等と行う訓練も行っておりまして、当社経営層も参加した形で訓練を行っております。また原子力防災という観点でオフサイトセンターや自治体等への情報提供の連係、原子力事業者災害対策支援拠点の立ち上げ等、その後の訓練も合わせて実施しております。具体的などころでは、訓練の頻度の考え方を通し番号28ページの表1にお示しをしております。また通し番号29ページ目、表2のほうにこれまでの主な訓練内容と訓練実績をお示ししております。要素訓練においても緊急時対策の訓練を始め、2014年4月以降、延べこのような回数数の訓練を実施してございます。説明のほうは以上になります。

○田中GL 御説明ありがとうございました。そうしますと前回の3項目と新たな範囲として5項目、続けて御説明いただきましたが、ただいまの説明の内容に関して、御不明な点、あるいは御意見等ございましたらどなたからでも結構です、お知らせいただければと思いますがいかがでしょうか。それでは最初に手が挙がりました芹澤先生のほうからお願いいたします。

○芹澤顧問 資料3-1のほうについて、前回のお願いを反映していただいて、それぞれの想定事故対策について結論に繋がるような解析結果のグラフを添付していただきましてありがとうございます。これで従来より少し詳しく検討できるようになったと思います。今日もこの資料3-1、簡単な御説明をいただいただけなのですが、改めて拝見しますとかなり色々質問やらコメントがたくさんございます。全部お尋ねしている時間はないかと思っておりますので、いくつかについて順番にお尋ねしたいと思います。

まずは5ページ6ページのあたり、燃料被覆管の最高温度についてなのですが、図1-1-3というのが6ページにございますが、ここでは被覆管を10分割して下から8番目の位置での解析結果ということで図1-1-3というのが与えられておるわけです。この図によりまして、このケースの場合で509℃というのが被覆管の最高温度であるということが示されているわけですが、その前のページの図1-1-2を参照いたしますと、燃料棒の有効長頂部が冠水するのが事故後おおよそ45分ということですので、従って8番目の領域で最高温度を示して、その後冠水した時点というのは、この図1-1-3を見ますと大体43分半くらいということですので、下から8番目の位置の部分が冠水した時点ではまだそれより上は露出した状態になっているわけですね。最終的に燃料棒そのものが完全に冠水するのはさらに1分半後ということになります。従って下から9番目、10番目の位置での被覆管の温度履歴を示す解析結果というものが無い限り、この図だけで前のページの表1-1-1にあります燃料被覆管の最高温度が509℃であると、結論をそのまますんなりと認めるわけにはいかないということになります。もちろん当然のことながら解析では燃料被覆管の下から上まで、全部の領域について温度履歴を計算して比較をした上で図1-1-3が出てきているのだらうとは思いますが、全体の挙動を見ない

限り先程申し上げたとおりそうすんなりと結論を認めるわけにはいかないと。したがってその辺の説明をお願いしたいと思います。

それから燃料被覆管温度と水位が一定となった時刻の45分以後も被覆管からの核沸騰に基づくボイドの発生というのは持続しているのだらうと思いますが、その辺についてもお尋ねしたい。

それから今の6ページに関連して言えば、右側の1-1-4図のほうですね。先程簡単な御説明があったわけですが、この測定点というのはどういうふうなものであるのか。また実験曲線としてベストフィットとそれから裕度を考えた平均値から偏差を引いた曲線と2つ有るわけですが、安全裕度を考えた場合のスタンスとしてどちらを優先して考えるのか、そういった基本的な考え方について少し御説明いただきたいと思います。まだまだたくさん質問があるのですが、まず今の5ページ6ページに関連してお答えを頂きたいと思います。

○田中GL ありがとうございます。先程芹澤先生から大きく3つ御質問いただいたと思いますけれども、例えば表1-1-1で50.9℃というものが導き出されていますけれども、村上さんのほうですかね、今手元に提示出来る資料が存在しているかわかりませんが、何らかコメントいただけますでしょうか。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。図1-1-3の燃料被覆管温度は御指摘のとおりでして、一番温度の高くなるノードの部分だけしか載せておりません。御指摘のとおり全てのノードを並べて見ないと50.9℃が本当かというのは仰るとおりなのですけれども、今回は最高の50.9℃が出るものしか載せておりません。もう一つ、図1-1-4の燃料のパーフォレーションカーブの話でしたけれども、考え方といたしましては、SAの評価はベストエスティメート評価なので、2σをとっていないベストフィット曲線で判断します。このパーフォレーションカーブを元に判断しているのは、7ページに書いてありますけれども、実効線量の評価、5mSvを下回るという評価を行うために燃料が全然壊れていないということで $1.7 \times 10^{-2} \text{mSv}$ という評価をしております。仮にベストフィット曲線で燃料ピンが壊れたとしてもチャンピオンのものが壊れるだけですので、5mSvは満足すると考えております。2σのところでは判断することはないと考えております。

○芹澤顧問 ありがとうございます。それでは引き続いてもう一つお尋ねしてよろしいでしょうか。

○田中GL はい、お願いします。

○芹澤顧問 24ページのところなのですが、原子炉水位の変化に関連して想定される物理現象に関する質問なのですけれども、図1-3-3-1、原子炉水位というこのグラフを見ますと、事

故後の時間で2時間過ぎのところに原子炉水位のスパイク状の上昇が見られるわけですが、これに関して原子炉減圧に伴う減圧沸騰による水位の上昇という説明が書かれているわけですね。このような急激な水位上昇、これはボイドによる見かけ上の水位上昇ということで、2相水位だと思えますけれども、これが短時間の間だけ発生するということを考えますと、急激なバルク沸騰が短時間だけ発生する場合、そういったものに相当するのではないかと考えています。となると最初の系はサブクール状態にあって、あるときから急激な減圧が持続的に発生して、当初の水温が飽和温度相当の圧力まで系圧が減少した時に一気にバルク沸騰が発生すると。しかも発生した相当量の蒸気というのは一気に凝縮するかあるいは外部に放出されるかして系圧の上昇に繋がらないケースである、それしか状況としては考えられないのですけれども、この解析で想定されている物理現象というのはそのようなものであったのかどうか。実際に系圧のトレースが示されるとそのあたりの様子をはっきりわかるのですが、その辺はいかがなのでしょうかとというのが質問です。

○田中GL それでは先程いただいた、解析で想定されている物理現象、このあたりコメントいただけますでしょうか。村上さんでよろしいですかね。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。仰られるとおりTBPという事象で、SR弁（逃がし安全弁）が一つ開いていて徐々に圧力が下がっている事象なのですけれども、その後の低圧注水に移行するために圧力容器を減圧するために6弁減圧させているという状況でございます。その際に仰るように減圧沸騰によって水位が上昇しているという事象をこの図ではお示ししています。

○芹澤顧問 質問のポイントはですね、減圧沸騰でかなりの量の蒸気が出てくると思うのですが、この蒸気そのまま排出されないとすれば系圧は上昇する方向に転ずるはずなのですが、これがそのまま上昇する方向に転じていないということは、発生した蒸気が何らかの形で外部に放出されているというふうと考えられるのですが、そういう状況になっているのでしょうか。

○村上マネージャー そうです。発生した蒸気は逃がし安全弁からサプレッションチェンバのほうに全て逃げております。

○芹澤顧問 わかりました、ありがとうございます。まだ他にたくさん質問あるのですが、他の先生方の御質問がোধりだろうと思いますので、その後時間があれば続けて質問させていただきます。ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。そうしましたら他の先生方、続いての御質問いかがでしょうか。手が挙がりました、杉本先生お願いいたします。

