

第4回東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の

技術的知見に関する意見聴取会及び

第5回 建築物・構造に関する意見聴取会

合同会合

議事録

日 時：平成23年12月9日（金）17：00～19：30

場 所：経済産業省本館地下2階 講堂

出席者： 岡本 孝司
勝田 忠広
壁谷澤 寿海
橘高 義典
久保 哲夫
杉山 憲一郎
田中 知
奈良林 直
西川 孝夫
二ノ方 寿
原 文雄
藤田 隆史
前川 宏一
山口 彰
山口 篤憲
渡邊 憲夫

<敬称略・五十音順>

○大村原子力発電検査課長　まだお見えになっていない先生方がおられますけれども、定刻になりましたので、ただいまより「第4回東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会及び第5回建築物・構造に関する意見聴取会」を合同で開催をいたします。

先生方におかれましては、非常に御多忙のところ、御出席いただきまして誠にありがとうございます。私、原子力発電検査課長の太田でございます。本日の進行を務めさせていただきますので、どうぞよろしくお願いをいたします。

まず、本日は2つの意見聴取会の合同開催ということですので、御参加いただいた先生方の御紹介だけ、最初に簡単にさせていただきますと思います。資料の中に名簿がついておりますので、それをごらんになっていただきまして、まず、技術的知見に関する意見聴取会の方からですが、東京大学大学院工学系研究科原子力専攻の岡本教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、明治大学法学部の勝田准教授ですが、まだお見えになっておりません。後ほどお見えになると思います。

それから、北海道大学大学院工学研究科の杉山教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻の田中教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、北海道大学大学院工学研究院の奈良林教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、東京工業大学大学院理工学研究科の二ノ方教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、大阪大学大学院の山口教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

それから、日本原子力開発機構安全研究センター、リスク評価・防災研究グループの渡邊グループリーダーでいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

それから、建築物・構造に関する意見聴取会の本日御出席の先生でございますが、名簿の上の方から、この意見聴取会の主査を務められております首都大学東京の西川名誉教授でいらっしゃいます。どうぞよろしくお願いをいたします。

それから、東京大学地震研究所の壁谷澤教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

それから、首都大学東京・大学院都市環境科学研究科の橋高教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、東京大学大学院工学系研究科の久保教授でいらっしゃいます。よろしくお願いをいたします。

続きまして、早稲田大学大学院理工学術院の西谷教授でいらっしゃいますが、まだお見

えになっておりません。後ほどお見えになると思います。

それから、東京理科大学の原教授でいらっしゃいます。よろしく願いいたします。

続きまして、東京大学の藤田名誉教授でいらっしゃいます。よろしく願いいたします。

続きまして、東京大学大学院工学系研究科の前川教授でいらっしゃいます。よろしく願いいたします。

それから、財団法人発電設備技術検査協会溶接・非破壊検査技術センターの山口所長でいらっしゃいます。どうぞよろしく願いいたします。

あと、保安院側の方でございますけれども、お配りしております座席表の中に名前と役職が記載されておりますので、そちらをごらんいただくことにいたしまして、個々の紹介は割愛をさせていただきたいと思っております。

それから、資料の作成に当たりまして、今回、JNESの御協力もいただいております。後ほどの説明も一部お願いしておりますけれども、JNESから参加をいただいております。

それから、東京電力の方々もオブザーバーとして技術的知見の方の意見聴取会に参加いただいておりますので、確認事項などがあった場合は、お答えをよろしく願いをしたいと思います。

続きまして、本日の資料の確認を行います。議事次第がございまして、名簿がついておりますが、その次に、資料1としまして「建築物・構造に関する意見聴取会及び技術的知見に関する意見聴取会の合同開催について」という資料でございます。

それから、資料2-1としまして「平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について（建築物・構造、機器・配管系の地震応答解析結果）」、保安院のクレジットのペーパーです。

それから、資料2-2としまして「東京電力（株）福島第一原子力発電所における現地調査結果報告（案）」がございまして。

それから、資料3-1としまして「安全上重要な機器への地震影響について」という保安院の資料です。

最後に、資料3-2としまして「福島第一原子力発電所第1号機非常用復水器（IC）作動時の原子炉挙動解析」という資料がございまして。

そろっておりますでしょうか。

それでは、議事に入りたいと思っております。本日は、議事次第にありますように、地震による設備・機器等への影響を中心に検討を行いたいということでございまして、まず、資料1に基づきまして、本日の検討内容、スコープについて説明をさせていただきたいと思っております。これは私から御説明いたします。

まず、資料1を出していただきまして、1枚めくっていただきますと、よく配付されている資料でございますけれども、地震における地震動の震度分布というものが1枚、絵で入っております。

その次に、今回の地震におきます本震及び余震の状況ということで、今回は地震による

影響ということでございますので、一番左のところの「(本震) 3/11 14:46 549.9ガル(2号機東西)」とありますけれども、ここを起点としまして、基本的には津波が到来するまでということですので、40分ないし50分の間のことでございます。それ以降、余震が幾つかありますけれども、基本的には本震を中心としました、その直後の状況につきまして検討を加えるというスコープでございます。

また1枚めくっていただきますと、これも各所で配付している資料でございますけれども、発電所の原子炉建屋基礎版上の最大加速度ということで、2号、3号、5号のところに色がついてございますけれども、こういうところで基準地震動Ssの最大応答加速度を一部に超えるものがあったという説明の資料でございます。

あと、4に今回の合同意見聴取会における検討内容ということでございますけれども、まず、建築物・構造に関する意見聴取会の方では、基本的には解析によります建築物・構造、それから、機器・配管への影響の評価をしております、それから、先般、第一原子力発電所の5号機、6号機をウォークダウンということで視察をされているということでございますので、その結果につきましても、後ほどまた御紹介いただけたと思います。

それから、技術的知見に関する意見聴取会の方ですけれども、今回、プラントパラメータの解析、関連機器の挙動解析、これは現象面から、今回の地震による影響があったかということを見ていくということでございます。

こういった2つの観点から総合しまして、現時点までに明らかになっている知見につきまして分析をするということで、建築物・構造、それから、主要機器・配管への影響がどうだったのかということを整理をしていきたいと考えてございます。

それから、下の方に書いてございますけれども、こうした検討に加えまして、もう一つ、高経年化の意見聴取会も別途開催をされております、高経年化というものを加味をした評価も行われていることを付言をさせていただきたいと思っております。

これが今日の検討のスコープ、内容でございますけれども、今日の検討内容につきまして、もし何かございますか。よろしいでしょうか。

それでは、次の資料の説明に行かせていただきたいと思います。まず、建築物・構造の意見聴取会を担当しております耐震安全審査室の御田上席安全審査官、一ノ宮安全審査官から、資料2-1、資料2-2に基づきまして、建築物・構造に関する意見聴取会の検討状況も含めまして説明をさせていただきたいと思っております。

○御田原子力発電安全審査課(上席安全審査官) まず、資料2-1の御説明をさせていただきます。地震応答解析の結果でございますけれども、2ページをお開きください。まず、今回の検討に当たりまして、保安院から東京電力に対して、地震応答解析の分析を行うよう指示を行いまして、下の方に書いてございますように、23年6月17日、7月28日、8月17日ということで、東京電力から地震応答解析結果の報告を保安院として受領してございます。現在、意見聴取会で、その内容についての御審議をお願いしているところでございます。

3 ページをお開きください。先ほど御説明ございましたように、今回の1Fの原子力発電所については、原子炉建屋の基礎マット上でございますけれども、2号機、3号機、5号機で S_s の最大加速度を超えるという観測記録が取れてございます。今日の御説明は2号機を中心に御説明させていただきます。

4 ページでございます。建屋の解析の方針でございますけれども、耐震バックチェックモデルを用いまして、耐震バックチェックモデルに今回観測されたマットでの観測記録をまず基礎モデルに入力して、建屋のせん断ひずみを求めて、それでの影響評価を行うというのが建屋の評価方針でございます。

5 ページをお開きください。今回、福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋の基礎マットで取れた観測記録でございます。先生方も御承知だと思いますが、今回の観測記録については、地震観測計の不具合があつて、ここに書いてございますように、観測記録が途中で切れてございますけれども、最大加速度記録は取れている。また、切れた記録と、もっと長い記録との応答スペクトルの比較を行つて、切れた記録であっても影響評価には問題ないということも意見聴取会の中では確認していただいています。

それから、6 ページでございます。1F2号機の原子炉建屋の解析モデルで、1軸の質点系モデルを用いまして解析を行ったものでございます。

7 ページからがその評価結果ということで、地震応答解析結果と観測値の比較をお示ししてございます。観測点が1点しかございませんが、福島第一につきましては、観測記録は基礎マットの観測記録しかございませんので、比較としても、この一番下の記録とシミュレーションの結果を見ることしかできません。7 ページが南北方向と東西方向の加速度分布です。

それから、8 ページにつきましては、鉛直方向でございます。

これらに基づきまして、地震応答解析結果から求められた最大応答値のせん断スケルトン曲線上へのプロットが9 ページでございます。それぞれ南北方向、東西方向をお示ししてございますけれども、東西方向の5階で第2折れ点を超えているものがありますが、ほとんどが第1折れ点の中でプロットされてございます。耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.43×10^{-3} であり、東西方向の5階を除くすべての階では第1折れ点以下の応力・変形状態ということで、建屋につきましては、地震時、地震直後に安全機能が保持できる状態にあったと推定したということでございます。

10 ページは、字だけ書いてございますが、基本的には、今、3.2で御説明させていただきましたが、基礎マットで最大加速度を超えた3号機、5号機、それから、全く超えていない1、4、6、それから、2Fにつきましても、同じような解析を行つていまして、いずれにつきましても建屋はほぼ弾性範囲におさまっており、原子炉建屋が地震時及び地震直後に安全機能を保持できる状態にあったと推定したという評価をしてございます。

続きまして、機器系の話でございます。12 ページでございます。原子炉建屋に付随する耐震安全上重要な機器・配管系の解析ということで、解析モデルとして、水平方向と鉛直

方向の解析モデルを用いて、それぞれ基礎版上の地震応答解析を行う。

まず、第1段階と書いてございますけれども、地震応答解析から得られる各部の地震荷重と基準地震動 S_s による荷重を比較して、 S_s の荷重が大きければ、それ以上の解析は行わない。 S_s による荷重を超える場合が第2段階でございますけれども、設備の計算値が機能維持ができる許容範囲であるかどうかということを確認するということでございます。

ちょっと飛ばしますが、16 ページに影響評価の検討フローをお示しして、今、言葉で申し上げましたが、本震の応答解析が今回の地震の応答解析でございますが、今回の地震におきます応答解析を行って地震荷重を求める。それから、既往の評価というのが S_s のバックチェックでございますけれども、 S_s のバックチェックで求めた地震荷重、床応答スペクトル、評価用震度をそれぞれ使います。それで、今回得られた、それぞれの荷重なり、スペクトルなり、評価用震度との比較を行って、既往の荷重の方が大きければ詳細な評価を行うということでございます。

どういふことをやるかということでございますけれども、17 ページに書いてございます。もし仮に上回るものであれば、簡易評価と詳細評価の2つございまして、今回の地震荷重と設計時における地震荷重との比を求め、設計時の計算値に応力を乗ずることにより、今回の地震による計算値を算出する応答倍率法、もう一つは詳細評価、設計時の強度計算書と同等の評価手法によるということで、今回地震の影響が大きい場合については、このどちらかの方法により評価を行う。

