

令和2年度 島根県原子力安全顧問会議（第2回原子炉施設の安全対策小会議）

日 時 令和2年12月21日（月）
9：30～12：00

場 所 島根県職員会館健康教育室
（TV会議）

○田中GL お時間になりましたので、これから第2回目となります原子炉施設の安全対策小会議を開催させていただきます。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です。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。

島根県庁側は、この会議の様子を報道機関、傍聴を希望された方に一般公開という形でさせていただいておりますが、今現在どなたもいらっやっています。

それから前回、ハウリングが発生しまして、少しお聞き苦しいところがありましたけれども、これを防ぐために、今回から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したいと思っております。それから顧問の先生方が全員こちらの方から認識できない、画面上見えないということがありましたけれども、これについても改善できるように細工したつもりですので、御発言あるときは挙手をいただければと思います。

そういたしますと、初めに島根県防災部の森本から御挨拶申し上げたいと思います。

○森本次長 皆さんおはようございます。島根県防災部次長の森本と申します。顧問の先生方におかれましては、本日は大変お忙しい中、御出席いただきまして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10月に開催させていただきましたが、今回は2回目となります。今回は重大事故の想定や対策、フィルタベント設備をテーマに御確認を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。それではよろしくお願いいたします。

○田中GL 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。

まずお手元に次第、出席者名簿、それから資料1としまして、今日の安全対策小会議の論点をまとめたA3の資料、資料2の方は、意見及び回答としておりますが、先生方からいただいたコメント、御質問に対して、中国電力からの回答を県の方でまとめたものになっております。論点ごとに記載しております。それから資料3-1、3-2ということで、パワポの資料があると思いますが、3-1の方が前回説明範囲の補足、3-2の方が新たに説明する内容についてまとめたものとなっております。御確認いただければと思います。

本日は勝田先生、杉本先生、芹澤先生、宮本先生、吉川先生、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。中国電力の方は広島の本店のほうから、出席者名簿に記載のとおりになりますけれども、8名の説明者の方にTV会議で参加していただいております。名簿には記載しておりませんが、島根原子力本部の渡部広報部長他2名の原子力本部の方に同席いただいております。

始めに議事の進め方を次第に則って説明したいと思います。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。本日新たに説明する議題（2）、こちらが重大事故の想定と対策、議題（3）がフィルタベントに関する項目となっております。議題（1）、（2）、（3）と3つ用意しておりますけれども、それぞれの説明が終わった後に、顧問の先生方から御質問、御意見をいただくということにしたいと思います。最後に時間があれば、全体を通した御質疑あるいは追加の意見について伺えればと思います。

まずは議題（1）、前回の確認について島根県のほうから御説明させていただきます。

○高嶋主任 島根県高嶋です。資料1をまずは御説明させていただきます。資料1を御覧ください。

資料1、こちらは前回お示しいたしました論点一覧になります。現状31項目あります論点のうち、右側の列に①と書いてございます論点<1>～<6>、第1回ではこれらの論点について御説明、御議論頂いたところです。

本日の議題（1）におきましては、これらの項目のうち済が付いていない項目の回答を提示し、その後、議題（2）、議題（3）において、表に②と書いてございます論点について、中国電力から御説明いただく予定としております。なお、こちらの表におきまして、論点は一部前回から記載を適正化している所もありますので、御承知置きください。

続きまして資料2を御覧ください。こちらは、前回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での説明内容を記載しておりまして、論点<1>～<6>については、前回会議や会議後頂きました御意見及び回答を整理してございます。前回回答出来なかった御意見については、この後中国電力から御説明頂きます。なお前回、大雨時の排水能力、超大型台風等、自然災害に関係する御意見もいただいております。これらの御意見は、自然災害対策小会議にも共有させていただいております。まずは自然災害対策小会議で御確認をいただきまして、その後確認結果について、原子炉施設の安全対策小会議でも共有させていただきたいと考えております。

それでは、本日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<1>「火災により複数の安全関係設備が一斉に使えなくなる事はないか」という論点に関して、システムを分離する耐火壁の能力に関して、3時間という時間数の根拠、最長何時間ま

で耐火性能が担保できるかといった御質問を頂いております。

次に論点< 2 >「非難燃性ケーブルを使用する箇所はないか、ある場合はどのような処置がされているか」に関しまして、2種類行っている実証試験のバーナー熱量の違いについて御質問いただいております。

最後に論点< 4 >「外部電源や非常用発電機などの交流電源が一つの原因で一斉に使えなくなることはないか」について、新規制基準で要求がどう変わったからこういった電源対策をやっているのか、という御質問をいただいております。

これらの項目について、中国電力に回答資料として資料3-1を作成いただいております。なお、論点< 4 >の御回答につきましては、資料3-1の通し番号7ページ以降になりますが、新規制基準の条文要求と設備の対応関係を整理したのになっております。設備に関しては、前回御説明しておりますので、改めての御説明は割愛させていただければと思いますけれども、資料を御確認頂き、御意見ございましたらいただければと考えております。それでは、中国電力から論点< 1 >< 2 >の回答をお願いします。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。資料3-1、中国電力資料、前回説明範囲の補足説明というパワーポイントに従いまして御説明させていただきます。パワーポイントめくっていただいて通し番号1ページ目、論点項目のうち、先ほどございましたように3時間耐火性能ということで、資料通し番号2ページ目から御説明させていただきます。

3時間の要求につきましては、規制庁から出ています実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準、これに基づきまして互いの系列間を3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離することが要求されております。この審査基準に基づきまして、互いに異なる系統を分離するために設置する隔壁等の設計の妥当性につきましては、火災耐久試験によって確認することが要求されておきまして、火災耐久試験におきまして、3時間加熱した際の耐火能力を有していることを確認してございます。ここでアスタリスクを飛ばしておりますけれども、3時間以上というところは、米国規格において3時間の分離は規定されておきまして、これを引用する形で審査基準をまとめているというふう聞いております。下に火災耐久試験の結果の概要を付けておりますけど、耐火障壁、それと通し番号2ページ目の火災耐久試験結果概要(2/2)というところで、島根2号炉で使っております耐火障壁、ケーブルトレイの耐火ラッピングと電線管耐火ラッピング、これは3時間の火災耐久試験を行っております。火災耐久試験におきましては、3時間までの加熱を行いまして、3時間以上の加熱試験は行っておりません。3時間の加熱試験後、ケーブルの健全性を確認するというようにしてございますので、現状は火災耐久試験の加熱時間としては3時間を用いて管理をしております。

続きまして、通し番号4ページ目以降、非難燃性ケーブルの使用箇所ということで整理をさせていただきます。パワーポイントの5ページ目をお願いいたします。ケーブルにつきましても、規制庁から発行されております実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準、ここにおきまして使用する難燃ケーブルについては、火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また加熱源を除去した場合は燃焼部が広がらない性質を有していることが、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていることが求められております。これに従いまして、実証試験の例が同じように審査基準に書いてございます。弊社の2号炉につきましても、自己消火性の実証試験としてUL垂直燃焼試験と延焼性の実証試験、IEEEの383、これらの試験を実施してございます。延焼性及び自己消火性の実証試験については、以下書いてございますように、各規格に応じたバーナーの種類が定められておまして、それに基づきまして試験を行っております。また自己消火性の実証試験のUL垂直燃焼試験でございますけれども、適用規格としてはUL1581、これに基づいて行っております。垂直燃焼試験については、着火と停止を繰り返す試験となっております。バーナーのほうにも、評価対象のケーブルの本数、サイズを踏まえて熱量の比較的小さなチリルバーナーを使用するということが定められております。延焼性の実証試験のIEEE383垂直トレイ燃焼試験については、適用規格としてIEEEのスタンダード383 (Std 383)、これに基づいて試験を実施するというところでございます。バーナーにつきましては、バーナーで連続して20分間加熱する試験となっております。評価対象のケーブルの本数、サイズ等を踏まえて熱量の比較的大きなリボンバーナー、これに基づいて燃焼試験を行う事が定められております。具体的なものは6ページ目の方にUL垂直燃焼試験の概要と、IEEEの垂直トレイの燃焼試験の概要をお示ししております。こちらで試験装置の概要と実際に使っておりますバーナーの方を整理してございます。説明の方は以上になります。

○田中GL 御説明ありがとうございました。前回の小会議で先生方からいただいた御意見について、回答をお示ししました。ただいま説明いただいた内容に関しまして、御不明な点等ありましたらお知らせいただきたいと思っております。特に先生方指名しませんので、お手を挙げていただければと思います。いかがでしょうか。それでは芹澤先生、よろしく申し上げます。

○芹澤顧問 燃焼のことについて前回質問させていただいたのですが、今御回答いただいたわけですが、加熱の仕方については規定されているということで理解しております。ただ前回私がお尋ねしたかったのはバーナーの熱量そのものの数値なのですね。今御説明いただいたとおり、ケーブルの本数だとかサイズ等を踏まえてという、非常に漠然とした曖昧な表現で規定されているわけですが、当然、踏まえてという言葉を考えて、実際の試験にあたってはある思想というのでしょうか、基準というのでしょうか、そういうものを想定した上で具体的な数値を決め

ていると思うのですが。ですからこの試験を行った際の背景となる考え方、具体的な数値をどうやって決めたかということです。私は内容を理解できていないのですが、適用規格という中に具体的な数値の決め方とか、そういうものが規定されているのであれば、それに従ったということだと思うのですが、そうでないとすると、中国電力でどのような基準を想定して具体的な実験の際の数値を決めたか、その辺のことをお尋ねしたいと思います。特に、御承知だと思うのですが、今年の11月の中頃に、関電の高浜4号炉の中間建屋のブレーカーの端子からスパークが発生して、それによってケーブルの被覆が燃えるという火災事故が発生しているわけです。この場合には1時間後に鎮火したという報道がありましたけれども、そういう意味で6ページの中に示されているバーナー熱量2.14MJ/hだとか、右側の7万ですか、そういう数値が起り得る火災を想定した場合に現実的な熱量になっているのかどうか、この辺のことについてお尋ねしたいと思います。