○杉本顧問 資料3-1の通し番号で123ページ目ですか、水蒸気爆発のところなのですが、県のほうでおまとめになった資料2、29ページ目の真ん中ちょっと下、私今気づいたんですけど顧問の意見で「水蒸気爆発というのは衝撃波以外にも衝撃波による格納容器過圧」と書いてあって、後ろの衝撃波は発生した蒸気ですね、水の蒸発による格納容器の過圧です。ですから水蒸気爆発の時に起きる可能性のある懸念というのは三つあって、一つは最初の衝撃波。二番目は水が蒸発することによる全体の過圧。そして三番目がミサイル、この三つなのですが、この三つの特にミサイルについて御質問したわけですね。よく製鉄会社なんかでも溶けた鉄なんかを誤って水の中に落として、発生したミサイルによって死亡事故なんか起きているので、この三つの中で一番怖いのは実はミサイルと一般的に言われているのでちょっと気になってお聞きしたのです。さっきの資料3-1の123ページのところで書いていただいているのですが、これは水蒸気爆発が発生した衝撃波による圧力予想、そんな流れですよ。ミサイルというのは溶融物が持っている熱エネルギーが機械エネルギーに、爆風とかになる機械的エネルギーの変換効率というのがあって、それを何パーセントに設定するかで全て決まってしまうので、衝撃波を評価しても出てこないで、熱エネルギーと機械的エネルギーの変換効率をどのくらいの値を使いましたかという質問と同じだったのですけれど。小さな実験ですとそれが数パーセントの上のほうにあるのですけれど、体系が大きくとそれが小さくなって1パーセント程度とか、そういう数値の根拠を聞いたかたのですけれど、ちょっと答えが違うなど思っているのです。熱エネルギーと機械的エネルギーの変換効率をここではどれくらい使ったのでしょうか。そういうふうな見方をされていなかったでしょうか。

○田中GL 御質問いただきました。県のほうの記載の仕方も悪かったかもしれないですけど、中国電力のほうにお答えいただきたいと思います。よろしく願いいたします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。エネルギー変換効率といたしましては0.8パーセント程度を考えております。

○杉本顧問 体系が大きいということで1%近いということで、それはまあまあ妥当。はい、ありがとうございます。そういう数値を出していただくとよかったのかなと思います。

○田中GL はい、ありがとうございます。杉本先生よろしかったですかね。では他の先生いきます。吉川先生お願いできますでしょうか。

○吉川顧問 資料の3-1のほうで、リスクモニタというのが118ページにありますね。発電所のほうにリスクモニタを整備というのが、本社じゃなくて発電所のほうがリスク情報の作成・周知こうなっているのですけれど、リスクモニタについてどういうものを整備されているか聞いていないので、ちょっとわからないのですけど。普通PSA（確率論的安全評価、PRAと

同意)はメーカーのほうの人に委託されてやっているのですが、リスクモニタとなりますと自分でやらないとできないので、その辺どういふものを入れられて、どういふようなことを念頭においてやられたのかということです。特にリスクモニタは運転のメンテナンスとか、シャットダウンする時の可視化とか非常に役に立つ、PSAをオンライン化したようなものを普通は言うのですが、この辺の説明をいただければと思います。

○田中GL それでは中国電力のほうからリスクモニタについて御説明お願いいたします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。今、仰られたとおり、これは当社の中で運用しているものでございます。今島根2号は停止中ですが、機器をメンテナンスするとかいった場合には、機器を発電所員が除外してしまうこととなります。そうしますと燃料の損傷確率が上がってきますので、そういったような評価をして、そういう燃料の損傷確率が高くなった場合は社内に注意喚起をするような仕組みになっております。簡単ですが以上です。

○吉川顧問 相当簡単な説明だけど、メンテナンスもこの頃リスクインフォームドメンテナンスとかそういうことを言われるような状況になっておりますのでね、どれくらい整備されていて、どういふものを入れられているのかとかですね、それをお聞きしたかったのですが。また改めて説明していただけると。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。仕組みとしましてオンラインメンテナンスというのは法整備上日本では整っておりませんので、法整備が整った場合、オンラインメンテナンスにリスクモニタも活用していけるという状況になってくると考えてございます。ちょっと担当者が補足いたします。

○神田担当副長 中国電力神田でございます。リスクモニタについて補足で御説明させていただきます。当社リスクモニタにつきましては、今整備を完了して運用しているものは、停止時のPRA(確率論的リスク評価)に関するリスクモニタを現在運用しています。その理由としましては、島根原子力発電所は再稼働に向けて定検中でございましてプラントは停止しておりますので、そのPRAモデルを使って停止中の発電所のリスクを評価しているという状況でございます。運転中のPRAモデルにつきましては、現在高度化ということでより詳細なモデルを開発してございます。PRAのモデル自体につきましては、PRAを評価するPRAソフトウェアでモデルをメーカーと一緒に構築をしてございまして、そこで出来たモデルをリスクモニタに移植する作業が発生します。その過程でメーカー等の助力を得ながら当社も一緒になって、リスクモニタのモデルを開発するということになっています。また運用としましては、先生先程仰っていただきましたが、停止中の作業ですとかメンテナンスのリスクを評価する上でとても重要なものになってございまして、当社としまして、停止中の作業におけるリスクをPRAを使って評価を

したりですとか、作業毎に重要となる機器については予め抽出して、リスクが高くなる度合いに応じて作業員ですとか発電所員に周知をして、重大な事故に繋がらないように努めているところでございます。補足ですが以上になります。

○吉川顧問 ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。吉川先生よろしければ他の先生いかがでしょうか。他の先生よろしければ芹澤先生いかがですか。

○芹澤顧問 それではもう1件お尋ねさせてください。36ページ、やはりお尋ねしたいのは物理現象です。図1-5-2図のところに燃料被覆管温度のスパイク状の上昇が見られるのですが、この説明として、温度が急激に上がる部分について沸騰遷移が発生したという説明がなされているわけですが、この高温状態が5秒ほどですと元に戻って、下がっているわけですが、つまり沸騰遷移で一度膜沸騰に移るわけですが、その後温度が下がっているということは膜沸騰から核沸騰に戻っているということを示しているのだらうと思うのですが、膜沸騰から核沸騰に戻る理由というのは何なのかとお尋ねしたいのですが。上がる部分については沸騰遷移だという説明がなされている、それはそれで結構だと思うのですが。

○田中GL それでは再び村上マネージャーお願いいたします。

○村上マネージャー 村上です。ちょっとすみません、即答できません。

○芹澤顧問 わかりました。それではまた後程。

○田中GL 芹澤先生続けていただいて結構です、他にありませんか。

○芹澤顧問 そうですか、それではもう一つ、3-1のほうについてお尋ねします。ページで言うと60ページのところ、図2-2-2ですね。これによると事故後5時間半程度で全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下というふうに書かれているわけですね。それからまた図2-2-3では溶融デブリが露出しない注水量で原子炉格納容器下部注水し、格納容器圧力の準静的な上昇を抑制すると書かれ、さらに図2-2-5では溶融炉心がコンクリートを取り込みうんぬんということが書かれてあって、最終的には表2-2-3で格納容器下部床面のコンクリートの侵食は0cmであると、そういう解析結果から判定基準以下であると、そういう結論づけがされているかと思うのですが、こうした一連の説明では肝心要の溶融デブリの量が一体どのくらいなのかということは一切触れられていないので、この解析で一体その辺の量をどのように見積もっているのか、これを明確にさせていただく必要があるのではないかなというふうに思います。それからもう一つ、溶融デブリの量がどの程度になると侵食が起こるのかといったクリティカルな量も参考値として示していただければと、そんなふうに考えるのですがその辺いかがなんでしょうか。

○田中GL 村上マネージャー、可能でしょうか。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。溶融デブリの量がどれくらいかというのは、値は出しているのですが、いますぐその量を定量的に示すことはできませんが、全炉心が落ちたと評価しております。全炉心が落ちていきますので、この評価からこれ以上厳しくなることは考えにくいかと考えます。以上です。