制御棒挿入性につきましては、地震時の燃料集合体の相対変位が、試験により挿入が確認されている相対変位以下であることを確認するということでございます。

18 ページが、今回対象とした施設でございます。対象施設につきましては、耐震安全性評価の中間報告の対象施設と同じものでございまして、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に関連する施設について影響評価を行ったということで、ここに書いてございますような施設の評価を行いました。

更に、ここに「その他」と書いてございますけれども、事故が起こって以降、いろいろな場で、ここに書いてあるような配管等の健全性等について、いろいろな御指摘等もございまして、これらについても新たに評価を行ったものでございます。

それから、今後、どんな解析をしていくのかということをお示ししたのが 19 ページです。今般の地震動とほぼ同規模だった S_s の地震動に対する既存の評価も活用して、更なる検討を行いたいと思っております。評価対象につきましては、実機の現状と比較が容易な 1 F の 5 号機を中心に中間報告の対象設備以外の S クラス施設、また、S クラス施設に波及適用を生じさせる恐れのある B、C クラスのうち、原子炉建屋内に設置されている設備とする。

何でこういうことをやりたいかということ、1 F の 5 号機につきましては、実は耐震補強が済んでいなかった施設もたくさんあったということで、先ほど申し上げましたように、

1 F 5号機は S_s よりも大きな応答が床マットで観測されているということでございますので、そういうものが1 F 5のこれらの施設に対して、どういう影響があったのかということを確認したい。なぜかという、現場でも確認することができる。1 Fの1～4までにつきましては、中を見るといっても、地震の影響かどうかよくわからないということもありますので、まず、1 F 5を中心に今後やっていきたいと考えてございます。

それから、20 ページがどのようなモデルでやったかということで、建屋と機器の連成モデルを使ったということでございます。

21 ページが、どのような条件でいろいろな計算を行うのかという事例でございます。2号機、3号機は定格運転中でしたので、通常解析条件で行いますが、5号機については定期検査中ということで、上ぶたを外している。そのときについては、上ぶたの位置の荷重は建屋側のモデルの方に入れると、そういうような形での解析を行ったものでございます。

22 ページ以降が解析結果でございます。2号機のせん断力でございますけれども、これを見ていただきますと、青い印が S_s で、オレンジが本震でございます。大小関係いろいろあって、どちらがどうという感じではないのですが、本震が大きいところもあるし、格納容器などで言えば、格納容器のせん断力については、下の方は大きいですし、上の方ではそうでもない。

それから、23 ページはモーメントでございますけれども、モーメントについても、下部については本震の方が大きいです。

それから、24 ページが燃料集合体の相対変位でございますけれども、これについても本震の方が S_s は上回っていますが、結果として、制御棒挿入性の評価基準値は満足しているということでございます。

それから、25 ページが、建屋の水平方向の床応答スペクトルでございますけれども、これも周期帯によっては本震が S_s を上回っているところもお示ししてございます。

26 ページが原子炉遮へい壁の水平方向でございます。

続きまして、27 ページが圧力容器の耐震性評価ということで、どういう評価をしたのかということでございます。今のような形で地震応答解析によって、せん断力、モーメント、軸力などの地震荷重を求めるとともに、地震荷重以外のその他の荷重というのがございますので、その他の荷重を組み合わせる基礎ボルトの応力を評価するというところでございます。最終的に応力と評価基準値を比較して、評価基準値を満足しているかどうかということを確認したものでございます。27 ページで言いますと、 S_s のときは計算値が 27 で、評価基準値が 222、今回地震では 29 だったということでございます。

28 ページが、1 F 2号機についての、先ほど申し上げました設備について、最大のところがどうだったかということで、それぞれの評価した応力の部位とか、応力の分類、それから、計算値と評価基準値を比較して、あと、どういう手法でやったか、簡易手法だったのか、詳細法だったのかということで、それぞれお示ししてございますけれども、いずれ

につきましても評価基準値は満足することを確認した。制御棒挿入性についても、評価基準値の 40 mmを満足したことを確認したということでございます。

あとの号機はトピックス的に選んだだけでございますけれども、29 ページは、3 号機の制御棒の挿入性につきましても、評価基準値の 40 に対して、今回地震が 24.1 だった。

30 ページは、3 号機についてのすべての設備について、評価基準値と計算値をお示ししてございますけれども、評価基準値が満足している。

5 号機は 31 ページでございますけれども、これは主蒸気系配管の評価ということで、スペクトルモーダル解析を行うということでございますので、床応答スペクトルをお示ししてございますけれども、この結果、今回地震は、244 に対して評価基準値は 417 でございます。

5 号機につきましては、32 ページでございますけれども、すべての設備について、やはり同じように確認をしてございます。詳細評価を行って、評価基準値を満足していることを確認してございます。制御棒については、定検検査中のため、評価する必要はなかった。

以下、ほかの号機を表でお示ししてございますけれども、例えば、33 ページは 1 F の 1 号機の評価結果ということで、基準地震動 S_s の地震荷重とシミュレーション解析結果の地震荷重を対比させてございます。

例えば、一番上の原子炉圧力容器基部を見ていただきますと、せん断力は S_s で 4,730、シミュレーションは 6,110 ということで、シミュレーション解析結果の数字が S_s を上回ってございます。これらの荷重を用いて応力を評価した結果が、右側の最後の耐震性評価結果でございまして、 S_s は上回ってございますが、応力としての評価結果が 93MPa に対して、評価基準値が 222MPa ということで、これらの設備の安全性は確保できた。仮に S_s を上回ったとしても、シミュレーションの解析結果を用いて応力評価をして、評価基準値が満足しているというこの確認を行っていったものでございます。

34 ページは、1 F の 1 号機の床応答スペクトルということで、この床応答スペクトルを見ていただきますと、やはり周期帯によっては S_s を上回っている周期帯がございます。だからスペクトルモーダル解析を行っておりますので、今回地震の床応答スペクトルを使ってスペクトルモーダル解析を行った結果が右側の主蒸気系配管の計算値と評価基準値ということで、これらについても評価基準値の方が大きかったというような解析結果でございます。

以下、すべて同じ話を繰り返すので、特に説明はないのですが、荷重が大きかったとしても、その荷重に基づいて応力評価をして計算する、もしくは初めから基準地震動 S_s の方が大きければ、その荷重に基づく評価はしないというような形で、以下、1 F の 4 からまとめてございますが、ここは同じ話の繰り返しになりますので、すべて省略させていただきます。

47 ページが特別に行ったということございまして、まず最初が 1 F の 1 号機のサブプレッションチェンバの支持脚についての耐震安全性を確認するというので、設置されてい

る床応答スペクトルの震度を算出して、計算コードによって支持脚の荷重を評価して、サプレッションチェンバ支持脚の応力を評価した結果をお示ししてございます。この応力評価の結果につきましても、評価基準値1に対して計算値が0.64ということでございます。

48 ページが3号機のHPCI系の配管の耐震安全性評価ということで、これにつきましても、この配管に関連ある床応答スペクトルを使ってスペクトルモーダル解析を行った結果が49ページにお示ししてございます。49ページの評価結果を見ていただきますと、最大応力評価点におけます計算値と評価基準値をお示ししてございますけれども、いずれも1を下回っていることを確認をしてございます。

続きまして、50ページでございまして、1F1号機の非常用復水器配管の耐震性評価で、今のHPCI系と全く同じで、床応答スペクトルをお示ししてございます。

51ページに、まず評価結果ということで、計算値と評価基準値、52ページにも同じく計算値と評価基準値をお示ししてございますけれども、いずれも評価基準値を下回っていることを確認したということでございます。それから、ここには弁があるということで、動的機能維持評価もしてございますけれども、評価基準値が6.0に対して、計算値が0.9、水平方向ですね。鉛直方向も、評価基準値6.0に対して、計算値が2.0ということで、これも評価基準値を満足しているということでございます。

それから、53ページでございまして、1F1のPLR配管につきましても同じようにスペクトルモーダルの解析を行って、54ページに解析結果をお示ししてございまして、評価基準値は計算値を上回っていることを確認したということでございます。

現在のところ、地震応答解析結果につきましては、すべて評価基準値を満足しているということでございまして、先ほど申し上げましたように、当面は1F5の施設で補強が講じられていない配管、それから、設備もそうなのですが、そういうものについても、健全であったかどうかということ、現在、事業者は解析を行っていますので、その内容について今後確認していきたいと考えております。

説明は以上でございまして。

○一ノ宮原子力発電安全審査課（安全審査官） 続きまして、資料2-2でございまして。こちらは、12月1日に東京電力福島第一の第5号機の原子炉建屋及びタービン建屋、そしてその機器・配管系の地震による影響ということで、今、説明もありましたけれども、解析結果だけではなくて、やはり現地を見るということで、建築物・構造の先生方、そして地震・津波に関する先生方とともに合同で地震による影響を確認してまいりました。更に、敷地の中の取水路及び海水ポンプ周辺等の津波による被害状況も併せて確認してまいりました。

「5. 現地調査による主な質疑応答」ということで、幾つか御紹介させていただきます。まず、津波の情報につきまして、当時、リアルタイムに電力の方々には情報が入っていたのかということですが、震源の距離とか、規模等の情報は中操にいる運転員の方々には入っていたけれども、津波の高さがどのくらいになるのかということとは当然ながらわからな

かったということでございます。

また、その下でございますけれども、地震発生当時、タービン建屋地下1階に海水はどの程度たまったのかということで、海水が床面から30cm程度たまったということで、こちらにも現地に入りまして、30cmの水が入った跡等を見てまいりました。

少し飛ばさせていただきますけれども、「6. 現地調査後の報道機関へのブリーフィング」ということで、両主査先生と原子力安全・保安院で、現地調査後に報道機関とブリーフィングをしてまいりました。

先方からは、地震・津波の影響をどう見るかということに対しまして、まず、6の一番下でございますけれども、今回の調査目的は、耐震設計指針に問題はなかったのかということを実際に被害の状況を目で見て検証し、更なる改善の必要性などを検討することである。そして、5号機における今回地震の揺れ、先ほど少し超えていると説明させていただきましたけれども、今回確認できた範囲では、建物の構造に影響を及ぼすようなひび割れ、機器・配管の変形はなかったということで、地震に対しては健全性が保たれたのではないだろうかというような御感想を述べていただきました。

また、その次のところで、津波の設計指針につきましては、今後検討する必要性を感じたということでございます。

また、このページの3つ目の委員のところでございますが、今回の揺れにつきましては、1～4号機は確認できないが、見た限り、5号機ではほとんど揺れによる損傷はなかったのではないだろうか。バス等で移動している際に、周辺の建物等の倒壊が少なかったことから、発電所の建屋に影響はなかったのかもしれない。一方、送電線の鉄塔の倒壊につきましては、地盤の評価を行う等、耐震設計の見直しが必要なのではないだろうかという御意見もいただいております。

また、その下でございます報道機関というところで、津波についてどう考えるかということでございますけれども、2行目を読ませていただきますが、今後は津波の設計高さを見直し、それを超えた場合の対処方法、シビアアクシデントマネジメントを検討していかなければならないと思うという感想をいただいております。

また、報道機関から、今後の現地調査の予定ということで、最後のページをめくっていただきまして、10月20日にもこのようなウォークダウンの確認を女川発電所にて実施しています。また、2Fとか東海第二につきましても、検討していきたいというふうに説明をしてきました。

最後に2枚、写真をつけています。まず、車内から海水ポンプ周辺ということで写真を撮らせていただきました。これはちょうど4号機辺りでしょうか、撮影させていただきました。

