

第17回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会

日 時 令和元年6月7日（金曜日）

午後1時30分から

場 所 ベルエア会館 5階 501会議室

1. 開 会

○司会 ただいまから第17回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会を開催いたします。

2. あいさつ

○司会 開会に当たりまして、宮城県環境生活部次長の小松から挨拶がございます。

○環境生活部次長 宮城県の小松でございます。

本日は、大変お忙しい中ご参加いただきまして、本当にありがとうございます。

本検討会でございますが、前回4月23日に開催いたしました第16回の会議では、「新規制基準適合性審査申請」のうち「竜巻」及び「緊急時対策所」等について活発なご議論をいただきました。本当にありがとうございます。

また、翌24日には、丸1日をかけて女川原子力発電所の視察にご参加いただきました。こちらでも感謝申し上げます。視察の中で、さまざまな部分をごらんいただきましたと思いますので、それらの知見につきまして、今後のご検討、会議の運営などに生かしていただければと考えております。

さて、第17回目となります本日の検討会でございますが、同じく「新規制基準適合性審査申請」のうち、「制御室」や「炉心損傷防止」について東北電力からご説明をいただき、委員の皆様にご専門の見地から忌憚のないご意見を賜りたいと考えております。どうぞよろしくお願いいたします。

簡単ではございますが、開会に当たりましてのご挨拶とさせていただきます。

本日はちょっと長くなるかと思いますが、どうぞよろしくお願い申し上げます。

○司会 それでは、本検討会の開催要綱第4条の規定に基づき、座長の若林先生に議事の進行をお願いしたいと思います。よろしくお願いいたします。

○座長（若林） 議事に入る前に、本日検討する論点項目について、事務局から説明をお願いいたします。

○事務局 原子力安全対策課長の伊藤でございます。

それでは、本日検討を予定しております論点項目につきましてご説明をさせていただきます。

A4判の資料-1をお開き願います。

こちらの資料-1につきましては論点項目が記載されてございますけれども、本日にしましては2番の新規制基準適合性審査申請についてのうち、重大事故等対処施設の（8）重大事

故対策の炉心損傷防止、それから（９）事故対応の基盤整備の制御室、この網かけの部分でございますけれども、こちらの部分につきましてご検討をお願いしたいと考えております。

続きまして、資料－１（別添）というカラーの大きい表をごらんいただきたいんですけども、こちらは先生方皆さんからご質問、ご意見等をいただいたものを論点項目ごとに分類したものでございますが、一番最後のページをお開きいただきたいんですけども、毎回ご説明しておりますが、この赤く塗った部分が本日の議論していただく項目になっております。（８）の重大事故対策のうち、６９番から７３番、そして７５番につきまして、炉心損傷防止の観点でいただいたご意見に対しての回答がなされるということでございます。また、制御室について説明をさせていただくということになります。

多くの視点からご意見をいただき、より議論を深めるため、本日ご欠席の委員に対しましては、事前に送付した資料をご確認の上、コメントをいただくようお願いをしております。

事務局からの説明は以上でございます。

○座長 ありがとうございます。

皆様よろしいでしょうか。

それでは、早速議事に入らせていただきます。

○事務局 それでは、議事に入りますので、ここからはカメラによる撮影をご遠慮願います。カメラをお持ちの方は撮影をおやめください。

３．議 事

（１）各論点の説明・検討

「２ 新規制基準適合性審査申請について」

・（９）事故対応の基盤整備（制御室）

○座長 それでは、（１）各論点の説明・検討のうち、（９）事故対応の基盤整備（制御室）について、東北電力株式会社から説明をお願いいたします。

○東北電力株式会社 東北電力の大友と申します。よろしくお願いいたします。

座ってご説明をさせていただきます。

私のほうからは、資料－２に基づきまして、事故対応の基盤整備ということで制御室について本日ご説明をさせていただきます。

ページをめくっていただきますと、目次になります。

最初に中央制御室の概要、それから2つ目といたしまして中央制御室に設置する設備、それから居住性を確保するための設備の概要についてご説明をさせていただきます。その後、3番目といたしまして中央制御室の共用取り止めの概要、4番目といたしまして中央制御室の居住性に係る被ばく評価についてご説明をいたします。最後に、5番目といたしまして適合性審査状況についてご説明をさせていただきます。

それでは、最初に中央制御室の概要についてご説明をさせていただきます。

ページをめくっていただきまして、3ページをごらんください。

中央制御室の概要でございます。

プラントの中樞を担う中央制御室ですけれども、こちらのほうには24時間体制で運転員がプラントの運転操作を行うとともに各種パラメータの監視を行いまして、原子力発電所の安全運転を支えてございます。

右下に運転員の体制の表をお示ししてございます。こちらをごらんいただくとわかりますとおり、1号炉と2号炉につきましては共用の発電課長が1名、その下にそれぞれ1名ずつ発電副長、その下に運転員がいるという体制になってございます。3号炉につきましては発電課長が1人、その下に発電副長、運転員という体制で運転を行ってございます。

それから2つ目の矢羽根でございますが、中央制御室の操作スイッチ、こちらにつきましては操作しやすいように配置をしてございます。それから、安全上重要な設備につきましては赤色のスイッチという形で色分けを行うとともに、これらの機器につきましては定期的に作動試験を行ってございまして、常に正しく作動していることを確認しているという状況でございます。

次に、2番目といたしまして、今度は中央制御室に設置する設備及び居住性を確保するための設備の概要についてご説明をいたします。

5ページ目をごらんください。

最初に、中央制御室から外の状況を把握する設備についてご説明をいたします。

上に書いてございますが、設置許可基準規則の第26条で定められておりまして、「発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする」と定められてございます。

横に対応方針を記載してございます。最初に、中央制御室には外の状況を把握するために監視カメラを設置しまして、その映像によりまして昼夜にわたって外の状況を監視できるようにしてございます。それから、気象観測設備等の情報を中央制御室で確認できるような設計としてございます。それ以外にも、公的機関の警報、津波とか地震とかの警報については、社内の

ネットワークシステムに接続されたパソコン、こちらから受信可能な設計としてございます。それらについて詳しくご説明をさせていただきます。

図1をごらんください。こちらにカメラの設置場所と映像イメージの図をお示ししてございます。青色のマークで示しているのが津波監視カメラというものでございます。こちらのほう3台敷地の中に配備してございます。それから、赤色でお示したものが自然現象監視カメラというもので、こちらについては敷地内に6台配備することとしております。

右のほうに表1としまして監視カメラの概要をお示ししてございます。津波監視カメラ、自然現象監視カメラともに可視光と赤外線デュアルカメラになってございまして、昼夜問わず監視できるような設計となっております。

次に6ページをごらんください。

今ほどご説明したとおり、津波監視カメラや自然現象監視カメラ、これらの映像によりまして地震発生後の発電所の構内の状況、それから原子炉施設への影響の有無、津波襲来の状況や台風・竜巻による原子炉施設への被害状況を昼夜にわたり監視可能な形としてございます。

それに加えて、発電所構内に設置している気象観測設備によりまして、風向・風速、こちらは常時監視可能な設計としてございます。

また、公的機関の注意報が発表された場合には、社内ネットワークシステムに接続された中央制御室の中のパソコンに自動通知されまして、リアルタイムで確認することが可能となっております。

下の図2にイメージ図をお示ししてございます。監視カメラや気象観測設備につきましては、それぞれ独立したモニターがございまして監視できるようになってございます。それから、右側に気象情報システムとございますが、気象庁から発表される地震や津波といった警報や注意報につきましては、中央制御室に設置しております発電課長や発電副長のパソコンに、警報や注意報が出されるとポップアップがリアルタイムで出されます。なので、常にこういった警報や注意報が出ているのかというものが把握できるような形になってございます。

次に、7ページをごらんください。

こちらは酸素濃度計と二酸化炭素濃度計についてご説明をいたします。

こちらのほう技術基準規則の第38条で「原子炉制御室には、酸素濃度計を設置しなければならない」となっております。

こちらの中央制御室なんですけど、通常、空調につきましては外気を取り入れて中央制御室の中に空気を取り込んでございますが、事故が起きた場合につきましては、外気からの取り入れ

をやめまして中で再循環する運転とします。そういった場合に、中央制御室の中の酸素濃度が事故対策の活動に支障がない範囲にあることをきちんと把握するために酸素濃度計を配備するものでございます。また、居住性確保の観点から、二酸化炭素の濃度計についても配備するとしてございます。

図3をごらんください。図3のほう、こちらちょっとマスキングになってございますので、お手元にご覧いただけますマスキングされていない資料をご確認いただければと思います。こちらに二酸化炭素濃度計、それから酸素濃度計の使用場所と配備場所をお示ししてございます。中央制御室の中、それから後ほどご説明させていただきますが中央制御室の待避所、それぞれに配備・設置するという形にしております。それぞれ1台ずつ予備を用意しておりまして、合計3台配備するという形にしてございます。

次に、8ページをごらんください。

炉心損傷した場合に運転員がとどまるために必要な設備についてご説明をいたします。

こちらのほうは、設置許可基準規則の第59条で定められておりまして、「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない」となっております。

右側に対応方針を記載してございますが、その必要な設備といたしまして、中央制御室の換気空調系、中央制御室の待避所、可搬型照明等を設置することとしてございます。

最初に、中央制御室換気空調系についてご説明をさせていただきます。

8ページの下に、図4といたしましてこの中央制御室換気空調系の系統概要図をお示ししてございます。まず左のほうを見ていただきたいのですが、こちらが通常運転時の図になってございます。緑色の線でお示ししてございますが、左側のほう、外気から空気を取り入れまして、送風機を通しまして中央制御室の中に空気を取り込み、その後排風機を通して外気に出すというのが通常時の運転モードでございます。

それに対しまして、右側の図をごらんください。事故が発生した場合、事故時運転モードというものに切りかえます。これが、赤い線でお示ししてございますが、事故時運転モードの場合は、中央制御室の中の空気をフィルタ装置によって循環しながら、外気からの取り入れをやめまして、中で再循環運転をするという形で運転をして、運転員の被ばくを低減するという運転モードでございます。

さらに、この外気を取り入れを長期にわたってやめておきますと室内の空気が悪くなる場合がございます。具体的には、米印で記載してございますが、酸素濃度が18%を下回るおそれ

のある場合もしくは二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれのある場合、こういった状況になった場合につきましては、少量外気取入モードというものに切りかえます。こちらのほう、右の図のこの濃い青い線でお示ししてございます。一部外気を取り入れて、フィルタ装置を通した空気を中央制御室の中に取り込むという運転モードでございます。そういった形で被ばくの低減を行うというものでございます。

次に、9ページをごらんください。

こちらのほうで中央制御室の待避所についてご説明をさせていただきます。

炉心損傷後に原子炉格納容器のフィルタベント系を使用する場合に、プルーム通過中の被ばくを最小限に抑制するというので、運転員が中央制御室から一時的に待避することができる待避所を中央制御室の中に設置することとしてございます。この中央制御室の待避所には、データ表示装置を設置することで、待避所に待避した運転員が待避所の外に出ることなく継続的にプラントの監視を行うことができるようにしてございます。

下の図5をごらんください。こちらに中央制御室の待避所のレイアウトをお示ししてございます。真ん中に机と椅子がございまして、定員12名まで入れる設計にしております。右上に記載してございますが、こちらにデータ表示装置、外部との通信を行うための通信連絡設備、それから先ほどご説明させていただいた酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を設置するという状況になってございます。

次に、10ページをごらんください。

こちらは、今ご説明した中央制御室待避所の加圧設備についてご説明をいたします。

プルームを通過する際に、中央制御室の待避所を空気ポンベによりまして正圧化します。これによりまして中央制御室の待避所の中に放射性物質が流入することを防ぎまして、待避所にとどまる運転員の被ばくを低減させるというものでございます。さらに、中央制御室の待避所の中がきちんと正圧化されているかどうかということを確認するために、待避所の中には差圧計を設置するという形にしております。

下の図6に系統の概要図をお示ししてございます。左下にポンベがございまして、左下のポンベから右の赤枠で囲ってございます待避所に空気を送って、外部からの空気は入らないような形で被ばくを低減するための設備でございます。

次に、11ページをごらんください。

通信連絡設備でございます。

今ほどご説明させていただいた待避所には、運転員が待避した場合でも外部と連絡をとれる

ようにということで、トランシーバ、衛星電話設備を設置してございます。こちらのトランシーバや衛星電話につきましては、全交流動力電源が喪失した場合においても常設の代替交流電源設備、こちらガスタービン発電機を今回設置するのですが、そちらからも給電が可能な対策を行ってございます。

下の図7に概要図をお示ししてございます。左側に中央制御室、その中に待避所がございまして、右側にございます緊急時対策所や現場（屋外）と、この衛星電話もしくはトランシーバを用いて常に連絡がとれるという形にしてございます。

次に、12ページをごらんください。

こちらのほうでデータ表示装置についてご説明をいたします。

この待避所にデータ表示装置を設置することによりまして、運転員が継続的に待避している場合においてもプラントの状況を確認できるようにしてございます。

左下の図8にデータ表示装置の伝送の概要をお示ししてございます。赤枠で囲った部分が中央制御室待避所になります。こちらにデータ表示装置がございまして。

具体的に表示できるパラメータを右側の表2にお示ししてございます。こちらをごらんいただくとわかると思いますが、原子炉水位や原子炉圧力、それから格納容器の圧力や温度、モニタリングポストの線量率など主要なパラメータを、待避している場合においても運転員が確認できるという設計にしてございます。

次に、13ページをごらんください。

こちらのほうで可搬型照明についてご説明をいたします。

可搬型照明ですけれども、中央制御室の中の照明が全て消えた場合においても、代替交流電源設備による給電がない場合においても監視や操作がきちんとできるようにということで、照度を確保できるように設置するものでございます。

表3に可搬型照明の仕様ということで写真を載せてございます。黄色いヘルメットのところに装着しているのがこの可搬型照明でございます。こちらの照明により具体的にどういうふうに照明が照らされるかというのは下にお示ししてございます。左側の図9が通常時の照明の点灯状況でございまして、図10のほうに室内の照明が全部消えた場合にこの可搬型照明で照らして操作を実際にやっている写真をお載せしてございます。こういったことによりまして、全て照明が消えた場合においても操作・監視ができるような形で対応を行うというものでございます。

次に、14ページのほうをごらんください。

こちらのほうで、汚染の持ち込みを防止するための設備についてご説明をいたします。

設置許可基準規則の第59条の解釈の中で、「原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること」と定められてございます。ということで、中央制御室のチェンジングエリアを設けることとしてございます。こちら中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室の入り口扉に隣接する通路にチェンジングエリアを設置しまして、汚染の持ち込みを防止するというものでございます。

図11をごらんください。こちら一部マスクングしてございますので、マスクングされていないほうの資料をごらんいただければと思います。

真ん中のマスクングされた部分に、具体的にチェンジングエリアを設置する場所をお示ししてございます。右側にこのチェンジングエリアの拡大図をお示ししてございます。上のほうが制御建屋、右側が原子炉建屋、左下に中央制御室となっておりますが、赤い矢印でお示ししたのが入室ルートになります。制御建屋もしくは原子炉建屋から入室する際、最初に下足エリアで靴・ヘルメット等を着脱します。その後、脱衣エリアで防護具類を脱衣します。その後に、青色部分のサーベイエリアで汚染の確認をいたします。汚染が確認されなければ、そのまま中央制御室に入室をします。もし汚染がある場合につきましては、除染エリアで除染をした後に入室をするという設計にしてございます。

次に、15ページをごらんください。

こちらのほうは、今度は運転員の被ばくを低減するための設備でございます。

設置許可基準規則の第59条で「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系を設置すること」となっております。

下の図12に非常用ガス処理系の概要図をお示ししてございます。この非常用ガス処理系はもともと設置してある設備ではございますが、この非常用ガス処理系を用いることによりまして、原子炉建屋の原子炉棟内のガスを、図の右側でございます排気筒を經由して屋外に排気することによりまして、この原子炉棟内の圧力を負圧に維持するとともに、運転員の被ばく線量を低減するというものでございます。