○田中GL ありがとうございます。大谷さん、御回答できますか。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。試験そのものは適用規格に基づいて各試験場でやっている状況ではございます。自己消火性であれば、着火と停止を繰り返すということで、比較的熱量の小さいということは定められてはいるんですけど、併せてIEEEの延焼性について、20分間加熱して他の所に延焼しないというような確認の観点で熱量があると思っていますんですけど、今先生から御質問いただきましたバーナーの熱量、これについては各試験場含めて規格に基づいてやっているのですが、具体的に数値の考え方含めて規格側で明記をされているという訳ではございませんで、実際どういう考え方に基づいてと言いますと、先ほど定性的に申しました形での設定というふうには我々も認識してございません。ですから具体的にこの数字がどういうプロセスでできたかという話になりますと、我々としても十分把握というか確認出来ないということではございます。以上です。

○芹澤顧問 ありがとうございます。

○大谷マネージャー すみません、追加で補足させていただきますと、少なくとも米国含めてこの基準に基づいて難燃性を確認して、そのケーブルを使うということになってございますので、ある一定の保守性を持った上での試験になってございますので、難燃ケーブルとしては適正なものと考えております。以上となります。

○田中GL 続きまして吉川先生いかがでしょうか。

○吉川顧問 論点項目の文章と回答との間にずれがあるように思ったので質問させていただいたのですが、芹澤先生の仰っていた論点項目<2>なんですけど、この文章では非難燃性ケーブルを使用する箇所はないか、ある場合はどのような処置がされているかというのが論点になってお

りまして、中国電力の回答を聞いていますと、難燃性ケーブルの特性が保証されているかどうかの確認をする手順の話ばかりされておりました、非難燃性ケーブルがあるかどうか、ある場合はどうしているかという問題に対しては答えがない訳です。前提として非難燃性ケーブルを使用する箇所は無いというふうに言われれば、後は今の回答のようなことで結構だと思うのですが、論点項目の直接答えが欠けているので、そこはまず始めに押さえられた方が良いと思うのですけれども。非難燃性ケーブルは今まで使っていて、全部変えたということでしたらそれはまず言っていたかかないと。それはもう済んでいるのかもしれないですが。それが1つ目であります。

論点項目<1>につきましても、これが2点目なのですけれども、これは共通要因の原因で、火災で全てが壊れてしまうようなケースはあるのか、それはこういうケースだから共倒れしないように隔壁を設けて、確実にそれはあり得ないという話があった上で、隔壁の健全性が3時間くらい保つというようなことを仰っているのか、その辺の説明、論点と回答が、まず前提を説明されてないと答えになるのかなと思いました。以上が質問です。

2点ございましたけれども、まず芹澤先生の仰った論点項目<2>の文章に対する回答がどうなのか、簡単で結構です。<1>の方についても、火災で全体が一斉に使えなくなる事があるのか無いのか、まずそちらの方から御説明いただければと思いました。お願いします。

○田中GL 中国電力からあとで補足の御回答いただきたいと思うんですけど、今日前回の宿題事項としてお示ししている内容というのが、前回のコメントに対する補足になっておりますので、論点に対する答えというところが、お手元の資料2を見ていただきますと、例えば2つ目の論点項目では、そのすぐ下に審査結果というのを付けております。先生方の意見の上に審査結果ということでまとめておまして、例えば非難燃ケーブルを使っているかに対しては、前段のグラフ、難燃ケーブルを使用する設計としている、あるいは計装用ケーブルについても難燃ケーブルを使用していることを確認していると、全て難燃ケーブルを使っているということで先に回答いただいております、今日御説明した範囲というのは、前回芹澤先生からいただいた質問に対する補足の部分だけになっておりますので、そういうふうに理解していただければと思います。1つ目の論点も同様に機能喪失することがないということが審査結果のところで見られるようになっておりますので、資料の見方ということで御紹介させていただきます。大谷さん補足のコメントありましたらお願いいたします。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。今回お示したパワーポイントの方、前段が抜けておりました申し訳ございませんでした。今島根県田中グループリーダーからお話がありましたように、まず資料2の方で、難燃ケーブルにつきましては、安全機能を有する構築物、機器、これは全て実証試験で確認しました難燃ケーブルを使用しております。このような安全機能を有す

るところには非難燃ケーブルを使用しておりませんので、全て難燃ケーブルを使います。

あわせて資料2の<1>、きちっと分離できているかということにつきましても、資料2の通し番号1の火災の影響軽減のための対策というところで記載をさせていただいてございます。全て安全機能を有する設備については、例えばAとBがありましたら、同一の区画に入れずに、3時間の耐火壁等で分離をして、一斉に機能が喪失することがないように、そういう対応を取ってございます。このような形でいずれも3時間の火災耐久試験を有した耐火障壁、これで分離をしてございます。説明のほうは以上です。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦です。資料3-1の当社の資料の作り方が悪かったと思って反省をしております。論点項目<1>の後に顧問の先生方の御質問を本来であれば記載して回答を書くというのが正しい姿かと思っておりますので、以降気を付けて作成いたします。以上です。

○吉川顧問 田中さんと中国電力の話で全体のストーリーは分かりました。了解いたしました。

○田中GL ありがとうございます。そうしますと前回の宿題事項、補足説明等について追加での質問はございますか。よろしいですか。議題(2)のほうは有効性評価、ちょっと重たい話題で、皆さんから御質問をたくさんいただく内容じゃないかと思っておりますので、そちらで時間を取りたいと思います。先に進めさせていただきたいと思います。

それでは、引き続きまして議題(2)の重大事故の想定と対策につきまして御説明に移っていきたくと思います。まず県の方から資料2、そちらについて少しポイントを説明させていただきたいと思います。

○高嶋主任 島根県高嶋です。資料2について2点ほど補足で説明をさせていただきます。

1点目は論点<7>に関するものです。資料2でいうと16ページ以降、16ページ17ページですが、新規制基準の審査においては、従前のプラント状態に一定の安全機能の喪失を仮定した上で、その条件下で重大事故対処設備を用いて、炉心損傷又は格納容器破損等を防止して安定状態へ持ち込めるかを評価する、いわゆる重大事故等対策の有効性評価という項目がございます。この項目で想定する安全機能の喪失について、中国電力は、細かい分類分けも含めると、全部で24のシナリオを想定しております。数が多いこともございまして、小会議以前の会議においても、全体像がわかりにくいといった御意見をいただいております。今回はそのため、総括的な資料として17ページの後ろにA3の資料、別紙1、別紙2という資料を綴じ込んでおります。別紙1はそれぞれの想定シナリオの概要、それと事故収束に向けて電源、注水、除熱機能をどういった設備で確保するのか、ということをもとめてございます。2枚ほどめくっていただくと、別紙2がついておりますが、こちらはそれぞれの想定において、既設の設備も含めて、どの設備が使えるのか、使用可否状況を一覧でまとめたものです。○と◎が使う設備、×と△は使

えない設備として整理しております。なお、別紙2におきましては、多重化されている系統の2系統目でありますとか、有効性評価で登場しないような設備、こういった設備は省略するなどして、図表をできるだけ大きくしておりますが、それでも文字が小さくなっております。見辛くて申し訳ございませんが、中国電力のこのあとの説明とあわせて、適宜御参照いただき、御理解の助けになれば幸いです。1点目は以上です。

2点目は論点<9>に関するものです。福島第一原子力発電所事故は、地震及びそれに随伴する津波によって交流電源喪失、ユニットによっては直流電源喪失も含めた全電源喪失が事故原因となったことを踏まえまして、島根原発でも海拔（高さ）15mの防波壁に代表される津波対策をしていますほか、前回御説明しておりますが、電源対策として高台にあるガスタービン発電機や電源車等を配備しております。そのような状況ではございますが、この項目においては、原因が津波かどうかはさておきまして、全交流電源喪失+直流電源喪失という状態を仮定して、さらに長期の交流電源喪失を想定するという事で、ガスタービン発電機や電源車といった重大事故対策である交流電源設備からの給電も24時間は期待しないと仮定するシナリオに対しまして、対応できるだけの対策が取られているか、ということについて、より詳細に御説明、御確認をいただきたいと考えております。補足説明は以上です。

それでは論点<7>～<12>について、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。資料3-2、論点<7>から御説明いたします。論点項目<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です。本資料では有効性評価の全てのシーケンス、格納容器破損モードについて記載しておりますが、時間も限られていることから、主要なもののみ御説明しますので予め御了承ください。

2ページ目です。まず始めに運転中の原子炉における炉心損傷防止対策について御説明します。

3ページ目です。炉心損傷防止対策の中で代表的なシナリオとして高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）について御説明いたします。TQUVで想定している事象といたしましては、給水流量の全喪失が発生した後、高圧の注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するものの低圧注水に失敗するシーケンスを想定しています。この状況で緩和措置がとられない場合には、水位が低下し、炉心損傷に至ることとなります。

4ページ目です。次に炉心損傷防止のために実施する対策について御説明いたします。まず逃がし安全弁の手動操作で原子炉減圧を行い、常設の低圧原子炉代替注水系により炉心に注水いたします。次に大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却を行います。その後、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を行うといった流れになります。

次、飛ばしまして7ページ目でございます。全交流電源喪失、長期TBのシナリオについて御説明いたします。長期TBで想定している事象といたしましては、全交流電源が喪失した後、原子炉隔離時冷却系が起動しますが、その後直流電源が枯渇するシーケンスを想定しています。この状況で緩和措置がとられない場合には、水位が低下し、炉心損傷に至ることとなります。なお有効性評価の全交流電源喪失のシナリオは、SA電源を含め交流動力電源は24時間使用出来ないという厳しい条件で評価を行っております。

8ページ目でございます。炉心損傷防止のために実施する対策について御説明いたします。まず常設代替直流電源設備の蓄電池から電源を供給することで、原子炉隔離時冷却系による注水を継続します。次に原子炉を減圧し、可搬の低圧原子炉代替注水系により炉心を冷却します。その後、可搬の格納容器代替スプレイにより格納容器を除熱します。常設代替交流電源設備を起動後は、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を行うといった流れとなります。

また少し飛ばしまして、25ページの方で有効性評価のまとめをいたしますのでそこを御覧ください。炉心損傷防止対策の評価結果についてまとめた表をこちらに示しております。いずれも燃料被覆管温度や敷地境界での実効線量等、判断基準を満足することを確認しております。

次に26ページでございます。格納容器破損防止対策について御説明いたします。

27ページです。格納容器破損防止の代表シナリオとしまして、格納容器雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）について御説明します。パワーポイント上では一般的な説明としておりますが、有効性評価で想定している事象といたしましては、大破断LOCAと共にECCS系等の安全機能の喪失が重畳した場合を想定しております。格納容器内に流出した水蒸気、ジルコニウム-水反応等により発生した非凝縮性ガスの蓄積等により、格納容器内の圧力・温度が上昇し、緩和措置が無ければ、格納容器が破損する事象となります。なお水素燃焼についても同じ大破断LOCAシナリオを想定しております。

