

第1回佐賀県原子力安全専門部会 議事録

日時：平成28年12月27日（火曜日）13時30分～16時20分

会場：グランデはがくれ 2階 フラワーホールA・B

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

それでは、定刻になりましたので、ただいまから玄海原子力発電所の再稼働に関して広く意見を聴く委員会の第1回佐賀県原子力安全専門部会を開催いたします。

私、事務局の佐賀県原子力安全対策課長、諸岡でございます。よろしく申し上げます。

開会に当たりまして、玄海原子力発電所の再稼働に関して広く意見を聴く委員会の会長、副島副知事のほうから御挨拶を申し上げます。

○副島副知事

改めまして、どうもありがとうございます。この専門部会の開催に当たりまして、私のほうから御挨拶とお礼の言葉を申し上げたいと思います。

昨日は「広く意見を聴く委員会」というものを開催させていただき、多くの意見をいただいたところでございます。また、本日、専門部会を開催いたしましたところ、こういうふうな年の瀬が押し迫ったところに御参加いただきましたことを、改めてお礼を申し上げたいと思います。本当にありがとうございます。

御存じのとおり、平成23年3月11日、いわゆる3.11と呼ばれます東日本大震災によりまして発生いたしました福島第一原子力発電所の事故につきまして、我々原子力発電に係る者全てが深刻に受けとめているところでございます。原子力規制委員会においても、この事故の教訓を踏まえて、新たな規制基準が作成されたと我々承知しているところでございます。

この規制基準に対しまして、玄海原子力発電所の3号機、4号機につきましては、この基準に基づきまして審査が行われたところでございまして、現在、12月9日までパブリックコメントが出され、それを現在整理されているということを知っているところでございます。

このパブリックコメントで出されました科学的、技術的意見につきましては、取りまとめられ次第、その後の手続がとられるものと知っているところでございます。年明けには設置変更許可が出されるのではないかとというふうに予測をしているところでございます。

原子力発電所の安全性につきましては、国の責任においてしっかりと審査を行っていただくことが基本ではございますけれど、県といたしましても、この国の審査につきまして、内容を確認して、しっかりと理解していく必要があるというふうに考えているところでございまして、その理解に当たりまして、高度な専門的知識を有しておられる皆様方にお力添えをお願いしたいと思ひまして、当専門部会を設置させていただいたところでございます。

最後になりますが、このたび工藤先生、昨日に引き続き今日も御出席いただいた上で、当専門部会を運営していただくということでございますので、改めてその労に対しまして、御礼申し上げる次第でございます。

また、委員をお引き受けいただいた各委員の皆様方に対しては、どうぞ闊達な意見、気づきの部分、我々でわからないことの御指導、御示唆をいただければと思うところでございます。

どうか本日は有意義な専門部会になりますことをお願いいたしまして、私からの御挨拶とお礼の言葉としたいと思ひます。よろしくお願ひいたします。

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

ありがとうございました。

それでは、まず配付資料の確認からさせていただきたいと思ひます。

お手元の配付資料ですけれども、不足がございましたら資料をお持ちしますので、お手数ですが、挙手をお願いします。

まず一番上に次第の紙が1枚あるかと思ひます。次に配席図、それから、右肩に資料番号を振っています資料1-1、この部会の進め方についてということです。それから、資料の1-2、実用発電用原子炉に係る新規制基準について、それから、右肩の1-3-1の資料です。玄海原子力発電所3、4号機に係る新規制基準への適合性確認について、それから、最後に1-3-2、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉重大事故等対策の有効性評価、以上、配付資料です。よろしいでしょうか。

それでは、今回、初回の会合ということでございますので、委員の方々を御紹介差し上げたいと思ひます。

私からお名前を読み上げさせていただきますので、恐れ入りますが、その場にて御起立をいただけないでしょうか。

まず、部会長をお願いしております九州大学名誉教授、工藤和彦委員です。

続きまして、佐賀大学大学院工学系研究科教授、井嶋克志委員です。

九州大学大学院工学研究院教授、出光一哉委員です。

九州大学大学院総合理工学研究院准教授、片山一成委員です。

岡山大学大学院自然科学研究科教授、竹中博士委員です。

九州大学大学院医学研究院教授、續輝久委員です。

九州大学大学院工学研究院教授、守田幸路委員です。

以上、7名の委員の方々でございます。委員の皆様におかれましては、これからよろしく
お願いいたします。

次に、委員の皆様へあらかじめお知らせをさせていただきたいと思っております。この専門部会
における発言内容については、後ほど議事録として取りまとめまして、県のホームページで
公開させていただきたいと考えておりますので、御了承をお願いいたします。

また、この関係で、御発言に当たりましては、係の者がマイクを回しますので、そのマイ
クを使って御発言をお願いしたいと思います。

それでは、これから議題に入りますけれども、この設置要綱では、専門部会の会議は部会
長が議長になると規定されておりますので、これから工藤部会長に進行をお願いしたいと思
います。

なお、副知事はここで退席をさせていただきたいと思っております。

〔副島副知事 退席〕

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

それでは、工藤部会長、よろしくお願いいたします。

○工藤部会長

それでは、部会長を務めさせていただきます工藤でございます。どうぞよろしくお願いいたします
いたします。

議題に入ります前に、要綱に定めはございませんけれども、またこれらの資料には記載し
ておりませんが、この専門部会に部会長代理を置くこととさせていただきたいと思
います。その部会長代理を續委員をお願いしたいと考えておりますが、皆様いかがございま
しょうか。

〔「異議なし」と呼ぶ者あり〕

○工藤部会長

ありがとうございます。それでは、どうぞよろしく願いいたします。

では、議題に入らせていただきます。

議題1の専門部会の進め方について、まず事務局からの御説明をお願いします。

○事務局（今村県民環境部副部長）

県民環境部副部長をしております今村と申します。どうぞよろしく願いいたします。

それでは、第1回目ということもございますので、最初に原子力安全専門部会、この部会の進め方について簡単に御説明させていただきたいと思っております。座って説明させていただきます。

お手元の資料の1-1をごらんください。原子力安全専門部会の進め方についてという資料、それと、その次に要綱が添付してございます。今回の専門部会の位置づけ、それから役割、それから、今後の予定などについて簡単に、この資料に沿って御説明させていただきます。

まず、要綱のほうを御覧いただきたいと思います。

改めてですけれども、この部会の位置づけについて、若干説明させていただきます。

添付資料の要綱に記載がありますように、この専門部会は玄海原子力発電所の再稼働に関して広く意見を聴く委員会の部会として設置をするものでございます。

2条の委員でございますけれども、委員会のメンバー、それから専門部会のメンバーにつきましては、別表1、別表2ということで掲げている方たちをお願いをいたしております。この中で、工藤部会長に関しましては、この部会の代表ということで、親委員会、委員会のメンバーにもなっているところでございます。

それから、要綱に戻っていただきまして、4条の専門部会のところですが、2項に「専門部会の委員は、別表2に掲げる者とし、知事が委嘱する。」ということで、先日、20日付で委嘱状の交付をさせていただいております。

それから、5条の部会長につきましては、先ほど部会長のほうから話がちょっとありましたけれども、会長が指名する者を部会長とするということでございまして、この部会長につきましても、あらかじめ会長の副知事のほうから工藤委員を指名いたしまして部会長に就任いただいているところでございます。

専門部会の役割につきまして若干御説明をさせていただきたいと思っております。資料の1枚目、1-1に戻っていただきまして、要綱上は専門的なアドバイスをいただくということになっ

ておりますが、その中身といたしまして、大きく3つ掲げさせていただいております。

まず1つ目ですけれども、私ども県が玄海3、4号機の新規制基準適合性確認のための原子炉設置変更許可、今まさに国の規制委員会のほうで審査が行われているものですが、この審査結果につきまして、内容を確認するために、原子力規制庁に技術的な確認をするに当たって、指導、助言を委員の皆様方からいただくということが1点でございます。

それから2点目といたしまして、事業者、九州電力のほうから申請内容の説明、あるいは原子力規制庁のほうから審査結果の説明など予定しておりますが、この内容について確認したい点や疑問を感じられる点がございましたら、委員の皆様方から直接意見を述べていただくということが2点目でございます。

それから3点目といたしまして、この専門部会で出されました助言とか御意見の内容につきましては、最終的に報告書という形で取りまとめをいたしまして、玄海原子力発電所の再稼働に関して広く意見を聴く委員会、いわゆる親委員会の会長のほうに報告をするという、この大きく3点を役割としてお願いしたいと思っております。

2番目の専門部会の開催予定でございます。本日、1回目ということで、九州電力からの申請内容について説明をいただくというふうに考えております。主に今日はプラント関係を中心に説明をいただく予定です。

それから2回目といたしましては、年明けになりますが、1月18日を今予定させていただいております。2回目は、玄海原子力発電所の現地視察を予定させていただいております。

それから3回目、ちょっと立て続けになりますが、1月19日を予定させていただいております。この日は、同じく九州電力のほうから設置変更許可申請の内容につきまして、地震、津波、自然災害を中心として説明をいただく予定としております。

4回目以降につきましては、恐らく許可が出てからということになるかと思いますが、規制庁のほうから新規制基準の概要、あるいは審査結果の説明、更には県が審査結果を確認するに当たって原子力規制庁へ確認する事項についてのアドバイスを受けるといったことについて、随時、日程調整をさせていただきながら開催をしていきたいというふうに考えているところでございます。

以上、本部会の進め方について御説明させていただきました。

○工藤部会長

はい、ありがとうございました。

ただいまの事務局からの御説明につきまして、何か御意見、御質問等ございましたらお願いしたいのですが、よろしゅうございましょうか。

それでは、議題の（２）に進ませていただきますけれども、新規制基準の概要についてということで、よろしゅうございますか。それでは、原子力規制庁の玄海原子力規制事務所の今枝所長様からということでよろしく願いいたします。

○玄海原子力規制事務所（今枝玄海原子力規制事務所長）

ただいま御紹介いただきました玄海原子力規制事務所の所長の今枝でございます。

当事務所は、玄海原子力発電所の保安規定遵守の確認をする保安検査というものを主業務としておりまして、新規制基準を御説明することはできません。あいにく、新規制基準を説明する者が、明日の原子力規制委員会对応のため、本日の会議は出席することができませんでした。

申しわけございませんけれども、本日はお手元に配付させていただいております「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」の資料配付とさせていただきます。御質問等ございました場合は、後日対応させていただきたいと思っております。よろしく願いいたします。

以上です。

○工藤部会長

という御説明で、今回は資料配付のみで、質問等については次回以降という御説明でございしますが、よろしゅうございますか。

それでは、議題の（３）に移らせていただきます。

議題（３）、玄海３、４号機に係る新規制基準への適合性確認についてということで、これは九州電力からの御説明ということで、よろしく願いします。

○九州電力（林田発電本部原子力管理部長）

九州電力の発電本部の林田でございます。どうぞよろしく願いいたします。

本日は、玄海３、４号機の新規制基準への対応ということで、このような説明の機会をいただきまして、誠にありがとうございます。

当社は、福島事故を受けまして直ちに緊急安全対策を実施するなど、発電所の安全性向上に努めてまいりました。

本日は、玄海3、4号機に係ります新規制基準への適合性確認ということにつきまして、原子炉設置変更に関する申請の概要、それと、重大事故等対策の有効性評価につきまして、それぞれお手元にお配りしております1-3-1と1-3-2の資料を用いまして御説明させていただきます。

説明に当たりましては、発電本部、技術本部、玄海原子力発電所から各担当が参っておりますので、こちらも含めてしっかりと御説明させていただきたいと思っております。

それでは、ここからは座らせていただきまして説明させていただきます。

まず、資料1-3-1でございます。「玄海原子力発電所3、4号機に係る新規制基準への適合性確認（原子炉設置変更許可申請）について」という資料でございます。

資料をめくっていただきまして、まず目次がございます。1つ目に、新規制基準について、今、御紹介が規制庁のほうからありました内容でございますけれども、簡単に触れさせていただきます。その後、2.以下、申請の概要ということで、それぞれの地震・津波等事象に関連しまして御説明いたしまして、最後に重大事故等対策要員の確保と訓練という項目で御説明いたします。

それではまず、1つ目の新規制基準についてでございます。ここにつきましては、規制の話でございますけれども、当社としての対応について述べさせていただきたいと思っております。

平成23年3月の東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえまして、平成25年7月に重大事故を防止するための設計基準が強化・新設されるとともに、万一、重大事故が発生した場合に対処するための新規制基準が新設されております。

当社は、平成25年7月12日、この規制基準が発表されて、施行されてすぐに、7月12日に原子炉設置変更許可、工事計画認可、保安規定の認可申請ということで、この3点セットで玄海3、4号機の新規制基準への適合性確認のための申請を行ったところでございます。