次の16ページをごらんください。

こちらのほうで、同じように設置許可基準規則の第59条の解釈でございますが、「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要

がある場合は、容易かつ確実に閉止操作できること。またブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする」と定められてございます。

右下の図13をごらんください。こちらに概要図をお示ししてございます。赤いパネル、板のようなものがございます。こちらが原子炉建屋のブローアウトパネルというものでございます。

このブローアウトパネルでございますが、大量の蒸気漏えいが発生した場合に、放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器を防護するために、建屋の内外差圧によって自動的に開放することによって放出蒸気を建屋外に放出する目的のものでございます。このブローアウトパネルですけれども、一旦外れるとすぐには元に戻せないような構造になってございます。ということで、今回新たに、この原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した場合にでも気密性を確保するというので、新たにブローアウトパネルの閉止装置というものを設置することとしてございます。

図の赤色のパネルの右側に24枚ほどの青いパネルがございまして、こちらが新たに設置するブローアウトパネルの閉止装置というものでございます。これは通常は開いているんですけども、もし万が一、ブローアウトパネルが開いてしまって、建屋の気密をさらに確保しなければいけない状況となった場合に、このパネルを閉じることによって建屋の気密性を確保するという装置でございます。

このブローアウトパネル閉止装置ですけれども、扉方式としておりまして、これは中央制御室から遠隔で操作できるものでございます。それから、さらに現場においても人力でも操作可能な設計としてございます。

次に、中央制御室の共用取り止めについてご説明いたします。

18ページをごらんください。こちらもマスキングされておりますので、マスキングされていない資料をごらんいただければと思います。

図14、左側の変更前の図をごらんください。先日発電所へ来ていただいてごらんになっていただいたと思いますけれども、現在、1号炉と2号炉の中央制御室の間は壁がなくして一体空間としてございますが、今回この1・2号炉の中央制御室の間に分離壁を設置することで、物理的に1号炉と2号炉の中央制御室を分離するというふうに考えてございます。

それにあわせて、今中央制御室の発電課長を1号炉と2号炉で共用してございますが、それぞれ別々に発電課長を配備するという形にします。それによりまして、1号炉と2号炉それぞれ独立して対応することによって対応性を向上させるというのが、今回の共用取り止めの

概要でございます。

次の19ページをごらんください。

左側に現状の中央制御室を共用している場合の運転員の表をお示ししてございます。1・2号炉で共用している発電課長合わせて1名のものを、右側の変更後、それぞれ発電課長を1号炉、2号炉別々に設けるといって考えてございます。1号炉の運転員につきましては、プルーム通過する際につきましては緊急時対策所に避難いたしますが、2号炉の運転員につきましては、先ほどご説明した中央制御室の待避所に避難するという形になります。

次に、20ページからは、中央制御室の居住性に係る被ばく評価についてご説明をいたします。

21ページをごらんください。

この被ばく評価ですけれども、技術基準に関する規則の解釈、それから審査ガイド、これらに基づきまして被ばく評価を行ってございます。具体的に、下の四角に技術基準に関する規則の解釈を記載してございます。実際に評価する場合ですけれども、この原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスを想定するようになってございます。その評価によって、判断基準といたしまして④に記載してございますが、「運転員の実効線量が7日間で100ミリシーベルトを超えないこと」というのが判断基準となっております。

図15に運転員の被ばくの経路のイメージ図を示してございます。

次の22ページをごらんください。

こちらに主な評価条件をお示ししてございます。評価事象といたしましては、原子炉冷却剤喪失した場合に非常用炉心冷却系の機能、それから全交流動力電源が喪失したような事象、その場合にフィルタベント系を用いて事象が収束するというようなケースで評価を行ってございます。

下のほうに記載してございますが、フィルタベントの開始時間は大体事故発生から約45時間後という形になってございます。右上に書いてございますが、大気拡散評価モデルとしてガウスプルームモデルというものをを用いて評価を行ってございます。

次の23ページをごらんください。

今お話しさせていただいた大気拡散評価モデルについて簡単にご説明をいたします。

このガウスプルームモデルでございますが、放射性物質の空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定したモデルでございます。放射性物質の濃度は中心線上が最も高くなるという形になっておりまして、評価点の位置を正規分布の中心線上にとることで保守

的な評価を与えることができるものとなっております。また、評価点に対しまして風向・風速、大気安定度、これらが全て一様に定常で、厳しい条件を与えることで保守的な評価を得られるというモデルでございます。

なお、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）等の三次元的な数値計算モデルにつきましては、複雑な地形による気流の変化、風向・風速の非定常性を評価することができるというものでございますが、地形影響や時々刻々と変化する風向・風速等により、放射性物質の濃度が最も高い中心線の位置が時々刻々と変わるということで、保守性の観点から今回用いていないというものでございます。

下の図16に、今ご説明したガウスプルームモデルの拡散イメージをお示ししてございます。次に、24ページをごらんください。

放射性物質の放出量についてご説明をいたします。

大気中に放出される放射性物質の放出量を下の表5にお示ししてございます。評価に当たりましては、原子炉格納容器のフィルタベント系から大気中への放出経路、それから原子炉建屋原子炉棟から非常用ガス処理系を通じた大気中への放出経路、こちらを考慮して評価してございます。

この表5をごらんいただきますと、女川2号炉の値、それから福島第一事故での1号炉から3号炉の放出量、こちらを参考値としてお示ししてございます。ごらんいただくとおり、希ガス類については福島第一と比べますと大体約7分の1、ヨウ素類につきましては約300分の1、セシウム類に関しては1万分の1ということで、今回新たに設置いたしますフィルタベント系により、こちらの効果で福島第一より少ないような評価結果となっております。

次に、25ページをごらんください。

こちらに被ばく評価の結果をお示ししてございます。

表6をごらんください。（1）から（4）までが中央制御室に滞在していた場合の被ばく量、それから（5）から（8）までが入退域する場合の被ばく量でございます。これらを全部トータルして足し合わせますと、一番下に記載がございまして、約51ミリシーベルトになってございます。判断基準といたしまして、「運転員の実効線量が100ミリシーベルトを超えないこと」ということをこちらのほうで確認してございます。

最後に、適合性の審査状況でございます。

一番最後の27ページをごらんください。

中央制御室に関しましては、これまで6回ほど審査会合を行って説明を行ってきてござい

す。主な質問として、こちらに2つほど記載をしてございます。いずれともコメントは審査会で既に回答しているという状況でございます。

制御室についてのご説明は以上となります。

○座長 ありがとうございます。

初めに、この件につきまして、欠席の先生から何かコメントがありましたら、事務局からご報告お願いいたします。

○事務局 特にございませんでした。

○座長 それでは先生方、何か質問等がありましたらご発言いただきたいと思います。源栄先生、お願いします。

○源栄委員 説明はよくわかるんですけども、この設備がちゃんと機能を持っているという保証と、それから実際それを使いこなす人間が、職員が、訓練とかをやって確かめることはできるんですか。

○東北電力株式会社 東北電力の大友です。

こちらの本日ご説明した監視カメラとかそういったものについては、中央制御室で運転員が常に使用するという形です。それ以外のものでも、必ず訓練をやるようにしてございます。訓練については、きちんと全ての使う人間が漏れなく定期的に、きちんと訓練頻度を設けておまして、その訓練頻度に合わせて必ず漏れなく、それを使用する運転員もしくは作業員が必ず訓練を行うという形で定めるようにしてございます。

○源栄委員 訓練できているならいいんですけども。

○東北電力株式会社 訓練をしないと、いざというときに使えないと困りますので、必ずそこはきちんと訓練するように定めてございます。

○源栄委員 3. 11のときに、衛星電話なんか、通じなくなっても使えるというのがあったんですけども、私が担当していた某自治体で、電話番号がわからなかったからかけられないと。これ一番基本ですからね、そういうことのないように。

○東北電力株式会社 そうですね。衛星電話とかトランシーバについては、なかなかちょっとふだん使う機会がないものについては、必ず訓練を行って、きちんと使えるようにするようになっています。

○座長 そのほか。兼本先生、お願いいたします。

○兼本委員 細かいところも含めて幾つかあるんですけども、ちょっと一番大事なところで、最後の25ページの、過酷事故のときの想定被ばく量約5.1ミリシーベルトとありますけれど

も、こういう想定するとき、2号機だけでいいんでしょうか。つまり、過酷事故のときには、2号機、3号機含めて将来そういう可能性を当然考えていいと思うんですけども、その評価でなくていいんでしょうかというのを、まず教えていただけますか。

○東北電力株式会社 ご質問ごもっともです。今回は、女川原子力発電所2号炉の申請ということで、まずは2号炉のプラントが運転している場合に事故が起きた場合のことを想定して評価を行ってございます。女川3号炉については、今後同じように新規規制基準に対する申請を行いまして、運転をする場合については当然女川3号炉についても同じような被ばくを計算します。その場合は、2号炉と3号炉、当然同時に被災する可能性もございますので、あわせた評価を行うという形で考えてございますが、現状は2号炉単独の運転ということで評価してございます。

○兼本委員 そうすると、3号炉の申請をした時点で、2号炉の制御室の設計も場合によっては見直すという想定ですか。

○東北電力株式会社 はい。先生おっしゃるように、2号炉がベントする場合と、3号炉がベントする場合は当然全く一緒になるとは限らないわけございまして、当然2号炉がベントする場合に待避しなければいけない、それから時間をずらして今度は3号炉がベントする場合も当然2号炉の運転員も待避しなければいけないということで、そのときは3号炉の分もあわせて設備を増強する形で考えてございます。

○兼本委員 なるほど、わかりました。そのときは抜けのないようにお願いします。

あとは簡単な質問なんですけれども、10ページで、プルーム通過時の加圧設備、これ何時間ぐらいもたせるのかというのが書いていないような気がしたんですけども。

○東北電力株式会社 大変失礼しました。

こちらのほう、規制側の要求では10時間という要求がございまして。ガイドのほうで10時間という要求がございまして。10ページをごらんいただきますと、個数のところにポンペの本数が80本、うち予備20本となっております。こちらのほう、10時間が要求事項ではございまして、さらに前後余裕を持たせて、弊社では少なくとも12時間はもたせるようにと考えてございます。ポンペ4本で大体1時間という形になってございまして、40本で大体10時間もつような形になっております。今回60本ということで、少なくとも15時間はもつような形。一応予備も入れますと80本ございまして、20時間はもつような形で配備してございます。

○兼本委員 それはそれで結構です。

もう一点、待避所をつくられるという話なんですけれども、トイレとかそういうのは考慮して設計されているんですか。

○東北電力株式会社 9ページをごらんください。

9ページに待避所のレイアウトを示してございますが、簡易トイレ、あとこちらに記載してございませんが、飲料水や食料も配備するような形にしてございます。

○兼本委員 わかりました。結構です。

最後の質問なんですけれども、外部の状況を見られるというのは大事だと思うんですけども、ドローンとかああいうものってもう使われていますか、発電所の中では。

○東北電力株式会社 今のところ発電所の設備としてドローンは使用しておりません。

○兼本委員 外部では全く使っていないんですか、まだ。サイトの中では全く使っていないという事ですね。

○東北電力株式会社 はい。サイトの中ではドローンは使ってございません。

○兼本委員 将来的にはそういうものも、過酷事故のときには制御室の中からドローンを飛ばして見られるとか、事務本館からでもいいですけども、そういうのもどこかで検討されたほうがいいんじゃないでしょうか。これはコメントといたします。

○東北電力株式会社 そうですね、アドバイスありがとうございます。

○座長 では岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 プルームのところなんですけれども、23ページかな。このモデルは、この図は煙突から出てきてという拡散の広い例だけれども、例えばブローアウトパネルがバンとはねて制御室に間近で線源が出たと、そういう想定はあるんですか。

○東北電力株式会社 東北電力の猪股です。

今おっしゃられたブローアウトパネルがバンと開いてという想定ですけども、一応今この事象を評価する際には、一番最初にブローアウトパネルがバンとあくことを想定して評価しておりますので、先ほどブローアウトパネル閉止装置のご説明をさせていただきましたが、この装置でもって、その開いたブローアウトパネルを閉じるという、バウンダリを再形成して気密性を確保するということを想定しまして、その後SGTS（非常用ガス処理系）によって排気筒から放出させるという想定で評価をしています。

○岩崎委員 例えば福島なんかの事象で、あそこまでは行かないんでしょうけれども、水素爆発が起こったと、もう完全に上部がすっ飛んでしまったと、ブローアウトパネルは当然もう跡形もないと。そういうときに、この51ミリシーベルトの中に包含するような線量になるんでし

ようか。

○東北電力株式会社 今ほどの想定は福島と同等の建屋が爆発してしまうような状況でございますが、今ここで評価している事象としましては、福島のように格納容器が破損し建屋が爆発してしまうような状況に至ることがないように、有効性評価でお示しする種々の対策により格納容器の健全性を確保している状況の被ばく評価を実施してございます。ですので、炉心損傷は想定しても水素が大量に建屋に出てくるというところまでは想定しておりませんで、出てくる量としても評価はしてございますが、建屋が爆発するというようなことはないことを確認してございます。

○岩崎委員 その辺は別のところで健全性が確保されるので、建屋あるいは格納容器は健全で、ブローアウトパネルさえきちっと閉じれば気密性が保てるということなんでしょうけれども、ブローアウトパネルが1回圧力が上がって吹っ飛びます、その後に今度つける装置が壊れると、当然圧が相当かかるわけで、健全に閉まるあるいは健全に動作するという確保というのは、検査というのはどうなんですか。

○東北電力株式会社 東北電力の豊嶋ですけれども、ブローアウトパネルが開放する事象というのは、主蒸気管が破断したりとか、先ほど猪股が申し上げたとおり格納容器が壊れて何かとても過大な圧がかかるというものではなくて、主蒸気管等が破断した際に建屋内の圧が高くなりますから、その際にPCVに外から圧がかかりますと。外圧によってPCV、格納容器が破損するのを防止するために……

○岩崎委員 いや、それはわかるんですけども、そうじゃなくて、ブローアウトパネルが飛ぶということは、圧がどこかにかかるわけで。

○東北電力株式会社 はい、パネルにかかって開放します。

○岩崎委員 その前に、だって閉まっている装置があるわけでしょう。そっちがやられないかという。

○東北電力株式会社 先生がおっしゃるとおり、わかります。実はこの図がちょっと申しわけなくて、16ページごらんいただきたいんですけども、このブローアウトパネルの閉止装置というのは、常にあいている状態でございます。

○岩崎委員 いや、わかるんですけども、あいていて、閉まって、それで中で圧がかかって、それであいているものを閉めようと思ったら閉まらなくなるとか、そういう。

○東北電力株式会社 圧力がかかっている間につきましては……

○岩崎委員 きちっとその動作の検査はできますかということですよ。要するに、物事はあって、

正常なときに動作するのは当たり前なだけけれども、事故が起こって、過剰な圧がかかって蒸気が出た、温度も上がる、それで例えば何か異物が飛ぶ、絡む、動かなくなる、密閉がとれなくなる、そういうようなことは、だって事故なんだから、想定するんであればそういう検査もちゃんと、密閉がとれると、ちょっとでも隙間があつたら密閉とれませんからね。そんなに気密が確保できるほど、その第2弾のブローアウトパネルは新しいものがあるはずがないと思う。だってブローアウトパネルって、要するに安全のために壊れるようにつくっているんだからね。そうでしょう。（「はい」の声あり）その前に機器を装備したらそれが壊れるということだって考えなきゃいけない。

○東北電力株式会社 東北電力の豊嶋ですけれども、おっしゃることはごもつともで、そういうリスクは当然あるとは思いますが、そちらは圧力自体、パネルは開放してもそこまで過大な、設備的にはブローアウト閉止装置についてそこまで破損するような圧力までは上昇しないとまず考えておりますということが1点と、あとこの図をごらんいただきますとおり、圧力はこのMSトンネル室というところを抜けてパネルに圧がかかるようになるんですけれども、このMSトンネル室内、大分ボリュームが広くて、なかなかそういう細かい破損がパネルの閉止装置まで届くような状況にはなかなかないかと思っております。