28ページです。対策といたしましては、残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の2パターンありますが、まずは使用する場合について御説明いたします。まず常設の低圧原子炉代替注水系による原子炉への注水を行います。次に残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱を実施します。また可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素注入を実施いたします。

29ページ目です。次に残留熱代替除去系を使用しないシーケンスについて御説明いたします。このケースの場合、低圧原子炉代替注水系で注水した上で、大量送水車による格納容器スプレイを実施します。その後フィルタベントによる格納容器の除熱を行います。

30ページ目です。続いて高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）のシナリオについて御説明します。想定している事象といたしましては、設計基準の注水設備が機能喪失し、

また重大事故等対処設備である代替注水も失敗した状況が続き、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷、格納容器雰囲気は直接加熱することにより急速に格納容器圧力が上昇し、緩和措置が無ければ格納容器破損に至る事象を想定しています。なお、溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）、溶融炉心-コンクリート相互作用（MCCI）のシナリオについても、同じシナリオを想定しています。

31 ページ目です。対策としましては、圧力容器破損までの間は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料有効長の20%の上の位置まで低下した際に手動で急速減圧を行います。また圧力容器が破損する前に大量送水車による格納容器代替スプレイでペDESTALに水張りをを行います。

32 ページです。圧力容器破損後は、残留熱代替除去系の運転までの間、大量送水車によるペDESTAL代替注水で溶融炉心を冷却します。

33 ページです。残留熱代替除去系の運転開始後は、残留熱代替除去系による溶融炉心の冷却と格納容器除熱を行います。また窒素注入を実施いたします。

34 ページ目です。格納容器破損防止対策の評価結果についてまとめた表をこちらに示しております。格納容器バウダリにかかる圧力等、全て判断基準を満足することを確認しています。

次に35 ページです。燃料プールにおける燃料損傷防止対策について御説明いたします。

36 ページ目です。想定事故1としましては、燃料プールの冷却・注水機能が喪失することを想定しています。緩和措置が無ければプールの水温が上昇、沸騰して蒸発することでプール水位が低下、燃料が露出し燃料損傷することを想定しております。

37 ページです。対策としましては、大量送水車による燃料プールスプレイ系で注水し、水位を維持しております。

飛ばしまして40 ページでございます。燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価結果についてまとめた表をこちらに示しております。燃料が冠水していることなど、全て評価項目を満足することを確認しております。

続いて41 ページです。運転停止中の燃料損傷防止対策について御説明します。

42 ページ目です。運転停止中の燃料損傷防止対策を代表するシーケンスとして、崩壊熱除去機能喪失について御説明します。事象としましては、原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系が故障することで、崩壊熱除去機能が喪失することを想定しています。崩壊熱で冷却材が蒸発し、緩和措置がとられない場合には、水位が低下し燃料損傷に至ります。

43 ページです。対策としましては、待機中の残留熱除去系による注水と除熱となります。

飛ばしまして48 ページでございます。運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の評価

結果についてまとめた表をこちらに示しております。全て燃料が冠水していること等、評価項目を全て満足することを確認しております。

次、49ページでございます。ここまで御説明した想定する事故に対して、収束するために使用する設備について御説明いたします。

まず50ページです。今回の有効性評価の説明に出てきておりませんが、高圧原子炉代替注水系というものを設置しております。一般的に我々、HPAC（エイチパック）と呼んでおります。原子炉が高圧の状態にあつて、原子炉を冷却するための設備です。HPACは蒸気タービン駆動ポンプであり、流量調整等をポンプ自身で行う事で、外部電源を必要とせず運転を行う事が可能なものです。

52ページでございます。TQUVや雰囲気圧力・温度による静的負荷等の対応で用いている常設の低圧原子炉代替注水系について御説明します。低圧原子炉代替注水ポンプを設置し、原子炉への注水が可能となっております。その他格納容器スプレイやペDESTAL注水も可能な設計としております。

55ページでございます。雰囲気圧力・温度による静的負荷等で用いる残留熱代替除去系について御説明します。残留熱代替除去系は残留熱除去系と同様に、格納容器バウンダリを維持しながら格納容器圧力及び温度を低下するための設備として設けております。設備については以上といたします。

66ページ以降に、参考に規制要求事項を記載しております。本日は時間の関係上、説明は割愛させていただきます。論点項目<7>につきましては以上とさせていただきます。

次に論点項目<8>、74ページですね、想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクが大きい事象はないか、について御説明いたします。

75ページです。重大事故等対策の有効性を評価する事故シナリオの選定におきましては、確率論的リスク評価、いわゆるPRAの知見を活用して、こちらに示しております必ず想定することとされている事故シナリオ以外に、有意な頻度又は影響をもたらす事象があるかどうかを検討し、新たに評価対象とするべき事故シナリオが無いことを確認しております。

76ページです。こちらに記載の選定プロセスにより、炉心損傷防止対策の評価対象とする事故シナリオを選定しています。次ページから詳細に御説明いたします。

炉心損傷に至る事故シナリオについて、PRAの結果を77ページに示しております。PRAの結果から出てきたシーケンスをグループにまとめ、必ず想定する事故シーケンスグループとの対応を確認しております。8番目から16番目が必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスです。

78ページです。必ず想定する事故シナリオグループに対応しない事故シナリオはいずれも炉心損傷頻度は合計の炉心損傷頻度に比べ小さく、有意な影響のあるものではないとして、これらは新たに追加する事故シナリオとしないと整理いたしました。このPRAの知見を用いた事故シナリオの選定は、炉心損傷防止対策以外にも、格納容器破損防止対策、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策についても同様に行っております。内容は同様ですので御説明は割愛いたします。

83ページとなります。当社のPRAの実施体制ですが、こちらに示しておりますとおり、規制適合性審査の後も継続してPRAの拡充、高度化、活用について本社と発電所で連携して取り組み、またこれらの業務にはPRAに関する専門的知識が必要となりますので、必要な人材育成についても努めております。

84ページです。当社のPRAの活用ですが、こちらに示しておりますとおり、プラントの状況に応じたリスクを表示できるツールを用いまして、その時々々のリスク情報を運転員を含めた発電所員に周知して、リスクを活用する感受性を高めると共に、本社にも情報を共有しております。リスクが高くなる場合には社長まで報告しております。論点<8>に関する御説明は以上でございます。

次に論点<9>、80ページです。福島第一原子力発電所事故相当の事故が起きた場合に燃料の損傷が防止できるかでございます。

86ページです。東京電力福島第一原子力発電所事故、以降1F事故と申しますが、1F事故は地震及びそれに付随する津波により、全交流電源が喪失し、一部の号機では直流電源が喪失する事故が原因となり発生した事故でございます。有効性評価ではTBDのシナリオで全ての交流電源と直流電源が同時に喪失することを想定しており、1F事故と同様の事象となりますので、TBDシナリオについて御説明させていただきます。TBDシナリオでは、外部電源、非常用ディーゼル発電機、直流電源の喪失が重畳することを想定しています。新たに設置するガスタービン発電機や高圧発電機車により、7時間20分以内に交流電源が復旧可能ですが、保守的に電源が使えない状態が続くことを仮定し、24時間使用出来ないと仮定しております。TBDは直流電源喪失に伴って原子炉隔離時冷却系が喪失して、原子炉注水が出来ず、緩和措置なしでは原子炉水位が低下していくことから、炉心損傷に至ることとなります。

87ページです。事象発生により電源喪失してから10分後、SA蓄電池とHPACの準備を進めます。事象発生20分後には、SA用蓄電池への電源切り替えとHPACによる注水を開始します。また大量送水車による注水準備を始めます。これは2時間30分以内に準備可能です。

88ページです。8時間20分後にはHPACを停止し、減圧した上で大量送水車による注水

を開始します。約14時間後の格納容器圧力245 kPa到達によりベント準備にとりかかります。約19時間で格納容器圧力384 kPa到達により、格納容器スプレイを開始します。24時間後、常設代替交流電源設備起動により電源が復旧すると、残留熱除去系を用いた原子炉注水、格納容器除熱が可能となることから、安定状態を維持できるようになります。

89ページです。主要な解析条件はこちらの表のとおりで、プラントの初期条件、事故条件、SAの機器条件、操作条件を示しております。

92ページです。手順の概要は先程御説明したとおりですが、審査ではこのような図で説明しております。

94ページです。評価結果はこちらのとおりです。原子炉水位の推移と被覆管温度の推移を示しております。被覆管温度の最高温度、酸化量、圧力バウンダリにかかる最大圧力のいずれも判断基準を満足する結果となっております。

95ページです。格納容器圧力の推移と格納容器の温度の推移です。格納容器バウンダリの圧力、温度も判断基準を満足する結果となっております。

98ページです。対応に必要な要員については、緊急時対策要員で確保可能であることを確認しております。98ページの別紙のように、タイムチャートを作成しまして、要員が個々の作業を時間内に作業できることを確認しております。また水源、燃料、電源についても必要な量を確保することを確認しております。

97ページです。1F事故は大規模な津波による浸水が原因となって発生いたしました。津波対策といたしましては、海拔15mの防波壁を設置するほか、重要施設がある部屋には水密扉を設置すること等による対策を実施しております。論点項目<9>については以上でございます。

○荒芝マネージャー 続きまして中国電力の荒芝です。論点項目<10>になります、压力容器からの熔融燃料の流出に備えコアキャッチャーのような対策は取られているか、という御質問です。ページは99ページになります。

引き続きましてパワーポイント右肩2ページの100ページ目になります。原子炉格納容器下部、ペDESTALと言いますが、ペDESTAL内に落下した熔融炉心がドライウェルサンプへ流出し、原子炉格納容器バウンダリの健全性が損なわれることのないよう、熔融炉心に対して高い耐熱性、耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールド、厚さ約10cm以上をペDESTAL内の床全面に設置いたします。また炉心損傷の進展により、原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合、これは原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に達した場合ですけれども、この場合は大量送水車又は低圧原子炉代替注水ポンプを用いまして、予めペDESTAL内

に水位2.4mの初期水張りを実施し、その後、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が落下した場合、崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することで落下した溶融炉心の冷却を実施いたします。これらの対策により落下した溶融炉心を冷却でき、また溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を緩和できると考えてございます。説明は以上になります。

○村上マネージャー 続いて101ページ、論点項目<11>水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか、について説明いたします。