○芹澤顧問 わかりました。ありがとうございます。

○田中GL 続きまして吉川先生、お願いいたします。

○吉川顧問 資料3-1、120ページについて質問です。シビアアクシデント解析コードについて、ここに図を載せていらっしゃる、解析コードが第1部から第6部までございます。その2つは知っているのですが、全体が分からないので…（映像・音声停止）

○田中GL 島根県です。今、吉川先生に解析コードについて御質問いただいている最中だったのですけれど、どうも固まってしまったようですので、吉川先生には一度退室いただいてまた入り直していただくかをしていただいて、また戻っていただきたいと思います。この間利用してどなたか他に御質問というのはございますでしょうか。杉本先生手が挙がりましたので、吉川先生いらっしやいませんけどお願いします。

○杉本顧問 3-2の資料の最後で重大事故に対する訓練、御説明いただいて色々やってらっしゃるのはわかったのですが、これは現行、主として設計基準中心で、アクシデントマネジメントもあるでしょうけれど、それに比べると新規制基準対応ということでシビアアクシデント関係の機器とか特重機器なんかも増えて、ハードも増えたし手順書なんかも膨大に増えていると思います。今でも結構大変だっという話をよく聞くのですけれども、そんなに機器も増えて、手順書も山のように増えて、それで運転員が前と全く同じような体制でやっていけば、運転員に対する負担というのは膨大に増えちゃいますよね。そこら辺は運転員を多少増やして、負担が増えないような配慮はされつつこういう訓練をしようとしているのかどうか。運転員に対する日頃のプレッシャーだって半端ないことになっているのではないのでしょうか。どう考えていらっしゃるのか教えていただきたいのですが。

○田中GL ありがとうございます。それでは要員の訓練について、大谷マネージャーからお願いいたします。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷です。今いただきました御質問については、この後の資料3-2の論点項目<14>新規制基準対応設備を導入したことで新たな弱点が生じていないかといったところとも相通ずるところはあるかと思うのですけれど、先生が仰られましたようにSA設備を含めて、設備はかなり増えてございます。可搬型設備の対応も必要になってございまして、現状においても起動後を想定いたしまして可搬型設備等を使うような訓練をしてござい

す。運転員の人数ということに関して言えば、運転員の基本的な人数というところは現状と大きく変わってはいません。1、2号の共用の中央制御室の中で運転員9名を標準といたしまして体制を組んでございます。その中でSAの常設設備等が増えてございますし、DB設備も若干増えているということでございまして、そのあたりは設備別の手順書の構築、事故時のSA設備の操作手順書を体系的に作成していくのと同時に、シミュレーター等もSAを想定したシミュレーター訓練をしていくということで、できるだけ平常心で対応できるような訓練を日頃からやっていくということになってこようかと思えます。先生が仰るように、確かに今後再稼働に向けてはそれなりのプレッシャーもかかってくるので、そのあたりは訓練を通じてできるだけ平均化していくようなことを考えていきたいと考えてございます。以上です。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。杉本先生の御質問の中で特重というワードがあったかと思いますが、今大谷がお答えしたのは特重を含まないそれ以前のSAの部分だけの回答でございまして、特重についてはまた別途安全審査が行われる予定になっておりまして、そのときの体制についても審査の中で審査がされるということでございまして、今人数が、当直のほうを増やさないとするのはSAの部分だけでございまして補足しておきます。以上です。

○田中GL ありがとうございます。今、吉川先生戻っていただけましたので、先程資料3-1のところ、120ページ目になりますけれど、解析コードについて御質問頂いておりました。その途中で中断してしまいましたので、村上マネージャーのほうから解析コードについて御説明いただけませんかでしょうか。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。まずSAFER、CHASTEというのは今回お示ししている5ページ等、原子炉圧力推移、シュラウド内外水位や燃料被覆管温度の推移を示しておりますけれども、SAFERでこのような評価を行っております。CHASTEはこのうちSAFERの評価プラス輻射を考慮した評価を行っております。次に第3部のREDY、SCATでございますけれども、REDY、SCATは原子炉停止機能喪失、ATWS（スクラム失敗事象）の評価で使用しているコードでございます。先程御質問あった36ページの中性子束、平均表面熱流束、炉心流量の推移というのはREDYコードで計算してございまして、SCATのほうで燃料被覆管温度の評価を行っております。次にMAAPコードでございますけれども、MAAPコードは格納容器の評価コードでございます。最初の7ページ目で示しておりますように、格納容器の圧力の推移や格納容器の温度の推移、また60ページからのDCH、FCI、MCCIの評価をしておりますけれども、この辺の格納容器の物理現象を評価するコードでございます。最後にAPEXコードでございますけれども、APEXコードは反応度誤投入の評価に使用しているコードでございます。反応度誤投入の評価は82ページ、反応度誤投入における推移を評価

しておりますけれど、これはAPEXコードで評価しているものでございます。簡単ですが以上でございます。

○田中GL 吉川先生いかがですか。追加で何かございますか。

○吉川顧問 APEXというのは多次元の核熱流力解析、原子炉だけの解析コードですね、動特性を入れた詳しい解析コード。MAAPはアメリカのEPR I（電力研究所）が開発したやつですね、シビアアクシデントの解析に使っているコード。あとのREDYとかSCATとかいうのは熱流力の詳しい解析用のコードですね。それから輻射の効果を入れたやつがいつ出てきたのか知らないですけど、SAFERは日立とか東芝が国産で開発した動特性解析コードと認識しています。大体どういう感じかはわかりました。ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。他の先生方いかがでしょうか。宮本先生、お願いします。

○宮本顧問 資料3-2に対する御質問をさせていただきたいと思えます。素人質問なのですが、重大事故に対処する要員としては101名、根拠ある数字だとは思いますが、それに対して常駐の方が47名で、夜間と休日の場合は54名を追加で確保しなければいけないのですが、資料を見させてもらおうと10km圏内にほとんどの方は住んでいるからということで、まあ確保できるでしょうということなのですが、これは休日とか大型連休の時でもそういった方の行動を管理されているということなのですかね。長期に及べば2交代でその2倍の人数が要ることになるとは思うのですが、そういった方が常時確保できるということなのでしょうか。

○田中GL ありがとうございます。資料3-2の3ページあたりの御質問です。これは大谷マネージャーのほうからよろしく願いいたします。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。3-2の通し番号の3ページ目、4ページ目の御質問かと思えます。今、先生が仰ったように、原子力防災組織の標準体制といたしまして101名、その根拠といたしましては4ページ目の左の体制図になります。本部長である発電所長以下、原子炉主任技術者、あと炉心管理や放射線管理を行います技術班とか、実際の可搬型設備の対応を実施する復旧統括以下のメンバー、これらの全体の要員を算出いたしまして、101名を標準体制としてございます。通常の間・休日につきましては一通りの初動対応ができますように、給水確保であったり電源確保であったり、可搬型設備であれば燃料を補給して回らなければいけませんので燃料確保といった要員を47名配置しており、一通りの初動対応が出来ることを確認してございます。標準に持って行くために残り54名という数字を出しているわけですが、これは先生が仰っておられますように夜間・休日、当然発電所構外の自宅にいたり、外出したりしている状況にあらうかと思えます。大型連休を含めての所在確認作業を行って

おりまして、緊急時の際にどこにいたというようなことを確認をして、おおかた350名が10km圏におりまして、大体7時間以内に150名が常時、何回も確認作業を行っておりますけれど、来られるというようなアンケート形式の確認をさせていただきます。これにつきましては今後も定期的に所在確認等を行った上で、夜間・休日も最低54名、7時間以内で100名程度は常時来れるような体制を敷いていきたいというふうに考えてございます。以上です。