実際の動作試験等は、加振試験も含めてちゃんと検証した上で設置することを考えております。

○岩崎委員 ここでやめておきますけれども、ブローアウトパネルというのが開くこと自体がもう異常な事態なわけですね。その炉の中がどうなっているかというのを、今おっしゃっているのは健全だということなので閉止装置がうまく動作するという発想は、私ちょっとなかなか安全側に考えにくいんですよ。だって、ブローアウトパネルというのは壊れて何ぼでよかったよかったなので、その後に行き行って閉めますということを本当に想定して、それで格納容器の圧を、あるいは線源の放出をとめられるほどきちっと閉められるのかなということは心配するので、そこはきちっと検査なりチェックなり、いろんなことをよく想定して、つくったはいけれども機能しないとしないようにしてください。

○東北電力株式会社 はい。先生がおっしゃられたように、常にこれも動作確認は必ず、法令で定められておりますので、必ず動作確認はします。あと、基本的にこれは中央から遠隔で操作をするという形で、一応人でも閉められるような形にはしていますが、基本は中央で操作をして閉めるものでございます。

以上です。

○岩崎委員 福島のを見せられると、やっぱり結局人力になる部分だって否定できないでしょう。

（「そうです」の声あり）だから、一概に遠隔だからいいよって言い方はされないほうが、私
はいいと思います。

○東北電力株式会社 はい、承知いたしました。ありがとうございます。

○兼本委員 遠隔は電動ですか。

○東北電力株式会社 はい、電動でございます。

○兼本委員 今の岩崎先生ので、フェイルセーフを、事故が起こったときも遠隔で確実に自然に
閉まるような、フェイルセーフ的な構造をしっかりと考えておいてほしいなと思います。

○東北電力株式会社 はい、ありがとうございます。

○兼本委員 重力で閉まるようなね。

○座長 そのほかご質問は。関根先生。

○関根委員 関連するところがありましたので、手を挙げさせていただきました。2点あります。

1つは、やはり一番最後の被ばく評価にかかわるところなんですけれども、これは計算の過
程はそれぞれ複雑でいろいろとしようがないのかなと思うんですけれども、24ページの放出
量の根拠、それがまず第1点です。

それからもう一つは、7日間で約5.1ミリシーベルトというのが25ページに条件として書
いてあります。100ミリシーベルトを超えないことを確認したということですよ。でも、
放出は実効1時間という条件で一番最初のところに書いてあるんですが、この約5.1ミリシー
ベルトというのは、7日間のものなんですか。単位が、積算されているので時間がわからない
んですよ。

もう一つは、中央制御室の共用の取り止めの件です。これで運転員の方をふやされるとい
うところは独立してよろしいと思うんですよ。それに対して、この間も見せていただきました
けれども、あの間に仕切りを設けることによって今度は逆にデメリットも出てくるんじゃない
かなと、見学のときに思いました。分離壁を生じるということは、確かにそれぞれのところで
独立でやるよという宣言文にはなるんだけど、逆にデメリットが出てくるんじゃないかな
ということで、ちょっと危惧したりしました。それから、片側の分離された反対側からはこの
逃げるところには入れませんよね。片側の分離されちゃったほうでは。そのところが若干2点
気になりましたので、すみませんけれども、ご説明いただきたいなと思いました。

以上です。

○東北電力株式会社 東北電力の猪股です。

まず、1点目の被ばく評価の計算根拠からご回答させていただきます。24ページに表5ということで放出放射エネルギーを記載させていただいております。ただ、こちらは代表核種のものになってございます。

詳しくご説明させていただくために、その前の前のページ、22ページの表4をごらんください。表4のところ、こちらに評価条件を記載させていただいております。

まず考慮している核種でございますが、左側の表の上から3つ目の欄のところ、評価対象核種ということで、希ガス類、ヨウ素類、セシウム類、テルル類、バリウム類、ルテニウム類、セリウム類等ランタノイドの系列を考慮してございまして、重大事故時に見るべき核種65核種を想定して評価してございます。

このときに何をもって計算しているかという話なんです、これはMAAP（マープ）コードという、シビアアクシデント時、重大事故時に炉側と格納容器の解析ができるコードがございまして、これはアメリカの電力会社で開発された過酷事故時の解析コードになっております。似たようなコードに、アメリカの規制側で持っているMELCOR（メルコア）であったり、ヨーロッパのASTEC（アステック）などもございますが、それらと同等の機能を有しているものになってございます。それが実際に、その1つ上の欄に書いてある評価事象というものでございますが、これは過時に電源と非常用炉心冷却系の喪失を想定してございまして、これらの事象がいつ起きるかというのをインプットとして入れてやることで、炉心損傷に至るまでの評価、あと実際に環境に出てくる放射エネルギーというのを計算できるものになってございます。というのが、まず左側の評価条件となっております。

それで出てくる放射エネルギーを計算した後に、右側のほう、放射性物質の拡散ということでガウスプルームモデルというのを先ほどご説明させていただきましたが、こちらのほうを、放出に関しまして厳しく評価条件を与えて、原子炉建屋から中央制御室までの拡散を計算して、あと実際にある中央制御室の建屋の遮蔽壁を考慮して評価しているというものでございます。

それと最後に、右下のところ、運転員の防護措置ということで、先ほどご説明しましたが、中央制御室の換気空調系、待避所、あとマスクの着用も考慮してございまして、あと交代要員として5直3交替ということで交替要員も考慮した上で計算したのが、25ページに書いてある約51ミリシーベルトというものになってございます。

すみません、根拠という回答になっているか難しいところですが、一応そういうことで計算したものになってございます。

それからあと、7日間で約51ミリシーベルトと、表4の右側の放射性物質の拡散のところ

に書いてある上から3つ目の実効放出継続時間1時間との兼ね合いの話でございますが、まず約51ミリシーベルトは、これは7日間の積算線量になってございます。1時間というわけではございません。ここで言っている実効放出継続時間1時間というものの扱いでございますが、これは放射性物質の拡散を厳しく見るという観点で、1時間で拡散させると中央制御室のところでもどのぐらいの放射能の拡散の割合になるかというのを計算するに当たって、7日間平均的に流してやるのではなくて、1時間にぎゅっと凝縮することで厳しく見ているということでございます。ただ、実際はこの拡散の数字を使って、7日間時々刻々と出てきますので、そこは事象に応じて評価してやって、ただ拡散の数字としては厳しいものを用いるために、こちらとしてはこういう数字を与えているというものでございます。

まず、被ばくの部分は以上でございます。

続きまして、共用の件を回答させていただきます。

○東北電力株式会社 説明者かわりました。

共用取り止めの件、資料の18ページをもう一度ごらんいただければと思います。こちらもマスキング資料でございますので、マスキングされていない資料をごらんいただきたいと思っております。

真ん中に変更後の図をお示ししてございます。先ほど先生がおっしゃられたとおり、真ん中、ちょうど赤色で示した部分が分離壁、一部小さく黒でお示ししてございますが、こちらに扉を設置します。普段はこちらを閉じてはいるんですけども、万が一非常事態が起きた場合については、1号炉、2号炉を行き来できるような形で扉を設置してございますので、なるべく分離したことによる弊害はないような形で運用することで考えてございます。

○関根委員 先に被ばくのほうなんですけれども、7日間のトータル値が約51ミリシーベルトで、1時間を出して、そしてその後の影響を見ているというふうに考えればよろしいんですね。

1時間というのは継続で、そこで集中的に大量のものが出たということですか。違いますか。

○東北電力株式会社 拡散係数という、拡散のパラメータ自体厳しく見るために1時間という数字を使っているんですが、実際は時々刻々と、1時間までの放出量、あと1時間から2時間までと、時々刻々と放射エネルギーの出る量を計算しまして、それを7日間にわたってどうなっていくかというのを見て評価してございます。ですので、最初にどばっと出しているというわけではございません。

○関根委員 わかりました。早く拡散してという意味ですか。

○東北電力株式会社 常にこの最初の1時間、要は……

○関根委員 実効放出継続時間って何ですか。

○東北電力株式会社 これは計算する際に、例えば10時間の実効放出継続時間というのを与えると10時間分の拡散を、実際の気象データを入れてどの方向にどの風速で拡散するかというのを10時間分計算するんですけれども、これは1時間分だけ計算してやりましょうと。放出点として排気筒や原子炉建屋を想定してしまっていて、そこから中央制御室に向かって風が吹いているときに中央制御室に対しては厳しい気象データになると。その他の方位に風が吹くと中央制御室の運転員は被ばく上は非保守的になりますので。そのため厳しく見る観点から、1時間にぎゅっと絞って、拡散モデルとしては見えています。ただし、その拡散モデルを全ての時間に対して与えてやっているということでございます。

すみません、ちょっと説明がわかりにくいかもしれません。

○関根委員 すみません、では後で定義を教えてください。

○東北電力株式会社 了解しました。

○関根委員 あと、申しわけないんですけども、最後の24ページのところの放出量の根拠はどうなっているんですか。

○東北電力株式会社 こちらでございますが、先ほど22ページの表4でお示しした評価条件をもって、シビアアクシデントの解析コードを用いまして計算した結果がこちらのほうになります。

○関根委員 では、モデルをもってこれを出してきたと考えればよろしいですね。

○東北電力株式会社 実際に炉心損傷に至る事象というのを、女川の場合こういったものがあるかというのを網羅的に確認した上で、実際に最も厳しくなるケースというのを選定しまして、それに対して評価してございます。

○関根委員 それが実際に一番厳しい条件になるんですか。

○東北電力株式会社 実際に厳しい条件になります。

○関根委員 その厳しさというのがよくわからないんだな。モデルによって一番厳しい条件が出てきたのがこの値ですということよろしいですね。

○東北電力株式会社 そうです。いろんなケースを想定しておりまして、その中で実際に炉心の損傷に至るケースというのは、非常用炉心冷却系の機能が喪失して、かつ全交流動力電源が喪失する事象しかないというのを女川では確認してございます。それらに対して、そういった事象が発生した場合にどのくらい放射性物質が出てくるかというのを評価したのになってございます。

○関根委員 では、また後で詳しく教えていただければと思います。よろしくお願いします。

○東北電力株式会社 はい、わかりました。

○座長 そのほかご質問は。首藤先生。

○首藤委員 すみません、何点か伺いたい点があります。

まず最初は、5ページの中央制御室から外の状況を把握する設備についてのところなんですけれども、ご説明いただいた内容自体は理解はできたつもりではおるんですが、まず前提として、この設置許可基準規則で求めている「外の状況を把握する設備」というものの「外の状況」というのが何を前提にされているのかなというのがちょっと疑問に思いました。ご説明いただいた内容からすると、津波と自然現象が見られるということなので、自然災害の状況を監視できるというふうに読めるんですけども、この基準規則というのは本当にその自然災害の状況だけを見ることを求めているのかどうかというのが気になります。津波と自然現象以外にも、発電所内の外の状況はもっと見なければいけないことだってあるのではないかなと私は個人的に思うので、まずこの規則が何を求めているのかということをお教えください。

その上で、もし自然現象に限定しないのであれば、ほかにどういったことが想定されて、どういった「外の状況を把握する」ということが必要なのか、それに対してどのように備えていらっしゃるのかということをお教えいただきたいと思います。

それから、同じページでちょっと細かいことですが、表1で監視カメラが2種類ございますけれども、津波監視についてはSクラスで非常用電源が対応している、一方で自然現象のほうはCクラスで常用電源だとなっていて、つい最近の事象として津波が大きな影響があったからという気持ちはわかるんですけども、本当に自然現象のほうはCクラスで常用電源でいいんですかというのがちょっと素朴な疑問なので、なぜこのような違いが生じているのか、それで大丈夫なのかということも教えていただきたいと思います。

それから、同じような観点で、その次の6ページですけれども、中央制御室で外部の公的機関からの情報が電話やファクスやパソコンなどで得られるというのもありますけれども、これもやっぱり自然災害に関する情報だけなんですけれどもこれでいいのでしょうかということと、こういった電話、ファクス、パソコンなどの回線ですとか動力源の信頼性とか確実性がどのようになっているのか。上の表1の監視カメラのときのように電源ですとか、耐震性ですとか、台数、回線も多重化されているのかということも教えていただければと思います。

それからもう一点、最後ですけれども、11ページにある待避所の通信連絡設備のところなんですけれども、この中央制御室の中にある待避所は、この図を拝見する限り緊急時対策所と、そこ

から移動系を持って出て屋外にいる方との通信連絡は2種類、衛星電話とトランシーバでできるということがわかります。ただ、これはあるかどうかわかりませんが、多分中央制御室にいる当直員の方は、場合によっては建屋内の現場をパトロールしにいらっしゃっている方もいるでしょうし、それ以外にも建屋の中にいろんな方がいらっしゃって、その人たちの安全を確保するのも多分当直の人が気をつけなきゃいけないところだと思います。その意味で、緊急時対策所あるいはそこから持ち出した移動系を持っている人とだけの通信設備で十分なのかなということが気になりまして、当直員の方がこういう場合に連絡をしたくなる方々がどこにいて、その人々への通信手段はどうなっているのかということをお教えください。

以上です。

○東北電力株式会社 それでは、最初に監視カメラの件でございます。

監視カメラにつきましては、基本的には自然現象、それプラス自然現象というか火災ですね、森林火災とかそういったことも含めて、森林火災といいますが、例えばどこか外部で敷地外の道路でタンクローリーが事故を起こしてそこから火災が発生して広がっていくというような状況も含めて、監視カメラで確認をするという形になってございます。

もう一つ、津波監視カメラと自然現象監視カメラで電源供給がちょっと違う、耐震性も違うという形でございますけれども、基本的にクラスが違うということで、津波監視カメラのほうが耐震性は確かにSクラスということで持たせているという形になってございます。Cクラスでもそれなりに丈夫にはつくってございますけれども、万が一、耐震がもたないような大きな地震が来た場合については、この津波監視カメラだけで、こちら3台ございますけれども、こちらのほうで、5ページの表1に書いてございますけれども、津波監視カメラだけで基本的に敷地内を全てとまではいきませんがほぼ監視できるような形で、3台で配備をしてございますので、万が一、自然現象監視カメラがもし全部だめになった場合だとしても、津波監視カメラでカバーをするという形で設計をしてございます。

それから、6ページでございます。公的機関からの津波や地震とかの情報については、こちらの回線につきましては基本的に通常のインターネットに加えまして社内のLAN回線を使っておりまして、プラスあとパソコンにつきましても1台ではなくて2台以上ポップアップがきちんと表示できるような形にしておりまして、1台壊れてももう一台でカバーできるような形で設計を行ってございます。

それから最後にいただいたのが、11ページ、通信連絡設備です。先生今おっしゃられたように、確かにここは屋外の現場しか図示されていないんですけれども、当然屋内の現場ともや

りとりは出てくるわけで、この図にはないんですけども、携行型通話装置といいまして、中央制御室と現場の屋内の運転員は普段は保安電話、PHSのような電話でやりとりできるんですけども、もしそれが壊れたとしても、携行型通話装置といいまして非常用のジャックに、現場の近くのジャックに差し込んで電源がなくても通話できる装置があるんですけども、そういうもので運転員と中央でやりとりできるような配備をすることで設計してございます。

○首藤委員 ご回答ありがとうございました。

これは今のお話を伺ったコメントなんですけれども、まず5ページのところに記載されている監視カメラについてですが、今のご説明で、少なくとも津波監視カメラのみでもほぼほぼ敷地内の全体が確認できるというご説明だったかと思います。

私が気にしていましたのは、見なければいけないのは自然災害だけではなくて、例えばテロリストが敷地内にいるとか、そういったものも監視したりとかという、要は規則で求められている「外の状況」ってどこまで想定するかというと、多分自然災害だけじゃないんじゃないかと思ってまして、その辺、津波監視カメラとか自然現象監視カメラというお名前でお呼びになると、それだけでも自然災害しか考えていませんよねというふうに受けとりがちなんです。