その後、原子炉設置変更許可申請につきましては、これまでの審査内容や審査先行プランの内容等を反映いたしまして、補正書を作成しまして、平成28年、今年の9月20日、10月28日、11月4日に提出してございます。

ここの下のところに新規制基準の概要ということで書いてございますが、簡単に触れさせていただきますと、もともと我々の原子力発電所、機械設備等でございますので、まずは内部事象、いわゆる事故が起こったらどうか、機器が故障したらどうなるか、それに対して安

全対策をとってきておりまして、それに対する一つ一つの事故を防ぐためにはどうすればいいのかというようなことを深層防護の観点で実際はいろんな対策をとってきたところであり
ます。

ところが、やはりこの福島事故というものの教訓として、外部事象、いわゆる自然現象
とか、そういうもので今申し上げましたようにいろんな安全機能が一斉に喪失するよう
なもので、共通の要因によりまして、一斉に喪失するというようなことが起こったとい
うことを踏まえて、この規制基準につきましては、その部分について強化がなされてい
るということ
です。

それと、その結果として非常に重大な事故が発生したということで、これをもともとは、
この下の絵のところの左側に丸で囲んでおりますけれども、事業者の自主保安という形
で、このシビアアクシデント、重大事故に対する対策をとっておったところでございま
すけれど
も、この新規制基準では、これをきちんと基準化をしておられるということになり
ます。

右側の黄色の囲みでありますとおり、この茶色のところの部分、万一重大事故が発
生して
も対処できる設備、手順の整備をする。この部分が基準としての新設された部分。

その下のところでございますけれども、重大事故の防止、申し上げたとおり、共通
要因に
よる安全機能の一斉喪失の防止という観点で、例えば、内部溢水とか、一番下にあり
ます耐
震とか耐津波の性能に関するものを含めまして、火山とか火災、そういう共通要因
のもの、
あと自然現象ですね、竜巻とか、そういうものについても対応するよ
うにとい
うことで内容が強化、あるいは新設されているということ
でござ
います。

我々事業者といたしましては、この基準に従いまして、こういう対策をしっかりと
って
いくということで原子炉施設の変更をするということで、この設置変更許可を申
請して
おる次第でございます。

現在その基本設計という段階で、こういう部分をしっかり方針として出している
とい
うところでございます。

それでは、実際の中身に入ります。中身につきましては、原子力発電本部の秋吉
から
御説明させていただきます。3ページ以降につきまして、よろしくお願
いいた
します。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

九州電力の秋吉でございますが、御説明させていただきます。

お手元の資料の3ページ目を御覧いただきたいと思
いま
す。ここは基準、左に書いてござ

いますように、設計基準対象施設に対する基準ということで、どういう点が要求があるかというのを書いてございます。

これにつきましては、4ページ目に図がございますので、これをもとに御説明させていただきたいと考えてございます。

ここに、地震についてということで、こちらに断層の絵が描いてございますように、まず、この主な要求ということで重要な安全機能を有する施設は、活断層等の露頭がない地盤に設置するというのと、基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について最新の科学的、技術的知見を踏まえて策定するという要求がございまして、今、右に書いていますのは断層を調査いたしまして、ここで赤く書いてございますように、竹木場断層と城山南断層、これが一番大きな影響があるということで断層を選定してございまして、ここに書いてございますように、基準地震動を策定したと。まず、基準地震動として、この断層における基準地震動を策定してございます。ここに書いてございますように、応答スペクトル、城山南断層と竹木場断層で $S_s - 1$ ということで、540ガルの基準地震動を策定してございます。続きまして、 $S_s - 2$ ということで、これは断層モデルを出してございますが、城山南断層での268ガル、それと $S_s - 3$ ということで、524ガルでございまして、これは竹木場の断層モデルから基準地震動を選定している。これは断層から求めた基準地震動でございまして、その下に書いてございますここでございますが、これは今度新たな知見ということで、震源と活断層の関連づけが難しい過去の地震動、これからの基準地震動を策定してございます。ということで、 $S_s - 4$ でございまして、これが北海道留萌支庁南部地震を受けましての基準地震動の策定でございまして、これ $S_s - 4$ ということで、620ガル、それとあわせまして、鳥取県の西部地震で $S_s - 5$ で531ガルということで、玄海3、4号におきましては、5つの基準地震動を策定してございます。基準地震動を策定してございましたのが、次のページ、これにそれぞれの基準地震動を合わせたものを書いてございますが、これが玄海原子力発電所の基準地震動でございまして、

ということで、黒いこの線、これが応答スペクトルで $S_s - 1$ ということで、540ガル策定したものでございまして、この下のほうにブルーの断層がございまして、これが城山南断層の断層モデルの268ガルの断層の基準地震動。同じく赤い線でございまして、これが竹木場の断層の524ガル。このグリーンの太い線でございまして、これが $S_s - 4$ ということで、620ガルで北海道留萌支庁南部の地震を考慮した基準地震動でございまして、最

後のS s - 5ということで、鳥取西部の地震、この紫色でございますが、これが5 3 1ガルということで、これが当社の基準地震動、玄海3、4号の基準地震動でございます。

ということで、まずはこういう地震動を選定、策定いたしまして、引き続きまして、津波についての影響を評価してございます。これは次のページでございますが、まず要求としましては、施設に最も大きな影響を与える基準津波に対して安全機能が損なわれないことという要求がございまして、これに対しての津波の影響、基準津波を策定してございます。

ということで、この基準津波に用いました断層というのは、西山断層帯と宇久島の北西沖の断層群と、対馬南西沖の断層、これは連動させたもので出しております。

まず、上昇側ということで、下のこの右の絵を見ていただくと分かるんですが、この津波が起こったときに、津波が大きく出る、その断層はどれかということで評価してございまして、上昇側、いわば水位が上がる側についての津波ということでの評価でございますが、発電所における津波高さを評価し、これは原子炉建屋等がある敷地高さ、これは海拔11mで十分高く、原子炉施設の安全性に影響がないことを確認してございます。これが対馬南西沖断層群と宇久島の北西沖断層群の連動で、これは取水ピット前面付近の津波高さとしましては、海拔4m程度上昇するというのが評価で出てございます。

下降側、引き津波のほうでございますが、これについての影響につきましては、これは西山断層帯の影響が大きく出るということでここに評価してございますように、西山断層帯では取水口での最大低下水位が海拔のマイナス3m程度で、これは干潮時でございますが、それだけ引くということが分かって評価が出てございます。

ただし、これにつきましても、現在、玄海に設置しているものについては影響がないということの評価が出てございます。

津波については、こういう評価のもと、津波防護施設、防潮堤等は必要がないと。遡上の波による影響を受けるおそれがないために、津波防護施設は設置しないようになってございます。ただし、津波監視設備の設置ということで、津波監視カメラは設置してございます。これは2台設置しておられまして、原子炉周辺建屋に2台、3号側、4号側棟に1台ずつ設置してございます。

津波に対しては以上でございます。

引き続きまして、7ページでございますが、これが先ほどから地震、津波等にごさいました共通要因等で起こる影響があるということで、自然現象等についての対応、申請書の主な

記載状況でございまして、ここに書いてございますように、自然現象としては、竜巻、火山、森林火災等に対して、安全機能が損なわれないようにと。火災に対しては、火災防護対策の強化・徹底してございますし、溢水、これは地震等で液体用の配管が壊れまして、その水が漏れることによって施設への影響がないかということで、溢水に対して、安全機能が損なわれないような対策を実施すると。あと、電源でございまして、これは外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保を実施という要求に対して、当社としてでございますが、まず、自然現象におきましての火山について御説明させていただきたいと思っております。

次のページ、8ページでございますが、ここに火山について御説明させていただいてございますが、ここに記載してございますように、発電所から半径160kmの範囲におきましての火山、これは実際の49火山を対象にしてございますが、将来の活動可能性と火山事象、火砕流、溶岩流等による発電所への影響を評価してございます。あと、敷地についての火山灰等を評価してございますが、これは認められていないという評価でございまして、ただし、九重山における約5万年前の九重第1噴火による火山灰を、これはシミュレーションで評価してございまして、その結果を受けまして、安全側に想定して、火山灰の降下火砕物につきましての層厚10cmと保守的に評価してございます。これにつきましても、設計及び運転に対して問題ないという評価が出てございます。

また、九州に5つ存在してございますカルデラ火山につきまして、噴火履歴の特徴及びマグマ溜まりの状況から、発電所運用期間中の破局的噴火の可能性は極めて低いと評価してございます。

ただし、こういう評価でございまして、カルデラ火山につきましては、火山活動のモニタリングを実施し、活動状況に変化がないことを定期的に確認するという事を考えてございまして、これを申請書に記載してございます。

下のほうに書いてございますのが、それぞれの火山爆発が起こった時期でございまして、赤く書いてございます、この時期は約5万年前に九重第1噴火がございまして、これが6.2km³の範囲であったということになってございます。

あと、左側のほうにそれぞれのカルデラ、阿蘇のカルデラとか5つのカルデラがどこにあるかというのを記載してございます。

火山についての対応は以上でございまして、引き続きまして、次のページでございまして、その他の自然現象等の対策状況について御説明させていただきたいと思っております。

まず、火山等ございましたが、それ以外については、竜巻についての影響評価をしてございまして、この影響評価のもとから、こういう竜巻対策を実施してございます。例えば、ここに竜巻防護ネット対策でございまして、これは海水ポンプを守るということで、海水ポンプエリアには竜巻防護ネットを設置してございまして、飛来物の衝突防止を図ってございます。

あと、資機材等を収納する保管庫の設置ということで、こういう資機材等が飛んでいかなないようにということで、こういう保管庫を設置してございまして、この中に入れることによって飛来物対策を実施してございますし、保管庫に入れられないもの等がございましたら、これにつきましては資機材等を固縛してございまして、こういう対策をすることによって飛来物の発生防止ということで、原子炉施設等に影響がないように、こういう対応をしてございます。

右側でございまして、これは外部からの火災の延焼防止ということで、外部からの火災の延焼防止を考えてございまして、緑の線が入ってございまして、これは防火帯ということで、玄海では35m幅でございますが、その幅を設けまして、そこには燃えるもの等を置かないようにして、そこで延焼を防止するような対策を実施してございます。

以上が自然現象における対策でございまして、あと、左下のほうに書いてございまして、これが火災に対する評価、今回の基準等で評価の基準要求がございまして、その対応でございまして。

例えば、ここに書いてございまして、煙感知器、熱感知器を設置いたしまして、それで火災を感知いたしましたら、中央制御室に火災受信機というのがございまして、ここに警報が出るようになってございます。特徴でございまして、火災につきましては、煙感知ということで、審査の要求でございました異なる2種類の感知器を設置するよう要求がございまして、そういう要求に基づいて煙・熱感知器、また別に必要であれば感知器等をつけて、異なる2種類の感知器によって火災を検知するようにしてございます。

あわせて、火災感知いたしましたら、消火設備制御盤が信号を出しまして、ハロンガスポンプを動作させて消火すると。当社の玄海の方は基本的には建屋内はハロンガスで消火することを考えてございます。そういうものを申請内容に記載させていただいてございまして、これを評価していただいております。

あと、真ん中でございまして、ここは内部溢水対策ということで、もともと内部溢水対策

につきましても、地震に起因する機器破損による溢水対策と、あと、安全上重要な設備の設置エリアの水密扉の追加設置、あと、ここに書いてございますものは、配管からの蒸気漏れを自動で止める設備を設置すると、自動で止めるものの設備の設置の状況を書いてございますが、これは補助蒸気がもし万が一漏れた場合に建屋内に蒸気が充満することを考えまして、漏えいした場合につきましてもは温度検出して、その温度を検出したしましたら、検知を受けまして、遮断弁が閉じて、蒸気がそれ以上漏れないような対策を実施してございます。ただし、この要求でございますが、これは要求に基づいたガイドの要求で、万が一を想定して蒸気漏れが起こった場合の対策ということでございまして、実際には地震に対して、配管は、地震活動では破断しないようにと評価してございますが、これは更なる要求ということで実施してございます。

あと、右側でございますが、これはタンクローリーを追設してございまして、非常用ディーゼル発電機に既設の燃料タンクがございまして、ここが自動給油可能でございますが、さらに増設燃料貯蔵タンクというのは増設してございまして、そこからタンクローリーを用いて非常用ディーゼル発電機に燃料を給油できるようにしてございまして、これは7日間もつような燃料補給を実施してございます。

以上が設計基準対象施設に対する主な申請内容の概要でございます。

引き続きまして、重大事故等対処施設についての要求に基づいた当社の対応について御説明させていただきたいと思っております。

10ページ目でございますが、まず、重大事故等対処施設に対しての対応としましては、炉心損傷防止についての基準要求に対しての対応でございますが、10ページ目に書いてございますように、原子炉緊急停止失敗の場合の対策ということで、次のページ、11ページに系統図等がございまして、ここで御説明させていただきたいと思っております。