○宮本顧問 ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。他の先生よろしいですか。芹澤先生お願いいたします。

○芹澤顧問 夜間と休日の要員に関する質問なのですが、緊急時対策本部の全体の体制の要員数101名と書かれていますが、実際に緊急時体制に移行するというのは101名全員揃わないと駄目だというわけではないですよね。どの人数のところまで緊急時体制に移行できるのか。それから事故発生から実際に緊急時体制に移行するまでの時間というのはどれくらいかかと想定されているのか。また移行が完了するまでの間の実際の事故対応の指揮というのは誰がとるのか、そういったことをお尋ねしたいと思います。

○田中GL 大谷マネージャーお願いします。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。資料3-2の通し番号で4ページ目をお願いいたします。今、先生が仰った体制の件ですが、まず夜間・休日の指揮命令系統につきましては4ページ目の原子力防災組織体制図、ここを御確認いただければと思います。緊急時対策所に体制を整えます緊急時対策要員につきましては、責任者に指示者（副原子力防災管理者）ということで記載しております。これは発電所長が夜間・休日と発電所構内におりませんので、代わりに防災管理者の資格を取得しています管理職が対応いたします。これが夜間・休日の指揮命令を行う体制になってございまして、一方中央制御室におきましては下のほうの運転員ということで当直長の指揮命令の元で対応いたします。従いまして体制といたしましては指示者が緊急時体制の対応をとることになります。先生御質問いただきました緊急時の体制につきましては、原子力防災の観点でEAL（緊急時活動レベル）の基準に達しますと、当直長のほうから基準に達したということになりますので、最終的には発電所長の判断になりますけれど、発電所長もしくは副原子力防災管理者が判断いたしまして、EALの判断、緊急時体制の発令をしていくということになります。このあたりの状況につきましては電話会議、通信機器を用いまして、当然正の発電所長もしくは原子炉主任技術者も含め情報提供いたしまして、対応を進めていくという形になってございます。

○芹澤顧問 そうしますと事故対応というのはあくまでも現場サイドで行うということだと思いますが、そうすると本社との関わりといたしますか、本社の役割というのは何かあるのでしょうか。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。本社の関わりといたしましては、事故が発生いたしますと通報連絡体制に入ります。第一報のFAXといたしましては当然本社にも入りますし、国、自治体様等関係の方に第一報のFAXが入ります。通信連絡を使いまして当直長、あと連絡責任者のほうから本社の連絡要員のほうに連絡されまして、テレビ会議システムで緊急時対策所と繋げる、もしくは警戒事態であればテレビ会議をして対応を進めていくということになりますので、発電所のほうで警戒態勢に入りますと、本社側も社長をトップとした警戒態勢に移行するという形になってございます。以上です。

○芹澤顧問 ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。他の先生いかがでしょうか。よろしいですかね。後半の範囲の御質問もいくつか出始めましたので、一度ここで後半のほうの説明もさせていただいた上で、場合によりまた前に戻っていただいてもかまわないと思いますので、またよろしくお願いたします。そうしたら後半の説明に入ります前に島根県のほうから論点項目の補足の説明をさせていただきたいと思います。

○高嶋主任 では島根県高嶋より、議題3、4で扱う論点のうち、先程御説明いたしました論点<23>の改題について補足説明をいたします。資料2の48ページを御覧ください。こちらの論点につきましては前回会議後、杉本顧問から、過去に発生したシビアアクシデントというものは、いずれも想定外事象に発するものであったこと、今後何かリスクの高いことが起きるとすれば想定外事象と考えられることから、論点に「想定外事象への対応」という点を含めてはどうかという御意見をいただいております。当初この論点は、「新規制基準を超えて安全性向上の取り組みが行われているか」としておりましたが、安全性向上の取り組みという点と、想定外事象への対応という点で通じるところがあると考えてございまして、いただいた御意見を踏まえまして、論点を改題させていただいております。杉本先生から何か補足があればいただきたいのですが、ありますでしょうか。

○杉本顧問 ちょっと聞き漏らしたのですが、私の問題意識は、今まで起きたシビアアクシデント、米国のTMIもそうですし、旧ソ連のチェルノブイリもそうだし、福島事故も全て想定外で起きているわけですね。今新規制基準でハードもソフトも整備されて、その範囲内ならリスクは低くなっているのですが、将来的にもリスクの高いことが万々が一起きるとしたら、やはり想定

外に基づくことになる可能性が高いんじゃないかということで、そこら辺のことはどの程度まで検討といいますか、準備されているかということをお聞きしたかったのです。

○高嶋主任 ありがとうございます。ただいま杉本先生からも御趣旨御説明をいただいたところですが、そういったことも踏まえまして、県の考える論点として、論点<23>のタイトルを変えさせていただいております。この<23>以外のもの、<13>、<14>、<24>については第1回の小会議で御説明したのから特に変更はしてございませんが、<13>は「重大事故対策の結果どれだけ安全性が向上したのか」ということで、本来は運転再開後、半年以内に届け出る制度になっております安全性向上評価届出書の内容になります。そういうものですので、審査で確認される内容ではないですが、県のほうでは確認したいということで、中国電力にお示しいただきたいということ。それから<14>は重大事故対策をたくさんしたこと逆に悪影響が何か起きていないか、<24>はMOX燃料が使用できる炉ということで、それによる追加的な対策が必要かどうか、こうした内容について中国電力から御説明いただければと考えております。補足説明長くなりましたが以上になります。それでは中国電力から論点<13><14>、それから<23><24>について説明をお願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。村上が<13>、<23>、<24>についてまず御説明をいたします。まず資料3-2の30ページからでございます。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問いです。31ページ、島根原子力発電所2号炉のPRAの参考評価として現在整備している重大事故等対処設備の一部を考慮した評価を実施しております。より詳細な評価は今後安全性向上評価の中で実施していきます。評価において考慮した主な重大事故等対処設備は表に示しているとおりです。炉心冷却機能として低圧原子炉代替注水系、格納容器除熱系として格納容器フィルタベント系、サポート機能として常設代替交流電源設備です。内部事象Lv1PRAにおいて、炉心損傷頻度は 6.2×10^{-6} /炉・年から 7.4×10^{-8} /炉・年まで低下し、SA設備を考慮することで炉心損傷頻度は83分の1まで低減いたしました。地震Lv1PRAについて、炉心損傷頻度は 7.9×10^{-6} /炉・年から 3.7×10^{-6} /炉・年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は2分の1まで低減しております。

32ページです。内部事象Lv1PRAについて炉心損傷頻度に対する支配的な事故シーケンスグループはベースケース、感度解析ともに崩壊熱除去機能喪失でありましたが、崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度は95分の1に低下いたしました。崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度が大きく低下した要因は崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えております。

次に<23>についてお答えいたします。資料2の48ページでございます。<23>発電所で行っている安全性向上の取り組みは想定外事象が起こりうることを踏まえたものになっているか、という御質問です。回答といたしましては、想定外事象に対する方針については整理しているとおりです。今後も島根原子力発電所の安全性向上のため、自主的かつ主体的に対策の実施に取り組んでいきます。基本的認識といたしまして、想定外事象には想定する結果を超える事象と想定するシナリオ、起因事象を超える事象の2点の解釈があると考えてございます。1)の想定する結果を超える事象について有効性評価では原子炉側では格納容器破損防止が達成でき、燃料プール側では使用済燃料の冠水維持ができるといった評価結果となっております。一方大規模損壊においては、それらの評価結果を超える事象に至ったとしても、可搬設備を使用して事故事象を緩和できる手順を整備していることを審査において説明しております。

