

## 第19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8月30日（金曜日）

午前10時00分から

場 所 ハーネル仙台 3階 蔵王B

## 1. 開 会

○司会 それでは、ただいまから第19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、宮城県環境生活部長の大森から挨拶申し上げます。

○環境生活部長 皆さん、おはようございます。

本日は、大変お忙しい中、8月2回目となるこの検討会にご出席を賜りまして、まことにありがとうございます。

8月2日に開催いたしました第18回目の会議では、新規制基準適合性審査申請のうち、耐津波設計方針や炉心損傷防止について活発なご議論をいただき、ありがとうございました。

第19回目となる本日の検討会では、新規制基準適合性審査申請のうち、格納容器破損防止、制御室及び緊急時対策所について東北電力からご説明いただき、委員の皆様にご確認いただきたいと考えております。

また、1つお知らせも含めてお話しさせていただきますけれども、女川原子力発電所では、女川原子力発電所3号機管理区域内の放射線モニタについて、保安規定で定めている数量を長期間満足していない状況であったことから、8月21日に原子力規制委員会より保安規定違反、監視というふうに判定されており、県からも、各種法令等の遵守について改めて要請しております。また、一昨日、2号機燃料プールの冷却ポンプが一時停止した不具合もありましたので、これも含めまして関係市町とともに、9月2日、来週月曜日でございますけれども、立入調査を行うこととしております。

本日の検討会でございますけれども、前回に引き続きまして、午前、午後と長時間の開催となりますが、皆様にはそれぞれの専門分野に係る知見に基づく忌憚のないご意見を賜りたいと考えておりますので、よろしく願い申し上げます。簡単ではございますけれども、開会に当たっての挨拶とさせていただきます。本日もどうぞよろしくお願いいたします。

○司会 それでは、本検討会の開催要綱第4条の規定に基づきまして、座長の若林先生に議事の進行をお願いしたいと思っております。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と申します。

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。

まず、A4判の資料－1をごらん願います。この資料では、全体の論点項目を取りまとめておりまして、本日検討を予定しております項目については、網がけ部分となります。具体的には、「新規制基準適合性審査申請」のうち、「(8) 重大事故対策」の「格納容器破損防止」、 「(9) の事故対応の基盤整備」の「制御室」及び「緊急時対策所」についてご検討をお願いしたいと考えてございます。

次に、A3判の資料1（別添）と書いてあるカラーのものをごらん願います。こちらにつきましては、委員の皆様方からいただきましたご意見・ご質問を論点項目として整理しておりますほか、検討会の途中段階でいただきました質問につきましても関連質問ということで追加してございます。また、その質問は第何回の検討会で出されたのかを質問の末尾に括弧書きで示しておりますので、参考にいただければと思います。

今回検討をお願いする項目については、オレンジ色の枠で囲った部分でありまして、2枚目の裏側でございますが、(8) の重大事故対策の69、71から73、77、78及び(9) の事故対応の基盤整備の部分の追加の関連質問の部分でございます。

また、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、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してございます。事務局からの説明は以上でございます。

○座長 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」

##### ・(8) 重大事故対策（格納容器破損防止）〈前半〉

○座長 それでは、(1) 各論点の説明・検討のうち、(8) 重大事故対策（格納容器破損防止）について、東北電力株式会社から説明をお願いします。

なお、議事の進行上、本説明は午前と午後に分けて行いますので、午前中は資料2の「1は

はじめに」及び「3. 2水蒸気爆発の評価」までの説明、質疑・応答としたいと思います。

それでは、よろしく申し上げます。

○東北電力株式会社 東北電力の田中です。

本日は、資料-2を用いましてご説明をさせていただきます。資料-2の参考については、必要に応じて参考にさせていただきますので、よろしく申し上げます。

それでは、資料-2の1ページをめくっていただいて、目次でございます。

目次のうち、本日は、午前中「1. はじめに」の部分についてご説明をさせていただいて、あわせて「3. 2の水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価」と、この2点をご説明をさせていただきます。

それでは、2ページ、3ページは、略語、用語の説明になっておりますので、割愛させていただきます。

5ページでございます。

5ページで、有効性評価とはということで、記載させていただいております。有効性評価とは、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価することということでございまして、有効性評価の内容として本日ご説明をするのは、②の原子炉格納容器破損防止対策でございます。