11ページの右下のほうでございますが、ここに書いてございますように、原子炉緊急停止失敗、原子炉トリップが失敗した場合に、このトリップ失敗におきまして、もし万が一トリップしなかったときは、SG、蒸気発生器の水位低を検知するということと原子炉がトリップしていないということを判断しまして、タービン側を自動停止する。要は、よく言われるATWSという信号の考えなんです、それだと、自動停止させるとともに、補助給水ポンプ、これについても起動しなければ起動信号を発信して補助給水ポンプも起動する、こういう対策を設けてございまして、これが原子炉緊急停止失敗時の対策として考えてござい

ます。

続きましては、原子炉の冷却と減圧でございますが、原子炉冷却機能喪失の対策ということで、②-1でございます。真ん中の上部に書いてございますように、格納容器スプレイを使用した炉心注入及び代替再循環ということで、実際、格納容器スプレイという場合は上にスプレイするんですが、ブルーで下のほうに炉心注入ラインがございますように、ここで格納容器スプレイポンプを使用いたしまして炉心注入ができるようなラインをつくってございます。

あわせて、常設の電動注入ポンプということで、ここにオレンジ色で書いてございますように、これは常設の電動注入ポンプ。これは新たに設置したものでございます。SA設備として設置したものでございますが、この常設の電動注入ポンプを用いまして炉心へ注入できるようにしてございます。

あと、可搬型のディーゼル注入ポンプによる炉心注入もできるようになってございまして、左側に書いているこの可搬型のディーゼル注入ポンプにおいて炉心注入ができるようになってございまして、あと水源につきましても、これは燃料取替用水タンクと復水タンク、もしくは可搬型のディーゼル注入ポンプ等ございましたら、中間受槽というのをつくるようになってございまして、そこを受けて、そこから注入できるように考えてございます。

それと、2次系の蒸気発生器、2次系でございますが、右に書いてございますように、これはタービンで補助給水ポンプを動かして、2次系の除熱を考えてございまして、もし万が一にタービンで補助給水ポンプについての電源等がなくなりましたらということで、電動補助給水も電源がなくなりましたと考えまして、タービンで補助給水ポンプの補助油ポンプへの可搬型のバッテリーを準備しまして、タービンの補助給水ポンプが使えるように対応を考えてございます。

あと、原子炉の減圧機能ということで、この右側に書いてございますように、加圧器逃がし弁による原子炉の減圧対策を考えてございます。これは、実際にはDB施設としては、制御空気圧がございまして、そこから実際に空気が入りまして電磁弁を開けて加圧器逃がし弁が開くようになってございますが、万が一のことを考えまして、加圧器逃がし弁に窒素供給ライン、新たにポンプを造りまして、その窒素供給ラインで供給できるようにして加圧器逃がし弁を開けるようにするとともに、電磁弁につきましても可搬型の直流の電源等を用いまして電磁弁を開けて、加圧器逃がし弁を開けるような対策をとってございます。

それとあとは、最終のヒートシンクということでございますが、2次系、海水系側につきまして、左下に書いてございますように移動式の大容量ポンプ車。これは1, 320 m³/hの大型の大容量のポンプ車でございますが、それを用いまして海水から水を引き入れまして、海水システムの冷却と、あと原子炉補機に冷却、この真ん中あたりにございますように、原子炉補機冷却設備、ここにも海水を入れることによって、補機の冷却に海水を注入するようなラインを設置してございます。

以上が炉心損傷防止の対策でございまして、引き続きまして格納容器破損防止対策について御説明させていただきます。

これは12ページ目に主な要求等を書いてございますが、ここは冷却と減圧ということで格納容器内の雰囲気冷却、減圧、放射性物質の低減と格納容器の過圧破損防止を考えてございまして、14ページにその絵が描いてございますので、そこを御説明させていただきたいと思っております。

左側に書いてございますように、格納容器破損防止としましては、格納容器のスプレイとは別に常設電動注入ポンプ、ブルーのラインでございまして、これを用いまして格納容器のスプレイができるようになってございます。あわせまして、移動式の大容量ポンプ車を用いまして、これは格納容器の再循環ユニットに水を入れることによって冷却して、格納容器内の圧力を下げるとかの対策を実施してございます。

それと、過圧防止として、今の移動式大容量ポンプ車による格納容器の再循環ユニットへの海水の供給と、ここの左の移動式の大容量ポンプ車でございますが、これは実際今3台ございましたものを4台に追加してございまして、そのうちの4台中の3台を使用することを考えてございまして、そのうち予備が1台あるような形で設備を整えてございます。

それと、この格納容器の過圧破損防止ということで、格納容器のスプレイをいたしますが、格納容器の水位、要は格納容器に注水した水量によってどれくらいの水量が入ったか分かるような確認ができてございますが、さらにとということで、格納容器に水位計を設置いたしまして、実際にスプレイがどのくらい入ったか分かるように計器の追加をしてございます。

引き続きまして、熔融炉心冷却についての対応でございまして、これは同じ対応でございまして、格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ということで、常設電動注入ポンプ、可搬型のディーゼル注入ポンプを使用しまして、格納容器スプレイによって格納容器下部への注水を実施すると。

それともう一つ、原子炉下部キャビティには水位計を設置してございます。これは格納容器下部に落下した炉心溶融が冷却する水でございますが、水がどれくらい入っているか等分かる手段といたしましては、実際に注入量、もしくはタンクの水位から逆算いたしまして、炉心への注入量が分かるのでございますが、さらなる監視性の向上のために、冷却水が注水されているのを確認できるようにということで、このキャビティのところにも水位計を追加設置してございます。

それと、水素爆発対策でございますが、これは右に書いてございますように、右真ん中でございますが、これが静的触媒式水素再結合装置でございまして、これがよく言われるPARというものでございますが、これによって水素が発生したものをパラジウムで水素を燃焼させるような装置でございまして、それを5台設置してございます。

あわせまして右の上のほうでございますが、それに併せて、電気式の水素燃焼装置、これイグナイタというものでございますが、これヒーターがついてございまして、このヒーター、温度が900度ぐらいに上がりますので、それで水素を燃焼させるような装置を、これ実際に13台追加して設置してございます。

あとは、下のほうに書いてございますのは、その水素の状況を把握するためにということで可搬型の格納容器の水素濃度計、あとアニュラスが万が一漏れていることを確認できるように、アニュラス側の水素濃度計を設置してございます。

なお、アニュラスの水素濃度計につきましては、初期、最初は1台ということでございましたが、さらに故障等を考えまして信頼性、この種への信頼性ということで2台設置するようになっています。

格納容器の破損については以上でございます。

続きましては、15ページでございますが、これは放射性物質の拡散抑制の対応でございまして、これは16ページを御覧いただきたいと思います。

次のページに書いてございますように、移動式の大容量ポンプ車、4台中3台格納容器に使えますが、もう1台につきましては、移動式大容量ポンプ車を用いまして、放水砲を使いまして、格納容器の上部側に放水いたしまして、放射性物質が拡散しないような対応をとってございます。

あわせまして、排水側に漏れて拡散しないようにということで、シルトフェンスを設置いたしまして、放水時の海水への放射性物質の拡散抑制対策を実施してございます。

次のページでございますが、今までの格納容器、原子炉容器、格納容器等の対策でございますが、このページにつきましては、使用済燃料ピットについての冷却の対策でございますが、これにつきましては、ここに記載してございますように、可搬型のディーゼル注入ポンプを用いまして、使用済燃料ピットをスプレーして、蒸散した水に対してスプレーをして、冷却するような対策を実施してございますし、右の上のほうに書いてございますように使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、これは海水から用いまして、使用済燃料ピット、もし水がなくなってきましたら海水から注水できるような対応をしてございます。

さらに、真ん中に書いてございますのは、その監視用でございますが、まず、水位計が実際にDBでも水位計がございまして、さらに電波式の水圧計をSAとして追設してございますし、温度計も追加して水位の監視をするとともに、監視カメラでも赤外線カメラでございますが、この水中の温度状況が分かるように監視してございます。

それとあわせて、周辺の線量率状況が把握できるようにということで線量率計を設置しているとともに、実際に広域水位計ということで、実際の水が抜けるまで分かるようにということで、広域の水圧計も設置してございます。

以上が使用済燃料ピットの冷却対策でございます。

続きまして、18ページ目でございますが、これは電源のサポート機能の確保ということで記載させていただいてございますが、これにつきましては、次のページ、19ページ目を御覧いただきたいと思っております。

電源系の確保ということで、左側の下のほうに書いてございますように、大容量空冷式発電機、これは万が一の場合ということで、4,000kVAの容量を用いました大容量式の空冷発電機を設置してございまして、これはエレベーションとしましては16m、高台のほうに置いてございまして、中央から遠隔起動ができるような対応をとってございます。これが各1台ずつ3号、4号に設置してございますし、真ん中上に書いてございます高台に配置とともに、燃料タンクを設置してございまして、それで連続起動ができるように対応してございます。

それと、左側に書いてございますように、交流の発電機車を用意してございまして、ここに高圧発電機車ということで500kVAの発電機車の写真がございまして、それとは別に中容量型の発電機も準備してございまして、それは容量としては1,825kVAの発電機を用意してございます。

それとあわせて、右側下に書いてございます、これは電源側の確保ということで、バッテリー等、直流の電源がなくならないようにということで、これは2つ書いてございます。これはDB側で設置しました安全系の蓄電池でございまして、これが2系統ございます。あわせて、今回は、重大事故等対処用のバッテリーということで、これも2系付けてございまして、この容量で24時間もつようにということで設置してございます。

それとバッテリーとはほかに直流電源用の発電機も設けてございまして、そこからでも給電できるようにというような設計としてございます。

電源系については、以上でございます。

続きましては、緊急時対策所ということで、20ページに緊急時対策所という要求についてでございますが、これは現地対策本部としての機能を維持する設備等の整備ということで設置してございますが、21ページを御覧いただきたいと思っております。

緊急時対策所として、今現在は、右側、この上に書いてございますように、ここで代替緊急時対策所というのをまず整備するようにしてございます。これが海拔のプラス約21mの高台に設置してございまして、ここについては、右側に書いてございますように、作業員の被ばく低減のための待機所を設けて被ばくを低減するとともに、この中に入ったときの被ばく低減ということで、壁厚を、遮蔽壁を追加してございます。

あわせて、プルーム等の追加を考えまして、室内を加圧するための空気ボンベ、当初200本でございましたが、追加設置ということで300本、長時間にということで300本用意して設置してございます。

それと、右側の下の方でございまして、これは緊急時対策棟ということで、代替緊急時対策所について運用がありまして、引き続きということで、この設備を設置することを考えてございまして、これが今、グラウンドレベル、地上面のところに緊急対策機能を設けまして、あと地上2階、地下2階ということで、各休憩室とかエリアを設けた支援機能も含めた施設を設置することを考えてございます。

以上が緊急時対策所の状況でございます。

最後でございまして、写真を見ていただきたいと思っております、実際に重大事故等対策要員の確保と訓練ということで、これまで御説明いたしましたような設備、SAの設備を追加してございますが、これは万が一の重大事故等が発生した場合に、勤務時間外や休日、夜間でも速やかに対応できるように、一班52名の対応体制を整備してございます。

この52名につきましては、班ごとに訓練を実施し、力量管理を行いまして、重大事故等に迅速かつ確実に対応できる体制を整備してございますということをここに書いてございませうように、左のほうでは冷却水の供給訓練ということで、可搬型のディーゼル注入ポンプの設置の訓練、下は移動式大容量ポンプ車の設置、真ん中は電源をとということで、タイベックというか、汚染防止の服を着てでもできるということを確認するために、こういう服を着てございますが、高圧発電機車の電源ケーブルの接続や中容量発電機車の電源ケーブルの接続の訓練、それと右側のほうでございませうが、放射性物質拡散抑制訓練ということで、放水砲の訓練等を実施してございます。

最後のページでございませうが、これは御参考でございませうが、電源系につきましても、今まで御説明いたしましたように、非常用ディーゼル発電機による事故対処設備への連続給電、7日間行えるように燃料油貯蔵タンク等を設置して、電源の信頼性を確保してございませうし、非常用ディーゼル発電機が使用できない場合に備えましての代替電源の配備ということで、こういう大容量、中容量、高圧発電機車、あと可搬型の発電機等を準備してございませうという、これは設備の構成でございませう。

簡単でございませうが、ということで、これがこれまで玄海3、4号の原子炉設置変更許可申請におきましての申請したものについての概要の御説明でございませう。

以上でございませう。

○工藤部会長

どうもありがとうございました。

ただいまの資料1-3-1の御説明がありましたけれども、このことにつきましての御意見とか、御質問をお願いしたいと思いますけれども、いかがでございませうか。出光委員どうぞ。