なので、「タイプが幾つかのカメラを持っていて、こういった場合でも敷地内の外の状況をこのように確認する手段を持っています」という形でご説明をされたほうがいいのではないかなと思うので、これは多分ご説明の方法だと思うんですけども、そこは多分今後いろんな方にご説明されるときに、気をつけるという失礼ですけども、配慮していただいたほうがよりいいかなという気がいたしました。

○東北電力株式会社 東北電力の青木でございます。ご指摘ありがとうございます。

テロリストであるとか核物質防護のためにも、我々いろいろ監視装置は持っております。ただ、目的が目的ですのでちょっと詳細なところを申し上げることができませんけれども、そういうところの対策はきちんと講じておりますということだけは、申し上げさせていただきたいと思われました。

○首藤委員 ありがとうございます。

あともう一つ、これは確認ですけども、先ほど11ページで建屋内の運転員や作業員の方にも連絡手段があるということをおっしゃっておられましたが、それは待避所をつくったら待避所の中にもそれを通すという理解でよろしいですか。

○東北電力株式会社 はい。ただ、基本的に待避所に待避している場合というのは、運転員は基

本もう現場にいられないので、全ての運転員を中央制御室の待避所に待避させます。ただ万が一、その待避している場合においてもどうしても現場に行かなければならないという場合も一応想定はしてはしまして、その場合でも通信できるような形で設計を考えてございます。

○座長 そのほか。栗田先生、お願いします。

○栗田委員 23ページの大気拡散評価モデルについてお聞きしたいです。ちょっとわからなかったの。

ガウスプルームモデルでは、地形は考慮しているのでしょうか、していないのでしょうか。

○東北電力株式会社 ガウスプルームモデルでは、この場合は地形を入れておりません。考慮しておりません。

○栗田委員 定常と非定常で、やっぱり定常であれば厳しめ、保守的な評価になるというのは何となくわかるのですが、地形によっては濃度が濃くなったとか、逆に薄くなるということもあるので、どちらへ行くかわからないのではないかなという気がしたのですが、いかがでしょうか。

○東北電力株式会社 おっしゃるとおりで、実際に幅広いというか、実際の拡散を考えたときに山、谷いろいろあって、谷があればそこに集まるような拡散の仕方もします。ただ、今回中央制御室の評価ということで、原子炉建屋と中央制御室の運転員がいる制御建屋の距離が非常に近くて、そういった集約されるような拡散の仕方というのが考えられないというところもありまして、そういったことからガウスプルームモデルを使って問題ないのではないかと考えている次第でございます。

○座長 では、長谷川先生。

○長谷川委員 2つほど聞きたいんですが、まず最初に、22ページから23ページにかけてガウスプルームモデルとあるんですが、この23ページの絵を見ると、これは20年前とかなんかの、煙突からちょろちょろっと出てくるのをこれをSPEED Iに従ってやるんだという、宮城県でも福島県でもこういうモデルでやっていたんです。それでよくなじんだ絵で、ああここでも出てきたんだなと思うんです。

ところが、ここで今まで問題になっているのはフィルタベントなり、ブローアウトの場合ですね。ですから、(排気筒のような)単純な放出源というか、煙突の先からの放出源で考えていいのかどうか、そういうことがちょっと気になるんですね。しかも、排気筒(非常用ガス処理系)はこれ80メートルですね。それから22ページの放出源のところを見ると、フィルタベントは地上36メートル、排気筒は地上80メートル、それからブローアウトパネルは何メ

ートルになっているのかと。そこからブローアウトパネルですと点状じゃなくて面状で出てくるわけですね。それと制御室が近いわけですね。

ですから、こういう単純なガウス系の拡散モデルは、それはそれでいいんだけど、それはある程度離れたところで、平らなところでよく成立するモデルなんです。だけれども、例えば隣の家から来たような、何と申しますか、放出源から来たやつはそう単純じゃないかもしれない。そこをどう考えておられるのかというのが第1点ですね。

それから2つ目の質問は、この24ページの女川の放出放射エネルギーを福島と比較されている表、これはこれで意味があることだと思うんですが、福島の場合はかなりのものが放出されたんですね。こっちの女川の場合はろ過で、マップ(MAAP)コード(シビアアクシデント解析コード)で計算された。そうすると、インベントリに対してどれだけ出ているんだというところがちょっと素朴な質問なんですね。もちろん福島より十分低いのはわかっています。(福島第一の場合のように)炉内の燃料はメルトしているわけではない(さらに格納容器フィルターベント系からの放出)。では、どの程度のことを考えてこういう話が成り立っているのかというのが質問なんですね。

その2点をちょっと教えていただきたい。

○東北電力株式会社 東北電力の猪股です。

まず、ガウスプルームモデルの件、単純ではないのではないかとご指摘ですが、おっしゃるとおりで、放出源と評価点が非常に近いところを見ておりますので、ここに関しては建屋による影響、巻き込みの影響などを加味して評価してございます。それは風洞実験などで得られた知見がございまして、非常に建屋の近傍に流れる風というのはその建屋によってぐるっと、「ビル風みたいな」(声あり)ええ、巻き込んでしまいますので、それによって濃度が集約される効果もございまして、そういったものの考慮をガウスプルームモデル上で与えることによって、保守的な評価になるように考えられたモデルに今はなっております、それを今回は与えてございます。ですので、その建屋による影響などというのは考慮した評価をしてございます。

○長谷川委員 放出の高さはこれでいいわけですか。なんかこれ見ると煙突から出ているようなイメージが、このイメージが強過ぎてね。こんなもんじゃないだろうというのが。

○東北電力株式会社 もう一つ、高さの件ですが、おっしゃるとおり、まずフィルタベントは原子炉建屋の屋上の付近に設置するという、放出源がそのあたりになるということで、今記載している36メートルということを使っております。一方、ブローアウトパネルでござい

が、これよりも低いところにございまして、高さ的には20メートルから30メートルぐらいになりますが、正確な数字はちょっと手元にないんですが、大体そのあたりになると思います。

そうした場合の影響としまして、これは実際建屋の中とか建屋の巻き込みの話になるんですが、そういったところで放出エネルギーがあるので、実際の放出源、ブローアウトパネルがあるところよりも高く上がると思うんですが、そこは高く上がらないと考えて保守的に評価してございまして、実際は地上0mのところでは拡散させた評価をしてございまして、ブローアウトパネルから出る場合です。そういった保守性を持たせることによって保守的な評価になるように、今回この被ばく評価はやってございまして。

○長谷川委員 この絵は、すごくイメージがわかったようで実際にはなんかちょっと違うぞというのがあるので、もう少しちゃんと説明なり何かしていただかないと、これ昔の、私女川の委員をやっていましたけれども、その当時は80メートルくらい煙突（排気筒）からちょろちょろって放出されると考えさせられていた。だからSPEEDIで（放射線被爆など）全部わかりますよっていうふうに、我々はそう思い込まされてきたんですよ。だけど（福島第一原発事故の場合）、実際は違ったよということなんですけれども。

（排気筒からの放出とは異なり）それよりもっと複雑な場合で、ですからそういうこともちょっと考えて、そういう種々のファクタ（要素）も考慮した上でこうだと、単純にガウス系で気象庁の何かに従っていますと、ちょっとあっさりし過ぎというのが、今の私のコメントですね。

○東北電力株式会社 ありがとうございます。そのあたり、見直させていただきます。

あと、続きまして次のページのご質問、インベントリに対してどの程度、炉内の内蔵量、放射性物質の内蔵量に対してどの程度の割合出てきているかというご質問だったと思います。

こちらに関しまして、まず希ガスでございまして、炉心のほとんどが今回の場合損傷する事象、厳しい事象を想定しておりますので、希ガスの場合は、大体でございまして97%が出てくるものとした結果で評価してございまして。一方、ヨウ素に関しましては、こちらはもう少し出てくる、まず格納容器に出てくる放出量としましては大体3割から4割程度のものになると。セシウムも、揮発性核種でございまして大体同程度のものになってございまして。

これらが環境中、実際フィルタを通したり格納容器から出てくるときにどのぐらいになって外へ出ていくかということではございまして、そうするとフィルタの効果であったり、実際格納容器に45時間以上閉じ込めるということではございまして、そうすると表5に記載しているとおり、今ご説明した希ガスであれば約7分の1、ヨウ素であれば300分の1程度、

セシウム類と書いてございますがほかの核種も含めまして1万分の1程度になって出てくるということでございます。これは実際フィルタベントで粒子状の放射性物質は1,000分の1以上とれることにはなりますが、格納容器でドライウェルスプレイなどを今回の対策として実施しますので、その効果によっても格納容器の中で放射性物質がとれるということで、インベントリに対して出てくる量としてはかなり小さくなって環境中に放出されると考えてございます。

○長谷川委員 少なくなるのはわかったんですが、被ばく量が（7日間）約51ミリシーベルトだとあります。要するにある（放射能）量があって、ブラックボックスがあって、それで51ミリシーベルトになっているんですよ。ですから、やっぱりもともとここに幾らあって、このろ過でこのくらいでどうなるということをちゃんと明示していただかないと、肝心なことがブラックボックスになっているんですよ。それは私のコメントですね。

○座長 では、よろしいですか。ありがとうございました。

ちょっと時間も押していますので、一応この（9）事故対応の基盤整備（制御室）に関する議論は終了させていただきたいと思います。

ここから、時間も押していますので、5分間休憩いたします。

15時05分にまた再開したいと思います。

〔休 憩〕

○座長 それでは、時間となりましたので、議事を再開したいと思います。

・（8）重大事故対策（炉心損傷防止）

○座長 次は（1）各論点の説明・検討のうち（8）重大事故対策（炉心損傷防止）につきまして、東北電力株式会社から説明をお願いいたします。

○東北電力株式会社 東北電力、松藤と申します。よろしくお願いいたします。

女川原子力発電所の重大事故等対処施設の（8）重大事故対策、炉心損傷防止ということで資料-3に基づきましてご説明させていただきます。

早速、資料の1ページ目をお開きください。

こちら1ページ目、目次となっております。構成に沿って説明いたしますが、まず1番目に有効性評価の概要ということでご説明させていただきます。2番目に運転中の原子炉におけ

る炉心損傷防止対策の特徴と主な対策ということで、まず初めに全体の概要、続きまして4つの事故シーケンスについてのご説明を行います。3番目に現在の適合性審査の状況についてご説明をしまして、最後にこれまで頂戴いたしましたご意見に対する回答をご説明させていただきます。

では、次の3ページ目をお開きください。

3ページ目、1. はじめにということで、ここでは有効性評価の概要についてご説明させていただきます。

資料に沿ってご説明いたしますけれども、有効性評価というのは、想定する事故シーケンスグループに対しまして、その安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器の破損等の防止ができるということの評価することとなっております。有効性評価の内容につきましては、こちら①から④まで4つに分類されておまして、本日は①の炉心損傷防止対策についてのご説明をいたします。

こちら3ページ目の資料の図では、全交流動力電源喪失を例に、有効性評価の例をお示ししてございます。図の上が安全対策なしのシナリオとなっております。下が安全対策ありのシナリオの流れとなっております。上は安全対策なしの場合になっておまして、最悪、炉心損傷に至るといった流れをお示ししております。下は緑でお示ししておりますのが安全対策ということで、こういったものを多重的に対応していくことで原子炉の安定冷却にもっていくというさまをお示ししてございます。

では、4ページ目をお開きください。

4ページ目では、有効性評価において想定する事故シーケンスグループをどのように選定しているのかについてのご説明をいたします。資料下のほうにフロー図で一連の流れをお示ししてございます。

まず、左上の青色のテキストボックスのところですがけれども、個別プラント評価としまして内部事象と外部事象のPRAを実施するということになっております。ここでは重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループの抽出が目的ということですので、評価に当たっては重大事故等対策を考慮しない、そういったPRAを実施していることとなります。

この評価結果が終わりましたら、(a)と(b)に分岐してございます。審査のガイドの中では、(a)ということで、こちらは必ず想定する事故シーケンスグループというのが7つ指定されておる状況でして、それをまず考えるということになります。分岐した(b)のところでは個別で実施しました評価結果を確認しまして、その下の括弧書きになりますけれども、隣の

(a) に含まれないものがありました場合については、全炉心損傷頻度への寄与率やその影響等を踏まえまして事故シーケンスグループとしての追加要否を判断するということとなります。

この(a)と(b)で選定しました事故シーケンスに対して最終的に有効性評価を実施するというので、この有効性評価では、重大事故等対策を考慮して、その対策が有効に機能するとか、炉心損傷を防止できることを評価するということとなっております。これが一般的な流れということになります。

では、次のページをお開きください。

5ページ目では、女川での個別プラント評価を踏まえまして事故シーケンスグループの選定結果についてご説明をします。

こちら下図でお示ししておりますように、1番目の矢羽根に書いてありますが、内部事象PRAの結果を確認しますと、下図の(b)で記載されておりますような特別なものは抽出されなかったということになっております。

次に、2番目の矢羽根で、外部事象PRAの結果を見ますと、(b)で記載されているものが抽出されているという状況になってございます。こちら抽出されておるんですが、下の図中の赤の吹き出しに記載しておりますけれども、この結果を確認しまして、全炉心損傷頻度への全体寄与が、こちら抽出されたものについては1%未満であり有意な頻度ではないということや、整理しますと重大事故等対処設備で緩和を図れるということもございまして、そういったことで炉心損傷頻度やその影響の観点から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要ということと判断をしております。

結論として最後に記載しておりますけれども、女川原子力発電所の想定する事故シーケンスにおきましては、上の図の(a)で想定する7つのシーケンス、こちらを選定しているということとなっております。

以上が概要の説明となっております。

では、次のページをお開きください。

6ページ目からは2番目の項目ということで、炉心損傷防止対策の特徴と主な対策についてのご説明となります。

では、次のページをお開きください。7ページになります。

まずは全体概要ということで、有効性評価の内容の概要についてご説明いたします。

1番目の矢羽根になりますけれども、先ほどご説明しましたように、運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の有効性評価、こちらについては先ほどご説明しましたとおり7つの事故

シーケンスが選定されているということになっております。本日のご説明では、その中で4つの事故シーケンスを代表例ということでご説明したいと考えております。

では、次のページをお開きください。

8ページ目では、その有効性評価を行うに当たってどのような確認内容になっているのかということのご説明となります。

表に、評価に当たっての評価項目と判定基準をまとめてございます。評価項目は、燃料に関するものとしましては燃料被覆管の最高温度や酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値や、格納容器の圧力・温度の最大値といった項目が選定されておまして、こちらが判定基準を満足することを確認するといった流れとなっております。

では、次のページをお開きください。

9ページ目ということで、ここからは個別の事故シーケンスについてのご説明を行います。

まず、高圧・低圧注水機能喪失についてご説明をいたします。

では、10ページ目をお開きください。

10ページ目では、まず事象の概要についてご説明いたします。

高圧・低圧注水機能喪失の特徴となりますけれども、まず起因事象として、①に記載しておりますけれども、原子炉給水流量の全喪失が発生するという事です。通常であれば、原子炉への注水がなくなるということで原子炉の水位が下がり、水位の低下に伴いましてECCS（非常用炉心冷却系）などの注水系が起動するわけなんですけど、ここでは②に記載しておりますように、高圧注水機能や低圧注水機能が喪失するという事で、原子炉に水が入らないという状況を想定いたします。結果としまして、原子炉から蒸気が流出しまして、原子炉の水位が低下しまして、最終的に炉心損傷に至るといった流れとなっております。

その下のところに、対策の概要ということでまとめております。

原子炉にまず水を入れなければならないということで、対策Aとして、逃がし安全弁の手動開操作による減圧と、復水移送ポンプにより炉心に注水をしまして炉心を冷却するというものです。対策BとCは、ECCSとかを使えないという状況ですと、この状況ですと格納容器の冷却と除熱ができないという状況になりますので、原子炉格納容器の代替スプレイ冷却系による格納容器の冷却と、フィルタベント系を用いました格納容器からの除熱といったものを整備してございます。