また、その下はサプレッションプールのサージタンク。これは5号、6号機用ということでございますが、このような状況になっている。

また、短い時間でしたけれども、格納容器内にも入りまして、ここでは主蒸気管と逃が

し安全弁の分岐の辺りまで、何人かの先生方は上の方まで登りまして状況を見ていただいて、地震による影響はなかったのだろうという見解をいただいております。

また、最後のページですが、トーラス室。ここもぐるっと状況等を見ていただき、更に最後の方では、使用済燃料プール壁。3階の西側の壁でございますけれども、ひび割れ、機器等、サポート等の変形等がないかどうかも含めて、見られる範囲で見て、損傷等がなかったことを確認しております。

以上になります。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

これの「案」の御確認はよろしいのですか。

○一ノ宮原子力発電安全審査課（安全審査官） 現地調査に御参加された先生方がこれによろしければ「案」は取らせていただいて、今後、ホームページの公開等にしていきたいと思っております。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

それでは、ただいまの資料2-1につきまして、質疑応答につきましては、後ほど全体を通じて行えればと考えております。ただ、この後の説明も恐らく30~40分、ちょっと長くなりますので、ここまでの説明につきまして、今の時点で確認しておきたいとかいうところがございましたら、短時間、お時間を取りたいと思っておりますが、いかがでございましょうか。何か御質問、あるいは確認事項等、もしございましたら。岡本先生、どうぞ。

○岡本教授 後でもう一回ということですので、簡単になのですけれども、中越沖のときは静的地震力との比較をされていたのですけれども、今回、それはされているのかということと、あと、そのときには床の柔性というのが非常に、0.1 Hz辺りで大きな問題になっていたと思うのですけれども、それについてはどう考えられているかということの2点、教えていただければと思います。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） 先ほどモデルをお示ししましたが、これは1軸モデルでやっていますので、多軸はやっていないので、床柔性の考慮という評価はやっていないです。

それから、直接、3 CI との大小関係の比較というのは、特に私たちは今、求めていなかったもので、3 CI との比較はしていないというか、しろというなら、そんなに難しい話ではないのですけれども、資料としてはつくっておりませんでした。

○岡本教授 今後で構いませんので、是非、確認いただければと思います。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） わかりました。

○大村原子力発電検査課長 ほかにいかがでしょうか。どうぞ、渡邊先生。

○渡邊グループリーダー 確認させていただきたいのですが、18 ページに評価対象設備でその他が幾つか書いてあるのですけれども、この括弧の中に書いてあるのはユニットの番号ですね。どうしてこういうユニットのものを選んだのかがいまひとつよくわからないのです。2号機が一番大きかったのですが、むしろ2号機を中心に選ぶのかなと思ったら、そう

ではなくて、1号機がかなり多くて、3号機が1つ、ぼつっと入っているという格好なのですが、この選んだ理由というのは何かあるのですか。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） これは技術的な観点というよりも、少し恣意的な話になってしまうのですけれども、要するに、現象面をとらえて、蒸気が漏れているとか、そういうことを懸念されている方々のいろいろな御意見、専門家の先生の御意見とか、具体的なものを指して言われているところがあったのです。そういうところは、地震なのか、地震でないか、確認しようがないものですから、評価するとすれば、解析的にやってみて、今回の地震では、この配管については評価基準値を超えるものではなかったということを補足的に確認するというのですか、実際にこれが地震で壊れたか、壊れなかったのかは確認しようがないところについて、解析的に確認を行ったということです。選んだ理由は、そのパーツを懸念されて指摘される方々がいらっしやっただということが念頭にございました。

○大村原子力発電検査課長 ほかはいかがでしょうか。どうぞ。

○杉山教授 資料2-2の「現地調査における主な質疑応答」の2枚目のところの「高さ10m程度の防波堤が浮力で浮き、めくれるように壊れた。」というところが、どういうふうなイメージをすればいいのか、機械系の私にはよくわからないものですから。

○一ノ宮原子力発電安全審査課（安全審査官） ここは簡単に書かせていただいていますけれども、これはあくまでも、いわゆる台風だとかのための防波堤なのですけれども、そこにまず第1波で4～5m級のものが来たときに、パラベット部分に下から突き上げるような力が加わって、その後、第2波が十数m来たときには、一度軽く浮いた防波堤がそのまま倒れる形になって、今でもそのような状態になっている。そのままではいけないので、今、テトラポットを積んで対応しているという状況でございます。書きぶりは簡単でございましたけれども、まずは最初の4m級の津波でも、防波堤が少し弱まってしまうといその後、だめ押しで第2波が来てしまったというふうにイメージしていただければと思います。

○杉山教授 むしろ、そういう書きの方が、公表するのであれば、一般の方にもわかりやすいのではないかと思います。

○一ノ宮原子力発電安全審査課（安全審査官） わかりました。

○大村原子力発電検査課長 よろしいでしょうか。後ほどまた全体を通して質疑応答の時間を少し長目に取りたいと思いますので、次の資料に行かせていただきたいと思います。

それでは、技術的知見に関する意見聴取会の観点から、今回の事故への地震の影響につきまして整理をしておりますので、古金谷事故故障対策室長、それから、一部はJNESから、資料3-1、3-2に基づきまして説明をいたします。

○古金谷事故故障対策室長 では、資料3-1をごらんいただければと思います。

1枚めくっていただきますと目次がございますけれども、これまでも意見聴取会で御紹介している運転パラメータ等を用いまして、地震直後の状況がどうだったかということに

ついて整理したものを、今日御紹介したいと思います。併せて、JNESの方で、特に1号機のICの挙動についての解析を行っておりますので、この説明の中で、その挙動解析の結果についても御紹介をさせていただきたいと思っております。

2ページ目でございますけれども、今日御紹介する内容を総括したところでございます。重要な機能ということで「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能がどうだったかということを中心にまとめております。電源も非常に重要ですので、どうだったかということでございます。

まず、電源については、外部電源がなくなってしまったけれども、非常用ディーゼル発電機が立ち上がって、交流電源は確保できていたというような状況かと思っております。

「止める」の機能でございますけれども、これは「地震加速度大」という信号によりまして自動スクラム信号が発信して制御棒が挿入されていることが確認できております。

「冷やす」の機能でございますけれども、このスクラムによりましてMSIVが閉止し、その後、冷却系ということで、1号機ではICが自動起動、2、3号機ではSR弁とRCIC、原子炉隔離時冷却系を起動させたということで、地震直後は機能を維持していたということでございます。警報の記録を見る限りにおいては、冷却材漏えい等の兆候を示すようなものはないということでございます。

それから、「閉じ込める」の機能でございますけれども、これは格納容器の関係の機能ということになりますけれども、PCIS、サプレッションチェンバ、そういったところについて、圧力、あるいは温度、排気筒モニタ、放射線モニタ、特にプラントパラメータから異常は見られていないということでございます。あと、警報についても、電源喪失によるもの以外の兆候は見られていないということございまして、こういったところからは、プラントデータを見る限りにおいては、「閉じ込める」機能が大きく低下しているとは認められないということでございます。

3ページ目以降、少し具体的な話をしたいと思っております。まず、3ページ目は、外部電源の被害状況ということでございまして、先ほど申し上げましたように、福島第一につきましては7本の線があるわけですが、×がついているところが故障・損傷がございまして、外部電源が地震直後に喪失したという状況に陥っております。

4ページ目がそれを絵で示したものでございますけれども、×がついているところが損傷を受けたということでございます。

5ページ目をごらんいただきたいと思っております。冷却設備の被害状況でございます。津波が到達する直前までの状況ということでまとめてございます。ここに書いてありますような高圧の注水系、低圧の注水系、それから、補機系、代替注水、そういったところについて、安全上重要な冷却設備については、待機状態、あるいは運転中ということで、特に異常な信号は出ていなかったということでございます。

6ページ目をごらんください。5ページ目との比較ということで参考でつけておりますけれども、この写真は、先週、12月2日に東京電力で事故調査を行って、その中間報告書

をまとめて公表しており、その中で紹介されている地震による被害の写真でございます。津波による影響の可能性もあるかとは思いますが、地震影響ということで紹介されている写真でございます。タンクの座屈、あるいは漏えいというようなところ、それから、配管のずれだとか、そういったところが発生しているということでございます。さりながら、これらは耐震性の低いクラスのものでの損傷ということで確認がされております。

続きまして、7ページ目でございますけれども、福島第一原子力発電所の地震直後の状況ということで、警報がどういった状況で出ていたのかということで申し上げますと、特に電源喪失によるものと思われる警報以外、冷却材の喪失、あるいは放射性物質が漏れているというような兆候を示す警報は出ていない。それから、下にも幾つかのパラメータの事例を紹介しておりますけれども、異常を示すような状況のパラメータは確認できていないということでございまして、基本的な安全性の機能というものは確保されていたのではないかと考えられます。

8ページ目をごらんください。ここからは、いろいろなところで、地震影響で配管が破断している、容器が損傷している、あるいは異常が生じているのではないかとというような御指摘がございますので、そういった点について、私どもで、現時点でわかる範囲で検証した結果について、数枚にわたって御紹介したいと思います。当然のことながら、まだ私どもで完全に検証ができていないわけではございませんので、現状、我々の方で、ここまでわかっている、あるいはこうではないかと考えられるところを御紹介しており、引き続き検証が必要であるというところは変わりないかと考えております。

では、9ページ目をごらんください。1号機の非常用復水器につきまして、これは前回、冷却系の議論でも御紹介はさせていただきましたけれども、1号機では地震直後にICが自動起動したということでございます。その後、左下のチャートにございますような、赤い線で紹介しておりますけれども、圧力調整を行うために手動での操作も行っていただいております。これとの比較ということで、前回も御紹介いたしましたけれども、敦賀の1号機での操作事例を参考として、青い線で紹介しております。こちらも手動で操作をして、6から7の間での圧力調整を行っているということでございます。

こういった操作が本当に破断がなく、その機能がこの挙動につながっているかどうかということについて、今回、JNESで解析をしていただいておりますので、この点につきまして、これから少し時間をいただいて、資料3-2で御紹介をさせていただきたいと思っております。では、JNESさん、お願いします。

○JNES（小西） それでは、資料3-2で非常用復水器作動時の原子炉挙動を安全解析コードで解析しましたので、その結果を御報告いたします。

1ページ目に目次がありますが、報告内容は、まず、実測値データ、それから、解析体系、4で初期事象について解析した結果を御報告します。5番目の内容は、ICが作動したときに、かなり初期に圧力低下が大きかったということで、漏えいの可能性が議論されましたので、その兆候は特にはないのですが、あえて漏えいを仮定して解析からどういうこと

と言えるかという検討をした結果を述べます。6番目は、再循環ポンプ入口温度挙動に関しまして、ICはB系の再循環ポンプ側に2台合流して入っているわけですが、反対側のA系の再循環ポンプの温度もICが作動すると急速に低下しているというチャートがありまして、やはり漏えいの可能性等があるのではないかという議論がありましたので、その点について考察した結果をまとめております。7番目は、非常用復水器が津波の襲来の際に停止状態であったわけですが、それが運転継続できたと仮定をした感度解析を行ったものです。

1ページ目は目的で、3ページ目に非常用復水器の概略図を示しています。蒸気槽から、A系とB系、2つあります熱交換器に蒸気を導いてきまして、ここで凝縮させて、再循環ラインのポンプ入口側のところへ戻すという構成になっています。A系、B系、同等のものが備えられていますが、2台が合流してB系の再循環ラインのところに戻るという構成になっています。