○出光委員

すみません、幾つかお伺いしたいんですけれども、まず、ちょっと火山灰の想定で、層厚10cmとなっておりますが、これの対策としては、ホイローダー等でそれを除くと、そういう対策でよろしいんでしょうか。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

はい、その対策を考えてございませう。

○出光委員

火山灰、いろんな性質があると思いますけれども、結構湿っていたり、なかなか粘かったりとかいうことがあると思いますけれども、そういったことについても想定はどのようにされていますか。

これまでの通常の火山灰、これまであったような、そういうものに対しての対策ということでもよろしいでしょうか。

○九州電力（木元玄海原子力発電所技術第一課長）

ちょっと私のほうから説明を差し上げます。

火山灰につきましては、雪とかも一緒に考慮しまして、そういう荷重が増える状態で設備がもつとか、そういう評価をしております。

○出光委員

ありがとうございました。

続けて質問よろしいですか。

9 ページ目の内部溢水対策のところ、蒸気について遮断弁を設けてというところがございしますが、こちらの蒸気については、これはユーティリティの蒸気でしょうか。それとも、二次側の蒸気という意味でしょうか。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

実際には二次側の蒸気が多く、補助蒸気という空調を温めたりとか別のものを温めるような蒸気、基本的には二次側の蒸気、そうですね、汚染ではないような蒸気で考えてございます。

○出光委員

蒸気遮断弁があるということで、漏えいを防止するということは重要だと思いますが、この蒸気の供給先のほうの機能については考慮されていますでしょうか。要は、蒸気が必要とされているいろいろな機能があると思いますが、それについて、この蒸気が止まることによって、その機能が失われた場合がどうなるか、そういうことについて御検討されているかどうか、ちょっとお伺いします。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

実際には補助蒸気の蒸気でございますが、これは実際に空調を温めるとか設備を温めるものでございまして、そういう評価も検討いたしてございますが、今のところ蒸気を止めても影響がないということになってございます。

○出光委員

ありがとうございます。

それから、11ページ目の図のほうでお伺いいたしますが、冷却機能のうちタービン動の補助給水ポンプ、こちらですけれども、これは稼働圧力としては、蒸気圧力どのぐらいまで動くというふうに想定されていますでしょうか。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

ちょっと御説明させていただきますと、二次側の蒸気の温度が134度、0.2MPaまで運転が可能になってございます。

以上でございます。

○出光委員

ありがとうございました。

最後になりますが、14ページですが、③-2のキャビティの水位計というのがございますが、これは溶融等が起きた場合のということで水位計を設けられているというふうに伺いましたが、温度監視についてはいかがでしょうか。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

格納容器の中には、PAM計器としての格納容器の温度計を2つほど設置してございまして、それで温度の状況を確認できるようになってございます。

以上でございます。

○出光委員

キャビティ部分についての温度というのは測定可能なんでしょうか。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

キャビティ部分というものにつきましてですけれども、これ、4,000m³が入ったところが。下部キャビティのほうでございますかね。

○出光委員

下部キャビティです。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

下部キャビティについては、温度計はついてございません。ただし、格納容器の温度で状態は確認できますので、圧力と飽和温度の関係で温度はおおむね推定できるものと考えてございます。

以上です。

○出光委員

ありがとうございました。

○工藤部会長

ほかにございますか。井嶋委員どうぞ。

○井嶋委員

地震とか津波については、また1月で詳しく話されるんですが、ちょっとだけ今聞きますけれども、この5ページの $S_s - 1$ というのは、何かの操作をしないとこんなになめらかな線にならないんですが説明をお願いします。また、特に原発の箇所とかというのは玄武岩質だから非常に高い周期の地震動になると思うんですが、そういうのはちゃんと考慮されているのかどうか説明をお願いします。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

この $S_s - 1$ という基準地震動につきましては、応答スペクトル法といいまして、コントロールポイントを定めて設定いたします地震動になっておりまして、実際、設計に用います地震動は、このスペクトルにフィッティングするような模擬地震波を作成しておりますので、実際の設計用の地震動はもうちょっと凸凹なる、ぎざぎざとしたものになっております。

これを1つ周囲の活断層から想定される代表選手として、まず $S_s - 1$ と置きまして、より詳細な、先生今おっしゃいましたような敷地の揺れの性状等をより詳細に考慮した断層モデルによる $S_s - 2$ や3をさらに考慮しているというような地震動の想定になってございます。

○井嶋委員

はい、わかりました。

それから、もう一点。津波の想定されている断層というのが、近いところばかりですけれども、例えば、日本海中部地震であるとか、あれが日本海側では津波としては余りないと想定されていたのに、ちょっと大きな津波が起きましたけれども、これは近いところだけで断層の動きが例えば逆断層であるとか、正断層はちょっと落ちますけれども、そういうのを想定されて、近場のこの断層を選ばれたのかどうかということを説明をお願いします。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

この津波のまず想定、この西山断層帯あるいは対馬南西沖及び宇久島北西沖の断層群の連

動のケース、これ、いずれもここ、地域的には横ずれ断層帯ではあるんですが、もう完全に縦ずれ、90度の縦ずれで想定した津波になってございます。さらに、日本海で発生する地震、例えば、日本海東縁部等、かなり遠くなりますけれども、逆断層系の地震、それによる津波当然ございます。それによって敷地にどういうものが到達するかという検討も当然行ってございますが、やはり距離的な減衰等もありまして、近くのこの活断層による津波のほうがより大きくなるというような検討結果となっております。

○井嶋委員

もう一点だけ。地下水はどうなっているのでしょうか。今でも福島の地下水の処理とか大変なんですよ。あと、それが地盤に及ぼす影響等とかについても検討されているのかどうか説明をお願いします。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

実際は地下水、敷地の地表面よりも大分深いところを地下水は通っているんですが、検討する際、敷地の地盤、つまり建物が載っている敷地の地盤の安定性という検討を行うんですけれども、その際には、もう地下水が地表面まで満々に達しているという条件で、より地下水の影響が大きいようなケースでどうかという検討等が多くなってございます。

○工藤部会長

守田委員、どうぞ。

○守田委員

まず最初、先ほど出光委員のほうから、原子炉下部のキャビティの水位計のことについて質問がございました。ちょっと関連した質問をさせていただきたいんですけども、スライドの14ページです。

これは溶融炉心を冷却することで格納容器の破損を防止するということへの対策だというふうに理解をしてございますけれども、実際には、原子炉の圧力容器を貫通して溶融物質が原子炉下部のキャビティに落下しているような状況でございますので、そういったような状況でも、まずこういった水位計というものが機能するかどうか、そういったことについての評価なり確認というものはされていますでしょうか。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

今の御質問ですけれども、水位計の位置というのはどうやって決めているかと申しますと、これは温度分布で決めてございます。それはなぜかと申しますと、最低限の水位がどれだけ

あるかというのをもって下部キャビティに炉心が落下したときに冷却水が確保されているかという観点で見てございますので、電極式のものを用いられておりますので、環境性もあるというふうに考えてございます。

以上でございます。

○守田委員

ありがとうございました。もう1つお伺いしたいんですけれども、福島事故のように複数号機が1つのサイトに立地するような場合については、同じ共通の原因で事故が同時に起こるような状況というのは十分想定をする必要があると思いますが、玄海の発電所も、今回3号、4号の新規制基準への適合性確認ということで御説明をいただきましたけれども、こういった複数号機で同時に事故が起こった場合に、どのような対処を想定されているのか、その点について御説明をお願いいたします。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

これ、後半戦の御説明で1-3-2のほうで御説明を後ほど詳しく行いますけれども、その1-3-2の10ページのほうをちょっとごらんいただきますと、4. 作業と所要時間（1/2）という項目がございまして、左から2つ目のところに要員（名）と書いていまして、その下に3号と4号という記載がございまして、これが3号炉と4号炉のそれぞれ同時被災が起こった場合に、52名で先ほど対応するというふうに御説明いたしましたけれども、この3号と4号それぞれの割り当てられた人間が対応することによって、同時被災が起こった場合においても、重大事故等に対処できるというふうに構成を組んでございます。

御説明は以上でございます。

○守田委員

どうもありがとうございました。

○工藤部会長

ありがとうございました。續委員どうぞ。

○續委員

今、重大事故が起こったときの対応をちょっと説明されたので、関連してお伺いします。

一班52名の対応体制を整備しているということで、3号機、4号機独立に2班あるのはよく分かるんですけれども、恐らくかなり大変な作業をされる場合に、この何班構成で整備されているかというのを御説明いただけますでしょうか。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

現在、体制については整備中でございますけれども、13班体制で、今、対応できるように訓練を進めているところでございます。

○續委員

その事故によって勤務時間体制というのはいろいろ変わると思うんですけれども、その13班構成というのは、大体1班の稼働時間をどれくらいとしてそのように算定されているのでしょうか。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

13班の人員については、52名体制が13班という形になっていますので、52名掛けることの13と。

○續委員

だから、1班はどれくらいの時間、活動されるようなという意味でお伺いしました。

○九州電力（安藤玄海原子力発電所発電第二課長）

失礼しました。通常日、月曜日から金曜日であれば、平日は当然昼間の時間帯は人員がたくさん確保できていますので、17時30分から翌朝の8時50分の始業時間までが体制、その52名の体制と。土、日についても同じように朝の8時50分から翌日の8時50分までを52名が発電所及び発電所近傍で待機して事故対応が速やかに実施できるように体制を組んでございます。

以上です。

○續委員

分かりました。

もう一つお伺いしたいと思います。緊急時対策所について、現在、この部分でというふうな御説明がありまして、緊急時対策棟というものに関しての整備状況、大体どれくらいをめどにこれが稼働する予定であるかというのが分かりましたら、御説明いただきたいと思えます。

○九州電力（木元玄海原子力発電所技術第一課長）

今の段階ではまだ、今、工事計画認可申請はまだ代替緊急時対策棟（所）の段階でございまして、緊急時対策棟につきましては、再起動を行った後ぐらいに改めて工事計画書を出してやりますので、数年はちょっとかかるかなと思っております。

○續委員

分かりました。

○竹中委員

地震と津波に関しては、19日にまた詳しいこととお話しいただけると私も想像しますが、ここでは6ページの津波のことでお伺いしたいと思います。

上昇側、下降側、そして、海拔プラス4m程度とか、海拔マイナス3m程度という記述がありますが、非常に直感的に考えると、津波ですので、上昇があったら、次、下降があって、下降があったら上昇があります。したがって、長い時間計算されて、その中でたまたまこの対馬南西沖断層群だと海拔4m程度がトップで、下がった、ボトムの場合は西山断層帯の地震の場合というイメージなのではないでしょうか。また、どのくらいの時間を計算されて、その値なのではないでしょうか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

実際、この津波の計算につきましては、計算時間としてはまさに地震が起こって津波が生起しましてから180分間の計算を行う中で、実際の波の波長としましては、大きなものとしては1つの波長、引き波から戻ってきて今度は上昇側に転じる周期として30分から40分ぐらいの周期の波になるような計算結果が出てございます。

○竹中委員

その180分計算されているということなのですか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

はい、そうです。

○竹中委員

なるほど。対岸で反射するとか、そこまでは計算されていないわけですか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

もちろん、計算におきましては、周辺の地形、詳細な地形データを盛り込んで計算しておりますので、例えば、敷地に到達したものの反射の影響、その反射と重なりました第2波、第3波の影響等も忠実にシミュレーションして計算を行っております。

○竹中委員

対岸というのは、韓国側とか、どこまで入っていますか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

実際問題、現象としては恐らくあるとは考えますけれども、例えば、この対馬の断層でいきますと、反射する先は韓国というより、中国のほうになりますので、実際の影響としてはほとんどないであろうと。実際この津波の検討におきましては、この波源から敷地に向かってくる検討だけではなくて、実際にこの敷地から見たときにどういうところからやってくるものが影響があるのか、また敷地から放出するような検討もやってみて、例えば、反射の影響というのがありやなしやというようなことの検討も行っておりますので、その辺の実際の審査の中でも御説明しておりますので、その辺次回の御説明のときにちょっと詳しく御説明をさせていただければと思います。

○竹中委員

あともう一点、この対馬南西沖断層群ですけど、連動ということではされているんですが、これは遅れ時間とか入っているんですか、連動に対して。例えば、連動というのは対馬南西沖断層群と、それから宇久島北西沖断層群の連動という意味ですよ。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

はい。

○竹中委員

それは、どちらから壊れるか（どちらから壊れるか分かりませんが）、そしてもう一方が破壊する際の遅れ時間について、いろいろケースを検討された結果ということなんでしょうか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

まず、結果、結論といたしましては、これ全てが一気にずれ動いたということで、最大でパワーを持たせた検討になってございます。当然、連動の場合は時間差等もあるかと思えますけれども、その辺は結局時間差をつけますと、その分、波が分散しまして、結果といたしましては、敷地への影響が小さくなりますので。