では、次のページをお開きください。

11ページ目以降は、事象の進展とそれに対応する対応手順の概要をまとめてございます。

こちら物量もありますので、この後3シーケンスございますが、この説明は高圧・低圧注水機能喪失をサンプルということでご説明させていただきます。

フロー図の左側をまず見ていただきたいんですが、テキストボックスで①と記載しておりますところで、起因事象ということで、まず全給水が喪失するということがスタートとなっております。先ほどもご説明しましたが、原子炉への給水がなくなりますので、水位はどんどん低下をしていくと。②で記載しておりますように、通常、水位が下がれば水位の低下を条件として注水系が作動するんですが、ここでは高圧・低圧注水機能が喪失しているということで水が入らないという状況となります。その下にまいりまして、水が入らないということですので、対策Aということで逃がし安全弁を開操作しまして、原子炉の圧力を下げあげまして、その後復水移送ポンプによる注水を行うといった流れとなっております。Aの横に赤点線で囲っている部分がございます。以前ご意見をいただいておりますNo.73 関連ということで、対策が働かなかった場合の対応というのがどうなっているのかというご意見をいただいております。赤の部分は、こういった重大事故対策が働かなかった場合の次の対策というのをお示ししてございます。ですので、うまくいかなかった場合は必ず何らかの手段が用意されている状況だというご説明となります。

では、次のページをお開きください。

前のページの状況では、原子炉にこれで注水ができるということで、炉心の冷却はできるということになるわけなんです。原子炉の中の崩壊熱が蒸気という形で逃がし安全弁を通して格納容器側へどんどん移行していきます。そうしますと、炉心の冷却はできていますが、格納容器の圧力・温度がどんどん上がってくるということでして、何もしなければ過圧で圧力容器が損傷してしまうという状況になります。

ですので、まず対策Bとして、格納容器の代替スプレイを、こちら可搬型の大容量送水ポンプというものを使いまして、外部から水を格納容器にスプレイをしてあげて圧力を下げるということを実施いたします。それで圧力は下がるわけなんです。外部から水を入れるということで、水が格納容器内にたまってまいります。これは当然限界量がありますので、その限界量に近づきましたら、その時点で除熱手段が復旧できなければ、フィルタベントによる除熱を実施するという流れとなっております。

以上が対応手順の流れとなっております。

では、次のページをお開きください。

13 ページ目は、高圧・低圧注水機能喪失におけます有効性評価の結果をまとめております。

下の表1に解析結果の一覧をまとめておまして、下にその主要な解析結果の水位をお示ししております。

図1は原子炉水位ということで、給水が喪失しておりますのでどんどん水位が下がっているさまが示されております。事故後の時間として30分後ぐらいのところで、逃がし安全弁による減圧と低圧代替注水系、復水移送ポンプによる注水を行うことで水位が回復をしていくというさまが示されております。

隣の図2に燃料被覆管の温度をお示ししております。同じく30分程度のところで、燃料棒が露出しまして温度が上がっていくということになりますけれども、燃料被覆管の最高温度が859度まで上がるわけですが、注水によりまして燃料が再冠水するというので、今度は再び低下をするといった状況をこちらにお示ししております。

解析結果としましては、表1にまとめておりますが、温度については、燃料が露出することで上がりますけれども判定基準は満足しているということ。また、圧力容器や格納容器の圧力・温度につきましても、判定基準を満足しているということを確認しております。

次のページ、14ページをお開きください。

最後に、こういった対応をするための要員や資源の評価ということで、対応する要員や、水や電源を供給するための燃料が足りているのかということをご確認しております。表にまとめておりますように、必要な要員及び資源というのは確保されているということをご確認しております。

以上が高圧・低圧注水機能喪失のご説明となります。

次のページ、お開きください。

ここからは、全交流動力電源喪失についてご説明いたします。説明の流れは先ほどのものと同じような流れになります。

では、16ページ目をお開きください。

16ページ目では、全交流動力電源喪失の事象の概要についてご説明いたします。

まずその特徴ですが、起因事象ですが、①外部電源と非常用ディーゼル発電機の機能喪失が発生しまして、交流電源では使えなくなるという状況です。交流電源が使えないため、電動機器は使えないということとなりますので、原子炉の注水は蒸気駆動の注水系のみといった状況となります。さらに、②逃がし安全弁が開固着をしてしまうということで開きっ放しになってしまいますので、圧力がどんどん低下して行って、蒸気駆動の注水系である原子炉隔離時冷却系自体もう運転ができなくなるという状況となります。こうしますと、電動タービン駆動のポ

ンプが使用できないということです。水が入らないということで、最終的に炉心損傷に至るといったシナリオとなっております。

こちらの対策ですけれども、まず水が入らないという状況ですので、対策Aとしまして、まずその原子炉隔離時冷却系と呼ばれるタービン駆動のものについては、原子炉圧力が1.04メガパスカル未満に低下するまで、限界まで運転をするということ。対策Bということで、原子炉へタービン駆動の注水ができない場合を想定しまして、こちら女川独自の対策となりますけれども、直流駆動低圧注水ポンプを使いまして炉心の冷却を行う。さらに、電源そのものの対策Cということで、常設代替交流電源設備というものを使いまして電源を復旧させまして、復水移送ポンプにより炉心の冷却をするということ。最後に対策Dということで、こちらは安定冷却にもっていくということで、電源復旧後に原子炉補機代替冷却水系を用いまして原子炉注水や格納容器除熱を実施するという事となっております。

では、次のページをお開きください。

17ページ目では、先ほど触れました直流駆動低圧注水ポンプの概要についてご説明いたします。こちらは女川独自の対策となっております。

直流駆動低圧注水ポンプの概要ですが、系統図がお示しされておりますけれども、復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系の配管を経由しまして原子炉で注水する設備となっております。最大の特徴は、こちらは蓄電池で駆動するポンプとなっております。ですので、交流電源が不要でありかつポンプの冷却設備も不要な設計となっておりますので、交流電源が使えない場合でも、原子炉を減圧することで原子炉への注水は可能なものとなっております。

手順の概要については省略いたします。

では、次に21ページをお開きください。

ここでは有効性評価の結果をまとめてございます。

こちら図3に原子炉圧力の推移、図4に原子炉の水位のトレンドをまとめてございます。特徴でご説明しましたように、逃がし安全弁1弁が開固着しているという状況で原子炉の圧力が低下していく中で、直流駆動ポンプによる注水を実施し、逃がし安全弁による減圧操作を実施するという事で、原子炉圧力が低下している状況がわかります。隣の図4では、逃がし安全弁の開固着によりまして冷却材が流出しますので水位は低下をするわけですが、その後の直流駆動低圧注水ポンプの注水で水位が回復するという事で、そういった状況が示されております。

表3に解析結果をまとめてございます。燃料被覆管の最高温度につきましては、事象を通じ

まして冠水が維持されるということで、初期値である309度から変化はしないという結果となっております。ですので、被覆管の酸化量についても影響はないということで、原子炉冷却材圧力バウンダリや格納容器の圧力・温度についても判断基準を満足しているという状況となっております。

次に、22ページ目をお開きください。

こちらは要員及び資源の評価結果ということで、こちらにも必要な要員、数量を確保しているということを確認してございます。

以上が全交流動力電源喪失のご説明となります。

では、次のページをお開きください。

23ページ目からは、崩壊熱除去機能喪失（TW）についてご説明いたします。

24ページ目をお開きください。

ここでは事象の概要についてご説明いたします。

崩壊熱除去機能喪失の特徴ですけれども、まず起因事象ということで、給水流量が全喪失しまして、外部電源の喪失が発生いたします。その後、原子炉への注水自体は成功するわけなんですけど、②の想定としまして海水の取水機能が喪失するというので、そうしますと非常用ディーゼル発電機等の冷却ができなくなりますので、このディーゼル発電機が機能喪失すると。また取水機能自体が使えないということで、残留熱除去系も使えませんので、原子炉格納容器からの除熱機能も喪失してしまうという状況です。そうしますと、格納容器からの除熱ができませんので、炉心の冷却はできておるんですが、格納容器の破損が先に発生するというので、さらにこれに伴いまして、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合につきましては、炉心が露出しまして炉心損傷に至るといった想定となっております。

その対策の概要ですけれども、まず対策Aとしまして、電源、ディーゼル発電機が使えないという状況ですので、その対策として常設代替交流電源設備を復旧させまして交流動力電源を使えるようにするという対策になります。次に対策Bとしまして、原子炉の減圧操作と、電源が使える状況だということで復水移送ポンプを用いた炉心の冷却をさらに行うということです。最後に対策Cということで、海水系が使えませんので、可搬型設備を用いました原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水や格納容器除熱を実施するという対策を整備してございます。

では、28ページ目をお開きください。

28ページ目に、有効性評価の結果をまとめてございます。

かいつまんでのご説明になりますが、燃料被覆管の温度につきましては、冠水が維持されているということで温度は初期状態から変わらないという結果となっておりまして、原子炉圧力容器、格納容器それぞれにつきましても、判定基準を満足しているという結果となっております。

次のページ、29ページをお開きください。

ここでは要員及び資源の評価結果をまとめておりますが、こちらについても必要な要員または数量を確保しているということを確認してございます。

では、30ページ目をお開きください。

次に、ここからは原子炉停止機能喪失についてご説明いたします。

31ページ目をお開きください。

原子炉停止機能喪失の事象の概要をまずご説明いたしますが、こちらの特徴としまして、まず起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するというのを想定しています。通常は、主蒸気隔離弁が閉止した場合は速やかに原子炉がスクラムするというものなのですが、ここでは②にありますように制御棒が挿入されず原子炉出力の低下に失敗するというのを想定しております。この状態が続きますと、出力が下がりませんので、炉心損傷に至るといったシナリオとなっております。

その対策の概要ですが、まずスクラム失敗の対策、対策Aということで、出力の抑制をするという目的で、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による出力の抑制。次に対策Bということで、こちらは冷やし続ける必要があるということで、原子炉隔離時冷却系や高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続するという。対策Cということで、これは後ほどご説明しますが、自動減圧系作動阻止機能が作動することで、原子炉冷却材が大量に注入されることで出力が上昇するのを防止するという対策です。作動阻止をするということです。対策Dということで、ほう酸水注入系による原子炉停止とその未臨界の維持。最後に対策Eということで、安定冷却を目的としまして、残留熱除去系による格納容器からの除熱といった対策を整備してございます。

では、次の32ページ目をごらんください。

ここでは、原子炉停止機能喪失に関しまして、その原子炉をとめる機能に係る対策というのはいかなるものがあるのかということをご説明いたします。

右側にその対策を記載してございます。

まず、原子炉停止、出力抑制の手段として整備されているもの、上から順にご説明しますが、

まず制御棒の挿入ということで、こちら制御棒は当然中性子を吸収するホウ素を含んだボロンカーバイドと呼ばれるものが含まれているものがございまして、この制御棒を原子炉に挿入することで核分裂を起こす中性子を吸収して出力を下げるといった、これはご存じのものと思えますけれども、そういったものがございます。この制御棒の挿入がうまくいかなかった場合に備えまして、代替制御棒挿入機能ということで、通常のスラムとは別のインターロックで制御棒の挿入が動作するものを設置してございます。今回の有効性評価においては、こちらの機能については期待しないということとしております。

次に2番目、中ほどに記載しております再循環ポンプのコントロールということで、こちら炉心の流量を変化させることで、炉内のボイドの量を調整することで出力を制御するといったものです。特に出力を下げたい場合は、再循環ポンプをとめることで炉内のボイドが多くなりますので、その影響で出力が抑制されるといったものとなります。こちらの再循環ポンプのコントロールも、代替再循環系ポンプトリップ機能ということで、こちらも別のインターロックで同様の機能を得られるようなものが設置されてございます。

最後に、ほう酸水の注入ということで、制御棒と同じく中性子を吸収するボロンを含んだほう酸水を原子炉に注入する設備が設置されておまして、仮に制御棒が入らない場合についてはほう酸水を炉内に注入することで出力を落とすといったことで、そういったものが整備されてございます。こちらにつきましては、重大事故等対策でも使うということで、耐震性の評価等を行っているということとなります。

では、次のページをお開きください。

続きまして、自動減圧系作動阻止機能についてご説明いたします。

原子炉停止機能喪失時におきまして、自動減圧機能が作動してしまいますと、その原子炉圧力容器に起動しているECCSから大量に冷却水が注水されてしまうということがあります。そうしますと急激な出力上昇につながるということで、炉心の著しい損傷を防止する目的で、この自動減圧系作動阻止機能というものを設置してございます。

スラム失敗というのが、後ほどご説明いたしますが、事象の進展が非常に早いということで、運転員が自動減圧系の阻止をするという操作に期待をせずに、インターロックで自動減圧が行われるといったものでございます。こちらについては、下の図にも記載しておりますけれども、作動阻止信号については、中性子束高信号と原子炉水位低（レベル2）信号の組み合わせで自動で作動阻止信号を発信させる構成となっております、もちろんこちらは運転員の操作で作動を阻止することも可能な構成となっております。

では、36ページをお開きください。

有効性評価の結果をまとめてございます。

こちらのページ下、図7に中性子束の推移ということでまとめてございます。こちら事象発生直後に主蒸気隔離弁が閉じてしまうということで、原子炉の圧力が急激に上昇して、ボイド、気泡がつぶれてしまうということで、一時的に出力が大幅に上昇いたします。その後、出力が上がることで再び沸騰現象が起きるといことと、再循環ポンプがトリップしてしまいますので、沸騰がまた起こりまして出力が緩やかに落ちていくという動きをしまして、その後、事象発生50秒後に主蒸気がとまってしまうということで、今度はその給水の過熱がなくなってしまい冷たい水が炉に入るといことと、再び出力が上昇すると。事象発生後150秒後ぐらいまでには復水器にたまっており水を使い切ってしまうといことと、給水自体がなくなるといことと、その後は出力が緩やかに低下をしていくという動き方をします。

この出力の変化に応じまして、隣の図8に燃料被覆管の温度を示しておりますが、初期の圧力上昇で一気に出力が上がりますので、ここでまず一度沸騰遷移が生じておりまして、その後150秒後程度のところまで出力が上がるといことと、ここでももう一度沸騰遷移が起こるといこととです。こちらの温度上昇につきましては最大で約961度となっておりますが、表7の解析結果にまとめておりますが、こちらにつきましては被覆管の最高温度含めて判定基準の1,200度以下は満足しているという状況となっております。

では、次に38ページをお開きください。

ここでは要員及び資源の評価結果についてまとめておりますが、ほかのものと同様必要な要員及び資源は確保しているという状況となっております。

以上が、炉心損傷防止対策の特徴と主な対策のご説明となります。

では、次のページ、40ページ目をお開きください。

ここでは、3番目の項目といことと、適合性審査の状況についてまとめてございます。

まず、1番目の矢羽根でも記載しておりますけれども、炉心損傷防止対策の有効性評価につきましては、これまで審査会合を13回実施しております。直近のものは今年の4月23日に開催されておまして、この時点でほぼ説明は終了している状況です。過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しておまして、回答はほぼ終了しているという状況でございます。時間もないので、こちら抜粋して記載しておりますが、説明は省略させていただきます。

では、次のページをお開きください。

次に、これまでのご意見に対する回答といことと、特にPRAに関しまして多くのご意見

をいただいておりますので、そちらのご説明をさせていただきたいと思っております。

まず、42ページをお開きください。

こちらは、いただきましたご意見No.69とNo.71の一部についてのご説明となります。

まず、ご意見No.69につきましては、シナリオに基づいた重大事故のリスク評価について詳しく説明すること、また理論的に考え得る全ての事故シナリオを対象としているとのことだが、全てのシナリオを想定するのは困難だということで、抜け落ち等をチェックする方策はあるのかというご意見をいただいております。