それから、4ページ目に比較した実測データを示しています。過渡現象記録装置のデータとしては、原子炉圧力、原子炉水位等がありまして、原子炉圧力は初期にスクラムで低下した後、MSIV閉によって回復し、その後、ICが2台、自動起動することによって圧力が下がっていきます。その後、運転員が手動で2台止めたということで、圧力がまた戻るという形を取っています。原子炉水位に関しましても、スクラム後に低下して、ICが作動して減圧中はフラッシングで少し高くなり、そしてICを止められたことによって圧力が上昇になると水位が下がるという傾向を示しています。

次の5ページに記録計チャートのデータをお示ししています。先ほどの過渡現象記録装置は30分のデータが記録されていますが、記録計チャートには津波の襲来までの50分間のデータが残されています。圧力の方ですと、過渡現象記録装置で2台のICが止められた後、運転員が3回ほどA系のICを起動停止したという記録が、赤い線ですが、残されています。これらのデータを解析結果と比較しております。

それから、6ページがRELAP5コードという安全解析コードを使って解析を行っていますが、そのノーディングを示しています。ICは2系統ありますので、解析上も2系統を模擬するようにしております。

解析条件を7ページに示しています。解析条件は、できる限り実機の初期状態と一致させるということで、実機データの圧力、出力を初期条件にするような解析を行っております。

解析結果を8ページに示しました。赤色の線が過渡現象記録装置と記録計チャートのデータを併せて示してありまして、黒い線がRELAP5コードの解析結果であります。圧力、水位に関しましても、その記録のある50分間程度については、非常によく現象を再現していると思います。圧力に関しましては、赤い線が最後に上がり調子で終わっていて、この時点で津波が来て、記録計もなくなっているわけですが、解析上はそのまま圧力は上昇して行って、逃し安全弁の開放圧まで達しまして、その後は逃し安全弁が開閉を繰り返す

ていたと考えられます。水位については、その時点に対応しまして、逃し弁の開閉によって徐々に水位が低下していくという結果になっております。

次に、9 ページですが、更に長時間解析を行ってございまして、逃し弁の開閉が続きますと、原子炉水位は徐々に低下してきまして、この解析では 17 時 20 分ごろに燃料頂部まで水位が達しまして、炉心の露出が開始するという結果になっています。

次に、10 ページですけれども、先ほどの IC が 2 台起動したところの圧力低下がかなり大きかったということで、漏えいの可能性等が議論されていまして、今のシミュレーションでかなり実データと良く一致している結果が得られていますが、漏えいが発生したと仮定して、解析をあえて行った結果を示します。

11 ページが、漏えいの箇所として、さまざまな箇所を再循環ライン、IC 接続側と、接続側でない側、それから、主蒸気系の漏えい等、いろいろ計算を行いました、付録 2 にすべてのケースをまとめています。

12 ページに再循環系ラインの 3 cm³程度の漏えいのケースを示しています。水位を見ますと、実データは 50 分間まではほぼ初期水位を維持していたわけですが、それに対して、この程度の漏えいを仮定しますと、水位は非常に早く低下していきまして、実データと合わない結果になります。

次に、13 ページですが、更に小さな漏えいを仮定するというので、0.3 cm³程度、先ほどの 10 分の 1 くらいの仮定をした場合ですと、水位の低下は小さいことになりまして、実データとの差は小さくなっていくということで、非常に小さな漏えいが発生した場合には、解析上はそういう可能性を否定することはできないという結果であります。

それから、蒸気相漏えいについては、14 ページ、15 ページにあります、同様の結果ですので、説明は省略します。

それから、16 ページは、再循環ポンプ入口温度の挙動について検討したもので、そこに記録計チャートのデータがありますが、緑色の線は再循環ポンプ B 側の入口温度でありまして、B 側に IC が 2 台合流して接続されているもので、IC が起動しますと、280℃から急速に 100℃程度まで低下するというのは IC の機能として正常ですが、赤い方の線は、IC が接続されていない側のポンプ入口温度でありまして、これも同じような形で急速に低下しているので、漏えいの可能性等があるのではないかという議論がありましたので、この点を考察してみました。

17 ページ、左側にポンチ絵を描きましたが、B 系の方に IC の戻り水が接続されておりまして、ここに非常に冷たい水が戻ってくる。それが再循環配管のところを通過してダウンカマ側に流入してくる。実際は太い配管ですので、流れとしては配管の中を、冷たい水が下側を、ダウンカマ側の温かい水は上側を通るような対向流的な形になっているかと思えますが、ダウンカマの下部の部分は流れが停滞していますので、その冷たい水がこの部分に入ってきて、反対側の A 系にも流れていくということで、A 系側の温度も B 系と同じような形で下がっているのではないかと考察しました。

このような状況は、18 ページですが、RELAP コードでは 1 次元コードでありまして、配管の中を冷たい水が下方を流れて、上を温かい水が流れる対向流のようなものの模擬は困難なのですが、あえてここでは B 系のポンプの抵抗を大きくしまして、全体が逆流した場合のような計算を行っていきまして、その結果が 18 ページの右の方にありますが、赤色の線が解析と実データ、青い線が A 系の実データで、解析は必ずしもきれいには模擬できませんが、大体このような現象をとらえているのではないかと思いますので、先ほど説明したような状態が起こっているのではないかと考察しました。

それから、19 ページですが実際津波が来たときに IC は停止状態でありまして、その後、IC の起動が行えなかったために事故が進展していったということがありますが、津波が来たときに IC は運転状態であって、そのまま運転が可能であったという仮定をした解析を (1) で行っております。

(2) では、IC が停止して逃し安全弁がふいているときに、IC の再起動が電源の復旧等で可能であったようなことを仮定しまして解析を行っています。

(3) としては、そのときに弁が全開にはならなくて、部分開度であったような場合も検討を行っています。

21 ページに解析例を示していますが、このケースでは、運転員が IC 1 台を 3 回起動停止しているわけですが、3 回目のとき、起動状態のままであったと仮定をして解析をしております。圧力は急速に低下していきまして、水位に関しましては、逃し弁が解放圧に達しませんので、逃し弁によって水が圧力容器からサプレッションプールにもたらされるということはないので、水位としては大きく低下することなく事象が進展していきます。右に IC タンク水量というのが示してありまして、IC 1 台の冷却を行うために IC タンク水を蒸発させるということが続くものですから、IC のタンク水量が徐々に低下していきまして、この解析では 18 時 30 分近くになると IC タンクは空になり、IC の冷却機能がなくなることになるので、その時点から圧力がまた戻っていくこととなります。

22 ページが更に長時間、10 時間計算した結果で、圧力がその後どんどん戻っていきまして、SR 弁の開閉圧まで達する。SR 弁が開閉を繰り返すと、原子炉水位が次第に低下していくということになっています。

23 ページは IC タンクに水が補給できた場合の解析でありまして、先ほどのように IC が停止することがありませんので、そのまま継続して運転をできるということで、水位は低下しないという結果になっています。

IC が途中から起動できた場合をケース 2 で 24 ページ、25 ページと説明がありますが、時間の関係で省略いたします。

最後に、29 ページですが、4 番目の結論のところ、仮に IC が運転継続された場合、あるいは再起動された場合について検討を行いました。炉心露出以前に IC が作動して、IC タンクへの補給水が可能な場合には、逃し安全弁の長時間の作動が回避され、原子炉水位が維持されるという結果が得られました。

以上です。

○古金谷事故故障対策室長 では、また資料3-1に戻っていただきたいと思います。今、御紹介した、特に前段のJNESの解析を踏まえますと、少なくとも大規模な配管破断が生じているということはないだろうということでございまして、1号機につきましては、このICを作動させることで継続的な調整が実施されていたと考えております。

それから、10ページ目でございますけれども、2号機の格納容器の挙動でございます。これは、ドライウェル圧力の変動、ここにグラフを2つ紹介しておりますけれども、解析結果と実測についてなかなか整合が取れないという状況でございます。左側のICのPCVからの漏えいがないという前提では、赤い線に書いておりますように、圧力が上昇する傾向にございます。一方、漏えいを前提とした解析、右側でございますけれども、この場合には、15日ごろの0.7MPa程度の圧力がしばらく続いておるわけでございますけれども、こういった挙動がなかなか再現できないということでございまして、何らかの解析の改善が必要だと思っております。

そういった中で、2つ目の○に書いておりますように、2号機では、圧力抑制室にあるRCIC室に水の浸入が確認されているということがございまして、こういった水の浸入がPCVの温度上昇を抑えるような働きをした可能性もありますので、こういった点を含めて、引き続き検討していきたいと考えております。

11ページ目は、3号機の高圧注水系についての検討でございます。RCICが停止した後に直流電源が生きておりましたので、HPCIが自動起動したということで、しばらくの間はこれが作動して、圧力も1MPaで推移する、トリップした後に7MPaに戻っているというところでございますけれども、HPCIの運転中に格納容器の圧力上昇が確認されておらず、またHPCI室に設置されていた温度検知器の警報装置の作動が確認されていないことを考えると、こういった部屋での大きな蒸気漏えいは考えにくいのではないかと考えられます。また、13日の5時ごろにトラス室にも入室しているという記録がございまして、そのときにも特に蒸気が充満している等の異常は確認されていないということでございます。しかしながら、HPCIの挙動につきましては、引き続き検討が必要と考えてございます。

それから、12ページ目でございます。これは各種の異常信号の発信がホワイトボード等の記録で確認されているということでございまして、異常信号の発信というものにつきましては、最初の○にも書いておりますように、外部電源が喪失しまして、非常用発電機での電気の供給が始まるまで、原子炉保護系などの電源が一時的に停止して異常信号が発信するということがございます。したがって、こういった可能性も考えて、異常信号の発信について検討していく必要があるであろうと考えております。

それから、13ページ目でございます。これは別添ということで、1号機の主蒸気流量についてのアラームタイパーと主蒸気流量でございます。こういった点では特に異常は確認されていないということが、このデータからわかるかと思っております。

あと、その他の指摘ということでございますけれども、14 ページ目でございます。モニタリングポストの異常があったということで、当直引き継ぎ日誌に、11 日の 15 時 29 分、モニタリングポストで警報が発生しているということがありまして、燃料棒の損傷の可能性があるのではないかという指摘もなされているところでございます。後ろに参考資料でつけております 1～3 号機の格納容器雰囲気監視系のモニタデータ、あるいは主排気筒モニタ、そういったところで特に異常が検知されていないということは確認できておりますし、なおということを書いておりますけれども、地震発生時にモニタリングポストすべてにつきまして、盤の針が大きく揺れたというような情報もあるということでございます、この辺のメカニズムについては、引き続き事実関係を確認していく必要があると考えております。

圧力抑制室につきましては、接合部の破損というようなところについての指摘がございまして、次回の意見聴取会で「閉じ込め」機能について議論いたしますので、そこで少し議論させていただきたいと考えております。

それから、再循環系配管につきましても、同じように破損しているのではないかという御指摘がございしますが、先ほどの JNES の解析結果にもございますように、こういった配管での大きな破断がありますと、水位、あるいは圧力といったところが実挙動と乖離するということがございますので、そういった大きな損傷はないのではないかと考えておりますけれども、こういったところについても、次回の意見聴取会で議論させていただきたいと考えております。

それから、15 ページ目でございますが、これは先ほど東京電力の中間報告で写真がございましたけれども、耐震の低い機器についての考察ということでございます。保安調査を我々が行っているわけでございますけれども、そういった中でも、今回のシビアアクシデント対策ということで、消火系を用いた代替注水、あるいは格納容器のベントというような操作が行われていたわけですが、こういったシビアアクシデント対策につきましても、既存施設を使っているということもありますので、必ずしも耐震性の高いものが使われているわけではございません、そういった点について懸念が示されているということがございました。