次に2)の想定するシナリオを超える場合においては人間側の認知が必要であり、新たな知見が得られた段階で適切にフィードバックしていくことが必要と考えております。至近の例では、電力大で取り組んでいる「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策」等が挙げられ、ATENA（原子力エネルギー協議会）という組織と一体となって対応しております。この取り組みにおいては、この取り組みにおいては、安全性向上評価届出といった制度面などを通じて電力の不断の努力が必要と考えております。

次に基本的考え方です。想定する結果を超える事象については様々な事態において柔軟に対応するため、大規模損壊において検討を行っております。発電所構内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備の物的資源、発電所内外の情報の活用の方を基に対応していくことになると考えております。

次にハードとソフトの対応策です。それぞれについて大規模損壊時の対応策の一例を挙げております。ハード面、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう保管場所を分散し、かつ十分離して配備する。ソフト面、緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れを生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。といった内容でございます。

次に<24>の回答です。資料2の50ページを御覧ください。MOX燃料を前提としているが、追加の対策が必要になることはないか、です。御回答といたしましては、解析評価は9×9燃料を代表として実施し、対策の有効性を確認していますが、MOX燃料を考慮した場合についても、以下の観点において、9×9燃料の評価に包絡されることを確認しており、追加の対策は必要ありません。まず崩壊熱ですが、燃料被覆管温度の評価において支配的となる事象初期の崩

壊熟は、9×9燃料のほうがMOX燃料よりも大きいため、9×9燃料の評価に包絡される。被ばく評価、9×9燃料の代表的核分裂核種であるウラン235とMOX燃料の代表的核分裂核種であるプルトニウム239の核分裂生成物の核分裂収率を比較した場合、9×9燃料のほうが使用する運転期間が長いことから、希ガス、ヨウ素及びセシウムのいずれも炉内内蔵量は多く見積もられるため、9×9燃料の評価に包絡されると考えております。以上です。

○大谷マネージャー それでは引き続きまして資料3-2の論点項目<14>新規規制基準対応設備を導入したことで、新たな弱点が生じていないか、ということで通し番号33ページ目をお願いいたします。

まずめくっていただいて34ページ目、説明になりますけれど、SA設備等の設置に伴う既存設備への影響ということで重大事故等対処設備の設置工事、それと既設設備の改造工事を行う場合、既設設備に悪影響が及ばないような条件、工事内容を検討しております、これらは工事計画の中で影響の有無を評価した上で当該工事が悪影響を及ぼすことはないというふうに計画をしてございますので、悪影響を及ぼすことはないというふうに考えております。

SA設備を起因とする重大事故等の発生につきましては、重大事故等対処設備は事故が生じ、設計基準事故対処設備が機能喪失した場合にも事故への対処が行えるように備えるものでございまして、重大事故等対処設備の故障等が仮に生じたとしても、これが起因となりまして過酷事象に至る状況にはならないというふうに考えております。

続いてSA設備等の設置に伴う手順の整備についてです。新規規制基準に基づきまして設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を設置してございます。先程も御説明させていただきましたように設備が増加して手順が煩雑になるということで、ヒューマンエラーの発生の増加が懸念されるものの、ここは対応手順をしっかり整備、それと教育訓練等を通じて力量の維持向上、ヒューマンエラーの防止を図っていくこととしております。これにつきましては詳細を次ページ以降に整理してございます。

めくっていただいて35ページ目をお願いいたします。運転時になりますけれど、プラントに異常が発生した場合には図1のとおり対応手順を整備してございます。36ページ目の図1にお示ししておりますように、緊急時対策本部用の手順書、それと中央制御室での運転員が用います運転操作手順書、このような体系で手順書を整備してございます。具体的になりますけれど、各手順書間のつながり、移行基準といたしまして35ページ目に整理してございますけれど、各種手順を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準はしっかり定めてございます。事故対応中、複数の手順書を並行して使用するというのもございますので手順書間での対応の優先順位がある場合、その旨を手順書に定めてございます。設計基準対象施設、

重大事故対応設備等、優先順位をもって使用するという流れを作っておりますので、その旨は手順書に明記しております。重大事故等発生時の対応につきましては、図1に示します手順、これらを有効且つ適切に使用してプラント状態に応じた対応ができますように、運転員、緊急時対策要員は常日頃から訓練するという事で考えております。先程御説明させていただいたように、要素訓練なり総合訓練を通しまして、技能の習熟を図っていくという事で考えております。御説明は以上となります。

○田中GL 御説明ありがとうございました。そうしましたら後半の範囲の4項目について中国電力から御説明いただきましたけれども、この範囲含めまして、場合によっては前半の範囲でも、再び先生方から御質疑いただきたいと思っております。御発言のある先生、挙手をいただければと思いますがいかがでしょうか。では一番に挙がりました吉川先生のほうからお願いいたします。

○吉川顧問 資料でいいますと3-2の論点<13>で31ページからのものにつきまして、これはPRAの結果ですね、シビアアクシデント対策を入れたことによって非常に良くなったということと地震と内部事象Lv1を比較されている。地震の場合は2分の1で、片方のほうはずいぶん良くなっていますけど、地震の場合はあまりよくないのはどうしてでしょうか。その理由を説明いただくと、その次に32ページで表2、事故シーケンスグループの寄与割合。これはLv1 PSAの結果ですけれども、良くなっているのは二番目の高圧・低圧注水機能喪失、それから崩壊熱除去機能喪失、ここの部分は良くなっていると、あとは変わりが無いということ。ということは、シビアアクシデント対策は全部この辺の機能に対してだけという結果が得られたと、こういうことだと解釈されるわけです。ここの点についてなのですが、確率以外にセシウムの放出が少なくなっているという話があったと思いますが、どの部分で良くなったということがわからないのですけれど、その辺の説明を。要するにセシウム137の放出量が格段に下がっていると、こういうことはどれによって、要するにフィルタベントの効果なのだろうと思うのだけど、ということはフィルタベントの効果は高圧・低圧注水機能喪失から崩壊熱除去機能までの部分に効いた、こういうものなのでしょうか。

○田中GL ありがとうございます。PRAに関して吉川先生からいくつか御質問いただきました。これは村上マネージャーのほうから御回答いただけますでしょうか。よろしく申し上げます。

○村上マネージャー 中国電力村上です。今いただいた2つ目の御質問からお答えさせていただきます。全部のシーケンスがCDF（炉心損傷頻度）が下がっていないという御指摘だと思いますけれども、今回SA設備を入れたというのは、一部のSA設備しか入れておりませんで、31ページ見てもらいますと、注水機能と格納容器除熱機能、サポート系の電源設備、三つしか入れ

ていません。全部が全部入れておりませんので、全て押し並べて下がっているという結果とはなりません。

三つ目、セシウムの話がありましたけれども、放射性物質が放出される評価はLv2 PRAになりますけれども、今回私どもが行っているのはLv1とLv1.5、Lv1.5というのは格納容器が破損するCFF（格納容器破損頻度）の確率を出すところまででございまして、Lv2のところまでは行っていないという状況でございます。