102ページです。まず水蒸気爆発についてです。水蒸気爆発が格納容器内で発生する可能性については、これまでの代表的な実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、強制的に爆発発生に至るように外部から外乱を与えたり、溶融物温度を実機条件より高温に模擬したものでありますので、実機において水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えております。有効性評価の中で、仮に水蒸気爆発が発生した場合の対策について、その影響評価を確認しております。格納容器下部で水蒸気爆発が発生した場合においても、格納容器下部の内側の鋼板にかかる応力は約233MPaとなっておりまして、鋼板の降伏応力である490MPaを大きく下回る結果となっております。原子炉圧力容器の支持機能は維持され、格納容器の健全性に支障はないと考えております。

103ページです。次に格納容器内の水素燃焼についてです。格納容器内の配管において大規模な冷却材喪失が発生したことを想定して、格納容器内での水素燃焼の評価を実施しています。水素濃度はジルコニウム-水反応で相当量に発生することとなりますが、水素燃焼を防止するため、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することになります。酸素は事象発生時の格納容器内に存在するものと、長期的な水の放射線分解によって発生するもの等を考慮しています。残留熱代替除去系が使用出来る場合は、事象発生から10時間からインサービスして、それにより格納容器ドライウェル内に充満している蒸気が凝縮するため、相対的に酸素濃度が上昇することとなりますが、事象発生から12時間後に可搬式窒素供給装置を用いた窒素注入を開始するため、酸素濃度は可燃限界である5%以下に推移し、水素燃焼に至ることはない結果となっております。

104ページです。次に格納容器外の原子炉建物における水素爆発についてです。前ページと同様の事象が発生し、格納容器内に水素が蓄積した状況で、格納容器の各ハッチを通して、原子炉棟内に漏えいする可能性を考え、漏えいした水素が滞留することが予想される原子炉建物最上階に、水素濃度上昇を抑制することができる静的触媒式水素処理装置(PAR)を設置するよういたします。外観は図6のとおりです。

105ページです。PARの設置場所及び設置台数については、水素濃度解析を実施し、原子炉建物4階に18個設置いたします。設置場所については図8に示しているとおりです。

106ページです。御説明したPARの作動にもかかわらず、原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合は、格納容器ベントを実施し、原子炉格納容器からハッチを通じて建屋へ漏えいする量を抑制し、PARと相まって水素濃度の低減を図ります。また、それでも水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物4階の壁面に設置してあるブローアウトパネルを開放し、水素を排出するようにいたします。論点<11>の説明は以上です。

○大谷マネージャー 引き続きまして論点項目<12>大型航空機の衝突等のテロ対策がとられているか、を御説明させていただきます。

資料は通し番号108ページ目をお願いいたします。大規模損壊対応の基本方針でございます。大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生する恐れがある場合、または発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設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、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できるよう手順書の整備、体制の整備及び設備資機材の設備を行う方針としております。

具体的には通し番号109ページ目から御説明させていただきます。まず手順書の整備に係る基本的な考え方ですけれど、被害範囲は不確定でありますので、予めシナリオを設定した対応操作は困難であるということで、使用出来る設備、資機材、それらを最大限に活用した手順を構築してございます。航空機に関しましては、下の矢羽根2つ書いてございます、主な考慮事項といたしまして、様々な状況が想定されますけど、広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失、大規模な火災、これらについて大きな影響を与える事象を前提とした対応手順を整備いたします。テロリズムには様々な状況が想定されております。これについて一番厳しい、大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディーとして選定して、手順書の整備を行っております。

続きまして通し番号110ページ目、体制の整備に係る基本的な考え方になります。体制につきましては、基本的に重大事故等時の対応体制を基本として、非常時の体制が部分的に機能しない場合、例えば中央制御室の機能が喪失した場合でも、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備いたします。具体的には故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における主な考慮事項といたしまして、故意による大型航空機の衝突により中央制御室が機能しない場合も予め想定をいたしまして、運転補助要員、これは3号に常駐します3号炉の運転員になりますけれど、活用及び緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して予め事前周知しておくことで混乱することなく、迅速に対応が可能となるようにいたします。夜間休日には緊急時対策要員を常

駐させておりますので、これらを分散して待機をさせる。また被災状況にもよりますけれど、発電所構内に勤務している他の要員、これらを活用することで柔軟に対応してまいります。大規模損壊と同時に大規模な火災の発生が想定されますけれど、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、常駐する自衛消防隊員、これらに基づいて消火活動を迅速に行ってまいります。また、事故対応の実施または継続するために放水砲等による泡消火等、行ってまいりますけれども、これらについても自衛消防隊の指揮の下、消火活動に従事させるようにしております。

続きまして通し番号111ページ目、設備資機材の整備に関する考え方です。故意による大型航空機の衝突、テロリズムの必要な設備につきましては、可搬型設備で対処するように考えてございます。これらの可搬型設備については、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設の重大事故等対処設備と同時に機能喪失することがないように、場所を分散して配置するなど、対応をしてございます。大規模に備えた資機材の配備については、重大事故等対策で配備する資機材については高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定して配備をいたします。これらの状況を考慮いたしまして、原子炉建物から100m以上離隔をとったような形で分散して配備をするようにしております。以降、参考資料でチェックシート、あと体制図を添付しておりますけれど、説明は割愛させていただきます。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。資料は有効性評価のところはかなりボリュームあったと思います。飛ばしながら御説明いただきましたけれども、この後の質疑で穴埋めをしていきたいと思います。重大事故の想定と対策についての論点6項目について、これから御意見伺っていききたいと思います。資料2の方には過去の顧問会議で先生方からコメントいただいた内容というのも、有効性評価に関連するものをまとめておりますので、そちらも適宜御覧いただきながら進めていきたいと思います。特に御指名ということはしませんので、挙手をいただければと思います。よろしく願いいたします。それでは最初に手が挙がりました、杉本先生のほうからよろしく願いいたします。

○杉本顧問 ただいま中国電力さんに御説明いただいたところは非常に重い内容で、本来でしたらもっとゆっくり詳細をお聞きしたいぐらいのところなのですが、とりあえず3点くらいお聞きしたいことがあって、1つは78ページ目のところで、外部事象特有の事故シーケンスについてというところで、PRAを実施して右の9ケースというのは新たに追加するシーケンスとしては取り扱わなかったという、1点の推定で炉心損傷頻度を評価されていますけれども、PRAは1点の評価ももちろん重要ですが、PRAというのは評価に当然伴う不確実性というのがあるはずなので、そこら辺の不確実性をどの程度どう見て、またその根拠はどの程度としてこういう判断に至ったかというのがひとつ重要なと思うんですけども。それが第1点です。

第2点ですけど、100ページのところで、コアキャッチャーのような対策のところなんですけど、2番目のところに予めペDESTAL内に水位2.4mの初期水張りを実施するという記載がありますけれども、この数値2.4mの根拠というんですか、これは次の項目の水蒸気爆発の発生防止なり緩和と多分関係あるんだと思いますが。それとこの数値どれほど厳密に守らなければいけないものなのか、2m程度あればいいのか、必ず2.4mなければいけないのか、どれほど厳密なのかも含めて御説明いただきたいと思います。

あと3番目、102ページにある水蒸気爆発の話ですけども、ここで下の方で評価されている格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力というのは、多分発生する衝撃波を計算コードで解析した結果、一瞬のピークの値だと思っておりますけれども、一般に水蒸気爆発と言われるのは、この衝撃波も1つなんですけどあと2つあって、蒸気が発生することによる格納容器内の過圧ですか、それがこの範囲内に十分おさまるといふようなことと、あと3番目にミサイルの発生というのがあって、格納容器の中にあるいろんな機器が爆風によって飛ばされて、それが格納容器の内側に当たって格納容器が破損するような可能性もあるんですけど、それも含めて考慮されて、評価されているのでしょうか、ということをお聞きしたいんですが。以上3点、よろしく願います。

○田中GL ありがとうございます。それでは3点について、中国電力のほうから御回答をお願いします。

○神田担当副長 中国電力神田でございます。まず1番初めのPRAに関する御質問、不確実さをどの程度、どのように考慮しているかという御質問をいただきました。この点につきまして御説明させていただきます。

まずPRAにつきましては内部事象PRAと、外部事象PRAとそれぞれございます。内部事象のPRAにつきましては、基本的にプラント内の機器の故障ですとか、運転員、対応要員の操作の人的過誤、ヒューマンエラーを考慮して炉心損傷頻度を求めております。内部事象PRAにつきましては、機器の故障率が持つ不確実さを反映して、また運転員の操作、人的過誤が持つ不確実さ、こちらも考慮しまして不確実さ解析を行って評価をしております。外部事象につきましては、こちらは地震ハザードもしくは津波ハザードが持つ不確実さと、機器の故障につきましては、機器の壊れやすさ、機器フラジリティと申しますが、機器フラジリティの持つ不確実さですが、損傷頻度のひろがりも考慮してございます。外部事象のPRAにつきましては、運転員の操作、こちらも考慮してございまして、人的過誤の持つ不確実さ、これを考慮して不確実さ解析を行って不確実さを考慮してございます。ですので、内部事象、外部事象ともそれぞれPRAでは不確実さを考慮した不確実さ解析を実施してございます。これらを考慮した場合でも、特に今回

御議論いただいております外部事象のPRAの結果現れました地震や津波に起因する事故シーケンスについてですが、こちらは評価の際にかなりの保守性を含んだ評価をしてございまして、直結事象、そのまま事象が発生したら炉心損傷に至ってしまう事象というのがございますが、こちらの評価で保守性を含んでいること、またSA対策設備ですとか、地震や津波が生じても壊れない設計基準事故対処設備、いわゆるDB設備というものです、こちらが残った場合にそちらで炉心損傷防止対策が可能なシナリオもございまして、そういうところの保守性を考慮せずとも、このように十分小さい値となっているということで、事故シーケンス選定の対象からは除外しているという考え方でございます。1つめの質問につきましては以上です。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。2つめの御質問回答です。100ページ目で2.4mの水位についての御質問だったと思います。この水位、予め張っている水位なんですけれども、2.4mの高さというのは、その後の注水機能を考慮いたしまして、デブリの頭が露出しない高さから2.4mを決めております。この高さはできるだけ低く保つようなことを考えております。FCIの御質問がありましたが、FCIが起こる可能性を考えると、水位はできるだけ低くするほうが、水蒸気爆発の影響は小さいですので、できるだけ水位を低くするという観点から2.4mということを決めております。また水位が高くなった場合ですが、CRD搬入口高さまで、そこがペDESTAL満水のところなんですけれども、その高さで仮に水蒸気爆発が起きた場合においても大丈夫であるということを確認しております。