しかしながら、ベントの配管で申し上げますと、時間をかけてはいるわけですが、仮設コンプレッサーを設置して、その後、大きな漏えいは発生していないということもありますので、大きな破損が生じているということではないというふうにも考えられます。

以上のことを、16 ページ目でございますけれども、「まとめ」ということで書いてございます。第 1 回の意見聴取会でも御説明しましたように、外部電源につきましては、地震の影響により損傷が発生しているということでございます。それから、耐震の低いクラスの機器・配管等につきましても被害が発生していることは写真等からも確認できるということでございます。一方で、安全上重要な設備、「止める」「冷やす」「閉じ込める」という機能を担う設備につきましては、今、御紹介しましたようなパラメータ、保安調査の

結果、JNESの解析結果を総合的に判断しますと、微小な損傷の可能性は否定できないと思いますけれども、機能に大きな影響を及ぼすような破断、損傷が発生したとは考えにくいのではないかと考えます。

それから、耐震性の低い、今回用いました格納容器ベントというものについては、今後、シビアアクシデント対策を規制として取り込んでいく中で、耐震性の向上をさせていく必要もあるのではないかと考えます。

いずれにしても、現場での確認をこれからも検証の中で、収束作業の進捗に合わせてやっていく必要があるのではないかと考えております。

長くなりましたけれども、説明は以上でございます。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

私から1点だけ補足をさせていただきます。今の資料の9ページでありますけれども、1号機のICについての操作のところで、赤の線が敦賀1号に比べましてずっと下がってきている、これは一体何なのかという疑問が提出されたところもございまして、その文章にもありますように、地震発生後、余震がたびたびあったということがございまして、運転員の証言等も含めると、余震による影響で、この辺のチェック、そういう操作が十分できなかったと、こういう背景があるようございまして、気がついて、非常に下がっているということで、停止の操作を行ったということで、この部分だけ大きく下がっているという状況があったと考えられます。

説明は以上でございますけれども、先ほどの耐震室からの説明も含めまして、全体を通して、御意見ないし御質問等ございましたら、お願いをしたいと思います。どなたからでも、どういう案件でも結構でございますので、お願いいたします。奈良林先生、どうぞ。

○奈良林教授 今、大分詳しい資料、それから、解析について説明いただきました。ありがとうございます。かなりいろいろなことが今日の資料でわかってきたのではないかと思います。

まず、今、アイソレーションコンデンサーの挙動解析がございましたけれども、実は、これは、もう一つの3-1の資料と併せて見る必要があると思うのです。例えば、19ページがございまして、今、参考資料となっております。ここに格納容器の圧力上昇のグラフが、チャート紙が、現場の動かぬ証拠として、格納容器の内圧の上昇のグラフがございまして、19ページの左側の赤い線です。これは格納容器の空調停止に伴う圧力上昇ということですので、格納容器は当然、電源が喪失した段階で冷却がなくなりますので、その分の上昇があったと、それのみであるということから、例えば、いろいろな1次系の機器を格納している格納容器、この圧力からも、配管、あるいは重要な機器の損傷はなかったと判断されると思います。

併せて、22ページ、25ページに同じようなチャートが出ていますので、こちらの方も格納容器側から、要は流体の方から1次系の機器の破損はなかったのではないかと判断できると思います。ただ、残念なのは、22ページ、25ページの大事なチャート

が薄いので、東京電力の報告書を見ますと、はっきり、ちゃんとしたグラフが掲載されています。これで公表しても国民の信頼は得られないと思いますので、しっかり濃い線がついているグラフを掲載するようにしていただきたいと思います。

幾つかありますので、一通り全部やってしまいたいと思います。先ほど、ICがずっと動いていた場合には、圧力がたしか数気圧まで低下しているグラフがありましたので、アイソレーションコンデンサーがちゃんと使い切っていれば、ここで事故を収束できたということも今日、説明していただいたのだと思います。

あと、前回の意見聴取会の際には私は質問をさせていただいたのですが、津波が来るまでにアイソレーションコンデンサーのプールが沸騰していたかどうか、これが1つ、かぎですよということをこの間、申し上げたのですが、今日、提示していただいたデータを見る限り、津波が来る前にICタンクの水位が減ってきています。例えば、資料3-2の9ページのICタンク水位量ですけれども、水位が減るということは、津波が来る前にICが沸騰していたということです。アイソレーションコンデンサーのプールが沸騰すると、建屋の壁からアイソレーションコンデンサーの2次側の沸騰した蒸気が噴き出しますから、ここで建屋から相当の蒸気が噴き出していたはずですが、私はアイソレーションコンデンサーの起動試験に立ち会った人のお話を聞いたのですが、雷が轟くような非常に大きな音を立てて勢いよく蒸気が噴き出すということです。例えば、事故の直後に配管破断が起きたのではないかと、蒸気が噴き出していたのではないかと意見が出ていることも聞いておりますけれども、1つは、こういった蒸気の噴出をもってLOCAが起きたのではないかと勘違いされた可能性もあると思いますので、こちら辺の判断を厳密に、しっかりやっていただきたいと思います。

それから、この間、アイソレーションコンデンサーについては、中に立ち入って、本材が剥げてしまっていましたけれども、配管の方は特に損傷がなかったということも聞いておりますので、そういった事実も書き加えていただきたいと思います。

それで、アイソレーションコンデンサーの伝熱管、熱交換器のようなUチューブですけれども、ここについてはまだ確認されていないと思いますので、この配管が損傷していたかどうか、できれば今後引き抜いて点検していただいて、損傷の有無があったかどうか、それを判断すれば、アイソレーションコンデンサーの配管の損傷の結論はかなり早い段階で出せるのではないかと思います。

それと、今日提示していただいたデータでは、圧力容器の圧力が回復していますので、配管破断が起きていたとしたら圧力回復はないはずですので、併せてそちらの方からも、アイソレーションコンデンサーの系統の配管の破断はなかったと判断できると思います。

そういったことがこの資料にはっきり書いていないので、今日、解析していただきたいいろいろなケースがございますけれども、その事象を説明し得るかどうか、実際の事実、エビデンスから判断して、これが妥当である、妥当でないという○×をはっきり表につけて、最終的な判断を書いていただくようにしたいと思います。今日、説明していただいた資料

3-2ですと、そういうことが明確に書いていませんので、これを見ただけでは誤解を生じると思いますので、そういったエビデンスに基づいた〇×、判定というものをしっかり書いていただきたいと思います。

あと、最後の方に HPCI タービンの作動がかなり長く続いていたということが継続調査ということになっていましたけれども、電源が失われたときに、タービンというのはトリップするのでしょうか。それを確認していただきたいと思います。タービンがもしトリップしないのだったら、かなりの水位が上がってしまって、HPCI タービンに蒸気だけではなくて、水分を含んだ二層流が流入すると思うのです。そうすると、蒸気タービンに二層流が流入すれば効率が落ちますので、タービンのポンプの突出圧が下がりますから、何らかの自然の水位制御のシステムが形成されてしまったのではないかと私は思います。ですから、そのところも併せて、電源が絶たれたときに HPCI タービンがトリップする機能がちゃんと生きていたかどうか、電源が失われていたので、私は機能していなかったのだと思いますけれども、そこも併せて確認していただきたいと思います。

長くなりましたが、以上でございます。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

いただいた御指摘については、まとめるときにしっかりと反映をして、更に追加的なものを加えていきたいと思いますが、事故室、何かコメントありますか。

○古作事故故障対策室（班長） まず、IC につきましては、現場確認も東京電力でやられて、公表もされておりますので、そのとおりでございます。チューブの方もできる状況になりましたら、しっかりと確認をしていきたいと思います。

3号機の HPCI の件ですけれども、まず、トリップの観点は、バッテリーで計測系、制御系が生きていたかどうかということでございます。最初のころは HPCI が自動起動しておりますので、そのときにはバッテリーは生きていたということでございます。一方で、トリップ後の再起動しようとしたときにはバッテリー枯渇というふうに東電では考えておりますので、その点を整理してまとめたいと思っております。

○奈良林教授 後の方が大事ですね。確認をよろしく願いいたします。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○久保教授 私は建物・構築物の方ですので、今のプラント情報の話は今後の評価に大変有用だと思っております。

確認したいことと、お願い事項と、提案事項、それぞれ1項目ぐらいなのですが、JNES の資料の 18 ページで行くと、3時40分ぐらいまでプラント情報が取れているんですね。そこから先はプラント情報もない。これは確認です。それでよろしいですね。

最初の話にありましたように、建物・構築物の方としては、言ってみればシミュレーションをして、それが応力と許容値というのか、設計値との間でどういう被害が出たという、本当にシミュレーションですので、プラント情報から見て、このシミュレーション結果は妥当だったのかどうか、その判断をすべきなのが今日の合同の趣旨ではないかと思うので

す。

それから、プラント情報から見て、こういうところに損傷があったのではないかと、先ほど細かい配管や何かの話が出たときに、そういう点をプラント情報から上げてもらえれば、多分、構築物の方としては、その部分についてシミュレーションをするという作業ができるので、是非、この場合は、どちらかというところ、自分の分科会というよりは、ほかの方からどういう情報が上がってきて、それがそれぞれの所属する分科会にどういう反映をすべきかという議論であると思うのです。

その意味からいったら、建物・構築物としては地震後の話で、津波が来る前の情報しか提供していないので、その間のプラント情報があるわけですので、そのプラント情報から見て、建物・構築物の評価の結果は妥当なのか、それから、この部分ではなくて、ほかの部分の検討をしてくださいたいというところがあれば、それは多分、建物・構築物からの要求になると思うのです。プラント情報側も、こういうところが情報としてやや異常値だとすれば、その部分も検討をしてくださいたいという要望を出していただくというのが筋ではないか。それは今後の進め方に対する私の強い提案です。

それから、お願いなのですが、保安院の資料ですか、3-1の8ページに、影響に関するいろいろな指摘がされている。いろいろな立場の目で見たと指摘ですので、これは我々も1個ずつ対応していくべきだと思うのですが、この指摘に対して、それぞれ論拠があると思うのです。指摘をされた方の論拠をつけていただかないと、どう答えていいのかわからないということで、是非、次回の折に、それぞれ指摘された方々がどういう情報でもってこういう指摘をされたかという論拠をつけていただくと、今後の検討になると思いますので、よろしく検討してください。

以上です。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

それぞれのところで、もう少し検討してほしいところとか、その辺り、検討はさせていただきたいと思います。ただ、先ほど耐震室からの説明もありましたように、いろいろ指摘事項がありまして、今回、この会が始まる前にも、こういうところについて、構造の観点から検討をお願いしたいと、そういうことで、内々に一部そういうことも依頼をさせていただいた、こういう状況がありますので、御指摘を踏まえて検討したいと思います。

○久保教授 つまり、建物・構築物の方はシミュレーションでやっているのですが、その確認行為そのものは、先ほど保安院からお話いただいたF1の5号機でもってやらざるを得ない状況なのだと思います。それぞれの号機がどうなったかというのは、それがよって取る情報は今のところ、地震から津波発生までの約30分間にわたるプラント情報だと思うのです。プラント情報を自分で解析しろというのはなかなか難しいので、今日のこの資料でどういう情報が出たというのはわかりましたので、それを検討したいと思うのですが、それはお互いの分科会がそれぞれ持っているのではないかと思いますので、そういう意味での提案です。

○大村原子力発電検査課長 岡本先生、どうぞ。

○岡本教授 今の御質問に対しての回答でございますけれども、プラントデータから見たところは、今のところ、地震によって、津波が来るまでの間で、おかしなところというか、どこか重要な機器が破損したということはないということがこの結論でございます。