○神田担当副長 中国電力神田でございます。村上から御説明させていただいた内容を補足させていただきます。一番始めにいただきました御質問は地震PRAについてですが、先程村上からも申し上げましたが、今回ここでお示ししている重大事故等対処設備を考慮したPRAの評価結果は、審査でも参考として示したものでございまして、全てのSA対策設備を網羅しているかと言うと、まずはそうではないというところを御理解いただければと思います。代表的なものとしてフィルタベント、低圧代替注水系、常設の代替交流電源設備を考慮して、SA対策を考慮することでPRAとしても効果が確認出来るかという自主評価として行ったものでございます。それを踏まえまして、地震PRAについてですが、地震PRAのほうも重大事故等対処設備を詳細に全て考慮した評価となつてはございません。それに加えまして元々地震PRAはかなり保守性を仮定した評価となっております。具体的に申しますと直接炉心損傷に至る事象という事故シーケンスを設定してございまして、例えば原子炉建屋の崩壊ですとか、事象の発生が直接炉心損傷に直結してしまう事象というものを想定してございます。こちらは、例としての説明になりますが、原子炉建屋の損傷等は、原子炉建物は大変大きな設備でございますが、どこか損傷が生じた場合に建物の全てが崩壊してしまつて崩れ去ってしまうような、そのような保守性の大きい仮定をしております。どの部分が損傷しやすくて、もしその損傷が起きたときにどのように損傷し、どのように影響が及んでいくか、そのような詳細な評価がまだ難しいというのが地震PRAの抱えている課題の一つでございます。こちら将来的な高度化の取り組みとして電力大で取り組んでいるところでございますが、まずそのような保守性があることを御理解いただければと思います。このような直結事象というものがございまして、直結事象は事象の発生が炉心損傷に至ってしまう事象ですので、重大事故等対処設備をモデルに取り込んだ場合でもその部分のCDFは下がらないということになります。ですので、今回地震PRAの結果が約2分の1までしか低減しておらず、内部事象Lv1 PRAに比べて下がり幅が小さく見えてしまっているというのは、地震PRAのモデルの保守性の部分が現れてしまっているところがございます。当社といたしましても、保守性を取り除いてより詳細な地震PRAが実施出来るように引き続き取り組んでいく所存でございます。

○吉川顧問 質問ですけども、規制庁の審査においてはこのPRAの解析につきましてはこれで承されたというのか、今仰るような課題をこれからもやると、そういう過程なのでしょう。

○神田担当副長 中国電力神田でございます。先生が仰られた後者の方でございますが、今回自主評価でこのような結果が分かったということでございますが、やはりモデルの改良ですとか、今後の改善というのは必要だということで、今後もPRAモデルの詳細化について取り組むということでございます。

○吉川顧問 ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。他の先生方いかがでしょうか。杉本先生お願いいたします。

○杉本顧問 御説明頂いた<23>ですが、想定外事象と言うのは簡単だけど実際に想定外のことに対応するのは難しいと思いながら聞いておったのですが、49ページのハードとソフトの対応で、ハードとして分散というか、離して配備するというのは、これは数もある程度あるということですね。例えば東電の福島事故でも計測器が読めなくなって車のバッテリーを持ってきて読んだというのがあって、本来の目的とは別の目的のものを上手く使って成功する場合がままあるので、ある程度量があればそういうことができるというのがハードの一つの例だと思います。

ソフトで色々書いていますけど、もうちょっと具体的なものとしては、例えばシナリオレスの訓練をやる、それも数日間とか長時間。少しずつ情報を与えていって、誰も参加者はどういうシナリオをやっているかわからない。そういうのを何回も繰り返すというのが一つありますね。そうすると想定外に対応できる力が付く。あと最近流行ってきたレジリエンスエンジニアリングという、レジリエンス工学、あれも手法がかなり開発されてきたので例えばそんなのも参照してみる。最後にOODAループ（観察 (Observe)、状況判断 (Orient)、意思決定 (Decide)、行動 (Act)) という、皆さんよく御存知なのはPDCAループ（計画 (Plan)、実行 (Do)、評価 (Check)、改善 (Action)) なのですが、あれは設計基準とか通常運転でトラブルの小さいときしか対応できませんが、想定外になるようなとんでもない大きな事が起きた時はOODAループ、こちらのほうも参照するといろんな手法もできるというかありますので、それはぜひ御参考にさせていただきたいと思います。以上です。

○田中GL ありがとうございます。杉本先生からソフト面の対策についていくつかアドバイスのいただいたと思います。今後記載の仕方もあると思うのですが、中国電力から先程のアドバイス、コメントに対して何かありますでしょうか。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。アドバイスありがとうございます。そのうちのシナリオレスの訓練につきましては、訓練参加者にはシナリオを非開示にしてぶっつけ本番で訓

練をするというものを行っております。その他のものについては、私は勉強不足で存じていないものもありますので、参考にさせていただいて勉強していきたいと思っております。以上です。

○田中GL ありがとうございます。杉本先生よろしければ他の先生方、吉川先生手が挙がりました。よろしく願いいたします。

○吉川顧問 今の杉本先生と同じところなのですが観点が違って、資料2の48ページに書いてあることについて質問をしたいのですが、ここのATENAの辺にですね、想定外の動向で電力大で取り組んでいるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策と、こういうのが挙がっているのですが、これは昔から危ないからとアメリカとかヨーロッパが計測制御系のほうでいつでもこれを問題にしていたのですが、要するにソフトウェアは人が作るから、どんなエラーがあるか分からないから信頼出来ないということで、それをできるだけ信頼性を上げるにはどうしたらいいかという、これを共通要因故障という枠の中でどう取り扱うかということとは昔からの課題でやっていることです。ここで電力大でやっているということ、そこへATENAというものも出てきて、これはどういうアプローチで何を心配しているのか、ちょっと気になったのですが、これはサイバーセキュリティに関してこの頃問題になっているので、そういう観点からやろうと、こういうことなのでしょう。

○田中GL それでは村上マネージャーでよろしいですかね。よろしく願いいたします。

○谷浦担当部長 説明者交代させていただきます。

○高取マネージャー 中国電力の高取でございます。このデジタル安全保護系のCCF（共通要因故障）対策は、サイバーセキュリティの観点ではございません。2号ですと安全保護系は基本的にアナログ回路で構成されておりますが、島根3号についてはデジタルで構成されておまして、そのデジタルにつきましてソフトウェアでロジックが構成されているということで、ソフトウェアにつきましては製作の段階にあたってそれが意図したものになっているかという、妥当性を確認しながら作っていくということと、多様性を有した設計にしておりますので、故障が起きる可能性は低いのですが、ソフトウェアですので、もしソフトウェアの中で不具合があった場合に共通要因故障として発生する可能性があるということもあります。そのため、ATENAのほうで技術要件書というのを作りまして、デジタル安全保護系を採用しているPWRさんと、ABWR、それから島根2号につきましても一部使っているところがございますので、そういったプラントに対してソフトウェアに起因する故障が発生した場合にどういう対策をとるか、それからその対策をとった結果どんなふうな有効性があるか評価をしてくださいということを、各事業者を実施するよう求めていると、こういう活動でございます。以上でございます。

○田中GL ありがとうございます。

○吉川顧問 途中で切れたのですが、大体分かりました。要するに3号炉はデジタルだけれども2号炉に関してはアナログでやっているから直接関係がないというふうに理解しましたけれども、3号炉の場合はデジタル、アナログの安全系ではない。その時にはこれでやる。2号炉に関してはアナログだからこれはそんなに頑張らなくて良いと。これは世界共通で言っている話なのでですね。しかし島根2号炉に関しては関係無いと、そう理解してよろしいでしょうか。

○高取マネージャー 中国電力高取でございます。島根2号炉につきましては基本的にはアナログで安全保護系の回路を構成しておりますけれども、核計装からの信号の取り込み箇所とか、放射線モニタの信号の取り込みのところにつきましては、一部デジタルを使っておりますので、全くないわけではございませんけれども、3号炉のように安全保護回路に全てデジタル安全保護系を採用しているプラントに比べると影響は小さいと。また、島根2号炉については確かにデジタルの範囲は狭いのですけれども、ATENAの要求は島根2号炉も含めたデジタル安全保護系を一部でも使っているプラントについては、対策と評価を実施することを求められておまして、2号炉につきましてもATENAに実施計画を提出しているという状況でございます。