3つめの御質問ですけれども、水蒸気爆発をどのように考慮しているかという御質問だったと理解しております。まずこの水蒸気爆発についてはJASMINE（ジャスミン）、AUTODYN（オートダイン）という解析コードを用いまして、水蒸気爆発の影響を考慮しております。規制上は水蒸気爆発は起こらないとしておりますが、念のため起こった場合を考慮してこの評価をやっております。評価といたしましては、1つめの御質問で格納容器の圧力上昇で大丈夫かという話だったんですけれども、格納容器バウンダリにかかる圧力を考慮しても大丈夫なことはまず確認しております。もう1つ、ミサイルみたいなお話があったと思うんですけども、ミサイルというのは直接考慮しておりません。ただし水蒸気爆発が起きた時に、水蒸気の圧力の影響で原子炉圧力容器の下部にどのような影響があるかということは判断して大丈夫ということは確認しております。質問については、回答につきましては以上でございます。

○杉本顧問 ありがとうございます。少し確認ですが、1番目のPRAはちゃんと不確かさは評価している、それは十分保守的であるという、ただ数値は公表できないとそういうことですよ。多分10%とかないくらいというふうに理解したのですが。あと2.4m、2番目の件ですけども、熔融炉心は全部カバーしてなるべく短い水位、というふうに理解しました。3番目のミ

サイルというのは、多分構造上発生するような物が、飛んでいくような物がないという、そういう理解ですか。それとも頭から全然考えていないという、そういうことでしょうか。衝撃波とは全く別な、爆風によって機器が飛んで破損するという可能性なのですが、多少は検討しているのかなと思ったんですが。以上です。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。ペDESTALのほうには水蒸気爆発を起こした場合にあまり考慮するような、ミサイルのようなものはあるかどうかというのは詳しくは確認しておりませんが、先生から御意見いただいたので、ちょっとそこら辺今後考慮していくことを考えていきたいと思います。以上です。

○杉本顧問 ありがとうございます。よろしくお願ひします。

○神田担当副長 中国電力の神田でございます。1つ目に御質問いただきました内容で、PRAの不確実さについてですが、今回資料としてお付けしていませんが、審査の中でまとめ資料として規制庁のほうへ提出して説明しております資料の中に不確実さ解析の値を記載してございまして、それぞれ値はそちらにお載せはしてございます。例えば、例を申し上げさせていただきますと、内的事象の不確実さのほうですが、エラーファクターという値で不確実さを示してございまして、合計CDFのエラーファクターは3ということで、95%確率値と5%確率値の信頼区間の間が9倍の値になっているということでございます。一方外的、地震PRAのほうはエラーファクターが2.3ということで、こちらは95%と5%の値の広がりか2.3の2乗ということで、やはり外部事象のPRAのほうは、不確実さの幅は多少広いということになってございます。以上でございます。

○杉本顧問 ありがとうございます。大きければ1桁半くらいあるという、そういう理解で、それにしても絶対値が小さいというふうか理解しました。

○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。すみません、芹澤先生今見えましたけれども、吉川先生手が挙がっていたようですので先にどうぞ。お願いいたします。

○吉川顧問 先程の杉本先生の仰っておられた、100ページのコアキャッチャーライクシステムの話に追加質問なのですが、コアキャッチャーとしてはジルコニア耐熱材の10cm以上のものを下に敷いて、そして2.4mぐらいの水をまず張って、落ちてきたら水を追加して熱を取ると、こういうお話なのですが、下のほうのコンクリートのところには10cmぐらいのシールドを敷いて、まず底のコンクリートまでは溶融が進まないということの確認ということと、もう一つは長時間冷却しないとイケないわけですので、コリウムの冷却ということで、見ておりますとどういふふうか冷却するのちよつとわからないので、長時間冷却性ということについて補足で説明いただきたい。それが1点です。

もう1つは108ページのほうで、論点項目<12>の大型航空機の衝突等のテロ対策の件で、色々お話いただいたのですが、このシチュエーションでは特重施設のほうに行って、中央制御室が壊れても対応するという対応があるわけです。その辺の話が全然触れていないのですが、その辺は言わないことになっているのかとかですね、その辺を補足いただきたいというのが次点。以上です。

○田中GL それでは2点、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。最初にコリウムシールドのほうから御質問にお答えしたいと思います。まずコリウムシールドをそもそも設置した目的でございますが、そこは説明が足りていなかったかなと思います。図の中で拡大図がありますが、そこにドレン管という記載があって、コリウムシールドの下からドレン管を通じてドレンサンプのほうにある配管があります。圧力容器が破損してデブリが落ちたときに、このドレン管を通じてデブリがドレンサンプのほうにもし行った場合、デブリが壁の侵食、原子炉格納容器のほうに侵食したり、外側鋼板を侵食するおそれがあったため、今回コリウムシールドを設置いたしました。評価上ドレン配管の中でデブリは固まると私たちは考えておるんですけども、不確かさを考慮した場合、ドレンサンプへの流出を否定することが出来ませんでしたので、コリウムシールドというシールドを張ってやって、そこに迷路構造というか、狭い道を通してやって、デブリをそこで固めてやるというふうな方策を採っております。もう1つ、デブリが落ちたときどのように冷却するかということで御質問があったと思います。知見といたしましては、デブリが落ちたときに最初に水を張ってあれば、上からの除熱ができるという知見がありますので、水をあらかじめ2.4m張るといったような対策を行っております。コリウムシールドについての御質問への回答につきましては以上でございます。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。2点目の特定重大事故等対処施設、通し番号108ページ以降触れてないという御質問かと思っております。パワーポイント資料の中に記載してございませんで申し訳ございませんでした。現状の審査の中では、特定重大事故等対処施設につきましては別途申請をしております。審査はそちらのほうで実施いただくことになってございます。そのあたり具体的には、資料2の26ページ、今回いただきました論点の大型航空機の衝突等のテロ対策は取られているか、ということで対応をまとめてございまして、そちらのほうには、一番下のなお書きというところで触れさせていただいております。特定重大事故等対処施設につきましては、今回の重大事故等対処設備の設置許可、これが工認を受けた日から起算して5年以内に設置することが求められてございまして、特定重大事故等対処施設のところにつきましては、別途規制委員会の審査を受けることになっておりますので、今回の審査の中では対象外

となっておりますので、触れていないということでございます。以上になります。

○吉川顧問 ありがとうございます。後ろのほうの話は今後の課題ということなので了解いたしました。前のほうの、100ページのほうの話でちょっとわからなかったのですが、コリウムシールドを張るといのは、ドレン配管にコリウムが流れるのを防ぐために敷いたものであるというふうな説明をされました。そこにどんと落ちてきた時にコリウムをそこで支えるということで、それをすることによって下のコンクリートのメルティングが生じないということについての言及はございませんでした。もう1つは冷却という観点では、コリウムが水の中に落ちてきた時には、多分蒸発して、格納容器の中で自然対流か何かで、蒸気が回ったりして、外側からか何かで自然的に熱が取れるというふうなことだと、説明を聞いた感じだとそういうふうに思いましたが、その理解で良いかどうか、2点確認させてください。お願いします。

○村上マネージャー 中国電力の村上です。御理解のとおりですが、前項のほうのコリウムシールドを張ったときに下側のコンクリートが掘れないことについて言及がなかったということなんですけれども、コリウムシールドを張ったことによって、コンクリートの侵食はありません。説明が足りなかったことはお詫びしたいと思います。以上です。

○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。それでは先程手を挙げていらっしゃいました芹澤先生、お願いいたします。

○芹澤顧問 いくつか要望も含めてお尋ねさせていただきたいと思います。まず論点項目<7>だけでなく全般を通して、非常に重要な事象について、色々規制要求事項に沿って想定して、それぞれの対策を講じて解析を行うという、非常に労力と時間を要する仕事であつたらうと推測しております。そして解析結果というのは有効性評価という形でもって表として、結論として与えられているわけですが、私たちの立場からすると、こういう表で結論だけを出していただくということではなかなか対策の実態を評価しきれないという側面がありますし、やはり対策の中の1つ1つの操作によって、例えば炉心温度だとか、あるいは格納容器の健全性だとか、あるいは燃料棒の健全性、これがどのように担保されていくのかというのを、時系列的に解析結果を表示、つまりタイムチャートとして示していただけるともう少し理解が深まるのかなと、そんなように思いますので、是非機会があればそういうデータを示していただきたいというふうに思います。

それからあと個別の質問、たくさんあるのですが、いくつか代表的なものだけお尋ねさせていただきたいと思います。まず24ページのところでありますが、格納容器バイパスの項目の中で対策概要ですか、⑥として現場操作によって破断箇所を隔離する、弁の操作をして破断箇

所を隔離するということが書かれているのですが、この現場というのは放射線量としてはどの程度でもって、作業時間としてはどの程度のものが確保出来るような場所なのでしょう。これが第1点です。

それから2つ目は34ページのところの、論点項目<7>の中の有効性評価結果のまとめというものがあります。この中の表の上から4行目のところですが、評価結果の概要で温度が約197℃、それから判断基準が200℃ということになっています。確かにこの表から見ますと、判断基準の値よりも低いということで、条件としては満たしているのかもわからないのですけれども、その差というのは極めて僅かですし、場合によったら解析の際の誤差の範囲に入っているかなということで、この解析では事前に誤差の範囲というものを評価しているのかどうかということをお聞きしたいと思います。

それから航空機テロのことなのですが、色々御検討いただいて、これは特に中央制御室のような制御の中枢部が甚大な被害を受けるような場合も大事なことですので、これについては色々対策をお書きになっております。ただ1つ、この資料の対象外なのかも知れないですが、自衛隊だとか国だとか、あるいは地元自治体との連携がどうなっているか、これについても答えられる範囲で結構ですので、お答えいただければと思います。以上です。

○田中GL ありがとうございます。それでは中国電力のほうからよろしく願いいたします。

○神崎担当副長 中国電力の神崎でございます。それではISLOCAの関係で御質問いただいた点、御回答申し上げます。ISLOCAで現場において弁操作をして閉止をする、ISLOCAの発生を止めるといった操作を行いますけれども、こちらにつきましては放射線がございます管理区域で行います。そちらのほうで現場線量がどれくらいの線量率かといったところを評価してございまして、その線量率につきましては最大で約8mSv/hの現場の状態でございます。その作業場におきまして、今有効性評価の中で想定をしています弁閉止操作の時間としましては約1時間を見込んでございますので、現場作業員が受ける線量率は8mSvと考えてございます。1点目は以上でございます。