○竹中委員

それは実際に計算された結果なんですか。例えば、南海連動なんかですと、遅れ時間があるとかえって大きな津波が出たりしますけれども、それはそういう遅れ時間を持たせて計算された結果、そういうことがわかったということなんでしょうか。

○九州電力（赤司技術本部原子カグループ長）

済みません、詳細な、最終的に全部一気に壊した検討結果に至る過程はまた御説明させて

いただきますが、例えば、南海トラフ等のような複数のアスペリティ、SMGAを持ったような大きな断層ですと、かなりおくれ時間の影響等出てくるかと思えますけれども、多分、断層の規模等による感度もあるかと思えますけれども、その辺考え合わせた上で最終的に全部破壊させたほうが効くというような結論になっておりますので、その辺の詳細についてまた御説明させていただければと思います。

○竹中委員

分かりました。

○工藤部会長

よろしいでしょうか。片山委員どうぞ。

○片山委員

一般的なことにはなるんですけれども、いろいろ対策されて、例えば、防護ネットの経年劣化、潮風が当たってどれぐらいで劣化するかとか、多数のセンサーですね、温度計とか線量計、火災報知機等の点検が定期的には必要になると思うんですけれども、これまで以上にこういった対策を多くしたということで、点検の負荷というのかなりふえると思うんですけれども、今の人員、これまでの人員そのままやるとなると、かなりの作業員への負荷になるかなと思うんですけれども、そういった各種センサー系のチェック体制というのは、もう既に検討済みということでしょうか。

○九州電力（佐名木玄海原子力発電所保修第二課副長）

保守の点検につきましては、今後計画を立てていきますけれども、保全プログラムという中で実際計画を立てて定期的に点検等を行っていきますので、現状の体制でも特に問題ないと考えております。

○九州電力（林田発電本部原子力管理部長）

補足しますと、川内のほうでは既に稼動しておりまして、実際いろんな計器もつけておりますし、竜巻のネットもあります。これらにつきましては、保全プログラムをつくって、実際、今、1サイクル動かしましたので、その経験も踏まえながら保全サイクルは変えていきます。今のところ、今の点検頻度等で誘因的な問題としては生じておりません。

○片山委員

もう一つ、14ページのところで、水素爆発防止対策として2種類の装置が設置されていますけど、なぜ2種類あるかというのは御説明いただけますでしょうか。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

まず、玄海3、4号機につきましては、PARとイグナイタ、2種類の水素対策設備を設置してございます。PARにつきましては、放射線水分解で長期的に発生する水素を減らしていくという観点で設置しているものでございます。一方、イグナイタにつきましては、短期的に多量の水素を燃焼させるという、燃焼域だとイグナイタのほうが高うございますので、8%以上の濃度を13%以下に抑えるためにイグナイタを設置しているという、若干目的が異なったものを設置しているものでございます。

以上でございます。

○片山委員

それぞれ5台、13台ということで台数が決められていますけど、これはそれぞれ容量、処理量を計算して台数を決められていると思うんですけども、静的な触媒のほうは定期的に発生してくる水素ということだと思うんですが、上の電気式のほうというのは、どういった状況を想定して13台というのを決められたかの説明をしていただけますでしょうか。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

まずPARから申しますと、長期的に叩くというものでございますので、原子炉の格納容器の上のほうに5台設置してございます。それは水の放射線分解ですので、上がってくるものを自然に処理していくという考え方でございます。一方、イグナイタにつきましては、短期的に多量の水素を発生する可能性があるということでございますので、その水素の放出経路なり、小LOCAだと加圧器逃がしタンクから漏えいが考えられますので、そのあたりに付けたり、あと、上部のほうのループ室の上のほうも付けているというのと、あと水素の成層化のリスクも考えまして格納容器のトップのほうにも2台付けている、計13台、流路で叩くという考え方でつけております。で、想定水素の量としては、一応75%のジルコニウム反応量だとフリーボリュームが玄海3、4号機は大きゅうございますので、13%以下というのは確認しているんですが、ほかの熔融燃料の広がり不確定性を考えて、MCCIが発生した場合の水素の不確定性を考慮すると、13%を超える可能性がございますので、イグナイタを使うということで、8%以上で証明できるというのを確認してございますので、それで解析を行って、13%未満になるというのを確認しているものでございます。

長くなりましたけれども、以上でございます。

○片山委員

ありがとうございます。

○工藤部会長

よろしいでしょうか。ほかにございますか。

じゃ、私から1つ、電源関係のことで確認をしたいんですけども、直流電源について、18ページに、常設と重大事故対処用の蓄電池で24時間の電力供給が可能というのと、直流電源用の発電機による24時間の供給が可能とありますが、この意味が、24時間プラス24時間というのができるという意味か、それとも両方合わせて24時間できるのかを確認したいんですが。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

ちょっと誤解を与えるような表現になってございまして、実際、常設の電池、DB側の蓄電池とSAの蓄電池で24時間の電源供給が可能でございまして、それが無い場合に直流電源用の発電機を使えるということで、それと同じということで24時間、これは別でございまして、実際にはこれは燃料補給で7日間使えるような形で考えてございまして、上の24時間と少し表現が似て、何か追加ということになってございます。済みません、そこはちょっと誤解を与えているようでございまして、訂正させていただきたいと思えます。

○工藤部会長

19ページにその組み合わせが書いてあるので、この直流電源用の発電機がタンクだけで7日間もつという意味ですね、プラスして。24時間ではないわけですね。

燃料のことについてもお尋ねしたいんですが、この19ページの図に燃料タンクが、図ですから1つだけですけれども、従来からのタンクに加えて増設されているんだろうと思えますけれども、やはり共通原因という意味で、複数置かれているんじゃないかなと思えますのと、その全体の容量が規制で要求されているものに対してどれぐらいの余裕を見ているかといったこと、これに用いる燃料というのは全ての発電機において共通なものでしょうねということ、それを確認させていただきたいんですが。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

ちょっとこの絵が誤解を招くようでございまして、これは大容量空冷式発電機用に個別、単独に乗った燃料タンクでございまして、これとは別に、DG用の燃料タンクがございまして、それとはまた別に貯蔵タンクというのを新たに設置してございまして、それがございしますので、ちょっと分割してございまして、大容量空冷式の地下タンク、それと30klが連続

してできるタンクというのがここにございますという絵でございます。ということで、そういう意味では、貯蔵タンクを別に、200klを1プラント2台持ってございますので、それはまた別にございます。

○工藤部会長

それらは全部、油質としては共通ということで。

○九州電力（秋吉発電本部原子力電気計装グループ長）

はい、共通に使えるものでございます。

○工藤部会長

はい、ありがとうございました。

追加して何か御質問等がございますか。よろしいですか。

じゃ、ここでちょっと一旦休憩をとというふうに言われておりますので、いかがでしょうか。

じゃ、10分間休憩をとらせていただきます。ありがとうございました。

<休 憩>

○工藤部会長

それでは、会議を再開させていただきますが、休憩前に引き続いて九州電力さんからの説明をお願いいたします。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

九州電力発電本部放射線安全グループの畠埜でございます。私のほうからは、この資料1-3-2、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉重大事故等対策の有効性評価について御説明させていただきます。

お手元に参考資料が若干分厚い資料が置いてあるかと思いますが、適宜こちらのほうも参照しながら御説明はさせていただければと思っております。そのときはページを読み上げますので、よろしくをお願いいたします。

それではまず、パワーポイントの1ページをお願いいたします。

重大事故等の有効性評価でございますが、実用発電用原子炉及びその付属施設の位置構造及び設備の基準に関する規則、ここでは設置許可基準規則と記載しておりますが、この第37条に基づいて実施しているものでございます。

実施に当たりましては、評価対象とする事故シーケンスの整理、対応する評価項目の設定、計算プログラムを用いた解析などというものをを行うことで、設備、手順、体制を含む事故対策の有効性を確認しているものでございます。このため、よく有効性評価と呼ばれることが多くございまして、これについて御説明をさせていただきます。

まず、2ページでございませけれども、この有効性評価でございませが、大別すると4つに分かれます。表の一番左側の表で、運転中の云々と書いてあるところから下、運転停止中と4つございませ。

一番上の表の運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故と、いわゆるこれは炉心損傷の防止対策。その下にございませ運転中の原子炉における重大事故というのが、格納容器破損防止対策でございませ。その下が、SFPにおける燃料の破損防止対策、一番下が運転停止中の原子炉ということで、停止中における炉心の損傷の防止対策と、この4つに分類されているものでございませ。

これさらに20のシーケンスグループに分類されておりまして、各々そのグループの中で評価対象とする事故が選定されているものでございませ。

1ページに若干戻りますが、炉心損傷の防止、格納容器破損防止対策の有効性を確認するという観点から、事故シーケンスの選定について御説明しているものでございませ。

ここには玄海3号炉、4号炉を対象とした確率論的リスク評価、PRA呼ばれていませが、これらの知見を踏まえまして、重大事故等に対処するための対策が基本的に同じである事故シーケンスグループというもののグループ化を行います。

その後、施設対策の有効性を確認する観点から、最も厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定、対策の有効性を評価してございませ。

本日、このことを御説明を予定しておりましたが、またパワーポイントの2ページ目をお願いしたいんですが、黄色でハッチングされているものでございませして、雰囲気圧力・温度による静的負荷というもののうち、格納容器過圧破損という破損モードを対象とさせていただきます。

これは具体的に何をやっているかということ、大破断LOCA時に低圧注入系、高圧注入系、CVスプレイ系が喪失する事故でございませ。この事故は20個のシーケンスのうち、炉心溶融に至る時間が最も早い事故でございませして、格納容器の過圧破損だけでなく、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材の相互作用、いわゆるFCIと呼ばれるもの、溶融炉心・コン

クリート相互作用のMCCIと呼ばれるものと同じような事故になっておりますので、体制を含めた全体的な安全性を評価する上では、このシーケンスが一番最適ではないかというので御説明として選んだものでございます。

事故シーケンスの選定をお手元にある参考資料を使って若干御説明したいと思います。

まず、PRAの観点からの御説明でございますが、参考資料1の頭のほうでございます。

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

済みません、お手元に参考資料が2つあるかと思えますけれども、下のほうに九州電力株式会社と書いてあるほうをお願いします。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

恐らく2つ目の目次の耳がございまして、1という耳がございまして。そこに1-66ページから若干PRAのことに触れさせていただいているところがございまして。恐らく1-66ページにレベル1PRAのイベントツリーのものが書いてあるところがあるかと思えます。その青い耳の1-66ページのところでございまして。

まず、事故シーケンスグループを選ぶという観点から、内の事象に伴うレベル1PRA及び運転停止時及び外部事象のPRAを実施してございまして。ここで1-66ページから68ページがレベル1、1-69ページが外部事象ということで津波・地震のレベル1PRAのイベントツリー、1-71ページのほうが停止時、今回対象とさせていただきました格納容器の過圧破損につきましては、1-70ページ、ちょっと小さくて見にくうございましてけれども、1-70ページの δ というモードがございまして。これは何かと申しますと、静的な過圧という破損モードでございまして。この中の事故シーケンスを今回御紹介させていただこうと思っております。

ただ、参考でちょっとPRAについて補足させていただきますと、以前、我々がやっていたPRAよりも非常にシンプルなイベントツリーになっているんじゃないかという御感想をお持ちになるかもしれませんが、今回の新規制基準の実施に当たりまして、実施したPRAと申しますと、緩和策としては設計基準事故（対処）設備のみを考慮しているということ、すなわちDBA設備だけを考慮しているものでございまして、以前、設置許可基準規則が制定される前に整備したAM策と、いわゆる昔のAM策というのは考慮しないという前提で実施してございまして。このため、イベントツリーとしてはシンプルなイベントツリーとなっております。それが補足でございます。

次に、私が今日御説明させていただくCVの δ モード、水蒸気と非凝縮性ガスの蓄積による準静的な過圧による破損というモードでございますが、これは簡単に申しますと、1-70ページのイベントを見てみますと、炉心が損傷して格納容器の冷却に失敗して、格納容器の圧力が徐々に上昇して過圧破損に至るといふ事故でございます。

次に、このモードからどのような事故を想定していくかというようなところで具体的な事故を選んでまいります。最終的な結果だけ申しますと、1-41ページの事故シーケンスの選定という表がございます。1-41ページをお願いいたします。この格納容器を過圧破損させる仲間として、最終的に選んだのが大破断LOCA時に低圧注入系、高圧注入系、CVスプレイ系に失敗するケースと、中破断LOCA時において高圧注入系とCVスプレイ系に失敗する事故があると。この2つが残るといふことでございますが、これは対策の時間等々も考える観点がどちらが厳しいかということを鑑みまして、最終的に大破断LOCA時に高低圧注入系の失敗、CVスプレイが喪失するといふ事象を選定したものでございます。