○吉川顧問 サイバーセキュリティそのものはどうなのですか。

○高取マネージャー 中国電力高取でございます。このデジタル安全保護系のCCFに関する技術要件書とサイバーセキュリティは、直接は関係しておりませんで、サイバーセキュリティに関するガイドというのは別にATENAのほうで定めておまして、それはまた別の計画書をATENAに提出して、事業者のほうで実施していくということになっております。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。サイバーセキュリティについてはフィジカルのセキュリティと同様に規制基準がございます、それに基づいて審査をされてございます。規制基準の7条という条文がございます、そちらのほうで島根原子力発電所の対策を説明しております。詳細は御説明できませんが、基本的には外部とのネットワークに関して切り離すということで対策、それから人の侵入、そういったもの、例えばUSBメモリを持ち込んで、そこにウイルスが仕込まれて、発電所の内部のシステムに影響を与えないようにすること、そういった対策を含めて審査の中で説明をしているところでございます。以上です。

○吉川顧問 ついでに50ページのほうでプルサーマルの話で、解析は9×9燃料を代表としてやっていて、これはMOX燃料の場合より過大評価だと書いてあるのですが、MOX燃料で評価したら良い話なのではないでしょうか、解析としては。島根2号はMOXを対象にしているからMOX燃料の場合の安全評価をやっていれば済むだけの話だと思うのですが、何で9×9をやってそれをやらないのかというのが不思議に思ったのですけれど。

○村上マネージャー 中国電力村上です。島根2号機はまだMOX燃料入っておりませんが、MOX燃料を装荷したとしてもマックス3分の1炉心まででして、残りは9×9燃料になります。MOX燃料と9×9燃料比べたらどちらが厳しいかという話で、9×9が厳しいので、シビアアクシデントの評価においては9×9燃料を代表として評価しておりますといった説明になっております。

○吉川顧問 これは県の独自のほうの評価項目で、島根県さんのほうでそれで説明に納得されればそれでいいのだけれど、どうでしょうか。

○田中GL 島根県になりますけれども、今現在MOX燃料を発電所のほうでは使ったことはありません。9×9燃料とMOX燃料、設置変更許可上は両方使える状態ということで許可を得られたものでありますので、厳しいほうの9×9燃料で評価を提出したということで御説明いただきましたので、これで用は足していると思います。まずMOX燃料はまだ使われていないですけど、許可上はMOX燃料も使える状態だということをここで改めて明確にしたいという意図がありましたので、それを確認させていただいたという論点立て、項目立てとしております。特に疑問というところは持っておりません。以上です。

○吉川顧問 どうもありがとうございました。

○田中GL それでは、他の先生いかがでしょうか。勝田先生いかがですか。お願いいたします。

○勝田顧問 今日は御説明ありがとうございました。個別の質問というよりは、全体を踏まえての話なのですが、それでよろしいでしょうか。

○田中GL はい、お願いします。結構です。

○勝田顧問 今日、懇切丁寧に教えてもらったのですが、もちろん仕方ないことですが、あくまでもシミュレーションですし、事前の想定、訓練の話でありました。本当にそれがうまくいくかというのは、あるいは、このとおりに出来たとしてもそれで十分なのかどうかというのは、丁寧に考えないといけませんし、事故になって初めて分かるというものだと大変なことなので、もっと丁寧に考えて欲しいというふうに思いました。何故そう思ったかということなのですが、まず今日の話で、想定外事象の話が話題になったのですが、おそらく普通の人、地元の人、あるいは先生方の懸念も、単なる技術的な話では無く、いわゆるUnknown Unknownsの事象、知らないことも知らない、というその想定をどのようにやっていくかという事業者に対する、原子力事業者としてどの程度考えていますか、という問いかけだったように思っています。

もう一つ、新たな弱点は、ということについて今日資料33ページ、資料3-2で話があったのですが、工事計画について言及があって、だから大丈夫という説明はされていて。もちろんそ

うかもしれないのですが、そこで一つ目の質問に繋がるのですが、これまで安全対策工事の完了というのは僕の理解だと8回くらい遅れていると思います。工事計画の完成時期の見通しができないというのは、もちろん初めてのことで仕方ないかもしれないのですが、普通の人から見ると、やはり事業者として、経営者としての見通しが甘いといふふうに思われることもあるかと思えます。特に今日いろんな丁寧な説明をしてもらったのですが、結局は安全性を軽視しているじゃないかという言われ方もされるかと思えます。そこで正直な質問なのですが、どうして8回も安全対策工事の計画は遅れたのか、そこをやはり、腹を割ってといったら変ですけど、正直に話せない、先程言ったように安全対策の見通しについてまだ不明な点があるという、そういう話にも繋がりますし、まず教えて欲しいというのがあります。

二点目の質問です。今日はシビアアクシデントについて色々丁寧に説明していただき、本当にありがとうございました。一方で、シビアアクシデントだけを対策とればいいのかというのももちろんあるかと思えます。地元の人にとっては、普段の運転について常に不安を感じるわけですから。なぜそう思ったかという、確か福島第一原発事故の1年くらい前だったと思うのですが、点検漏れで、300件か400件位でしたでしょうか、点検漏れがあったかと思えます。あれはやはりあってはならないことですし、それについてどう考えているか、どう対応しているかというのは必要な事だと思います。それを踏まえての2つ目の質問なのですが、今、新検査制度をやっています。おそらくそれに関連すると思うのですが、検査制度、2020年から始まって、それに対してどういう対応をできているのか、あるいは、点検漏れの話の踏まえると、中々慣れていないところがあるのかどうかとかですね、それも踏まえて教えて欲しいと思っています。まずこの二つについて教えてください。

○田中GL はい、ありがとうございます。これは谷浦さんがよろしいですかね。中国電力から御回答いただければと思います。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。まず今回の新規制基準に伴う安全対策工事について、工事の完了時期を見直しているということでご心配をかけているということについては申し訳なく感じております。腹を割ってということでございますので、御説明をさせていただきますと、まずこの安全対策工事というのは、新規制基準に伴う工事でございますので、安全規制に、技術基準に適合していることを御説明する必要がございます。また工事の手順といたしましては、現在行っておりますのが、終盤に差し掛かっておりますが、まだ安全審査、設置変更許可申請の手続きがされている段階ということでございます。この後に工事計画の認可、設工認と呼んでおりますが、これの手続きがございます。正式にはこの設工認の認可が出た段階で工事を始める部分がどうしてもございまして、その手続きが終わらない限りは工事ができない部分がござ

います。そうなりますと、ある意味安全審査、それから設工認の時期が、当初我々が考えていたものよりも遅れているということから、工事の完了時期が遅れているということでございまして、今行っている安全審査の我々の説明が不十分だということで、長引いておるんですが、これがずれる度に、少しずつ安全対策工事の完了も遅れているということでございますので、工事で何か不手際があるとか、あるいは安全性を軽視して小出しに設備工事をしているとか、そういったことではございませんで、手続き上の問題だというふうに、手続き上というと語弊がございしますが、不備というわけでは無く、審査が慎重になされているということが工事の遅れに繋がっているというふうに考えております。二つ目の新検査制度への対応につきましては、説明者を変えたいと思います。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。今先生から御質問がありました、1F事故の前の点検漏れということで、点検不備問題だと存じます。511機器ということで、未点検の状況であるにもかかわらず点検計画表にマルをつけていたということで、関係者の皆様に大変御心配、御迷惑をおかけしたというふうに反省しております。それを踏まえまして、再発防止対策といたしまして、機器についてはEAM（統合型保全システム）を導入しまして、きちっと確認をしながら点検の計画、実績を管理するということが対策を講じております。また不適合管理が十分でなかったということも問題点に挙がっておりまして、そこも再発防止対策としてしっかり取り組んで参ってきているところでございます。