○村上マネージャー 中国電力村上です。

御質問の前にいただいた、色々データを示して欲しいというお話があったと思います。今回TBDのシナリオ、例えば94ページですが、ここについては原子炉の水位とか被覆管温度とか、95ページは格納容器圧力とか温度とかという、こういうグラフを示しておりますので、先生から御意見いただきましたので、このような図を載せたものを今後提出したいと思います。

○芹澤顧問 今お話のあった94ページのこの図の意味がよくわからなかったのですが、シュラウド内外水位ということで、どちらが内側でどちらが外側かとかですね、この図の中から理解で

きなかったのですが。

○村上マネージャー すみません、これもわかりやすく示したいと思います。シュラウド内のほうがギザギザと言いますか、振れているほうがシュラウド内でございまして、振れていないほうがシュラウド外となります。

○芹澤顧問 わかりました。ありがとうございます。

○村上マネージャー もう1ついただいた有効性評価まとめのほうで、34ページのほうで、200℃に対して197℃で範囲が小さいのではないかということで、元々規制基準といたしましては、判断基準を概ね満足するといったようになっております。解析自体もノミナルでやることになっておりまして、今やっているMAAPという解析コードで格納容器の温度を出しているんですけども、誤差というものも、解析をやっている観点から言いますと、少しあると考えております。ただ解析自体、崩壊熱が一番高いとか、保守的条件で行っておりますし、格納容器で一番厳しくなるところ、ヘッドの部分だと思いますが、そこについては新しいシールをいたしましたり、ウェル注水とか、規制基準ではありませんが、自主対策で行っておりますので、十分大丈夫だというふうに当社では考えているところでございます。以上です。

○芹澤顧問 ありがとうございます。

○大谷マネージャー 最後に御質問いただきました大規模損壊の件への御質問の回答をさせていただければと思います。自衛隊、国、あと自治体のほうからの支援というお話がございましたけれど、中央制御室が損壊、大型航空機で損壊したとしても、我々が整備しております可搬型設備等で放射性物質の拡散抑制を図るということで審査を受けてございます。自衛隊、国、自治体様からの支援ということに関して言えば、例えば大型航空機の衝突になりますと、これは国民保護計画に基づいた初動対応が組みまれると思いますし、発電所が損壊ということになってございますので、原災法のほうで整備してございます原子力事業者防災業務計画に基づいた通報連絡、これらに基づいて緊急時の対応体制が敷かれるということで考えてございますので、そちらは実用炉則というよりは原災法もしくは国民保護計画に基づくテロというか災害対応ということになるというふうに考えてございます。回答は以上となります。

○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。それでは他の先生いかがですか。宮本先生いかがですか。それではよろしく願いいたします。

○宮本顧問 先程から出ているコリウムシールドについてお聞きしたいのですが、材質がジルコニアとなっているのですが、ジルコニアはよく高温水と反応すると脆化してボロボロになるとかいう話があるのですが、いわゆる水熱反応ですかね、そういったことの対策は

なされているのかということと、あと単純な質問なのですが底面だけに敷いておいて十分に、溶融炉心が落ちてきて側面の部分は必要ないのかということをお聞きしたいと思いました。

○田中GL ありがとうございます。中国電力から回答をお願いします。

○荒芝マネージャー 中国電力荒芝です。

コリウムシールドの材質等につきましては、耐熱材を厚さ方向に熱伝導評価しておりますので、その評価をした上で今回の仕様を決めたものでございますので、特に問題無いものと考えてございます。

○村上マネージャー 中国電力村上です。

下に敷くだけで壁側に敷かなくて大丈夫かといった御質問だったと思います。まず元々コリウムシールドを張ったのはドレン配管を通してサンプのほうに流出するのを防止するためでございますので、コンクリートを防ぐという目的が主ではございません。コリウムシールドを張ることによって副次的に下のほうのコンクリートの侵食はなくなります。壁方向の評価に対しましては、十分除熱出来ますので大丈夫といったような評価を行っております。以上です。

○宮本顧問 ありがとうございます。あともう一点よろしいですか。

○田中GL どうぞ。

○宮本顧問 素人質問で恐縮なのですがけれども、様々な重大事故を想定していて、それに応じた対策が色々ななされているなど思ったのですけれども、こういったシナリオに対してある事象が起きたときに、対策を取るときの判断というのはどういった人が、すぐ躊躇無く出来るような体制って整っているのですか。例えばTBDシナリオ、88ページとか見てみると、容器内の圧力がある基準に達したときに注水を開始するとかいうのは、すぐに躊躇無く出来る体制というのは整えられているのですか。判断するのが、どういった方がどのタイミングでできるのかというのを。

○大谷マネージャー 中国電力の大谷でございます。

現在の対応体制ですけれど、資料3のパワーポイントのほうの通し番号114ページをお願いいたします。こちらに大規模損壊のところの資料で参考資料で添付しているんですけど、重大事故等の対応の体制を載せさせていただいております。夜間休日におきましては左側の初動体制で、夜間休日の平日の勤務時間帯以外も、常時中央制御室の運転員含めて47名を発電所構内に常駐させるようにしてございます。右側のほうがある一定の期間経過した時の最終的な全体体制を記載しております。それが右側の101名の対応体制でございます。いずれもこういう対応体制をとってございまして、先程のTBD含めた対応の初動につきましては、手順を定めまして、中央制御室の運転員、これは1、2号で9名配置するようになってございます。手順に基づいて

当直副長が指示を出して必要な対応を取ってまいります。まず可搬型設備を含めた初動につきましては、先程の114ページ初動体制の左上に指示者を記載してございます。この指示者は、副原子力防災管理者になってございまして、本来原子力防災管理者は発電所長が担うわけですが、防災関係の資格を取得した管理職が指示者となってございます。この指示者の指示に基づいて対応いたします。また対応体制を整えば右側の本部長、これは原子力防災管理者である発電所長が担ってございますけれども、本部長の下で対応体制を敷いていくということになってございまして、そのあたりは有効性評価の中でもこのような体制で十分対応できるというような評価を実施しております。以上になります。

○宮本顧問 理解しました。どうもありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。勝田先生いかがですか。

○勝田顧問 質問というか簡単なコメントなのですが、78ページの外部事象についての質問です。福島事故のことを考えると、外部事象をどのように考えるかというのが問われている事だと思っております。外部事象のPRAもまだまだ開発を進めないといけない状況だとは思っています。この表を見ますと比較的に、頻度が低いですし、取り扱わないことにしたというふうになっているのですが、これで終わらすという意味なのか、それとももっともって考えていくべきなのかということを教えてください。特に福島第一の事故については、低頻度だけど高事象ということについて、一体どのように対策をとっていけば良いのかというのが事業者问到われている事だと思っております。やはり経営のことと実際の安全性ということのバランスを取らないといけないわけなのですが、このような頻度は低いけど事象は大きいであろうということに対して、どういうふうを考えているのかというのを教えて欲しいところがあります。

あと具体的な質問ですが、78ページの「また」というところなのですが、この文章を読むと事象としてはかなり大きくなり得るという読み方をすれば良いのか、ちょっとそれがわからなかったもので、それも含めて見解を教えてください。以上です。

○田中GL それでは中国電力のほうから2点、御回答をお願いいたします。

○神田担当副長 中国電力神田でございます。外部事象PRAの結果から得られた事故シーケンスにつきまして御質問いただきました。こちらについて御回答させていただきます。

今回、事故シーケンスの選定におきまして外部事象PRAを考慮した事故シーケンス選定を行ってございますが、今回の有効性評価で評価対象とする事故シナリオの選定につきましては、今回外部事象PRAの結果として得られましたこちらのシーケンスは、保守性を多分に考慮した結果得られた事故シーケンスの炉心損傷頻度でございまして、なおかつそれを考慮しましても炉心損傷頻度としては非常に小さいということで評価の対象から外してございます。また、万が一こ

のような地震が起きても、備えております対策設備ですとか、事象が発生した場合も引き続き使用することが可能と考えられる、元々備えております設計基準事故対処設備、こちらで対応することが可能ということで、様々な保守性を考慮しました結果、今回評価する対象からは外しているという考えでございます。

また、先程仰っていただきましたが、福島第一原子力発電所事故の影響を考慮しましても、やはり影響の大きさですとか不確かさが多分にあるものでございまして、炉心損傷頻度が小さいからといって一概に除外して良いのかというところは今後引き続き外部事象PRAを行っていく上では課題として考えていくべきものと認識してございます。そちらを踏まえまして、電力大の取り組みとしましても、地震PRAの高度化、いわゆるシナリオの詳細化ですとか、不確かさのところをもう少し詳しくやっぴいこうと電力大挙げて取り組んでいるところでございます。こちらの成果として得られたものを今後も反映をしていきまして、内部事象、外部事象双方のPRAを当社としましてもより精度の高く確実なものとして改善していきたいと考えてございます。

もう一つ、78ページのところのまた以降の記載ですが、こちらは事象になり得るというよりは、先程も述べましたとおり、今回の評価は保守性を多分に考慮しておりまして、そういう保守性のところを考えますと、余裕時間の観点等を踏まえると、対策設備等で対策が可能なシナリオもございましてということをごちらで記載しているものでございます。以上でございます。

○勝田顧問 ありがとうございます。わかりました。

○田中GL ありがとうございます。ここで一つ提案なのですが、次の議題のフィルタベントも2つ目の議題の有効性評価に関わってきますので、一度フィルタベントの説明をお聞きいただければと思います。その上で有効性評価を含めて全体の質疑を引き続きやらさせていただきたいと思ひます。それではフィルタベントの説明に移っていきたく思ひます。よろしくお願ひします。

○荒芝マネージャー 中国電力の荒芝です。それでは項目<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、という論点の内容になります。ページは115ページになります。

2ページ目、116ページになりますけれども、まず図1はフィルタ付ベント設備の系統概要を断面図で示したのになります。右の構造物が原子炉建物、左の構造物がフィルタ付ベント設備の格納槽になります。赤のラインがフィルタ付ベント設備の排気ラインを示したものです。リード文になりますけれども、フィルタ付ベント設備は、フィルタ装置、圧力開放板、配管、弁等で構成しておりまして、格納容器内の雰囲気ガスをフィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に排気管を通して原子炉建物屋上位置で放出する設計としております。またフィルタ装置は図1