具体的な評価に当たりましては、SBO、全交流電源喪失と原子炉容器冷却水の喪失というものも重畳させて考慮してございまして、後ほど御説明いたします常設電動注入ポンプによりますスプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を併せて確認したといふものでございまして、これはちょっとまた後ほど御説明いたします。

以上、簡単ですが、対象とする事故の選び方でございます。

資料1-3-2にまた戻らせてください。

3ページをお願いいたします。

3ページは、先ほど御説明した格納容器の破損防止対策でございます。この事故の中でクレジットをとって確認するものは、先ほど申しました常設電動注入ポンプによるスプレイと格納容器再循環ユニットによる自然滞留冷却といふものでございます。

4ページですけれども、これは本日御説明させていただく格納容器過圧破損に関する御説明でございます。

5ページをお願いします。

これ以降の資料構成をお示ししているものでございますけれども、この事故は、格納容器の過圧破損だけではなくて、併せてセシウム137の放出量の評価も実施してございます。このため、そういう面も含めて、この事故を御説明することで、SA対策の有効性の全般を御理解いただけるかなとまた考えてございます。

6 ページをお願いいたします。

これは事故の大まかな流れというものをお示ししてございます。ちょっと繰り返しますが、大破断LOCAでECCS系の失敗、CVスプレイの失敗をするものでございまして、炉心損傷はするという事故シナリオがございまして、緩和措置がなされない場合につきましては、格納容器内へ流出した1次冷却材、また、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気などによって格納容器の圧力が上昇して、格納容器の破損に至るおそれがございます。これは先ほど申しましたとおり、常設電動注入ポンプによるスプレイ、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却というものを行うことによって破損防止を図るというものでございます。

7 ページをお願いいたします。

重大事故対策等の概略系統図でございます。今回、太線でお示ししているのは、今回のこの事故で起動操作などの準備を行う系統でございます。新たに追加した、先ほどのSA対策システムとダブるんですけども、二点破線で示しているものでございます。今回、最終的には解析コードを使って解析を行うわけなんですけども、それに関しては、先ほど申しましたように、常設電動注入ポンプとCVスプレイの自然対流冷却というものでございますが、このほかにもいろんな要因の評価をする観点等々から、こういった大破断LOCAプラスのSBO事象が発生した場合には、当然、電源の回復なり、ほかに大破断LOCAじゃない場合は高圧で事象が推移して格納容器を強制減圧しなければならないときに格納容器（内の加圧器）逃がし弁をあけるための設備なんかも当然準備するというものでございますので、後ほど御説明いたしますが、人員を評価する観点から、これらの設備を起動する準備というものも併せて評価をしているものでございます。

簡単に関連だけ御紹介させていただきますと、図の下の左側にアニユラスの空気浄化ファンがございまして、こちらは解析はセシウムの放出量評価のときに起動を期待しているものでございまして、水素の滞留防止効果も兼ねてございます。また、先ほど申しました左側の真ん中ぐらいに加圧器逃がし弁の強制開するための窒素タンク、窒素ポンベを示してございます。炉心注入のバックアップとして、モーター冷却水をポンプ出口から取水する自己冷却による充てんポンプ、Bの充てんポンプによって炉心を注入する対策も準備してございます。

このような事故の場合、炉心が露出すると、事故後に水反応による水素が発生いたしますので、水素濃度の測定を行う設備、ちょっと左側ですかね、その系統と、水素の処理自体を

目的として、図の真ん中ですが、イグナイタと静的触媒式水素再結合装置を設置しているというものでございます。

次に、8ページをお願いいたします。

ここには事故の具体的なフローをお示ししているものでございます。有効性評価につきましては、計算プログラムを用いた解析という側面もでございますが、先ほど申しましたように、7日間外部からの支援がなくても対応が可能であるということをお示しする必要がございます。要員と資源の評価というものも併せて実施してございます。このため、計算プログラムによる解析の対象とはしておりませんが、事故が発生する前の諸操作についてもこのフローでまとめているものでございます。

この事故につきましては、ちょっと解析の流れと作業の流れが若干混在する分があるんですが、解析の流れで申しますと、全交流電源喪失が事故後0秒で発生いたします。原子炉は1次冷却材ポンプ電源電圧低でトリップ、その後、原子炉圧力低、原子炉（格納容器）圧力高などをし、非常用炉心冷却設備作動限界値、格納容器圧力上昇によるスプレイ作動限界値に到達いたしますが、全交流電源を喪失しているということから、高圧注入系、低圧注入系、CVスプレイ系の作動が失敗していると。事故後11秒で蓄圧注入系が作動し、事故後1分でタービン動補助給水ポンプによる補助給水流量を確立されるというものでございます。

9ページをお願いいたします。

①の矢印の下ですが、早期の電源回復が不能と判断いたしますと、常設電動注入ポンプの準備、横のほうに行くんですが、電源確保のための大容量空冷式発電機の準備、被ばく低減のためのアニユラス空気浄化ファン、中央制御室非常用循環ファンの起動準備、使用済み燃料ピット（監視）のための可搬型監視計器の設置、水源を確保するための可搬型ポンプの準備、移動式大容量ポンプ等の準備を行ってまいります。

フローのまた左側に戻りますが、これは漏えい規模が大きいLOCAというもの等を確認した場合には、常設電動注入ポンプの注入先をスプレイ側に切りかえます。この際には炉心注入を目的といたしました自己冷却の充てんポンプの起動準備を行います。

フローの左にまた戻りますが、事故後22分で炉心溶融に至りますが、52分で常設電動注入ポンプにより代替格納容器スプレイが開始されるということでスプレイを降るということでございます。

その後、事故後1.4時間で原子炉容器が破損、24時間で移動式大容量ポンプ車から格

納容器再循環ユニットへ海水を通水することで、格納容器自然対流冷却を開始いたしまして、常設電動注入ポンプによる代替スプレイを停止、事故後26時間で格納容器の圧力温度が低下して安定状態に至るというフローで評価してございます。

真ん中のフローのところに書いているんですけども、大容量発電機車により電源回復いたしますと、解析では模擬していないんですが、水素濃度計の運転だとかイグナイタの起動も可能となるという流れとなっております。

10ページをお願いいたします。

作業の所要時間を評価したものでございます。体制といたしまして、先ほど御説明のありましたように、52名で3・4号の同時被災の対応をするという体制で対応することとしてございます。

ここでは、一番上の経過時間のところに、解析で運転操作を期待している時間というものを書いてございます。例えば、解析では52分で代替格納容器スプレイを実施しますが、その準備が運転員によって実施できること。あと、アニュラス空気浄化ファンを60分で起動いたしますが、それが保修対応要員によって実施可能であるということを確認しているものでございます。

11ページをお願いいたします。

ここでは、移動式大容量ポンプ車の準備が24時間までに実施できるということをお示ししているものでございます。

12ページをお願いいたします。

ここからは計算プログラムを用いた解析について御説明させていただきます。

第1表は主要解析条件についてお示ししているものでございます。解析に用いた計算コードでございますが、シビアアクシデント解析コードとして広く用いられておりますMAAPコードを使用してございます。MAAPコードの特徴というのを簡単に説明させていただきますが、参考資料の頭のほうで、1の23ページを御覧いただきたいと思います。

参考資料の1の23ページ(3)というところに、MAAPというところがございます。

もう1ページめくっていただきまして、1の24ページでございます。これがMAAPコードを模擬しているものでございまして、炉心につきましては被覆管の酸化、変形などがモデル化されておまして、1次系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器がモデル化されております。特に、炉心損傷の計算、リロケーションも含めた炉心損傷の計算ができるとい

うのが特徴的なコードでございまして、原子炉容器内での燃料の挙動、溶融炉心と水との反応、また、格納容器内での溶融炉心と水との反応、コンクリートの反応を解くことができます。

あと、もうちょっと絵的なものがないかと思って探しておりましたら、ここが資料の後ろのほうになるんですが、一番最後の耳をあけていただくと、その一番後ろのほうに添付の添についているシリーズがございまして。こちらの添3.1.1.4-1ページというところに、MAAPコードのCVモデルというものをお示ししてございまして。これは、MAAPコードは上部区画と外周部、下部区画、原子炉下部キャビティ区画に分けて評価して、格納容器内の挙動を解いているものでございまして。

また資料の1-3-2の12ページに戻ります。

初期条件でございまして。

炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度は、評価結果を厳しくするように定常誤差の上限値を用いてございまして。具体的には、炉心熱出力が102%、1次系圧力は15.62MPa、1次冷却材平均温度は309.2℃というような定常誤差を考慮した上限値を用いてございまして。

炉心の崩壊熱でございまして、日本原子力学会推奨値に基づく核分裂性物質の崩壊熱にアクチニドとしてORIGEN2コードに基づくアクチニドの崩壊熱を加えたものを使用してございまして。当然、サイクル末期のほうが厳しいので、サイクル末期を想定してございまして。

また、この玄海3、4号機の一つの特徴として、3号がMOX炉心、4号がウラン炉心となっておりますが、長期的な崩壊熱の観点からはMOX炉心には厳しいということで、MOX炉心側の崩壊熱を用いた評価を行ってございまして。

また、格納容器の自由体積、ヒートシンクにつきましては内圧にとって厳しくなるように、設計値が小さめの値というものを採用しているものでございまして。

13ページをお願いいたします。

事故条件でございまして。起因事象でございまして、大破断LOCAでございまして。破断位置、破断対応でございまして、事象進展が早く炉心溶融が、原子炉容器の破損が早くなる高温側配管の両端破断を想定してございまして。

安全機能に関する過程でございまして、高低圧の注入系、CVスプレイ系の喪失、また、電源系でございまして、全てだめと。SBO、全交流電源喪失でCCWも喪失して、外部電

源もないというケースを想定してございます。

水素の発生要因でございますが、これについてはジルコニウム-水反応は考慮してございますが、放射線水分解とか金属腐食による水素発生についてはこの規模が小さいと判断してございまして、これは考慮をしてはございません。

14ページをお願いいたします。

重大事故に関する機器の条件でございます。

原子炉トリップ信号は先ほど申しましたようにSBOでございまして、1次冷却材ポンプ電源電圧低でございまして、設定としては定格値の65%、応答時間としては1.5秒としてございます。

タービン動補助給水でございまして、起動遅れなどを考慮して200m³、事故後1分後に4基のSGに200トンで給水されるとしてございます。

蓄圧タンクの関係でございまして、作動のタイミングをおくらせて注水を少なくするという観点から、管理上の最低の圧力である4.04MPa、保有水量は最低水量として1基当たり26.9m³としてございます。

自然対流冷却に期待する格納容器の再循環ユニットについては、2台が作動するものとしてございます。

静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにつきましては、水素処理によって水素分圧の低下をさせ、格納容器の圧力を低下させる効果も考えられますので、これらの効果には期待してございません。

次に、運転員の操作でございます。

常設電動注入ポンプの起動につきましては炉心溶融から30分、常設電動注入ポンプの停止につきましては、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却が開始される24時間後というふうにしてございます。

次に、15ページをお願いいたします。

15ページから解析結果についての御説明でございます。

事故の推移をざくっと述べさせていただきますと、大破断LOCAで炉心に注水する手段がございませんので、炉心が露出して炉心が溶融していくと。その後スプレイは行いますが、炉心の溶融は進展していったら、溶融した炉心は原子炉の下側に落下していったら、その後、溶融した炉心によって原子炉容器が破損、溶融炉心は原子炉下部キャビティに落下していく

ということになります。

先に説明すればよかったんですけど、参考資料の（添）3. 1. 1の18-1ページ、後ろのほうでございます。

こちらの、この事故の原子炉水位の関係と格納容器の圧力の関係と、あと下のほうに漫画ちっくな絵で、炉心がリロケーション、溶け落ちていくような様子をお示したものでございます。①から、MAAPのこの解析結果なんかによりますと、これは紫色が燃料をあらわしているんですが、中央部から溶け始めて②の下部ヘッド側に落ちると。原子炉容器を破損させて、最終的には⑥番のように全ての熔融炉心がキャビティ水中に落下していくというのが、済みません、先に御説明しておけばよかったんですけど、これがイメージでございます。

また今の1-3-2の図でございますけれども、これは原子炉容器の水位の推移、ウオーターレベルの推移でございます。破線が炉心の上端と下端を示しているものでございまして、事故発生後、蓄圧注入水が停止するとともに、水位が低下して炉心が露出、22分で炉心溶融が開始と。断続的に原子炉容器下部ヘッドへ熔融炉心が落下して1時間を超えたところで水位がゼロになっているというものでございます。

第3図に、この燃料の最高温度の推移をお示してございますが、これも同じように22分で炉心溶融が始まって、二酸化ウランが融解して、2時間の手前で全ての燃料が落ちてしまうということになってございます。