ただし、1点だけ、プラント側でまだミステリーで、非常に問題なのが、保安院の資料の10ページでございます、ヒートバランスが合わないし、最後の方、もし穴が開いているとしたら、後ろ側の圧力の挙動が合わない。2号機の格納容器になるのですけれども、この辺りは地震の影響なのか、もしくは、左側の絵で、赤い線と黒い点が乖離しているのが24時間ぐらいなのですが、ちょうど1号機の水素爆発が起きています。1号機の水素爆発が何らかの影響を与えたのか、この上にも書いてありますように、どこかの消防系の配管が大量に漏えいして溢水していたのか、この辺りがまだわからないのです。この辺りは地震の可能性はまだ否定できていないと思いますので、私としては、地震側には、2号機の格納容器は着目いただけるとありがたいと思っております。

以上です。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○奈良林教授 今、久保先生ですか、御指摘がありました地震と、こちら側の技術的知見、両方の知見をお互いに共有し合って、正しい判断をしていくということが非常に大事だというのは全くそのとおりだと思います。

それで、私、3-1の15ページの図で、耐震クラスの低い機器についてというところがちょっと気になっていまして、例えば、今回、格納容器ベントをするに当たって、空気作動弁を動かそうとしたら、ポンベの圧力が低下していたということが、このポンベ自体の固縛管理がどのくらいされていたかとか、そういったことで、着実にベントするべきときにベントができないということになると、ストレステストの実行段階での確実性にも影響しますので、地震の意見聴取会の方で、耐震クラスの低い機器の健全性、地震に対して、どうちゃんと耐えたかということも検討していただきたいと思います。

それから、15ページの右下の図がございますが、ベントをすると、今、SETSと接続された系統になっていますので、場合によってはベントしたガスがSETSの方に逆流して建屋の中に入ってしまう。これは4号機で実際に起きたわけでございます。水素が思わぬところに行ってしまうということについても、しっかり検討して対策を取る必要があると思います。特にSETSの上流側について、バルブ1つで止まっている系統がありまして、バタフライ弁ですけれども、そこはフェールクローズなのですが、その行き先が換気空調系とつながっていまして、建屋に行く系と逆流して、水素、あるいはFPガスが行く可能性もございますので、こういった耐震クラスの低い機器についても、ベント系統をしっかり今後見ていく必要があるかなと思っております。ベントについては技術的知見で12月末にあったと思いますけれども、それに関して、地震側の方からも、耐震クラスの低い機器についても非常に重要なこともありますので、今後検討していただきたいと思っております。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

まさに先生御指摘のとおり、ベントラインからの SETS との関係、この辺りは次回の格納容器の関係、「閉じ込め」機能のところではしっかりと大きなポイントだと思いますので、検討したいと思います。

耐震クラスの低いものについての評価というところで、何かコメントありますか。

○小林耐震安全審査室長 耐震クラスの低い機器のうちでも、もともと評価していないものもございますので、そういったことも含めて検討させていただきたいと思います。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ、杉山先生。

○杉山教授 今の確認なのですけれども、3-1の6ページに12月2日で写真がたくさん出てきていますが、ひずみや破損が確認されているところは、重要度の高いところに対して影響があるか、ないのかということも含めて、次回、詳しく説明していただければいいのですか。これだけですと、どこにどうつながっているかというのは、たくさん写真が出ているので、確かにだめな部分も、変圧器防災用配管などというのは今回は関係ありませんけれども、漏えいが明らかにあるなどという写真はわかりますけれども、ほかの写真の関係が系統的にどうかというのは、多分、次回やっていただいた方がいいのだらうと思って聞いていたのです。

○古作事故故障対策室(班長) 大体の状況で申し上げますと、ここで挙げましたのはろ過水タンク、純水タンクということで、水源になるところでございます。その意味では、代替注水も含めると、若干の影響があり得るところでございます。ここにも消火系の配管ということもございまして、そういう状況でございまして、今回は「閉じ込め」の観点の話を主にさせていただきますので、次回、もしくはそれ以降も含めて、一度整理をしたいと思います。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○渡邊グループリーダー 保安院の資料3-1の5ページの冷却設備の被害状況というところに○◎がついているのですが、理解できないところがあるので教えていただきたいのです。MUWCが全部◎になっているのはなぜかというのが第1点です。あと、1号機、2号機で、格納容器冷却系のCCS、RHRのA、Cが◎になっていることもよく理由がわからない。それと、3号機のRCICが◎になっていない、○になっている。RCICは3号機は働いていたはずなので、これは◎ではないかと思うのです。この表が少し違うのかなという、地震が起こって、津波の直前までですね。その辺を少し御説明いただきたいと思うのです。

それと、もう一つ、JNESの資料なのですが、細かな話で申し訳ないのですけれども、17ページの⑦のところ、A系の温度計がIC作動時に高くなるような変化をするという記載があるのですが、これは実際、上の図よりも下の図の方がわかるのですかね。どこを言っているのかなと。下の図を見ると、A系もB系も作動しているところまでは解析で同じような挙動を示しているように見えるのですが、それは何を指しているのかがよくわから

ない。

それから、18 ページの図で、緑というか、黄緑というか、要するに、B系の解析結果が実測値と離れている。A系から比べると離れている。この理由は、資料を見る限り、RELAPの1次元コードのいわゆるモデル化の影響なのかなと思うのですけれども、その辺、どういうふうにJNESではお考えになっているかを伺いたいと思います。

○大村原子力発電検査課長 それでは、資料の方の。

○古金谷事故故障対策室長 今、渡邊さんから御指摘がありました5ページの◎◎の点については、もう一度詳細を確認して、必要であれば修正を加えたいと思います。申し訳ございません。

○大村原子力発電検査課長 JNESの方からお願いします。

○JNES(小西) 再循環ポンプの温度についてですが、先ほど17ページを指摘されましたが、16ページに生データがありまして、緑色の線は、最初に急速に下がった後、見にくいですが、下側にとげのようなものが出ていまして、これはICを3回手で1台だけ起動したことに対応しています。それに比べまして赤い方の線が、2台起動したときには急速に下がるのですが、3回起動したところに対応するところが上の方にとげが出たような形になっているということが、今、問題になっておりまして、緑の線と赤い線がずれているのは、ペンレコーダーがずれているということで、落ちるタイミングは一緒です。

そういうデータをデジタル化して書いたのが17ページでありまして、上の図では赤と緑を逆に書いていますが、緑色の方は赤と逆の形を取っている。そこを説明したのが⑦でありまして、要するに、ダウンカマの温度はIC2台が止まっている間はだんだん高くなっていきまして、そこに1台、B側にICが起動したとき、水が入ってきまして、それがA側に温かい水を押し込むような形になっていると考えまして、赤い線は冷たい水が入ったので下がるのですけれども、反対側のA側は温かい水が押し込まれるというので上に出るといふふうに考察したということを⑦のところで書いているのですが、ちょっとわかりづらい文章です。

それで、18ページで、緑っぽい線がずれているというのは、御指摘のとおり、RELAPは1次元コードで、このような詳細な多次元的な流動は解けないので、このような解析でずれが出てくるということでございます。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○田中教授 ありがとうございます。

先ほど奈良林先生もおっしゃっていたことと関係するのですけれども、次回に格納容器、ベント、設備についての話が出てくると聞いたのですが、気になっていまして、水素がどのラインからどういうふうに漏れたか。それに本当に地震の影響がなかったのかどうか。多分、水の場合と水素ガスの場合とはかなり挙動が違うのではないかと思うのですけれども、水素の漏れのラインについても解析していただいて、それに地震等の影響が本当になかったのかどうかについても確認していただければと思うのです。

○大村原子力発電検査課長 次回、水素爆発等についても解析を行いますので、できるだけ御希望に添えるように解析をしたいと思えます。

山口先生。

○山口彰教授 資料2-1でもよろしいでしょうか。評価基準値に対して、この計算値が大分余裕があるという評価になっていまして、中越沖地震のときに同じようなアプローチでシミュレーションをやって裕度を見て、あのときには評価のやり方としてはなかなかうまくいった方法だと思うのです。それで、この2-1の資料を見ると、これだけを見ると、かなり余裕があるように見えるのです。この評価がどれくらい不確かさがあるかとか、その辺を見ておく必要があるのではないかと思うのです。

お聞きしたかったのは、この評価基準値と計算値とを比べておられるときに、本来、不確かさのところは地震による荷重、地震による応力のところの不確かさを見ないといけなないので、この評価値は、評価基準値と計算値を比べるときに、地震以外の荷重を差し引いて、その上で比較するというのが1つのやり方かなと思うのですが、そういう観点で比較されているのかどうか。つまり、今の計算値は、地震も、それ以外の自重とか内圧とか、そういうのをみんな含めたものなのか、あるいは評価基準値と比べるときに、地震以外の荷重を差し引いて両方比べるということはやられたのかどうか。それを1つお聞きしたいと思えます。

それから、もう一点、最初の方で、御説明は余り5号機の話はなかったのですが、実際の状況と比較対応ができるので5号機の評価をというお話が最初にあって、その結果として、有意な評価値が得られたら、現場でウォークダウンとかをやるというお話があったのですが、現実には5号機の評価をしてみて、現場の状況と比べて、5号機も実際、 S_s を超えているわけなので、裕度として留意すべきところがあったのかどうか、その辺をお聞きしたいと思えます。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） 荷重の組み合わせなのですけれども、まず、27ページをごらんいただきたいのです。ものによっていろいろあると思うのですけれども、これは圧力容器の基礎ボルトのところの評価でございます。基本的には地震荷重も求めますけれども、地震以外の荷重の組み合わせを行った上での応力評価を行って、その応力評価と評価基準値の比較をしております。ここでは4 Sの評価基準値と荷重組み合わせをしたものでの計算値という形での評価を行っております。

それから、1 F 5の説明が少し丁寧ではなかったかもしれないのですが、もともと事業者が私たちに今、報告書で出しているものは、耐震バックチェックと申しまして、指針が見直されたことに伴って、新しい S_s でも耐えられるかどうかということはずっと続けていたのです。18ページに、評価対象施設、これは1 F 5に限らず、すべてなのですが、まずやったものが何かというのが左側の色つきのところの「止める」「冷やす」「閉じ込める」ということで、まず、これについて、今回の地震を入力するとどうだったかというのをやりました。それについて事業者からの報告がありました。

ただ、当たり前ですけれども、原子炉内にある施設はこれだけではなくて、もっとたくさんある。特に配管について言うと、MSと残留熱除去系の配管だけしかやっていないのです。我々の意見聴取会でもあったのですけれども、これだけではなくて、配管というのはもっとたくさんあって、特に格納容器の内側については、事業者はまだ耐震補強が終わっていません。やったところもあるのですけれども、ほとんどやっていません。先ほど申し上げましたように、1F5については、基礎マットのところでの加速度が大きかったということもあって、補強がされていなくて、それ以外の配管について、今回の地震でどうであったかということの解析をやっている。

もう少し正確に申し上げますと、今回の地震での解析を行っての配管というよりも、どちらかというと、そういう影響の機器の方をやっていて、配管につきましては、既にSsでの評価を事業者はかなり進めていたということなので、補強なしでの配管でSsが入力したときに、実際にどのぐらいの挙動になっていたかを確認して、これは解析の話なので、仮にNGというか、評価基準値を超えていたとしたら、先ほど言ったように、現物を見に行くことが可能ですので、どういう挙動になっているかということについては今後確認したいということでございます。実を言うと、解析結果というのが、我々にも東電から報告がございませんので、具体的にどうなっているのかというのは今後確認させていただきたいということでございます。