また、No.71、一部になりますが、PRAの解析手法、解析結果についてご説明すること、また手法、使用データの信頼性について説明することのご意見をいただいております。下のグレーの部分は別のところでご説明いたします。

次のページをお開きください。

43ページ目では、PRAの手法の概要を簡単に記載しておりますが、PRAにつきましては、下図にありますイベントツリーやフォールトツリーを用いて事故シーケンスの発生頻度を定量化しまして、最終的に炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価しているということで図にお示ししております。具体的な例を下に記載しておりますけれども、例えばイベントツリーの中での高圧炉心冷却を失敗するというのがどういう状況なのかというところが、右側のフォールトツリーの例ということで示しております。こういったフォールトツリーに基づきまして分岐確率を計算しまして、最終的な定量化を行っているという状況でございます。

では、次のページをお開きください。

44ページをお願いいたします。

ここでは、適合性審査における女川2号のPRAの結果について簡単にご説明させていただきます。

下のパイチャート、2つお示ししておりますけれども、女川2号炉のプラント全体の炉心損傷頻度は 8.9×10^{-5} のマイナス5乗炉年となっております。事故シーケンスグループ別で見ますと、崩壊熱除去機能喪失のリスクが約75%と最も大きくなっておりまして、事象別では、右側のパイチャートになりますけれども、内部事象が約62%ということで、内部事象のリスクが最も大きいということが示されております。

では、次のページをお開きください。

45ページでは、PRAの信頼性をどのように確保しているのかについてのご説明となります。ここではPRAのピアレビューについてご説明いたします。

我々がPRAを実施する際におきまして、このモデルや結果の妥当性を確認するために、すみません、こちらマスキングがかかっておりますので、マスキングなしの資料を見ていただきたいんですが、こちら国内外の専門家を招きましてこのピアレビューを実施しております、ピアレビューに当たりましては、日本原子力学会標準との整合性やその国内外の知見を踏まえて、PRAの手法の妥当性の確保という観点で確認を受けております。

そのピアレビューでは、第三者機関から発行されているPSAピアレビューガイドラインというものがございまして、こちらを参考にレビューを実施しているということで、こういった形で第三者の確認を受けており、信頼性も確保しているといったこととなります。

最後に、全てのシナリオを想定するのは困難ということで、抜け落ちをどのように確認しているのかといった趣旨のご意見をいただいております。我々、PRAが万能なツールではないということは十分認識しております、PRAでは取り扱えないものというのも当然あるということで、下の一番上の矢羽根になりますけれども、設備設計の観点から、安全機能ごとに多重性や多様性、独立性を備えた設計がなされているということで、さまざまなシナリオに対して対処が可能であるということを確認しており、特に大規模な自然災害や、故意による大型航空機の衝突やテロリズムなどの大規模な損壊に対しては、さまざまな可搬型の対処設備というのを我々導入しておりますので、そういった多様性や柔軟性を有した手段を用いることで対応が可能だと考えてございます。

ただ、PRAの評価自体については、我々もこれはまだまだ発展途上の技術であるということとは十分認識しておりますので、今後もそのPRAモデルの高度化や、実際整備する対策の精度を上げていくということで、訓練の実施などで、安全性の向上に努めていくということで考えてございます。

以上が、ご意見No.69、No.71へのご回答となります。

では、次に46ページ目をお開きください。

ここからは、ご意見No.70、No.71の一部、No.72についてのご回答となります。

ご意見No.70につきましては、女川2号の安全性がどのように向上しているのかということで、以下の3点の観点です。1番目の観点では、国内外の原子力発電炉と比べまして安全性が最高レベルにあるのかということ。2番目に、炉心損傷頻度などのリスク評価の結果が設備や施設の改善や運転管理、事故対応などにどのように活かされているのか。3番目に、地震PSA、津波PSAによるリスク解析結果はどのようになっているのかというご意見をいただいております。

次に、ご意見No.7 1ということで、対策を並列化した際の確率論的リスク評価を行っているのかというご意見。

最後に、意見No.7 2ということで、リスクを低減するために実施した対策についてどの程度リスクが低減されていたかを説明するということと、またリスクが評価できない重大事故の対策について、その対策についての考え方を説明することのご意見をいただいております。

まず、46ページ下の矢羽根の記載になりますけれども、指摘事項No.7 1、No.7 2に対してのご回答と考えておりますけれども、まず今回の適合性審査で実施しておりますPRAの目的というのは、冒頭でご説明しておりますように、事故シーケンスグループの抽出という目的で実施しておりますものでして、新たに設置する重大事故等対策を含めたPRAは、今回は対象外としてございます。今後、重大事故等対策を踏まえたPRAを実施しまして、さらなる安全性向上の対策の検討を継続的に行っていきたいと考えてございます。

では、次のページをお開きください。

ここでは、先行プラントとのPRAの比較をお示ししてございます。

右肩に関連するご質問のナンバーを記載しておりますけれども、下にパイチャートを3つ示しております、女川と他社プラントを含めた評価結果となっております。

炉心損傷頻度の値については、10のマイナス4乗から10のマイナス5乗オーダーとなっております、各プラントとも大きな差異はないと考えております。

3番目の矢羽根に特徴について記載しておりますけれども、女川2号と東海第二発電所につきましては防潮堤を考慮した評価を実施しているということで、結果の中で津波PRAの占める割合が小さくなっておりますけれども、柏崎は防潮堤を考慮していない評価をしているということで、津波による影響の占める割合が大きいということになってございます。

次に、48ページ目をお開きください。

ここでは、国外の重大事故対策との比較をご説明してございます。

ここでは、米国や欧州の既設プラントで整備しております先進的な炉心損傷防止対策について調査を実施しまして表にまとめてございます。

48ページ目にお示ししておりますのは、高圧・低圧注水機能喪失の部分について提示してございますけれども、こちらにお示ししておりますように、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策というのが女川2号でも同様に整備されているということを確認しております。また、赤字で記載しておりますように、女川では、海外では整備されていない高圧代替注水系というものも整備しているということで、決して海外に引けをとるものではないと考えて

おります。

では、次の49ページをお開きください。

ここでは、審査におけるPRA結果の活用例ということで、全交流動力電源喪失でもご紹介しました直流駆動低圧注水ポンプの設置の経緯についてご説明いたします。

こちら津波の影響を考えた場合なんですが、一番目の矢羽根に記載しておりますように、防潮堤を越える津波を考慮した場合、敷地内に津波の影響が及んだ場合につきましては、可搬型の設備の対応が、被水するという状況を考えますとその不確かさが大きいということで、特に今回説明しました全交流動力電源喪失のように事象進展が早い事象について対応するために、新たに建屋内に直流電源駆動の常設ポンプを設置することとしたものでございます。こういった経緯がございまして、直流駆動低圧注水ポンプを設置することとしたということで、PRAの活用例ということでご紹介いたします。

では、次の50ページ目をお開きください。

最後にご意見No.71ということで、PRA結果の数値がどれぐらいの不確かさを持っているのかというご質問についてご説明いたします。

炉心損傷頻度とその不確かさということで、こちらのパイチャート、内部事象、地震、津波のPRAの炉心損傷頻度をお示ししております、あわせて炉心損傷頻度の不確かさの幅を示しますエラーファクタというものを示しております。エラーファクタの定義につきましては※1で記載しておりますけれども、このエラーファクタというものは、不確かさ解析で得られました95%の上限値と5%の下限値を使いまして割り算をすることで、その不確かさの幅を指標としてお示しをしているというものです。

次のページをお開きいただきたいんですが、PRAにおける数値の取り扱いということで資料をお示ししておりますけれども、PRAの結果というのが不確かさを持つものということで、幅をバンドでお示ししております。図2に全炉心損傷頻度と事故シーケンスグループに対する不確かさ解析結果ということでまとめておりますけれども、一番右側に全炉心損傷頻度の結果をお示ししております、このエラーファクタについては4.4ということで、こちらは上限値と下限値との間に約1.9倍程度の不確かさの幅があるということをお示ししているものとなります。

説明は以上となります。

○座長 ありがとうございます。

初めに、この件につきまして、欠席の先生から何かコメントがありましたら事務局からご報

告をお願いします。

○事務局 特にございませんでした。

○座長 それでは、先生方のご質問をお願いしたいと思いますが、ここの会場の都合上、4時55分まで議論をしたいと思います。それ以降まだ議論が続く場合には、次回以降に事務局で機会を設けていただいて議論を続けるということによろしいですか。

それでは、先生方からご質問を。岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 時間もありますので簡単に。PRAが主題になると思いますので、その前の前段で、例えばちょっとお聞きしたいのは、36ページの原子炉停止機能喪失の結果を見せていただくと、この設置許可申請書にある数字と燃料温度は同じなんだけれども、バウンダリにかかる圧力にずれが、違う数字が出てきています。それで、それはどうして違っているのかというのをご説明いただきたい。設置許可申請書、今、これ古いのかもしれないんだけど、私が見ているものと数字が違うんですね。解析結果では約9.56という数値になっているんだけど、この設置許可申請書になると9.42という値が出ています。その違いがどこから来て、何が影響しているのかを教えてください。

○東北電力株式会社 東北電力の松藤でございます。

原子炉停止機能喪失につきましては、申請のときから解析状況を一部変更してございます。それはボロン濃度を、当初は設備の実力値ということで、実際の設備で管理している濃度で解析をしておりましたが、審査の中での説明性という観点でいった場合に、もちろんほう酸水注入系というのは従来からある設備だということで、そのボロン濃度の設計値というのがございまして、運用とその設計値の関係を見ますと、当然その設計値を下回るとまずいということで高めになっていると。評価自体は実力値として高めになっていたということで、その濃度を下げたということです。そうしますと解析結果としてどういうものが出てくるかといいますと、薄くなりますので、未臨界までかかる時間が延びてしまう。そうしますと原子炉圧力容器から格納容器に熱を移行する時間が長くなりますので、その分圧力が若干高くなってしまいます。そういうことで、その解析条件を変更したことで差が出ているということになります。

○岩崎委員 わかります。多分そういうことだと思います。

それで、私はこれとどうしてこの結果を違うのかを各項目について知りたいので、きょうはちょっと無理でしょうから、結果が違っている部分、主要なパラメータ、例えば表7の部分、あるいはサプレッションの水位等々、それを設置許可申請書とどう条件が違って、どういう結果で、どうなっているのか。今ここでご説明いただいた各項目について資料を出していただけ

ますか。ちょっとそれを見させていただきたいんです。きょうでなくて結構です。大丈夫ですよ。ちょっと手間でしょうけれども。

○東北電力株式会社 こちらの設置許可申請書は、私ども当初に申請をしたときの条件でやっております。その後審査の中でいろいろ、今言ったような解析条件を変えたり、あとは先行プラントの状況を踏まえてさらに安全対策を追加したりといろいろやっておりますので、正直いってかなり変わっていると思います。

○岩崎委員 いやだから、この設置許可申請書があつて、変わっている設置許可を今やっているわけでしょう。（「はい」の声あり）じゃあどう変わったかを知らないといけないと私は思っている。新しい設置許可申請書を今出して、13回かなんかやって落ちついたっていうんですから、落ちついた結果、今のこの古いほうの設置許可申請書とどう変わったかというのは明示していただかないと。だって私たちはこれしか見ていないわけですよ。これは要するに国が審査した結果なので、これと違ったものが出ているのであれば、きちっと明示してください。

○東北電力株式会社 はい、わかりました。

○座長 それでは、そのほかご質問は。今村先生、お願いいたします。

○今村委員 今村です。私のほうは、まずきょうの今の説明の印象と、あともう一点はお願いになります。

まず印象としては、冒頭、例えば3ページにあるような、今回有効性評価の概要ということで、例えばこの図にある今回抽出したシナリオ、また安全対策を考慮したシナリオ、それぞれに関して後半以降に説明があるかなと思っていたんですけどもそれながく、この部分だけ浮いていると思います。対応関係が私にはわかりません。その後のシーケンスグループのいろんな検討と3ページのこの概要と、少しギャップがあると思っています。そこは丁寧に説明していただかないと、3ページの説明での意味がないかなと思います。

あと、評価の方法なんですけれども、例えば36ページに有効性評価の結果の一例があります。例えばこのところで、ここでは幾つかの違う項目であったり、図8は違う条件での結果を出していただいております。ほかの事例ですと一例しか出していないです。通常であると、対応方法とか条件は幾つかあつて、いろんな条件の中でクリアしているというのが一般的な評価ではないかなと思っています。また、ここで不確実性というのを入れるかどうかというのはわからないんですけれども、あまりにも一つの結果しか出さなくて、それでクリアしているところ、私にとっては疑問があり、この状況では判断は難しいです。

さらに判断できないのは、例えば38ページに必要な要員及び資源の評価と書いてございま

すけれども、この結果については判断できないです。ご説明がないので。もしかしたら違う回で説明しているのかもしれませんが、今回このページを入れるならば、それなりのご説明がないと我々はわからないというところです。これは印象でございます。

もう一つお願いは、今回の資料、資料によってあったりなかったりなんですが、通常の評価をするためにはいろんな文献の引用があったりレビューがあったりして、確かにこの項目に関してはこういうものを使いながら判断しているのです。東北電力さんがこういうところで結果が出ているのでこれを使ったというところが通常はあるんじゃないかなと思うんですね。ここではただ事実関係しかないところがあって、少なくとも引用文献があれば、誰がどういうテーマでいつ検討したのか、それを引用されてこういう言葉を使ったという、これも判断ができると思うんです。そこがないと、なかなか資料として一環していないと思います。

印象と、あと文献等はやはり必要ではないかなと思いますので、お願いになります。

○座長 では、ご回答をお願いしたいと思います。

○東北電力株式会社 まず、資源の部分につきましては、こちらの積み上げの根拠というのが当然存在しています。ただその物量がかかなりになるということで、今回資料の中に入れるということはちょっと見送っていた経緯はございましたけれども、ご説明については今後工夫をさせていただければと思います。

文献の引用等につきましても、必要なものがあれば追加してご説明させていただければと思っております。

○今村委員 おそらくあまり、結果だけ出すのであればやはりここで説明する意味合いがないので、出す資料はきちんとフォローできるようなものを準備していただきたいと思います。

以上です。

○座長 よろしいですか。次の資料にその辺コメントに対応できるような形で付加してもらおうとか、そういうことをお願いしておきます。

○東北電力株式会社 はい、承知いたしました。

○座長 兼本先生、お願いします。

○兼本委員 基本的な評価方法がちょっと理解し切れていないので、確認も含めてお願いしたいんですけれども、例えば11ページ、フローチャートを載せて評価していると。結果的に、その結果が13ページ、14ページに、解析した最大の被覆管の温度とか、必要な資源というところでまとめられているんだろうと思うんですが、いろんな代替の対応策の、いろんなタイミングで最高温度とかは変わってくると思うんですけれども、それは最悪の状態を想定した結果

がこういうものになっているのか。対応がおくれれば当然炉心損傷まで至ると思いますので、その辺の、何を最悪とするのかという考え方がちょっと理解できなかったのと、今の今村先生の話も絡むんですけれども、水源とか燃料とか電源はある程度想定できるんですけれども、要員というのはフローチャートの中で何人必要か、誰が何をやるかというところまで考えた根拠のある数字なんでしょうか。その辺をちょっと教えていただきたいと思います。

もう一つは後で聞きます。

○東北電力株式会社 まず1点目のご質問ですけれども、注水の条件、多分タイミングということになるかと思うんですけれども、そちらについては、当然その設備を運用するに当たって何らかの準備時間というのが必要になってまいります。その部分は、運転員等の作業時間を実績評価で見込みまして、さらにそれに対して余裕を見込んだ形で見まして、そこを注水の各設備の操作タイミングということで設定してございます。これも実は詳細に積み上げているものがございますけれども、今回は資料としてこちらに載せることは見送っている部分がございますので、ご説明については今後何らかの工夫をしていきたいと思っております。