現在の新検査制度でどういう対応をしているかということでございますけれども、大きなこととしては、事業者が自主的に改善を進めていくということが検査制度の目的でございまして、自主的な改善を通してパフォーマンスをしっかりと上げていくということだと考えております。この中で特にCAP（是正措置プログラム）、CRということでコンディションレポート、要は通常の状態とは違う状態をしっかりと取り上げて、それを不適合管理、CAP制度の中では是正を図っていくということが大きな取り組みとなってやっております。そのあたりのところを2020年4月以降、しっかり取り組んでおりまして、弊社ホームページの中でもどういう不適合が発生してどう改善しているかを、お示ししているところだと思います。いずれにしても設備を設置したから終わりというわけではございませんで、検査以外にもしっかりと安全文化の醸成等に取り組んでおり、我々、発電所員含めそういう気持ちの問題とか意欲を含めて取り組んでいるところでございますので、そのあたりはしっかり今後もやっていきたいというふうに考えております。以上になります。

○勝田顧問 ありがとうございます。二点目については僕もよくサイトを確認して、わかりやすい表現だなと思っています。一点目についてはなかなか、じゃあ規制庁が悪いみたいな話になっ

てしまうので、ちょっとそれもどうかな、と思うのですが。やはり8回というのは数としては多いような気がしますので、企業としての信用の話となると、見通しが甘いと言われてしまうと、中々難しいものがあるのかなと思いました。

それを踏まえて最後質問というか問いかけなのですが、いろんな話を聞いて、技術的にちゃんとやれます、という話はもちろんあるのですが、もしかしたらBWRの再稼働、島根が最初になる可能性もゼロではないし、結構、可能性としては高いかと思います。それを考えると、やはりもっと深刻に地域の住民とか、県も考えなければいけないような時期になっているような気がしています。じゃあ何をすべきかというのを自分の中でも考えているのですが、一つの考え方としては、県に対しても一つの宿題にしてほしいのですが、東京電力は福島第一原発事故を起こしたので、原子力事業者としての基本姿勢というのを、7項目ですね、問いかけられて驚いたのですが、あれを保安規定にしたという経緯がありました。僕の知っている話では、他の事業者はどうかということになったときに、他の事業者はもちろん事故は起こしていませんし、自主的にやっていますからからいいですよという話になったのですが、あの7項目の基本姿勢というのは、事業者として本当に基本的で、やって当然の話なのですね。言い方を変えれば、保安規定にしても良いぐらい。じゃあなんで保安規定にしないの、と問いかけられても良いような話だと思っています。もちろん考え方によっては、なんでもかんでも規制するのがいいかどうかという議論もあるかと思うのですが、僕は県とか松江市も含めて、周辺自治体も含めて、保安規定にちゃんと7項目、もちろん島根原発、中国電力としての7項目、7じゃないかも知れませんが、そういうのをちゃんと保安規定に入れてください、というのもありかなと思っています。それで更田委員長ですね、規制委員会の、彼にも聞いたのですが、東京電力と同じものをコピーして出されても私たちは受け付けませんという言葉が賜っています。ということはやはり、中国電力として、場合によってはBWRを再稼働するという責任者を、近くするという意味でも、ただ単に自主ではなく、保安規定としてちゃんと入れるというのを、自分たちから言ってもらうとか、あるいは県が求めるというのは、ある意味そこまでして原発を動かさないといけないという覚悟が見えることになりまして、そういうことは一度検討して欲しいなというふうにと思いました。時間の無い中でいきなり質問なのですが、今すぐ答えが欲しいわけではないのですが、ちょっと考えて欲しいというふうに思いました。以上です。

○田中GL はい、ありがとうございます。先程三つ目コメント頂きましたけれども、谷浦さん何か回答ありますでしょうか。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦です。最初にお断りをさせていただきますけれども、私の回答が規制庁が悪いというふうな受け取りをされたのであれば、私の説明が悪かったのかなと思って

おります。あくまでも事業者の責任で工事が遅れているということについて、工程を見直しているということは事業者の責任だということでもう一度言及をしておきます。

それと保安規定について東京電力さんが保安規定に入れた7項目について、中国電力も入れるべきではないかということについては、現在のところ考えてはございませんが、県の顧問会議で出たということについて、社内で上層部含めて検討をさせていただきたいと、どういう説明をするかということについて検討をさせていただきたいと思います。以上です。

○田中GL ありがとうございます。

よろしければ他の先生、時間少なくなってきましたけれども、コメント等ありましたら。杉本先生お願いいたします。

○杉本顧問 本日御説明いただいた項目ではないのですが、資料2の42ページ目、10番目のフィルタベントのところのコメント、終わったようにしてありますけど、福島の3号機はかなり急激に減圧していて、適用できるのかという質問に対して、次のページの一番下に回答をいただいています、ベントの性能は一定の準定常のこれくらいの圧力の幅でとなっていますと。格納容器の破損があればフィルター装置で除去できないけども、そうならないようにもっていくという話なのですが、そういう意味では無くて、現に福島の3号機では急激な減圧があったので、そうするとスクラビングの水自身が減圧沸騰してしまうわけで、除去ができなくなっちゃうんじゃないかという専門家の懸念もありまして、規制委員会の規制研究予算で、例えば小型の試験だったら筑波大学、中規模の実験だったらJAEA、大規模だったら東芝で始まって、もう2、3年になりますかね。外国でもOECD/NEAでも減圧時のスクラビング効果、除去効率について研究開発が始まっているわけですので、そういう場合にも備えて、研究なんかも常時ウォッチして必要ならそちらを取り込むなり、参考にするなりして欲しいと。木で括ったような回答ではちょっと違うかなという気がいたしましたけれど、よろしくお願いいたします。

○田中GL ありがとうございます。それでは中国電力から、フィルタベントの範囲になりますけど御回答お願いいたします。

○谷浦担当部長 中国電力谷浦でございます。回答が適当でなかったのかなと考えてございます。今先生が仰ったのはサプレッションチェンバのほうの減圧沸騰によるDF（除去係数）の低下という御指摘だったのか、あるいはフィルタベントのスクラビング容器の中のほうというか、そういった観点でのお話だったのでしょうか。すみません、ちょっと確認をお願いいたします。

○杉本顧問 それはどちらも同じ原理なのでどちらもプールスクラビングによる除去効果になると思います。

○谷浦担当部長 わかりました。サプレッションプールのほうは1Fの中間取りまとめ等でも出

ておりまして、そちらのほうの考え方はあったのですが、ベントのスクラビング容器のほの
効果について十分な回答になっていないかと思しますので、記載については検討させていただきます。
以上です。

○田中GL ありがとうございます。そうしますと大分時間のほうが無くなってまいりました。
杉本先生、先程の回答はとりあえずまたということによろしいですか。

○杉本顧問 はい。今後の研究開発動向なんかもよく見て頂ければと思います。

○田中GL はい、わかりました。そうしましたら、このあたりで今日の議題締めさせていただきます
したいと思います。本日議論した中でもまた論点の不足とかお気づきの点、おそらく勝田先生か
らも何らかあるんじゃないかと思えますけれど、改めて不足等、我々としても整理いたしたいと
思いますので、またメール等で御連絡いただくか、次回こういった会議の場でもコメントいただ
いてもかまわないと思しますので、またよろしく願いいたします。

それでは最後、閉会にあたり防災部原子力安全対策課長の出雲のほうから御挨拶申し上げます。

○出雲課長 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、一部音声が乱れたりいたしま
したが、失礼いたしました。次回の開催日程につきましては、別途調整させていただきますが、
次回は技術的能力等を取りあげる予定としております。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賜りますようお願い申し上げます。本日の会議終わら
せて頂きたく存じます。本日はどうもありがとうございました。

○田中GL ありがとうございます。それでは第3回の原子炉施設の安全対策小会議、これに
て終わらせて頂きます。本日はどうもありがとうございました。