○山口彰教授 もうかなり評価もされて、今日のプラント等の評価と耐震の評価を見る限りは、こういうところに留意して見ないといけないというのは、恐らくAMで使うような、耐震クラスの面では違う機器が少しあるのかもしれないのですけれども、ここでやったお話では、そういう機器は余り浮かび上がってこなかったようにも思いまして、そうすると、あとは熱水力のプラント応答の方はそれなりにプラントのデータと比較しつつ、ある意味ではチェックをしているわけですが、地震の応答の方は、この評価がどれくらい現実と合っているのかというのを何らかの形で見てあげる必要があるのかなと思ったわけです。逆に、今の地震に対する応答の場合で、非常に余裕があるということであれば、そういう不確かさも含めてもいいのかなと。

その意味で、最初お話ししたのは、地震以外の荷重を差し引いた上で比較してみるというのは、地震の荷重が多少変動したとして、どれぐらい今の評価基準値との違いが変化するかというのを見る上でいいのかなというのが1点と、5号機のお話をしましたのも、現実的に実際のプラントの状態ともし比較ができるのであれば5号機であるということと理解しましたので、今の評価の裏づけを再確認する意味でも、5号機とのチェックというのが少しあると、この評価に対する確信度がある程度見えてくるのかなと、そういうふう考えたわけです。

以上です。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） 基本的には、対象施設としているのはSクラス施設、もしくはSクラスに波及的影響を及ぼす施設も範囲に入っておりますが、

AMという観点での確認が、途中ですけれども、やれていないので、そういう範囲も含めて見る必要があるのであれば考えたいと思います。

それから、荷重については、地震荷重とそれ以外の荷重を分けることができるものもあります。ただ、応答倍率法みたいなものを使っているときには、そのままの荷重に倍率を掛けてしまっているのので、そこは荷重を分けられないのもあるのですけれども、荷重が分けられるものについては、分けたときに荷重の不確かさを考慮しても、どのぐらいの裕度があるのかとか、そういう見方はできるかと思うので、そういう形については少し考えさせていただきたいと思います。

○大村原子力発電検査課長 いかがでございましょうか。どうぞ。

○西川名誉教授 今の山口先生の御指摘もとてもなのですけれども、我々が一番気になっているのは、アバウトに見て、新しい指針で一応、バックチェックをやっていますので、それでよかったのかどうか第一なのです。詳細に、今の建物がどの程度健全であるとか、そういうことは余り眼目に置いていませんので、細かい評価は、やるとすれば、モデルも、先ほど、床柔性がどうだとかありましたけれども、考えなくてはいけない。柏崎のときは健全性をやって動かすというのが前提だったのですが、今回は設計の考え方が大体合っているかどうか。偶然、Ss 基準地震動と同レベルぐらいの地震動ですから、そうすると、被害が出るとすればどれぐらいになるか。建屋ですと、ひび割れが入っているかどうか。そういうことから、今の指針でやれば、Ss が来れば、ある程度健全性が保たれるなということを確認するために5号機を見に行ったのです。地震荷重がどうだとか、圧力がどうだとか、それは当然あると思いますけれども、そこまで細かい評価は、今のところは余りやろうとしていないというのは変なのですが、それを取り上げて何かやろうとすればやらなくてはいけないのですが、そういうような感じでやっています。

○山口彰教授 私の意図は、今日の御説明を聞く限りでは、相当余裕があったのだというように見えるのです。そうすると、耐震応答の方からは、ある程度結論が見えたというふうに理解してよいのか、それとも、もう少し分析の必要なところが残っていて、突き合わせていかないといけないところが残っているのか、そういうところを少しお聞きしたかったということでございます。

○西川名誉教授 個人的にはかなり弾性範囲というのですか、余裕があったと思っています。実際、見てみるとですね。先ほどからプラントデータとか、いろいろ、ほかの号機ですけれども、そういうものと計算値がどれぐらい対応しているかというのはこれからやらなくてはいけないと思うのですが、今の状況ですと、地震だけではかなりというか、設計レベルぐらいの余裕度はあったのだらうと思っています。ほかの先生もいらっしゃいますけれども、多分、同じような考えではなかろうかと思います。

○山口彰教授 わかりました。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○久保教授 先ほど私が申しましたように、今の西川主査のお話のように、地震のときで

は、シミュレーションの結果では、そんなに大きな応答を出していないというのですけれども、我々はシミュレーションを確認したいので、その確認行為そのものは、今のところ、プラントデータしか手がない。先ほど保安院の御回答にありましたけれども、先ほどのプラントデータから見れば、2号機の格納容器と、耐震B、Cクラスかもしれないけれども、ベント管辺りは見ておくべきではないかという御指摘があったわけですね。保安院も両方データをお持ちだと思いますので、それを基に、どういう部位を構造的に検討すべきかというのは少し選んでいただかないと、何が何でもすべてやれという話ではないと思います。そういう進め方でやっていただきたい。それはさっき申し上げたとおりです。

○大村原子力発電検査課長 いかがでございましょうか。勝田先生。

○勝田准教授 説明ありがとうございました。幾つかの細かい質問があって、その後、要望があります。

まず一つ、これは、今日、いろいろな専門家の方が来られているので聞きたいということなのですが、資料1の2ページ目に地震と余震の図があります。これは本当に素朴な質問で申し訳ないのですが、普通に考える場合、例えば、500ガル以上の強い地震を浴びた構造物、建造物と、強いのは浴びていないけれども、低い、100ガル程度のものを何回も浴びたものは同じように考えていいのか、それとも全く違うものなのか。説明が難しいのですが、強い加速度を浴びたものは、耐震の強さはそこで決まってしまうのか、それとも、その後に起こってしまう余震というのは、それでもしかしたらいろいろな破損が起きてしまうものなのか。よく地震か津波かという議論はあるのですが、地震が起きたというのは、最初の本震だけのことを言うのか、それとも余震の場合でも何かものが起きたのかどうかということはどう考えればいいのかというのを、素人質問なのですが、教えていただけたらというのが1つあります。

あと、資料3-1について、これは細かい文章のところなのですが、質問があります。まずは12ページの「各種異常信号等の発信について」の3つ目の○のところ。炉心スプレイ系については作動していないという話なのですが、過去の資料を見ていると、一応、警報は鳴ったのだが、それは電源喪失に伴うものであるというような記憶をしています。警報も鳴っていなかったのかどうか、それを確認したいという質問があります。

続いては、14ページです。圧力抑制室について。これは基本的には次回で議論することになっているのですが、つい最近、東京電力が中間報告を出されています。あれについて、保安院はどういう分析をされているかを、今回か、もしくは次回で説明してほしいのです。例えば、2号機について、当初の話だと、2号機のサブプレッションチェンバのところから音がしてという話があったのですが、中間報告では、それは多分、違うのではないかと議論がされています。そこについて、どういうふうに考えているのか、もしくは次で議論するのかを教えてほしいところがあります。

そして、20ページのところです。これは文章についての質問です。「1次系等からの漏えいの兆候は見られず」と書いているのですが、この「等」の意味は、ほかにどういうの

を含んでいるのか。2次系とかが入っているのかどうか。あと「外部への放射性物質による影響はない」と書いてあるのですが、この「外部」というのはサイトの中なのか、外なのか。言い方を変えれば、内部には放射性物質が出ていたのか、出ていないのか。この2つのモニタ以外のところではどういうふうな反応を示していたかを聞きたいところがあります。

最後なのですが、既にコメントがあったと思うのですが、やはり興味があるのは水素爆発についてです。それは次回に話があるということだったので、事前にいろいろ質問しておきたいと思っています。当初のころだと、例えば、朝日新聞の記事によれば、逆流があったのではないかという議論がありました。その後、東電は否定しています。それについて、結局、最終的にどうなったのか教えてほしいというのがあります。

事故の当初のころの様子を見ると、ベントと水素爆発との関係ですね。ベントが起きた後、水素爆発が起こっているように見えてしまう。それについて、一体何が起こっているのか、本当にベントはちゃんと外に出ていたのか、中に入っていったのか、そこら辺を可能な限り教えていただけたらと思います。

あとは、インタビュー調査、中間報告が出たときに、地震でベントの配管が破損かという、これも新聞報道でありましたし、報告書の中にもそれと読める文章があります。やはりベント絡みの問題は今までもありますし、これは前回も聞いたことなのですが、電気に関する流れを分析しています。水の流れについても電力会社で分析はしているのですが、水素の話です。水素の話は、ただ流れだけではなく、どこから発生したかもまだはっきりしていない段階なので、これはいろいろな人たちが着目しているところですので、是非、今回もしくは次回でいろいろ教えていただけたらと思っています。

とりあえず以上です。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

最初の件は。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） 専門の先生と言われたので言いにくかったのですが、本震の解析を、まさに今回、建屋の解析を行った結果なのですけれども、基本的には第1折れ点ということで、ひずみが残らない範囲で、今回の建屋の解析は、本震でも弾性範囲、1点ぐらい、上の方で超えていたかと思えますけれども、弾性範囲だったということで、ひずみが残らなかったということです。剛性については、それ以降についても健全なままだということで、挙動は特に変わらないということでの評価を行っております。

ただ、うちの先生方の意見聴取会の中で、疲労の評価を考えた方がいいのではないかと御指摘を受けております。疲労の評価につきましても、先生方が着目されたのは、今回、地震観測記録が途中で中断していることもあって、中断しているもので解析を行っているので、ちゃんとした、全部、最後の波形まで取れたもので疲労評価を行って、それでも影響がないかを確認する必要があるという御指摘を受けていまして、建屋での観測記録

が中断しているのですけれども、地中の波形については最初から最後まで取れているということもございますので、今、その波形でもって、実際に疲労評価について影響があるか、ないかということの検討を行っているところでございます。

以上です。

○大村原子力発電検査課長　どうぞ。

○勝田准教授　済みません、1つ、質問するのを忘れておりました。今回の報告になくて、東電の中間報告にも出ていなかったことなのですが、たしか IAEA の報告書に出ていたものなのですが、11日の早い段階、夕方9時ぐらいに高線量が検出されたという話があって、結局、あれはどうなったのかなという疑問があるのですが、それについて教えていただけたらと思います。

○古作事故故障対策室（班長）　その前のお話も含めて一通りお話ししますと、まず、炉心スプレイ系の警報という件については、一部で話が上がっているものも含めてですけれども、1、2号機の中央制御室のホワイトボードに警報発生ということが書かれてございます。それはこの資料にも書かせていただきました。そこにはスラッシュの後、リセットということも書かれております。中央制御室で書かれたものですので、ある程度、そういうことはあったのかなとは思っておりますが、実際に炉心スプレイ系の部屋で何があったのかということについては引き続き整理をしていく必要があるというところでございます。

あと、東京電力でまとめられております中間報告の見解につきましては、東京電力におきましても精査をして、精査後にまたこちらに報告をいただけるものと思っておりますので、その段階でまた考えていきたいと思っておりますのでございます。

資料 20 ページの「1次系等」、あと「外部」ということですが、まず、ここで書かせていただいておりますのは、格納容器雰囲気放射線モニタ、更に排気筒の放射線モニタでございますので、格納容器内、あるいは主排気筒から出る換気系のところのエリアについての「等」でございますので、2次系等も含めて対応しているものでございます。

「外部」といいますのは、排気筒のことで言えば排気筒の外ですので環境ということになりますが、格納容器の方で言えば、その内側の系統からの格納容器内への放出ということも含まれますので、包含した形ではございますけれども、一通り出ていないであろうというふうに考えてございます。