次、16ページをお願いいたします。

これも先ほどの参考資料を見ながらごらんいただけるとありがたいんですけども、第4図に、事故後4時間までの原子炉格納容器圧力、第5図に、同じく事故後4時間までの原子炉格納容器内の温度をお示してございます。破線がその判断基準でございます。圧力については、最高使用圧力の2倍、2Pdと呼ばれる0.784MPa、温度については制限値では200℃というのを表してございます。

事故後52分で常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うことで、圧力、温度とも一旦は低下傾向を示すんですけども、1.4時間で原子炉容器が破損いたしますと、その後断続的に原子炉下部キャビティの中に熔融炉心が落下して、流出がとまるまで圧力、温度とも上昇してまいります。

ここで言えることは何かということなんですが、熔融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した場合でも、急激な圧力上昇が発生しないということから、炉外の熔融燃料冷却剤

の相互作用、いわゆる F C I による原子炉容器の破損に至らない結果となったというものでございます。

次に、17 ページをお願いいたします。

第6図に事故後48時間までの原子炉格納容器圧力、第7図には格納容器内の温度を示しているものでございます。破線は先ほどと同じような判断基準でございます。こちらでも2.6時間後に熔融炉心の流出が停止するという事で上昇が緩和されて、圧力については15時間で最高値である0.2444MPaになりまして、24時間で自然対流冷却を開始することによりまして、さらに低下していくということが示されてございます。温度につきましては、事故後24時間で常設電動注入ポンプが一旦停止するという効果で、若干26時間まで140℃まで上昇いたしますが、その後、自然対流冷却によりまして温度が低下していると。これらから格納容器の自然対流冷却と常設電動スプレイによりまして格納容器の過圧破損が生じない結果となっております。

18 ページをお願いいたします。

図8でございます。これは格納容器の圧力に占める水蒸気と水素の分圧のトレンドをお示ししたものでございます。これは何のためにやったかと申しますと、もともと格納容器内の水素が内圧に与える影響は小さいということがこの結果から示されてございます。このことから、ジルコニウム-水反応による水素発生というのは考慮していたんですが、放射線水分解、金属腐食反応というのはこのジルコニウム反応よりもずっと小さいということから、計算の過程上、放射線水分解と金属腐食反応は考慮していないということの仮定が妥当であるということがここから言えるというものでございます。

19 ページをお願いいたします。

第9図でございます。原子炉下部キャビティ室の水量の推移と、第10図がベースマット侵食深さの推移でございます。先ほどちょっと参考資料の中の添付の添3.1.1.4の1ページ、MAAPの3.1.(1.)4の1ページでございますが、MAAPコードの添付3.1.1.4-1でございます。先ほどMAAPコードの格納容器内の分割図を御説明した際に使った図でございます。添3.1.1.4-1でございます。こちらのキャビティの水量というものは、この図で申しますと、④の部分の水量をお示ししているものでございます。ここに熔融炉心が落下する前にあらかじめ水を貯めるということを実施することによりまして、熔融炉心が下部キャビティの底部のコンクリートと直接的に接触し反応することを

防いでいるというものでございます。

この図を、また今、資料1-3-2の19ページの図9を御覧いただきたいんですが、52分に常設電動注入ポンプによってスプレイ開始されるということで、原子炉容器の破損が始まる1.4時間前までにはキャビティ水位が1.1m確保されているということから、有意なベースマット侵食は発生しないという結果となっております。

以上がプラントの解析関係の主な結果でございます。

あと詳細な説明はちょっと余り時間もないのでどうかと思っているんですが、参考資料のまたちょっと3の1の37ページ、参考資料、先ほどと同じ、耳の3のところからあけていただいたほうが早うございます。3.1の37ページ、3.1-37ページでございます。この事象をいろいろな面から検討するに当たりまして、いろんな物理的な不確定性だとか、運転員操作の不確定性なんかを考慮して幾つかの解析を追加して行っております。

それが一つの例として、3.1の37ページを御覧いただきたいと思います。これは何をしたかと申しますと、原子炉下部キャビティに熔融炉心が落下した際の熔融炉心の挙動、これに対する不確定性を考慮してございます。何を不確定性考慮したかということ、メルトが基本的には粘性が高いものでございますので、基本的には広がりやすいとは考えているんですが、これが逆に広がらないと仮定した解析を実施してございます。その破線が感度解析の結果でございます。この仮定を行いますと、コンクリート側に熱が逃げていって、底部のコンクリートが侵食されるということにはなるんですが、キャビティ水位側に逆に水が、エネルギーが行かなくなるというような結果となっております。

次に、もう一ページめくっていただきますと、38ページ、39ページ、40ページということで、LOCAを超える破断があった場合にどうなるかというのも評価してございます。38ページが、高温側破断の全周破断、39ページが低温側破断の全周破断、40ページがRV下部の全周破断ということで、LOCAを超える事象、エクセスLOCAの解析を実施してございます。これを読みましても、常設電動注入ポンプによって代替スプレイを実施することによりまして、格納容器の破損の防止ができるというものを確認してございます。

次に、41ページでございます。こちらは常設電動注入ポンプによるスプレイの流量の感度を見たものでございます。これちょっと、このCVのもともとの解析は130で、MOXの評価で140という流量を使っていることもございまして、どちらのほうが厳しいかというものを確認したものでございます。当然でございますが、140にしたほうが楽な結果に

なるというものでお示ししているものでございます。

42ページ、43ページには、格納容器再循環ユニットの除熱特性、水素が大量発生した場合に、除熱抑制が起きた場合にどうなるかというような評価を行ってございます。

最後の44ページでございます。

これは常設電動注入ポンプによるCVスプレイを今52分と申し上げていますが、60分に遅らせた場合どうかという運転裕度を確認したものでございまして、感度解析の結果、ほぼ重なった状態ということになってございますので、有意な差はなく、格納容器破損を防護できるというようなことも実施しているという御紹介でございます。

ここまではプラントの過渡挙動の解析についての御説明でございます。

次に、また資料の1-3-2に戻りまして、20ページをお願いいたします。

ここからは大気中へのセシウム137の放出量の評価について御説明いたします。

これも大破断LOCAプラスの低圧注入、高圧注入、CVスプレイの失敗という事故を対象としてセシウム137の放出量の評価を行ってございます。これも炉心溶融が早いということと、格納容器圧力が高く推移して放射性物質の放出量が多くなるということから対象としたものでございます。ちょっとここは結果から述べているのですが、事故後7日までのセシウム137の放出量は4.5TBqとなっております。事故後30日及び100日までを参考で評価しているんですが、4.8TBqとなっておりますので、評価上は有意に増加せず、福島事故の場合の2,000分の1程度まで低減されているという結果となっております。

21ページをごらんください。

じゃ、具体的にどのような評価をしたのかという御説明でございます。評価法は左側で、右側に概略図をお示ししたものでございます。この評価につきまちは、MAAPのような解析コードを用いて計算したものではありませんで、まず、セシウム137の炉心内蓄積量はORIGENコードか何かでこれは評価いたします。その後、格納容器内への放出割合というのを後ほど御説明しますが、NUREG-1465と更新ソースタームの条件を使って設定することで格納容器内の放出量というものを設定しています。その後、格納容器内のセシウムの低減効果というものを考慮しているんですが、これはスプレイによる低減効果及び格納容器内での沈着による効果というものを考慮してございます。

左側が評価フロー、右側がその評価の概略図でございます。まず、第11図の下側ですかね、

その炉心内蓄積量を評価して、格納容器内に放出される放出割合というのをNUREG-1465に基づいて評価すると。格納容器内での低減効果というものもございまして、それについてはCVスプレイ、常設電動注入ポンプによるスプレイによる低減効果と、重力沈着による沈着、格納容器の沈着の効果というものを考慮します。その後、格納容器の漏えい率を評価するんですが、これはもう、このときのCV内圧で設計漏えい率を十分上回る値として0.16%/dayというものを設定してございます。じゃ、どこにこれが漏れていくかと申しますと、DBAなんかでもよく使うんですが、97%がアニュラス部へ、その残りの3%がアニュラス部以外のところへ出ていくということで放出されると。ただし、アニュラス部に放出されたものにつきましては、事故後62分でアニュラス空気浄化系が起動いたします。ここでフィルタのクレジットが99%取れるという効果を期待いたしますと、7日間で4.5TBqになるという結果となっております。

次に、今もしお手元の参考資料をあけていたら、先ほど見ていたページの次のページ、3.1-45ページ、3.1、耳の3の頭からあけていただいて3.1-45ページにセシウム137の放出放射エネルギーの推移というものをお示ししてございます。これを見ましても、アニュラス空気浄化系が有効になることによりまして放出量が低減されていると、放出量低減に寄与しているという結果をお示ししているものでございます。

あと、申し述べていなかった資料の1-3-2にまたちょっと戻らせていただきますが、22ページでございます。こちらの第2表が事故後の炉心内蓄積量で、セシウムは 3.5×10^{10} の、先ほども書いていますが、 10^{17} 乗Bqで、NUREG-1465で用いた格納容器の放出割合でございますが、セシウムはアルカリ金属でございますので、こちらの赤で囲んだ割合と、Durationで書いてございます、ここ期間で放出されると。全体の75%が放出されるということとしてございます。

23ページをお願いいたします。

ちょっと順番が悪かったんですが、解析の条件の一覧表でございます。炉心内蓄積を評価する観点から、熱出力102%でずっと運転したということで、玄海3、4号機ともウラン燃焼度4万8,000 (Gwd/t) でございますので、原子炉の運転時間は3万時間としてございます。これらの時間等は、説明は繰り返しませんが、これらの条件で放出評価いたしますと、セシウム137、事故後7日までは4.5TBq、30日、100日まで評価しましても4.8TBqでございまして、100TBqというものを十分下回る結果となって

いるものでございます。

最後に、24ページでございますが、必要な要員と資源の評価でございます。要員については、先ほどちょっと申し述べました一覧表、フロー図などによりまして、52名で対応可能であるということの評価してございます。

一方、必要な資源、具体的には水、燃料、電源について評価してございます。水源につきましては、代替のスプレイに必要量として、3,480^mの水量となりますが、燃料取替用水タンクの使える1,960^mと、あと補給をするということで、この3,480^mを供給することができるというふうに評価してございます。

また、燃料につきましても、この事故で稼働が考えられます大容量空冷式発電機とか、移動用大容量式ポンプ車、代替緊急時対策所の発電機などをトータルで評価すると、7日間で284.5kℓとなります。これは先ほど御説明ありました燃料貯蔵タンク等々の貯蔵容量376kℓでございますので、十分賄うことができると評価してございます。

また、電源につきましては、必要な負荷は440kWでございまして、大容量空冷式発電機の給電容量3,200kWで給電可能であるというふうに評価してございます。

以上、大破断LOCA時に低圧注入系、高圧注入系、スプレイ系の機能が喪失する事故を対象とした有効性評価について御説明させていただきました。

以上でございます。

○工藤部会長

どうもありがとうございました。

それでは、ただいまの資料に基づいた説明についての御質問、御意見をお願いしたいと思います。守田委員どうぞ。

○守田委員

3つほどお伺いしたいと思います。

まず、新規制基準の中では、重大事故のシーケンスを選定する際に、これまでのPRAの知見、もしくは個別のプラントのPRAの知見を踏まえた上で事故シーケンスを抽出しなさいということになっていると思いますけれども、具体的に玄海の3号、4号の確率論的なリスク評価の知見というものは、具体的にはどのような知見を踏まえられたのかということについて、まずお伺いをしたいと思います。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

従前からの全プラントを対象にしたPRAを実施してございました。今回、残念ながら、言葉の選び方を間違えました。設計基準事故のみを、設計基準事故設備を対象としたPRAを実施。例えば、ATWSなんか起きた場合には緊急ほう酸濃縮なんかの対策を打つんですが、それは一応、設計基準事故では、今回、昔の電中研の研究じゃ期待していないということで、期待はしておりません。ということで、一応評価をすると、CCW喪失によりますRCPシールLOCAの確率がほとんどのみ（支配的）なったものになってしまうと。すなわち、それはなぜかという、本当だったらCCWに復旧の効果だとか、そういった効果を考慮すれば、ある程度確率は下げることができるんですけども、そういった操作は今回考慮できないというところでやってございますので、ちょっと若干、正直なプラントの姿がわかりづらい結果にはなってございます。しかしながら、そういったものを下げていくという努力も必要ではないかということで、耐熱仕様のRCPシールを採用していくなどの対策を取ることが明らかとなった知見の一つかなと思ってございます。