もう一点……

○兼本委員 要員について、根拠のある数字なのかどうか。

○東北電力株式会社 失礼しました。こちらについても個別の運転員がこの一連の作業をするに当たっての動線を確認して積み上げている部分がございます、その中で要員が最低限何人必要なのかということを確認しているということで、そちらも実はバックデータがございますけれども、こちらもちょうと今後のご説明の工夫というのが課題かなと考えております。

○兼本委員 制御室の運転員の動線は割と想像しやすいんですけれども、発電所の対策本部とか重大事故等対応要員という人の動員とか人数はちょっと想像しにくいので、それはちょっと説明の方法を場合によっては工夫してほしいなという気がします。

それから、先ほどのタイミングは非常に大事なんですけれども、一見すると、要は判定基準以下になるようなタイミングを設定したとも思われかねないので、やっぱり合理的なタイミングで十分余裕を持って対応できるという説明はしっかりしておかないといけないんじゃないかなと思います。

そういう意味で、このピアレビューってありますよね。国内レビューア10名、海外レビューア1名と。ここで問題なかったと、妥当であるよと書いてあるんですが、この議論の大事なところは少し紹介してもらおうと、合理的な判断、妥当な判断なのかどうなのかというのがある程度推測がつくんじゃないかと思うんですけれども、その辺はいかがでしょうか。

○東北電力株式会社 45ページの内容かと思いますが、45ページのPRAのピアレビュー、こちらは有効性評価ではなくて、PRAの部分に関してのピアレビューということで、国内外の専門家にお集まりをいただきまして実施したというものです。この際には、推奨事項とかコメントとかございますので、その中で特徴的なものについて次回以降ご説明をさせていただきたいと思います。

○兼本委員 ここが考慮が欠けているんじゃないかとか、やっぱりそういう議論も当然出ると思いますので、そういうところにちゃんと応えられているかどうかというのが大事な論点になるかと思いますが、よろしくをお願いします。

○座長 そのほか。栗田先生、お願いします。

○栗田委員 2つありまして、1つは細かいところですけども、13ページの図1で、事故後30分のときに注入を開始するという説明がたしかあったと思うけれども、なぜ30分後なのか、その数値の根拠がわからなかったのですが、ここを変えれば値も変わると思ったのですが、いかがでしょうか。

○東北電力株式会社 東北電力の菊地です。

こちらにつきましては、その前の11ページのところにフローチャートがございますけれども、こちらで先ほど松藤から説明した、運転員の操作時間等を考慮して逃がし安全弁の減圧時間25分というのを設定してございます。一方で、今回用います復水移送ポンプによる注水につきましては、減圧が、圧力が下がってきてから注水が開始されるということで、25分から減圧時間分おくれた30分ほどから開始されるということになっています。

○栗田委員 もう一つは何かというと、46ページのところですが、今回のPRAの目的は事故シーケンスグループの抽出であると記述されていて、PRAをやった確率をどう考えたらいいのかというのがよくわかりません。事故シーケンスは一番最初のほうにグループの説明をしたわけであって、それを確率で今度追ってみたら、炉年このくらいの確率ですという数値は出てきたけれども、それは何か基準があってそれ以下にしないでいいかとかそういうものがあるのか、ないのか。また今回このように他社との比較しかできないのか。その辺ちょっと教えていただきたいのですが。

○東北電力株式会社 PRAの結果をどのように事故シーケンスグループの抽出に用いているかといったコメントかと思いますが。

55ページをお開きいただきますと、重要事故シーケンスの選定結果、主要な炉心損傷防止対策というのがございまして、この中で一番左のところ、これが事故シーケンスグループとい

うことで並んでございます。この事故シーケンスグループの隣に重要事故シーケンスというのが並んでいます。PRAの結果は、この事故シーケンスグループを抽出するということと、この重要事故シーケンスというものを選ぶというところで使っています。この重要事故シーケンス、今1個しか書いていないんですけども、実際PRAの結果としてはこの事故シーケンスが何個も並んでいると、その中から厳しいものを選ぶといったときに炉心損傷頻度の値、こちらも考慮して選んでいるという扱い方になっております。

○栗田委員 つまり、発生確率の高いものを重要度というふうに解釈して使っているという理解でよろしいでしょうか。

○東北電力株式会社 そのとおりでして、重要事故シーケンスを選ぶ際には4点考慮する項目があるんですが、そのうちの 하나가炉心損傷頻度ということになります。

○座長 源栄先生、お願いします。

○源栄委員 46ページの、対策を並列化した際の評価が今回対象外って、簡単に逃げられちゃったんだけど、安全対策・防災対策で一番大事なのは、対策をやるよりはやったほうがいいんじゃないのというのはもうだめで、入出力関係を明確にするということと、それから対策を打ったときにその対策がどれだけリスク低減になっているのかというのをきちんと定量化しないと、金だけかけて説得力ないよね。今後やると書いてあるんですけども、いつまでに何をどういうふうにするんですか。

○東北電力株式会社 こちらの項目はおっしゃるとおりでして、本来であればここの審査の中で対策を選定しているわけですから、PRAとしてはそれを取り込んだPRAを実施して、その結果がどのぐらい炉心損傷頻度を下げたか、弱点はどこに残るんだといったところをやるのが、本来あるべき姿だと思うんですが、現在審査の対応では、ここに書いてあるとおり重大事故対策を含めないものやっておりますけれども、再稼働後には安全性向上評価というものがございまして、その中では今回考慮した全ての事故対策プラス自主対策、審査とは関係ないんですけども自主的に設定する対策も含めて考慮したものでPRAを実施すると。そこでリスクを見ると。

並列化の話ですが、例えば同じポンプを4台並べて安全性が向上するかというと、それはそう簡単なものではなくて、共通原因で故障してしまっても使えないといったところも考慮してPRAを評価するということを考えてございます。

○源栄委員 わかりました。

○座長 首藤先生。

○首藤委員 首藤です。大変難しいことをなるべくわかりやすくご説明いただいたと思うので、少しはわかった気持ちになっておるんですけども、その中で何点か教えていただきたいことがあります。

まず、11ページのところで、例示的にご説明いただいたと思うんですが、この種類ごとにあるフローで、とある重大事故対策がうまく機能しなかったときに、右側の赤点線の対策がさらにありますよというのを示していただいたと理解しています。そこまではわかるんですけども、その先がよくわからないのが、その右側に行った後どうなるのかというのがこのフローになくて、私の理解が合っているかどうかなんですが、例えばこの11ページのフロー図で、上のほうのAがついている水色が重大事故対策ですと。それがうまくいけばその真下の黄色い枠のところに行くということのようなので、では、Aがうまく動かなかったときに右側の赤枠になりますと。それをやった結果、赤点線枠ができたから、そうすると左側の黄色い枠に戻るという理解でいいのか。要は水色の代替手段としてあるものが、赤点線枠が機能することで水色の機能がYesというふうに働いたのと同じところに次のステップは戻るという理解でいいのかどうかというのが一つです。

もう一つは、そういうふうにフローが全部つながるとしたときに、要は有効性評価でこのくらいになりますよ、あのくらいになりますよというふうに、例えば燃料被覆管の温度ですとか、酸化量とかが判断基準以下かどうかの評価されているんですが、水色ではなくて赤点線のルートを通っても同じような評価値になるのか、それともこの評価値は変わるのか。要するに赤点線枠の対策もトータルで加味した判断をされているのか、それとも評価はあくまでも本来のフローのほうで、赤点線はこれがだめだったらありますよということをお示しいただくためだけにつけているものなのか。そここのところがちょっとよくわからないので、それを教えてください。

それからもう一つは、これはほかの委員の先生方からも出ているんですけども、例えば14ページのところにある要員及び資源の評価結果のところです。この評価の表を見て、ぱっと素人的な直感で感じるのが、水や燃料や電源はともかく、人だけは必要な量と確保している量がぴったり、言葉は悪いですけども、ぎりぎりだよなというのが一つ。もう一つは、きょうご紹介いただいた代表例4種類、それに必要な要員の人数が全く同じで1人たりとも動かない、これは何でだろうなというのがすごく疑問に思います。悪い見方をすると、要員確保しているのはこの人数だから、それに合わせているようにも見えてしまう表現だなと思っていまして、これは先ほどほかの先生がおっしゃったのに対するご回答で次回以降でいただければわかるの

かもしれませんが、何となく数合わせ的に見えるところが非常に気になるので、どうして必要な要員数と数量が今いる人数と同じなのかということと、事象によってなぜ必要な人数が変わらないのかということは、ぜひご説明いただきたいと思います。

以上です。

○東北電力株式会社 東北電力の菊地です。

2点、ご意見をいただいたと思います。

まず1点目、11ページからあります赤点線の枠についてなんですけれども、こちら赤で示しております対策につきましては、我々電力側として自主的に整備している対策含めて、同等のもの含めてこれだけ対策があるんですよというものを示したのになります。ですので、一番左のメインのラインより若干遅くなってしまうものもあれば、逆に早く整備できるというものもありますので、そこは少し混ざった状態が入っておりますので、お答えとなりますと、逆にメインの線に戻れるものもあれば、戻れないものもありますというのが、まず1つ目のお答えとなります。

説明者かわります。

○東北電力株式会社 東北電力の関川です。

必要な要員数または数量のところについてご説明させていただきます。

まず、今回4件ほど事故シーケンスグループということで説明させていただきましたが、詳細は今回説明はできないんですけれども、その要員の積み立ての過程の中で必要な要員数または数量ということで、運転員7名なり、発電所対策本部要員6名、重大事故等対応要員17名という数字が出てまいりまして、それを受けた結果として、我々のほうとしては確保している要員数ということで運転員7名、発電所対策本部要員6名、重大事故等対応要員17名ということで要員を確保しております。

逆にいいますと、今回のこのシーケンスグループの解析結果によって、もし人数がふえるということであれば、当然それにあわせて確保している要員数または数量はふえていくことになります。

○座長 そのほかご質問はありますか。

35ページの原子炉停止機能喪失のところで、ほう酸水注入系ポンプの手動起動というのが約11分となっているんですけれども、この11分というのはどういうふうにして決めたのかということと、それからほう酸水注入系が起動失敗ということは考えなくていいのか。そうす

ると、原子炉の溶融、炉心損傷ということになっちゃうと思うんですけども、それはどういうふうに考えていますか。この2点。

○東北電力株式会社 東北電力の木村です。

ほう酸水注入系の11分の設定ですけれども、起動の手順としましては、原子炉停止機能喪失が確認されたら注入するという手順がまずございます。この11分ですけれども、失敗が確認された後、時間の余裕を見込んでいまして、失敗からおよそ10分余裕を見込んだ状態で注入を開始するという評価を実施しております。ですので、この11分が実際に11分からでしか注入できないかといえばそうではなくて、評価上余裕を見たいという考えのもと11分と設定しております。これは1点目のご説明となります。

2点目のご説明ですけれども、ほう酸水注入系が失敗した場合はどうかということで、これはご説明でもスライド32ページ、原子炉停止機能喪失の場合の対策としてほう酸水注入系とても重要な設備ですので、まず設備的な故障というところの対策として耐震性の強化と、そこが従来どおりではなくてきちんと手当てをして、設備として問題ないような状態へ持っていくようにしているというところと、あと手順としては、当然ですけれども、停止機能喪失をして、代替の制御棒を入れられないような状態が確認されたら、速やかに入れるということをきちんと手順として定めて、それに基づいてきちんと訓練をして力量を確保するというようにしておりますので、ほう酸水注入系が確実に、設備的にも、運転員の技量的にも、手順も含めてですけれども手当てをしているということで、そこは確実に注入できると考えております。

○座長 確率的な評価はしていないわけですか。

○東北電力株式会社 そうですね。これはそこまではしておりませんが、実態としてご説明したとおりとなっております。

○座長 そのほかご質問は。岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 国の安全審査の中で、PRAというのはどういう位置づけに今なっているんですか。ちょっとその辺ご説明いただけますか。

○東北電力株式会社 本資料ですと最初のほうですね、4ページのところが概要になりますが、今回のPRAの使われ方としては、あくまでこの事故シーケンスグループの抽出というところまでが今回の使われ方です。

今後ですけれども、再稼働後については安全性向上評価というところで対策込みのPRAをすると。その中で安全性を向上させるための弱点の抽出といったところで使っていくということになってございます。

○岩崎委員 今安全審査は多分そこまでP R Aは使っていないくて、まあ一応やってみてどの程度ですかということだと思えますけれども、安全審査の中で、実際に今言った有効性を評価しようと次の段階に入ったときに、個々の確率がどうだとか、シーケンスはいいとしても個々の確率とか、ポンプが立っていた4台のところはどう電源が来ているんだとか、そういうものすごく大量なデータをハンドリングしてやるわけで、その結果の信頼性というのはどの程度を今電力さんとしてはお考えになっているんですか。

○東北電力株式会社 結果の信頼性ということですが、直接の回答にはならないかもしれないんですが、他社との比較については、47ページにございます。ここで示しているのは、10のマイナス4乗から10のマイナス5乗と非常に高い値になってございます。海外のP R A、技術が進んでいるのは米国と言われておりますが、そちらにおいて炉心損傷頻度レベル1の値は10のマイナス5乗から6乗の値ということになってございます。ですので、最終的な値としてはそのぐらいの値になるのがP R Aの数値としては妥当な値なのではないかなと思っております。今国内では、やはりP R Aの技術というのはまだまだ未成熟な状態です。今そのモデルの高度化もあわせて行っているという状況にございます。

○岩崎委員 方法論自体もこれから進歩していくんでしょうし、さっき言った値が、やっぱり個々の値、ポンプ故障率というのは、主要なポンプはいいけれども、さっき言ったS L Cのポンプの故障率というのは幾らですかって言われると、多分動いてもいないんでわからないわけですよね。だから、そこをちょっと今後検討していただくので、国のほうではこれをあまり重きを置いていないような段階がまだ続いているという感じ、重きというのは変だけれども、要するに参考値として扱っているということでもいいわけですね。

○東北電力株式会社 今は参考値という扱いです。今の個別のパラメータ、例えばポンプの故障とか弁の故障とかについては、これまでもパラメータとして国内でも整備されてはあるんですけども、そちらについてはやはりニューシアという公の情報の故障のみ抽出して、そこからつくっていると。ですので、米国と比べると1桁、2桁値が低いような状況もあると。ですので、こちらについては今高度化を進めていまして、各個別のプラントで発生した故障の件数から、自分のプラントのポンプはどのぐらいの故障率なのかといったところまで求めるということを考えて高度化に取り組んでいるということになります。

○岩崎委員 例えばこの前フジクラの問題があったじゃないですか。ああいう、いわゆるメーカーのほうで検査ができていないとか、正しくつくられていないものが入っている可能性があって、現に入っていて、今急遽対応しているんでしょうけれども、ああいうことは確率には入ら

ないんでしょう。

○東北電力株式会社 メーカーが同じポンプが4台導入されていると、例えばそういった……

○岩崎委員 だから、メーカーのほうできちっと検査していないということが、今実際何カ所も起こっているわけですよ。そういうのは入らないんでしょう、確率に。

○東北電力株式会社 そこはPRAでは入らないですね。

○岩崎委員 だから、PRAっていうのはそういうところまで面倒見てもらわないといかんのじゃないですか。だって実際にそういうことが起こっている。そういう感想です。

そんなようなことで、私が先ほどお聞きしたのは、安全審査ベースがやっぱり主なので、保守的な評価を、一番厳しめの評価をした値が前回とどのくらい推移しているのかということ、できればきちっと説明していただきたかったなと思うんですね、PRAよりも。だからそこを、ちょっと繰り返しになりますけれども、よろしくお願ひしたいと思います。

○座長 そのほか、ご質問は。関根先生。

○関根委員 岩崎先生の今のご質問は私もずっと思っていました。後ろのほうに回答を一生懸命書いていただいてありがたいと思ったんですけども、例えば50ページに、PRA結果の数値はどのぐらいの不確かさや余裕を持っているのか定量的に教えてほしいと書いてあって、そのファクタが書いてあるんですけども、こういうのを見たときに、方法論として確立していないなというのははっきりわかっています。だからどうなのかわからないんですよ。定量的にという言葉には、ちょっとこれはほど遠く、これがあって何の説明になっているのかわからない。数値はわかりますけれどもね。