あとは、水素爆発の件は、次回整理させていただきたいと思っておりますので、よろしく願います。

最後の線量の件でございますが、こちら1、2号機の中央制御室のホワイトボードに記載をされていた内容について取り上げられているものでございまして、これも前回、ヒアリング、保安調査の結果としてお示ししました内容でも、余り明確な情報が得られておりませんので、そういうような話があったということはございますが、詳細については明確にできていないところでございます。

以上です。

○大村原子力発電検査課長　二ノ方先生。

○二ノ方教授　今の勝田先生の質問に絡むかもしれませんが、やはり1号機のホワイトボードにありました午後5時過ぎ、先ほどの9時過ぎでしたが、午後5時過ぎぐらいに原子炉建屋の中の線量が、例えば、300cpmということが記述されたと思います。これについては、原因がもしわかっていれば教えていただきたいと思うのです。仮に300cpmという線量はそんなに高いわけではないと思うのですけれども、そのために作業班が一旦戻ってきたという記述がありましたので、場所によっては相当高いところを予知したのかなと思います。原因として、例えば、地震による機器の緩みとか、接合部の緩みとか、そういうことがあるかどうかということは確認をするのかどうか、お聞きしたいのです。評価をつくるときは、特に地震の影響を受けやすいと思われるような設備等について、例えば、配管系とか、容器の大きなところは多分、見るのですけれども、配管系の中で、バルブとかポンプとか、そういう接合部みたいなところもきちんと見るのでしょうか。

○古作事故故障対策室（班長）　まず、事実関係としてのホワイトボードの記載でございますが、おっしゃられたとおりでございます。前回の保安調査のところでも確認項目として挙げてございまして、17時50分にIC組撤収ということで、指示値上昇300cpmと書かれておりました。その内容を確認いたしました。何分、混乱の中、やられていたということで、確証的な数字なりということは何も得られておりません。線量の基についてもはっきりしていないところでございます。我々としても、いろいろと検討して、炉心の損傷の時期も同時期であると考えてございまして、確たる情報としてはまだ整理できていないということでございます。

○大村原子力発電検査課長　岡本先生、どうぞ。

○岡本教授　ありがとうございます。

私からの質問は、JNESの解析なのですけれども、24ページのところが、18時15分にICを再起動した場合ということなのですが、恐らくこれが、今回、7分で止めてしまっていますけれども、一番近いのかなと思っているのです。そのときにもう既に炉心が露出しているのですけれども、このときにMELCORの解析では、水素は出ていたのかどうか。もし水素が出ていたとしたら、水素の影響を考えてICの凝縮を考えられているのかどうかということなのです。

あと、もう一個は、ICの再起動のところなのですけれども、保安調査の結果によれば、電源が復活している、バッテリーが復活しているということなのです。今までバッテリーは使えなかったと思っていたのですけれども、6時から9時半ぐらいまでの3時間半にわたってバッテリーが復活していて、そのバッテリーでこのバルブの開け閉めをやっていることがわかっているということです。そうすると、今までバッテリーはなかったものだと思っていたのですけれども、バッテリーがあるということで、それもなぜかICだけしか情報がないのですけれども、そのほかの計測器とか、多分、負荷の切り離しとかをされたのかもしれないのですけれども、電源をどう使ったかというようなヒアリングにつ

いてはされているのかどうか、教えていただければと思います。

以上2点です。

○大村原子力発電検査課長 まず、JNES からどうでしょう。

○JNES (小西) 24 ページの解析結果ですが、水素の発生による伝熱効率の悪化という仮定はしておりません。ですから、通常の性能で伝熱が行われたという解析になっています。露出後に IC が起動しても、既に水位はかなり低下していますので、IC によって一部の熱の除熱はされますが、IC は水を供給する機能は全くありませんので、水位は回復しないということで、露出が継続するという解析結果になっております。

○岡本教授 MELCOR の結果と比較はされていないのですか。

○JNES (小西) MELCOR の結果と、これを直接比較はしてございません。

○岡本教授 この時間に水素が発生したかどうか確認をしたかただけなのですが、後ほどでも構いません。

○古金谷事故故障対策室長 今回のバッテリーの御質問の点は、我々が東京電力から聞いているところでは、18 時ごろに IC の A 系のバッテリーのシグナルがぼんやりと復活してきました。その理由は、恐らくバッテリーが何らかの原因で復活したからランプが復活したのではないかと考えているのですが、それが本当に確たるものかどうかというのはいわかっていないということです。ただランプが点滅して、それで弁の開く操作をしたということでございます。

○岡本教授 IC 以外のランプはついたのでしょうか。

○古金谷事故故障対策室長 B 系はついていないと聞いています。ですから、このバッテリーは、A 系だけ、なぜかランプが点灯したと聞いております。

○大村原子力発電検査課長 どうぞ。

○奈良林教授 今、二ノ方先生が御指摘したことにも関係するのですが、構造の先生も今日は参加されていると思いますので、是非お願いしたいのは、格納容器の内圧が上がった場合に、どこから締結体としての面圧が失われて、蒸気、あるいは水素がリークし始めるか。今、1 号機の格納容器のトレンド、保安院がホームページで公開されているのを見ますと、ベントの前に格納容器の圧力が低下しています。ということは、どこからか水蒸気、あるいは水素が出たと思います。水素がいつのタイミングで発生したか、多分、炉心損傷と同時に水ジルカロイ反応で水素が出たと思います。水素が出るといことは、これは発熱反応でもありますし、格納容器の内圧を上げる方向。それから、水素ガスが出ることによって格納容器の内圧は上がります。そのときに、どのタイミングで水素が出たか。これは構造強度側で締結体としての、例えば、ヘッドフランジを内圧が上がった場合の FEM 解析をしていただいて、どこからシール性が失われるか。これは事故の原因に深く関係しますので、その点についてはしっかり確認していただきたいと思います。これによって、安全上重要な格納容器の「閉じ込め」機能がどういう時点で失われるか、これを防ぐにはどの時点でベントをしなければいけないか、そういった指針にも関係してく

と思いますので、この点については構造強度の先生に是非しっかり究明というか、評価をお願いしたいなと思います。せっかく今日、両分野の合同の意見聴取会ですので、そういったことを併せてお願いしたいと思います。

あと、例えば、バタフライバルブがベント系のを揺すられてしまった。これは耐震クラスは低いわけですがけれども、そういったものが地震によって半開きになってしまうとか、そういったこともないかどうか。これは田中先生がさっきおっしゃったことですがけれども、そういったことを併せて、ベント系とか、格納容器の健全性、こういったものをしっかり評価していただきたいなと思います。

○西川名誉教授 おっしゃるとおりで、今までは設計を超える大きな範囲まで考えていないのですね。ですから、今、おっしゃったように、圧力がどれだけ上がればどうなるというのはやっていませんので、少し検討して、構造の方で見たい。それはツールもありますから、できると思います。今回の福島には適用できるかもしれません。私が言うのも変なのですが、検討する価値はあるかなと思っております。

○大村原子力発電検査課長 今の御指摘のところは、次回、格納容器のところではできる限りいろいろデータ分析をしたいと思っています。

どうぞ。

○渡邊グループリーダー 資料2-1の28ページに圧力容器と格納容器の耐震性の評価部位が載っているのですが、基本的にこういうタンク類とか、配管とか、どの程度の区画に分けて評価をしているのか。先ほど二ノ方先生がおっしゃっていましたように、接合部の評価はどうなっているのかを少し知りたい。奈良林先生のお話とも関係ありますけれども、接合部が地震で少し弱まってということはないのかなとか、そういう観点で見たいかがかなと思うのです。その辺の解析は実際に今までのやり方でできるのか、それともFEMみたいな、もう少し詳細なものでやらないとできないのか、その辺も含めて御検討したいと思うのです。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） 18ページをごらんいただきたいのですが、「耐震バックチェック」という言葉を先ほどから出してきているのですが、中間報告と最終報告という2つのフェーズがあって、18ページに、例えば、原子炉圧力容器と名前は書いていますが、中間報告では何を評価したかという、基礎ボルトです。要するに、ボルトのところを中間報告では評価していて、最終報告になれば、ボルトだけではなくて、実際の容器等の部分とか、そういうような評価をする。格納容器についても、対象にしているのはドライウェルの胴だけで、大型搬入口とか、そういうところも何も評価していない。それは最終報告のフェーズでみんなやることになっているので、今日、先生方にお見せしている評価結果というのは、あくまで中間評価で対象としているものについて解析を試みたら、こうであったということなのです。私もそういう説明をしていなかったのですが、「圧力容器」と書くと、圧力容器を全部見ているように誤解されるかもしれませんが、「圧力容器」と書いたとしても、やったところはボルトということでございます。今回、1F

5については、先ほどから申し上げているように、最終報告と同じフェーズですべてやるということなので、5については最終報告と同じようなフェーズで御報告ができるということで、今のところ、それ以外の号機については未定ですけれども、とりあえず5については御報告させていただきたいと思っています。

○渡邊グループリーダー ただ、5は定検中で、ドライウェルの上のふたが乗っていないので、そうすると、ある意味、一番大事なところかなと思うのですが、そこをもう少しやり方を工夫するなり、何か考えてください。

○御田原子力発電安全審査課（上席安全審査官） わかりました。

○大村原子力発電検査課長 ありがとうございます。

それでは、そろそろ予定した時間となっておりますが、では、もう一つ。

○杉山教授 済みません、確認なのですけれども、今日の話は、津波パラメータ的には、津波が来るまでは問題がなかったというふうに我々は了解したということは確認できたと思っています。

○久保教授 いえ、若干、岡本先生からあった意見はあるのではないですか。

○杉山教授 水位が下がってなくて、炉心の頭が出ていないとすれば問題はなかったというふうに言った方がいいのかな。少なくとも、どこまでは問題がないかということをはっきりした方がいいと思って、今、言っているのです。もし問題があるとすれば、次回以降に持って行っていただきたいと思います。

それから、今回は水素の話になると思うのですけれども、私の了解では、今までは、炉心にあるジルコニウムのトータル量の1%以内しか水素は出ませんということで、すべての設計がされていたと思います。その辺の話が今回はどこまでいったかわかりませんが、その量は明らかにオーバーしていますので、そのところをまぜこぜに議論しますと、かなり紛糾しますので、どの範囲まで議論するかということで、JNESでどこまで押さえているかも含めて枠組みを決めて議論していただかないと、かなり錯綜するのではないかと思います。これはコメントです。

○大村原子力発電検査課長 今回、どこら辺まで確認をするかということでもありますけれども、基本的には、こちらの資料の中でお示ししているところでもございまして、大きなところの機能については、非常に大きな支障があるということではなかったというのは見てのとおりなのです。ただ、幾つかの課題は、細かなOA等、そういう可能性は否定できないというところもありますので、それはそれで、評価は評価として考えていきたいと思っています。いずれにしても、今後、まとめの段階で、こういうことも含めてまとめていきたいと思っています。まだテーマも残っておりますので、その段階でまたいろいろ御意見をいただければと考えております。

それでは、本日は予定した時間もまいりましたので、この辺りで検討を終了させていただきたいと思います。

それで、次回以降なのですけれども、次回の技術的知見に関する意見聴取会は、既に御

連絡しておりますけれども、12月27日に予定をいたしております。テーマは今も議論ありましたように、「閉じ込め」機能ということでありますので、格納容器等を中心に検討していきたいと考えております。御多忙のところ、恐縮でございますが、御対応をよろしくお願いできればと思います。

それでは、長時間にわたりまして御議論いただきまして、ありがとうございました。本日はこれで終了させていただきます。どうもありがとうございました。