○守田委員

ありがとうございます。それに関連するんですけども、2つの目の質問ですが、きょう御説明いただいたのは、代表性のあるシーケンスとして、2ページのスライドで事故シーケンスグループ、9番目のシーケンスについて説明がございましたが、これ、この9番目のシーケンスがいろんな事故シーケンスの中で代表性を持っているというふうなことについて、ちょっと御説明あったのかもしれませんが、結果が厳しいことでチョイスをしているのか、あるいは確率が大きいということで、これを代表性のあるシーケンスというふうにされているのか、ちょっとそこは繰り返しになるかもしれませんが、もう一度御説明いただけますでしょうか。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

どちらかという、確率ではなくて、影響の大きさで選んでございます。やはり事故の解析だけではなくて、その対応能力も含めた形での評価ということでございますので、要員の能力もちゃんと対応できるということを示すという観点からは、大LOCAでもうECCSがないと、もう炉心損傷をするしかないと追い込まれた事象でも対応できるという観点から、事象の早さという観点からこの事象を代表的に選んでございます。

○守田委員

ありがとうございます。最後、3つ目の質問でございますけれども、14ページになりま

すが、解析の条件のところ、重大事故等対策に関連する機器の条件として幾つか、今回の新規規制基準の対応の中で重大事故等に対する対応策をどのような条件設定で評価をされたかということが示されてございますけれども、一番最後の水素の再結合装置とイグナイタについては効果を期待しないと。その理由については、原子炉格納容器の圧力の観点で厳しくなるように、これについては効果を期待しないというような記載がございまして、CVの圧力の観点で厳しくなるということを抑え、ほかにも機器の条件として厳しくなる設定、もしくはこの重大事故対策の機器が作動しないとか、そういうふうなこともあるかと思うんですけれども、殊さらどうしてこの最後の水素の再結合装置とイグナイタの部分だけ効果を期待せずというふうにされたのか、その判断根拠が少し補足で説明がいただければと思います。

結果が厳しくなるような条件については、解析ですので、いろんな条件設定で、例えば、CV破損になるような条件設定というのも可能かと思うんですけれども、どうしてここで想定された重大事故対策に関連する機器の条件として、ここで想定されたものが工学的に見て十分保守的な範囲内におさまっているということを一方で言わないといけないと思うんですけれども、その点について補足の説明があればよろしくお願いいたします。

○九州電力（島笠発電本部放射線安全グループ長）

御質問ですが、まず、水素の対策についてはちょっとまた別の事故シーケンスを選んでございます。その事故シーケンスと申しますのは、これに、ECCS注入に失敗後、スプレイに成功している、ドライ条件にするという条件につきましては、そのときにPARによる、とちらかというと、低減効果は自由体積の効果が多うございますので、75%のジルコニウム-水反応量を想定しても、玄海の場合、12数%で、13%を多分切っていたと思います。そこはどちらかというと、フリーボリュームの効果、長期的な低減効果としてはPARによるクレジットで見ている。先ほどの御説明と一緒になるんですけど、水素の発生量の不確定性を考慮した場合には、イグナイタを登場させて、水素処理をするという解析で評価してございます。ここがちょっと圧力の観点で評価してございますので、常設電動注入ポンプと自然対流冷却による効果を見たいというもので、この2つによってどれだけ抑えられるかという評価をしたかったので、ちょっとPARとイグナイタというのはここでは考慮していないというものでございます。

○九州電力（林田発電本部原子力管理部長）

ちょっと補足しますと、その有効性、例えば、実際の重大事故の対策要員が、ここに今回設置した新たな設備を使って実際この事故を収束できるかという観点での評価、有効性評価でございますので、さらに、この常設電動注入ポンプが動かなければどうかというのは、もちろん格納容器破損に至るまたシーケンスとしてはあるのでしょうかけれども、その前の非常に厳しい条件を重ねていった上で最後の設備を機能させることができ収束できるかという観点での有効性評価ですので、そのような形になっております。

○守田委員

わかりました。ありがとうございます。

○工藤部会長

ありがとうございました。

では、出光委員どうぞ。

○出光委員

シナリオによりますと、大体4時間後に全ての燃料がキャビティ部に落下するということになっておりますが、ちょっとこのシナリオの中には書いていないんですが、再臨界についてはどのような考え方になっているのか、教えていただけますか。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

ちょっとこの事象かどうか忘れましたが、一応、熔融燃料の未臨界性というのはちょっと今、ここでは手持ちのデータがないんですけれども、確認してございます。

○出光委員

再臨界の可能性はないということによろしゅうございますか。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

はい。再臨界の可能性はないと考えてございます。

○出光委員

あと追加で教えていただきたいんですが、これを冷却するときには、今のところ純水で考えられているとの理解でよろしいですか。ほう酸水をまぜるというようなことは、特には今考えていないということによろしいですか。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

最初はRWS Tが働くときはほう酸水でございますが、最終的には冷却というのが優先されますので、海水までを使うと。優先度はちょっとありますが、最終的には海水を入れると

ということで評価してございます。そのときにも塩の析出による影響とかも評価して実施可能であるという見通しは得てございます。

○出光委員

あともう一点ですが、セシウムの放出について、22ページでは、アルカリメタルということで、金属セシウムの多分蒸気圧から出されていると思うんですが、多少ほう酸が入ってきますが、そのほう酸とかの影響が上乘せになるかどうか、ちょっとそのあたり御検討があるかどうかをお願いします。量的には多分、こちらのほうが圧倒的に多いとは思いますが、プラスアルファがあるかないかという評価をもしされておりましたら。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

ここは、どちらかというと、ほう酸注入の値を使って保守性を優先して、マイクロな話というよりも、あと格納容器の内圧を高目に設定して放出を多目にするような保守性を優先して評価してございます。ちょっとそういったマイクロ的な話まで踏み込んだ評価をしてございません。そこで、十分保守性は担保できるだろうという判断をしているものでございます。

○工藤部会長

ありがとうございました。

片山委員どうぞ。

○片山委員

1点質問なんですけど、21ページのところで、ここは計算コードは使っていないというところだったと思うんですけど、空気浄化設備のほうに97%ということなんですけど、これの評価といいますか、これ計算だけなのか、実際にこれを模擬するようなことで確認されたということなのか、ちょっとお聞きしたいんですけども。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

こちらの、従来、設計基準事故を評価する際に使ったデータをもとにしてございまして、これは多分、海外の知見か、国内の古いプラントの知見がある、十分、漏えい試験か何かをしたときに、どちらにどれだけ漏れるかというものを評価したものをDBA使ってございまして、その値をもとにして使っているものでございます。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

補足しますと、アニュラスというのは、基本的には配管の貫通部とか、そういうのが全部アニュラス側にあるということで、それ以外の部分というのはまさに鋼板と、格納容器その

ものですので、その漏れ出る率を考えると、やっぱり配管貫通部、エアロック等もこっちに
ありますし、そういうペネトレーションと言われるものは全部このアニュラス側に通じてい
ますので、こちら側がほとんどであろうけれども、逆に、鋼板の格納容器のところからも
3%ぐらいはいくだろうという評価をしてやってきたのが従来の設計基準事象でもそういう
ような保守性を持たせてやっていると、そういうことでございます。

○片山委員

3%というのも保守的に見て3%。

○九州電力

基本的にはそういう形だと思います。

○片山委員

わかりました。

○工藤部会長

いいですか。ほかには。はい、どうぞ。

○井嶋委員

プラントについては、私、全く素人なんですけれども、こういう重大事故というのは想定
外の地震や津波ということでも起こり得るということですかね。最大加速度とか設定されて
いますけれども、やはり自然現象というのはどれだけの大きいものが来るかわからないわけ
で、私としてはこの重大事故というのは、どこがどう壊れてどうなったんだというようなこ
とを言われると、ああ、この箇所というのは地震時にはどれぐらいの加速度が生じるだろ
うとか、あるいは外力が加わるだろうかというのは分かるんですけど、向こうのプラントの中
身は全然よくわからないので、1月の会議ではそういうふうな箇所、例えば、配管のこの箇
所が地震時に破損したらこうなるんだというようなこととかは御説明いただけるんでしょ
うか。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

プラント側の事故の選び方というのは、基本的に内的なP R Aだとか、一部ちょっと外的
なP R Aで地震、津波のP R Aを参考にしているところはございます。多分、基本的にプラ
ント側の評価というのは内的なP R Aで選定させていただいておりますので、大L O C A プ
ラスE C C S 注入失敗というものが炉心損傷の早期にする点からは厳しいのかなというふう
に考えております。

ただし、先ほど最後の補足で御説明いたしました、全部の配管が破断するようなパターン、これは地震の加速度によっては確率はゼロではないので、全部が壊れる確率は確かに存在します。そのときに、その破損モードがどういった影響があるかという議論をさせていただいた上で、この両端全部の配管が壊れても大丈夫だというような評価をしていると。ここは地震PRAで出た知見に対する対応だと思いますので、基本をプラント側で選んで、この審査の中では、感度として全部の破断が、LOCAを超えるような破断が起きた場合の評価をしているという意味で、地震対策を完全に網羅しているというわけではないんですが、カバーできているんじゃないかというふうに考えてございます。

○工藤部会長

よろしゅうございますか。ほかにはございますか。

私からまた。最初の守田委員の御質問と関係してですが、表2にありますようないろんな事故シーケンスグループについての生起確率と、それから、セシウムの放出量でシーケンス9を選ばれたというようなお話ですけれども、このそれぞれのシーケンスの生起確率の相対的な起こりやすさ、あるいは起こりにくさが分かるようなデータで、我々から見て分かるようなものがあるのか。それから、セシウムの放出量についても、このそれぞれの事故シーケンスでグループでシーケンス9が断トツに多いのか、ほかと比較してこれを選んだというようなことが分かるような、何かデータがございましたでしょうか。

○九州電力（畠埜発電本部放射線安全グループ長）

PRAについては、きょうはちょっと御用意していないんですけれども、申請書の追補のところに、結果をパイチャートの形で提示してございます。先ほどちょっと御説明したんですが、その結果を見ますと、レベル1だとCCW喪失によるRCPシールLOCAがもうドミナントの結果になっているということになります。セシウムの放出量につきましては、これはPRAの手法ではなくて、どちらかという工学的なやつが大きい、このいろんなCVのシーケンスの中で炉心損傷するシーケンスの中でどれが一番内圧が厳しいかという観点で選んでございます。

○工藤部会長

そういう意味で、確率論的評価と、それから、決定論的なのを合わせて評価されたというのは分かるんですが、それぞれの具体的なシーケンスについて何か相対的な、大きさでも分かるようなものがありますでしょうかということですが。

○九州電力（梶原発電本部放射線安全グループ長）

資料はちょっと今日持ってきていないんですけど、次もございますので、御用意させていただきたいと思います。

○工藤部会長

ほかにございますか。よろしゅうございますか。

それでは、これで先ほどからの1-3-2の御説明、質疑を終わらせていただきたいと思ひますけれども、これで、そのほかに何かございますでしょうか。

〔「なし」と呼ぶ者あり〕

○工藤部会長

よろしゅうございますか。それでは、議題は一応これで終了させていただきますけれども、全体的に何かございませんでしたら、事務局のほうにお返ししたいと思いますので、よろしく。

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

ありがとうございました。委員の皆様方におかれましては、長時間ありがとうございました。

最後に県民環境部長の山口のほうから一言御挨拶をさせていただきたいと思ひます。

○山口県民環境部長

重ねてでございますが、本当に長時間会議ありがとうございました。お疲れさまでございしました。

本日は、第1回目の専門部会ということで、福島第一原発事故の新しい規制基準をもとにした玄海原子力発電所の3、4号機の原子炉設置変更許可の申請内容のうち、設置変更許可申請の全般を前半に御説明をいただきましたし、後半は重要事故のシーケンスで一番厳しいものの場合についての対応の状況についての御説明をいただいたところでございします。

一番最初に今後のスケジュールあたりも御説明しましたけれども、今後は、明けてまた玄海原子力発電所の現場の御視察のほか、残された申請内容のうち地震、津波などの自然災害関係の説明、それからまた、補足的に先生方からこれが聞きたいというようなことがありましたら、あわせて私どもに申しつけていただければ、その説明もさせていただくということ。それから、国の設置変更許可が下りました後には、その結果につきまして、いろいろ国のほうからの審査結果について説明を伺うというようなことも予定をしているところでござい

す。

いずれにしましても、私ども県のほうが国の審査内容を確認していくに当たりまして、委員の皆様方のまさに専門的な知見をもとにしたお力添え、御助言をいただきたいと考えておりますので、今後とも大変お忙しいと思っておりますけれども、御協力、御助言をいただきますようお願い申し上げます。簡単ではございますけれども、本日の会合のお礼にかえさせていただきます。本当にきょうはお疲れさまでございました。ありがとうございました。

○事務局（諸岡原子力安全対策課長）

ありがとうございました。これをもちまして、第1回佐賀県原子力安全専門部会を閉会いたします。本日はありがとうございました。