に示しますとおり、格納槽内に4基のスクラバ容器と1基の銀ゼオライト容器で構成しております。粒子状放射性物質及びガス状放射性ヨウ素に対しては以下の除去性能を有しておりますが、これらについては次のページ以降で御説明いたします。

3ページ目をお願いいたします。117ページとなります。ここではフィルタ装置のうちのスクラバ容器について、その機能と除去性能を御説明いたします。スクラバ容器では、粒子状放射性物質のセシウム137の放出量が100TBqを下回ることが出来るよう、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%の除去性能を有する装置を採用しております。また当該装置はガス状放射性ヨウ素のうち無機ヨウ素に対して除去効率99%の除去性能を有しております。格納容器破損防止対策の有効性評価では、セシウム137の放出量の評価を行っておりまして、事象発生から7日間以降、セシウム137の放出が継続した場合の影響評価も含めた評価結果を表1のとおり示しておりまして、100TBqを下回っていることを確認しております。また図2ですけれども、図2はスクラバ容器内の模式図を示したものでして、水色部で示した範囲が第一セクションのベンチュリスクラバ、黄色部で示した範囲が第二セクションの金属フィルタ部となります。

118ページをお願いいたします。次にフィルタ装置のうちの銀ゼオライト容器の除去性能について御説明します。銀ゼオライト容器は、有機ヨウ素に対して除去効率98%の除去性能を有する装置で、容器内には銀ゼオライトフィルターを設置し、第一セクションのベンチュリスクラバ、第二セクションの金属フィルタに続く第三のセクションとして、主に有機ヨウ素を除去するものです。図4はスクラバ容器から銀ゼオライト容器までの配管構成を示しておりまして、図5は銀ゼオライト容器内の概略構造図を示しています。赤の矢印はスクラバ容器からのベントガスの流れを図示したものととなります。論点項目<20>につきましては以上となります。

続きまして項目<21>フィルタベント使用時の弁操作、ラプチャーディスク破裂は確実か、という内容になります。ページは120ページになります。

フィルタ付ベント設備の主ライン及び弁の構成は、ベント弁の開の信頼性を考慮した設計としております。まず図1に概略構成図を示しておりますが、サプレッションチェンバ及びドライウエルからの2つの排気経路を確保する設計としております。排気経路は紫色で丸をしておりますが、示しております第1弁の下流で合流し、並列で設置しています水色の第2弁を経ましてフィルタ装置、左側のほうに接続しているという状況です。なお第2弁はベント時の開の信頼性向上を図るため、並列設置の多重化設計としておりまして、第3弁につきましては、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開及び電源切保持とする設計としております。

121ページをお願いいたします。次にフィルタ付ベント設備のベント弁の駆動源が喪失した

場合についてですが、ベント弁は人力操作でも開閉が可能な設計としてございます。1つめの矢羽根ですが、ベント弁は全交流電源喪失時に常設代替交流電源設備、または可搬型代替交流電源設備からの給電によって、中央制御室から遠隔操作が可能な設計としております。また全ての電源が喪失し、ベント弁の操作が中央制御室から出来ない場合には、原子炉建物付属棟から遠隔手動弁操作機構を用いて人力にて隔離弁の操作が可能な設計としております。またフレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認しております。その結果を表2に示しております。

122ページをお願いします。ここではフィルタ付ベント設備の圧力開放板動作の信頼性について御説明します。まず圧力開放板の設定破壊圧力ですけど、これはベント開始時の格納容器圧力384kPa～853kPaと比較して十分低い圧力である80kPaとしております。また圧力開放板は設定破壊圧力に許容差を考慮した80～110kPaで確実に動作するよう、表3に示しております試験に合格したロットの中から系統に設置するディスクを選定することとしてございます。論点<21>の説明は以上となります。

○大谷マネージャー 引き続きまして論点項目<22>フィルタベントの使用を判断する条件は何か、御説明させていただきます。ページ番号は通し番号で124ページ目からお願いいたします。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、残留熱代替除去系、フィルタ付ベント設備を設置してございます。まずバウンダリを維持しながら格納容器内の圧力、温度を低下させるため、まず残留熱代替除去系を優先して使用するようになっています。仮に残留熱代替除去系を使用出来ない場合に、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすためにフィルタ付ベントを使用するという考え方でございます。具体的な格納容器ベントの実施基準につきましては、以下の3項目、原子炉格納容器の過圧破損防止、格納容器内の水素爆発防止、それと重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合ということで、これら3つの観点で実施の判断の基準を策定してございます。まず格納容器ベントの準備、実施の判断基準を124ページの以下の表に示してございます。炉心損傷判断前であれば格納容器圧力245kPa到達時、炉心損傷判断後であれば格納容器圧力640kPa到達時に格納容器ベントの準備をするような判断基準としてございます。

めくっていただきまして125ページ目をお願いいたします。準備に続きましてベント実施の判断基準になります。まずは先程の3つの観点のうちの過圧破損防止に係るベント実施の判断基準になります。これは炉心損傷前と炉心損傷判断後ということで分けてございますけれど、格納容器代替スプレイの停止基準、これ外部から水を注水するわけですけど、判断基準といたしましてはサプレッションプール水位が通常水位+1.3m到達後にフィルタ付ベント以外の手段が

無くなることから格納容器ベントの実施の判断基準としております。炉心損傷判断後も同様な判断基準でございまして、水の耐震信頼性を考慮してこの基準にしてございます。具体的なサプレッションプール水位の判断といたしまして、資料の128ページ目の図2のほうにサプレッションプール水位の設定根拠をお示ししてございます。

続きまして戻っていただきまして125ページ目の2. 格納容器内の水素爆発防止に係るベントの実施判断基準になります。ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生しまして、格納容器内水素濃度が可燃限界を超過し、その後水の放射線分解によって格納容器内の酸素濃度が上昇するという事で水素燃焼が発生するおそれがございますので、酸素濃度をベントの判断基準として、準備の判断基準、それと実施の判断基準を設定しております。

続いて126ページ目をお願いします。重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準といたしまして、炉心損傷前であれば格納容器代替スプレイが実施出来ない場合、炉心損傷判断後ということになりますと同じように格納容器代替スプレイが実施出来ない場合と、水素の漏えいによる水素爆発のおそれを想定いたしまして、原子炉建物水素濃度2.5%の到達、それと格納容器の破損に至るおそれが想定されますけれど、大気への放射性物質を極力低減するという観点で格納容器雰囲気温度200℃以上において温度上昇が継続している場合、それと外部への漏えいがあるということで可搬式のモニタリングポストの指示値の急激な上昇もしくは原子炉棟の放射線モニタ指示値の急激な上昇ということで、これらをもってベント実施の判断基準としております。それ以降の通し番号127ページのほうに今お話をさせていただいたベント実施に係る判断フローをお付けしております。説明は以上になります。

○田中GL 御説明ありがとうございました。そうしますと、引き続き質疑のほうを続けていきたいと思っております。今回も指名はいたしませんので、挙手いただければと思っております。そうしますと最初、芹澤先生からお願いいたします。

○芹澤顧問 それでは論点項目<21>についてお尋ねしたいと思います。まず最初にですね。120ページの表1、各ベント弁の主な仕様というところを拝見しますと、ベント弁のサイズとか口径が下流に行くに従ってどんどん小さくなるということですが、例えば第1弁と第3弁を見ますと口径が半分ということですので、もちろんそれに接続されている配管もそれに従って小さくなっているということだと思います。そうすると流路断面積では最初と最後では4分の1ほどに小さくなっているわけですから、逆に言うと流速が4倍ほど大きくなっているということになります。従ってこれは圧力損失という観点からするとロスが大きくなってデメリットになるのですが、口径を小さくすることによって流速を稼ぐというのは、フィルタベントの最適な作動条件に合わせるためにわざわざ流速を上げているのかということですか。あるいはその後、

実際に大気に放散させた場合に拡散特性を利用しようというそういう目的なのか、その辺のところをお尋ねしたいなと思います。

それから論点<22>についてですが、124ページの格納容器ベント準備の判断基準という表がありますが、その下に※1として「確認不能の場合は、格納容器雰囲気温度から格納容器圧力を推定」と書かれている。これは飽和蒸気を仮定して求めるということなのでしょうか。

それからその後125ページですが、サプレッションプールの水位についてなのですが、特に炉心損傷判断後ということで考えますと、実際にはサプレッションプールの水面というのはかなり時間的に大きく変動しているだろうと思うのですが、そういう状況の中で果たして確かな水位というのが確認出来るのかどうか、この辺のことについてお尋ねしたいと思います。

○田中GL ありがとうございます。それでは、論点<21>で1問と、<22>で2問ということで、中国電力のほうから回答をお願いいたします。

○内藤担当副長 中国電力の内藤です。まず始めに流速の関係について御説明いたします。配管口径が600Aから300Aまで小さくなっているということですが、原子炉格納容器から出ているところは既設の配管を流用してございますので、そもそも600Aの口径だということです。300Aのところに関しましては、今回新規で設置した配管でございまして、この口径でも必要な流量は流せるということでその口径にしており、フィルタ装置廻りにつきましても300Aになっております。

○芹澤顧問 通常、色々な機器というか装置の場合は最適な作動条件というのがあるのだろうと思うのですが、必ずしもフィルタの最適な作動条件に合わせて流量を設定するような、そういう配慮をしたわけではないということでしょうか。

○内藤担当副長 最適な流量としまして、流速についてはフィルタ装置の中のベンチュリノズルのところで流速が早くなるように設計するようにしてございます。そちらでは高い流速にして、慣性衝突と言っておりますが、エアロゾルを水滴に捕集するために、速度差を確保するために高い流速をそこで得られるような設計としておりまして、そこでは最適な設計としており、JAV A試験といたしまして、性能検証試験をしておりますが、性能検証試験に入るような流速とするように設計としております。以上です

○芹澤顧問 わかりました。ありがとうございます。

○大谷マネージャー 続きまして論点<22>、御質問いただきました通し番号124ページ目の確認不能の場合ですけれど、これは飽和蒸気で求めます。

それともう一点、128ページ目の水位になりますけれど、水位計といたしまして重大事故等対処設備、SA設備といたしまして2つの水位計を改めて設置しております。これらの水位計に

基づいて信頼性を有する確認が出来るというふうに考えております。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。それでは杉本先生、よろしいですか。