それから、方法論としていろいろな事象について自然現象をやられて、その結果、方法もどんどん駆使されて進歩しているとは思いますが、確率的に見えるので、それをどう現実と対照していくのか、それをどういうモデルケースをちゃんと説明できているのかということです。ほかの自然現象はたくさんあるものもあるし少ないものもありますけれども、原子炉の稼働ということに関して、あるいは核施設の稼働ということに関して、どのように最終的な事実とちゃんと対応づけていくのかということ、いつも注視して、聞いていました。だから、現実との対応というのをどういうふうに我々は解釈していったらいいのか。今シーケンスの引き出しということで、その重要性を見つけるということでやられているんだという目的は、それに対する一つの、まずはその重要なところは何よということ、それはわかるんですけども、こういう考え方が、だからどういうふうに現実と対応してくるのかということ、もうちょっと周りの先生方の技術進歩、そういうモデルの進歩に関してそれも注視しながら、この原子炉の

稼働ということに対してそれが定量的に示されるといいかなと私は思うんですけども。これはコメントです。

○東北電力株式会社 おっしゃられたとおり、今現在は対策も実際これから整備するものは含まれてございませんし、このPRAの結果からこういった弱点があつてここに対策を打っていくといった説明とかも、まだ再稼働後を見据えてということでは示されてございません。

また、人が介在してエラーをすとかそういったところの評価については、現状のPRAではかなり大まかなざっくりとした評価になっていたりもございますので、PRAのモデルを高度化してそういったところも、実際の活動に対してどれがリスクが高いのかといったところまで落とし込めるように高度化をしていきたいと思っております。

○座長 長谷川先生。

○長谷川委員 PRAが表へ出てきたということは、私はそれはそれでよろしいことだと思うんです。私、原子炉圧力容器の（原子炉内中性子の照射による）DBTT（延性－脆性遷移温度※）の研究をやっていたものですから、もう20年前には、DBTTに対してアメリカでは、どうなるかという確率論的解析で、例えばドレスデン原発はどうなっているかと、炉ごとにちゃんと公開されていたんですね。もちろんそのときの確率論的な取り扱いに問題はあったんですが、やっぱりそれを立ち上げて育てていかないとだめだと思うんですね。

※中性子照射が進むと、伸びやすい性質から脆い性質へと変わる温度である遷移温度が高くなる。したがって遷移温度がある値より低くなければならないと規制されている。

ただ、今の段階では、まだ確率論的な取り扱い以外に従来どおりの安全をちゃんと見るということは規制委員会でやっているとは思っているんです。だけど、なんかPRAが表へ出てきて、それだからというような宣伝をされるとちょっと困るなど。それはそれで育てていただきたいと思います。それをみんなで見守って、それからウオッチして、電力さんも公開されてクリアにしていくと、それで進んでいくんだと思うんです。そういう意味で、いろいろな問題はあつたと思うんです。だけどそれをやらないといけないと思う。

それで、そこに関してまず原子力規制委員会の目標というのがあるんで、CDF（炉心損傷頻度：Core Damage Frequency）というのは1年あたり10のマイナス4乗、それからCFR（格納容器機能喪失頻度：Containment Failure Frequency）が1年あたり10のマイナス5乗。それは前からあつたんだと思うんですが、表へ出てこないけれどもそれがあつた。それに福島事故を踏まえて、セシウム137が100テラベクレル以上となる大規模放出事故の発生頻度は1年あたり10のマイナス6乗となっているんですね。これはここで全く書かれてい

ないものですから、どういうふうにこれから示されるのかということがまず第1点です。

○東北電力株式会社 安全目標に対して、炉心損傷頻度で10のマイナス4乗、格納容器で10のマイナス5乗で、セシウム100テラベクレルが10のマイナス6乗というのが、現状原子力規制庁から示されてございます。こちらについては、安全性向上評価で、今回のSA対策を全て入れた状態で地震、津波とレベル1と、これから火災とか溢水のPRAもやりますが、それらを全部考慮してその値になるかどうかというので、一つの物差しとして見ていくということになると考えております。

○長谷川委員 当然、後で報告は出されるんですか。

○東北電力株式会社 はい。安全性向上評価の中で出されます。

○長谷川委員 それから、順番でいきますと32ページの制御棒の挿入で、代替制御棒挿入機能を今回は考えないと。じゃあどういふときに使うということになっているのか、ちょっと教えていただきたい。

○東北電力株式会社 ご質問の件ですけれども、これは今回の審査の前提として、これに期待してしまうと話が進まないというところもありまして、我々これも当然使えるものだと思っているんですが、SLCの起動も、ですから10分というのは保守的な条件と。本来であれば、人間がやればもっと早く入るといふところもあるんですが、そういった審査上の前提条件というのが保守側ということ前提としているということで、本来であればこういったものにも期待してといふのがあるべき姿ではないかなとも思っているところではあるんですが、当然これは通常であれば期待しているんですが、審査の条件としては厳しい条件で見るといふことで、こちらの制御棒は入らないといふことで、フルアットワースという、全制御棒が一本も入らないといふような前提の中で評価をしているという状況でございます。

○長谷川委員 次は39ページなんですけど、女川の2号機はMark-Iの改良型の格納容器で、出力当たりの自由空間の体積が大きい云々と書いてあるんですが、先行プラントと比べて少し高めに設定していると。この先行プラントといふのはどの機を考慮しておられるんですか。

○東北電力株式会社 ここで前例として挙げておりますのは、柏崎刈羽の6・7ですね。あと東海第二原子力発電所ということになります、柏崎がABWR（改良型沸騰水型軽水炉）といふことで、コンクリートの格納容器といふことで、そもそも格納容器自体が女川とは違ふといふことと、東海第二についてはMark-IIといふことで、炉出力に対して、純粹に比較すると女川のほうはその自由体積が若干多いといふところと、あと設計自体が圧力が女川のほうに余裕を持った値になっている関係がありまして、ベント時間も若干女川のほうに長いといふこと

で、差は何なんだろうかと聞かれたということで、設計上の違いが結果に影響を及ぼしているというご説明をしておるところでございます。

○長谷川委員 わかりました。それでは順番に、46ページ。今回の適合性審査におけるPRAの目的は事故シーケンスグループの抽出であり、新たに設置する重大事故対策を含めたPRAは対象外だと。では、具体的に何を考えていない事象としているのですか。

○東北電力株式会社 この中で重大事故対策を含めていないということで、今回でいえば先ほどのADSの作動阻止であるとか、低圧代替注水系、復水移送ポンプとか、有効性評価で登場する機器が基本的に入っていないPRAということになります。

○長谷川委員 そういうのを具体的に書いておいていただきたい。

○東北電力株式会社 わかりました。

○長谷川委員 それからもう一つ、51ページを見ますと、このPRAでここまで問題になってくるのはTW（崩壊熱除去機能喪失）、この事象が一番確率が高いわけですね。これはもう下げようがないわけですか。現時点では、これ以上は下げることができないんだということですか。

○東北電力株式会社 今回の重大事故対策を考慮しますと、これは下がります。なぜ下がるかといいますと、このTWは除熱に失敗するというシーケンスになっていまして、現状の設計ですと残留熱除去系が2つしかございませんで、その起動に失敗すると、もうそれはそのまま除熱失敗になってしまうと。ただ今回の規制対応で、先ほどもご説明ありましたフィルタベントがほかの除熱手段、あとはドライウェルベントであったり、耐圧強化ベントであったりほかのベントの手段、あとは代替循環冷却といってモバイルを使って中の冷却水を循環させて冷却するという手段もございますので、それらもモデルに加えることでかなりTWは下げられると考えております。

○長谷川委員 そういう可能性も示していただくと、という気がするんですね。なんかこうなりました、それ以上は知らんという、そういうことはないと思うんですが。それだけです。

○座長 そのほかご質問ございますでしょうか。今村先生。

○今村委員 重ねてになるんですけども、やっぱり3ページのような概要って、とても詳細の評価を伺うときに大切だと思います。3ページのところで、上がシナリオで対策があると。例えばこの3ページのところに、ガスタービン発電機とかいろんなのがあって、ここに例えば運転の方が3名とか、現場での対応が何名とか、または横軸にだんだん時間の経過があるので、並列として圧力がこういうふうにこの段階で下がっていくとかそういうものがあれば、次の後

半の資料も、ああここに対応するんだなというようなイメージが得られます。そのためのものだと思うので、ちょっとすごく中途半端で、いろんなキーワードを追っていくと、ああこれはないな、これは省略したのかなと変に疑問になって、何でこれが出ているんだろうなと思ってしまいますので。すみません、最後追加のコメントをさせていただきました。

○座長 そのほかよろしいですか。兼本先生。

○兼本委員 今回の説明を聞いて、P R Aの評価というのが基準を満たしているという説明のように聞こえるんですけども、むしろいろいろな新しい設備とか重要設備を追加して、それによってより安全になっているわけですね。その主張があまり見えないと。最終的にこういった結果というのは、アクシデントマネジメントで整備しておかないと、全部が確率で評価できるわけではないので、そういうアクシデントマネジメントとして、人と機械を含めて代替電源設備みたいな形で、対応が今よりもより安全になるはずですよという説明が一つ。

それから、いろんな設備、今回新たに女川として入れていますよね。直流の冷却ポンプとか、さっきの一番最後のページにありました高圧の代替冷却設備でしたっけ、高圧代替注水系、こういった新しい設備を幾つか入れているのであれば、それが最終的にP R Aとして何桁ぐらいより改善されるかというのは割と知っておいて価値がある話だと思うので、P R Aで確率で改善されるところとそれからいろんな手順に反映されるところを少し整理して説明していただくと皆さん納得しやすいんじゃないかなと思うので、ぜひこれからお願いしたいなと思います。

○東北電力株式会社 ごもつともだと思ひまして、安全性向上評価においてはこれらを全てモデルに組み込んでということでお示しします。現段階ですと、先ほどの、例えばTWに対してはこういった対策で数値が下がりますといった、やや定性的ではありますが、そういった見せ方もできるかと思ひますので、そういったところに対応させていただきたいと思ひます。

○兼本委員 手順 。

○東北電力株式会社 ええ、もちろん。

○兼本委員 でも、何分以内にやらないといけないとかっていう話も出ていますよね、多分出ますよね。そういうところまでよく整理して、そういうアクシデントマネジメントの手順として、電力の中でちゃんと意識を共有して行ってほしいなと。コメントです。

○東北電力株式会社 了解しました。

○座長 そのほか何かございますか。よろしいですか。首藤先生。

○首藤委員 先ほど来のお話を伺っていてちょっと気になっているんですけども、いろいろと今回追加された対策をとったらどのぐらい確率が下がるのかということは安全性向上評価とい

うところでやるとおっしゃられたと思うんですけども、私の理解が間違っているかもしれませんが、その安全性向上評価というのは、再稼働後にやられるとおっしゃったような気がしまして、とった対策の効果がどのくらいあるのかというのをどうして動いた後にやるのかなというのが非常に疑問なんですけれども、もしかしたら規制委員会の手順はそうなのかもと思うのですが、すみません、そこを質問してもよかったですでしょうか。

○東北電力株式会社 当然、起動前に全てモデル化できて評価できればいいんですが、実際の手順を整備するというのは再稼働までに実施されるということと、あとモデル化自体に1年ぐらいかかってしまうというのが、モデルがすごく大きくて単純に時間がかかるということもございまして、現状は再稼働後半年以内に安全性向上評価を出すようになってございますので、そのタイミングではお示しすることができると考えております。

○首藤委員 再稼働後に始めるのではなくて、どんどんやっていくけれども、結果が出るまでに少し時間がかかるかもということですね。であれば、再稼働後かもしれませんけれども、もし可能であれば、「ここまで評価ができて、この安全対策をしているので、これだけは下がっています」という情報は少しずつでも出していただいて、みんなが、ああなるほど、対策はこれだけ効果があって安全になっているんだなということがわかるようにしていただいたほうがいいかなと思います。

以上です。

○座長 私もそのように思いますので、できた段階で随時ご説明いただければと思います。

それでは、よろしいですか。

○岩崎委員 別件で。以前お聞きしたことがあると思うんですけども、女川2号が被災プラントであるということが国の安全審査の中でどういうふうに評価されているのか、ちょっと今ご説明いただけますか。

○東北電力株式会社 女川2号建屋のひびであるとか、初期剛性の低下だとかというのは確認をされております。それにつきましては、建物とか、地盤とか、地震とかそういう審査の中で私ども説明をしまして、今説明をしつつあるところなんですけれども、そこで規制庁、規制委員会のほうから「これで安全だ」という判断が出れば、私どもの説明を理解していただけたということになると思っております。

○岩崎委員 これからということですね。

○東北電力株式会社 今もやっております。

○岩崎委員 それで、県の方をお願いしたいんですけども、国の安全審査の中で被災プラント

であるためにどういう審査をして、どういう評価をしたかをちょっと聞き取りしていただきたいんですよ。国のほうの安全審査が本当に一般的な審査で終わってしまうんじゃないかと私危惧をしまして、実際にあれだけの地震で揺れて、補修をして、それでさらに新しい装置までつけて、そういうプラントとして女川2号が再稼働に耐えるのかどうかという安全審査を国に期待しているわけですが、その辺について県の方に、ぜひとも国のほうに、規制庁に問い合わせさせていただきたい。きちっとやっているのかどうか。その辺だけはお願いしたいと思っているんですけれども。

○源栄委員 それに絡んで、この間現場見学へ行ったときに、建物が傷んでいるわけですよね。それで剛性が変わっていると。そのときに、フロアレスポンススペクトルで機器設計していると、全体の9割は機器配管が、土建の工事比に対して、普通はね。その9割のものが変わったものから入力を受けているわけ。そうすると、応答が減るほうのところはいいんですけども、普通は柔くなっているときに、その外力が大きくなっているものがあるってこの間発言があったかと思うんですけれども、そのときに余裕度内ならいいんですけれども、余裕度外だったらこれ大変なことになる。その辺に対して、きちんと評価した資料があるんじゃないかということだと思います。

○東北電力株式会社 その辺は当然、初期剛性の低下であるとかそういうものも考慮して、基準値振動 $S_s 1, 000$ ガルというところで実際に振らせてみて、すみません、そういう初期剛性の低下とかを考慮したモデルをつくって、実際に振らせて評価をしておりますので、ですからそれでもし余裕がなくなる方向であれば、そういう振らせ方、入力の仕方に対して大丈夫かどうかという評価、判断をしております。

○岩崎委員 それが被災プラントというときに、ほかのプラントと違うところですよ。これだけ揺すられて、要するに設計したときと違うものになっている。（「そうですね」の声あり）その辺の定量化ですね。

○東北電力株式会社 ですから、そういうところもモデルに考慮をした上で評価をしているというところでございます。

○長谷川委員 これから出てきますよね。

○東北電力株式会社 すみません、ちょっと確認をします。

○座長 すみません、そろそろ時間となりましたので、ここで。もし先生方向かご質問がありましたら、事務局のほうにお願いしたいと思います。

それから、先ほどの岩崎先生からのご質問についても、県のほうでご検討いただければと思

います。

以上で（８）重大事故対策（炉心損傷防止）についての本日の議論を終了いたします。

皆様、貴重なご意見をありがとうございます。

それでは、議事（１）を終了させていただきたいと思います。もし本日の説明をお聞きになって改めて質問等がございましたら、事務局までご提出いただければと思います。

・（２）その他

○座長 次に（２）その他ですが、事務局から何かございますでしょうか。

○事務局 特にございません。

○座長 それでは、特にないようでしたら、本日の議事を終了させていただきます。

４．閉 会

○司会 若林先生、ありがとうございました。それから皆様方におかれましては、貴重なご意見、大変ありがとうございました。

それでは、これをもちまして第１７回女川原子力発電所２号機の安全性に関する検討会を終了させていただきます。

本日はどうもお疲れさまでした。