○杉本顧問 フィルタベントの性能のところなのですが、例えば116ページで、スクラバ容器で放射性物質の除去効率を、粒子とか無機ヨウ素に対して99.9%とか99%、あと銀ゼオライトのほうで有機ヨウ素を98%以上という数字があるのですが、これはもちろん実験で確かめているとは理解しているのですが、例えば福島事故で3号機だったと思いますが、格納容器の圧力が短時間に急激に変化しているのがあったと思うんですね。そういうダイナミックに格納容器側の圧力が変動する場合、実験は準定常、ほとんど定常で得られたデータだと思うのですが、そういうのが適用できるのかという点は確認されているかどうか、それをお聞きしたいと思います。よろしくをお願いします。

○田中GL ありがとうございます。それではお願いいたします。

○内藤担当副長 中国電力の内藤です。フィルタベントの設計に関しましては、圧力としましては格納容器圧力2Pd、853kPa [g a g e]、これに対応する設計としておりまして、その圧力では性能検証試験で性能が問題無いことを確認しております。以上です。

○杉本顧問 それは一定で2Pdですよ。そちら側が大きくダイナミックに変動する場合でも除去効率が保たれるのか、というような御検討はされているのでしょうか。

○内藤担当副長 内藤です。先程申し上げましたものは上限でございまして、下限につきましては、目安としてですが有効性評価で7日後の圧力となる100kPa [g a g e]、これを目安として設計しておりますが、さらにそれより下回った場合でも、性能検証試験でかなり幅広く低圧のところまで試験しておりまして、性能が出ることを確認しております。以上です。

○杉本顧問 7日間という話ですが、シナリオによってはもっと短時間にダイナミックに変化するような場合も、福島事故みたいなものがあっても、それは包絡されるとそういう理解でよろしいのでしょうか。

○内藤担当副長 中国電力の内藤です。100kPa [g a g e] よりも下の具体的な値としては54kPa というところまでは確認しております。その際の性能は確認しております。以上です。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。フィルタベントのベンチュリスクラバ部分の性能確認は今申し上げたとおりでございますが、格納容器の圧力が急激に落ちる原因として、格納容器の破損がもしあるとすれば、それはフィルタ装置ではもう捕れませんので、そちらはちょっと難しいと言うことになります。ただ、各種対策を今回、格納容器スプレーとか格納容器を守る

対策も取っておりますので、中々そういうことは想定し難いということ、それから途中ちょっと述べましたが、例えば原子炉建物の水素濃度が上がるような場合、格納容器のシール部分からリークが起こるような場合が生じれば、速やかに格納容器のベントをするという対策も取っておりますので、かなりそういったことは防げるのかなというふうに考えております。以上です。

○杉本顧問 ありがとうございます。

○田中GL ありがとうございます。他の先生方いかがですか。では吉川先生お願いいたします。

○吉川顧問 フィルタベントの120ページのところで質問なのですが、電源がない場合にマニュアルで開けるということが次のページにあります、それぞれ場所が違っていて、色々操作するときには人がやると時間の整合性がとれないと思うのですが。全体の弁が直列に並んでいますけど、1から3まで、これタイミングはみんな勝手勝手にやっていいとか、電源があれば中央制御室でボタンを押せば済む話だろうけどそうならない場合も、現実には色々制約があるのでしょうか。これは一箇所だけとか、全体が電源がないとか色々ケースがあって、タイミングをあわせるのは人が絡んでくると大変だなと思ったんですが、この辺はそういうことが、電源がない場合には大丈夫かなと、例によって福島事故の時のことを思うわけです。絶対に電源は大丈夫であるとか、しかしながら、電源のない場合のことを言っておられるので、ちょっと気になったのですが、これはまちまちでも良いようなものなのですか、というのが1点です。

それからフィルタベントを操作する時には地元のほうが、新潟のほうはだいぶ気にしておったのですが、県のほうでは防災のほうと関係してくるわけで、その辺はどうなっているのかなという、これはあくまで決めるときの、国ももちろんあると思うのですが地域との関係ですね、その辺はどうなっているのか、2点質問いたします。よろしく申し上げます。

○田中GL ありがとうございます。中国電力からお願いいたします。

○内藤担当副長 中国電力内藤です。まずベント操作についてお答えします。ベント弁についてはベント手順がございまして、電源がない場合、ベント準備に入りましたら、まずは第2弁を現場に開しに行きます。第3弁につきましても開確認、常時開ですが開確認を行います。その後ベント基準に達しましたら第1弁につきましても現場で手動で操作するということとなります。ベント弁の操作がバラバラするということではございません。

○谷浦担当部長 中国電力の谷浦でございます。少し補足いたしますと、ベントが必要になる局面というか状態というのは、予め格納容器のサプレッションチェンバの水位が上がってくるような状況を見ておればある程度予測がつかますので、フィルタベントのベント弁の電動部分についてもかなり信頼性は向上しておりますが、その場合にもしない場合は、予め余裕を持って第2弁

を開けておくという考え方でございます。それでベントが必要になる状態になったとき、第1弁を開けに行くということを考えております。以上です。

○大谷マネージャー 2つ目にいただきました御質問で、ベントを実施したときの対応になりますけれど、ベントを実施するということに関して言えば、既に原災法上の警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態という段階があるわけですが、もうその時点で原災の体制は整っておりますので、ベントを実施するということとなりますと、残留熱代替除去系を含めございませんので、その段階では逐次国、自治体様のほうに御連絡をしていくということになりますので、基本、突然、ベントを実施したりというようなことはございません。あらかじめ手順に基づいてベントを実施するという断面になりますと、国、自治体様のほうに御連絡をするということになるかと思っております。以上です。

○吉川顧問 わからなかったのですが、要するに防災の発令がされている状況であるので、開ける開けないということについて、こういう基準になったら現場においてやる、操作しましたという通報はしていくというだけであって、了解を求めるとか求めないとか、そういう話ではないというふうに福島事故の後には対応について定められた、そういうことでしょうか。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。今の技術的な事に関して申しますと、審査の中ではベントの実施判断についてその判断基準を手順にあらかじめ定めることを御説明させていただいております。格納容器の破損、大量の放射性物質の放出を低減するという観点でもちまして、実施判断基準になりますと手順に従ってベントを実施するという事で審査の中で御説明させていただいております。一方、原災法上になりますと、緊急時の対応体制をとっております。原災法に基づいて国、自治体様のほうに適宜状態が変われば御報告する、御連絡する、通報するという事になっておりますので、仮にベントを実施するという事になりますと、その推移に応じて25条報告等がございます。事象断面に基づいて報告していくこととなりますので、予め状態が変わればベントを実施することがある、予定があるというようなことも御連絡することにもなりますし、緊急を要すればベントを実施した、というようなこともあろうかと思っております。いずれにしてもきちんと原災法に基づいて適宜国、自治体様のほうには連絡をしていくということになるかと思っております。以上です。

○吉川顧問 もう一つ先のほうに質問しました電源なしの場合のマニュアル操作の手順が、考え方が分からなかったのですが、まず準備段階での電源のあるなしということについてラインナップの第1から第3までの弁の状況を確認して、それでどこが電源が動かないということを確認した後、そこに特化してマニュアルで操作すると、実際に操作する時にはそういう方法で準備して操作すると、そういう考えになっていると、そういうことですか。

○大谷マネージャー 中国電力大谷です。資料の通し番号124ページ目をお願いいたします。こちらのほうに下のほうになりますけど、ベント準備項目ということで先ほど吉川先生が仰った弁でございまして、準備項目として書いております。隔離弁の健全性確認、他系統との隔離及び第2弁の開操作ということになりますけれど、実際のところベントの準備操作開始ということになりますと中央制御室で弁の開閉表示のランプ等で確認をすることになりますし、その断面で電源がないということになりますと、その段階で第2弁のほうの人力操作への指示を出してまいりますので、その段階で第2弁の開操作が十分時間余裕を持って出来るということで、準備操作の設定をしてございます。その後、当然電源がないということになりますので、電源が復旧できなければベント実施においては第1弁のほうも人力で操作をするというような判断になっていくというふうに手順上は定めております。以上です。

○高嶋主任 島根県ですけれど、少し補足をさせていただければと思います。資料2の30ページ、こちらに論点番号<21>の説明内容を記載させていただいておりますけれども、この一番下のところにフィルタベントの弁を開くときの手順、中国電力に整理していただいたものをこちらに記載しておりますので、これも適宜御参照いただければと思います。中国電力から補足があればお願いします。

○大谷マネージャー 中国電力大谷でございます。資料の2適切にお話しできず申し訳ありません。今お話がありましたように、30ページ31ページのほうに先程からお話させていただいておりますようなベントの手順を書いております。ちょっと電源が喪失したところというところになりますと、記載が十分でなかったところがあるかと思いますが、手順はこういう手順になってございます。以上になります。

○吉川顧問 手順は書いてあると、こういうことですね。

○田中GL ありがとうございます。吉川先生には、以前からフィルタベントと自治体との関係ということで、いくつか御質問いただいていたと思うんですが、新潟県の技術委員会のほうで、事前に了解すべきかどうか、そのような議論がされていたので。我々の認識としては、一定の条件に達したらベントされる、それは必然的なことだと思うんですけど、その前段で、自治体の方への情報提供というのはいただきたいとは思っていますし、オペレーションをどうしていくかというのは今後の防災の方での課題でもありますので、引き続き検討していきたいと思っております。

○吉川顧問 ありがとうございます。

○田中GL 他の先生いかがでしょうか。お時間のほう少なくなってまいりましたけれど、他に御質問ございませんか。勝田先生よろしいですかね。ありがとうございます。そうしたら議題（

1)、(2)、(3)、3つ進めさせていただきましたけれども、これをもちまして今日のところの小会議、閉めさせていただきたいと思えます。本日議論した中で不足に感じられること、それから論点の立て方とか、追加でこういった切り口必要じゃないかということございましたら、県の方にメールで御連絡いただければと思えます。

それでは最後に閉会にあたりまして県防災部の森本から御挨拶申し上げます。

○森本次長 本日は長時間に亘り、大変有意義な御意見をいただきましてありがとうございました。次回の開催日程につきましてはまた調整させていただきますけれども、次回につきましては本日の御質問等を踏まえてまた整理、確認をさせていただきたいということと、新たに重大事故対策の手順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ます。本日はどうもありがとうございました。

○田中GL 以上をもちまして、第2回の原子炉施設の安全対策小会議について、終了とさせていただきます。皆様長時間に亘りありがとうございました。