次のページをお願いします。6ページでございます。

格納容器破損防止対策の有効性評価の概要ということで、下にフロー図をお示しをしておりますけれども、安全対策を考慮しない場合というのをフローの上に記載しております。安全対策を考慮したものというものをフローの下に記載をしております。

安全対策を考慮しない場合、事故発生後、炉心が損傷し、格納容器破損に至るような事故シナリオに対しまして、新たに整備する安全対策を実施することによって炉心損傷後であっても格納容器の安定冷却に至ることを確認するというところでございます。

フローでいいますと、下のフローで、炉心損傷後のところに黒の枠囲みをしておりますけれども、緑色の各種対策によりまして格納容器の安定冷却に導くことを確認をするということでございます。

あわせて、下に吹き出しで書いておりますとおり、炉心損傷防止対策の有効性評価自体は第17回の中でご確認をいただいておりますけれども、本日は炉心損傷を前提とした上で、格納容器の安定冷却を確保できるということの評価を説明するものでございます。

次のページをお願いします。7ページでございます。

有効性評価の概要として、実際の作業の流れを目次的に記載をしているものでございますので、次のページ以降、具体的な内容がありますので、そちらでご説明をさせていただきます。

8ページをお願いします。

初めに、PRAの技術を用いまして事故シナリオの抽出ということを実施いたします。PRAを用いまして、事故シーケンスの下図の赤枠、下の図で、小さくて申しわけありませんけれども、赤枠の中にTQUV、TQUX、長期TBといった各種事故シーケンスが記載されておりますけれども、この事故シーケンスごとに炉心損傷の発生を仮定・想定した上で、压力容器破損前、压力容器破損直後、事故後期の3段階に分けて事象進展を分析し、格納容器破損に至る事故シナリオ、物理化学現象、格納容器破損モードを網羅的に抽出するというものでございます。

下の図でいいますと、黄色の箱で記載しておりますのが格納容器の破損モードということで、格納容器の壊れ方ということで、記載をしているものでございます。ピンク色で記載しているのは、物理化学現象ということで、格納容器の健全性に影響をもたらす事象を物理化学現象と記載しております。

フローで一例だけ申し上げますと、一番上です。TQUVから順に追っていきますと、炉心損傷、その後RPV、原子炉压力容器下部へのデブリ落下が発生いたしまして、その後、原子炉压力容器の破損、それ以降は各種物理化学現象が発生し、格納容器破損に至るというような分析を実施しております。

同じ分析を踏まえまして、次のページをお願いします。9ページでございます。

具体的な格納容器破損モードの選定方法ということで、格納容器破損防止対策の有効性は(a)と(b)と2つの破損モードを評価対象といたします。(a)については、必ず想定する格納容器破損モードということで、下の図でいいますと6つ記載しております。これは、これまでの各種シビアアクシデント研究を踏まえまして想定される格納容器破損モードが記載されているものでございまして、基準の中では必ず想定することが要求されているものでございます。

そして(b)ですけれども、個別プラント評価により抽出した格納容器破損モードということで、内部事象については確率論的リスク評価、外部事象はそれに代わる方法で評価をいたしまして、その結果、必ず想定する破損モードに含まれない有意な頻度・影響をもたらす破損モードが抽出された場合には、新たに想定する格納容器破損モードとして追加をするというようなプロセスになっております。

次のページをお願いします。10ページでございます。

10ページで、個別プラント評価による格納容器破損モードの選定ということで、個別プラント評価の結果から下図の(b)に該当する格納容器破損モードが5つ抽出されておりますけれども、PRAの知見等を踏まえまして、新たな格納容器破損モードを追加不要と判断をしております。

個別のプラント評価といたしましては、下の図で記載しておりますけれども、個別プラントのPRAを内部事象に対して実施をいたしまして、PRAに代わる方法による評価を地震・津波など、こちら定性的な分析になるんですけども、実施をしております。

この実績を踏まえまして、(b)に記載をしておりますのが5つありますけれども、それぞれ上3つにつきましては、炉心損傷より先に格納容器が破損するシーケンスであることから、炉心損傷防止対策を図ることが格納容器破損防止をするということになるので、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性確認の中で確認をするということで、記載をしております。

下2つと(a)の必ず想定する格納容器破損モードにあるシェルアタックという部分につきましては、事象の特徴と頻度を考慮して格納容器破損モードへの追加不要と判断をしております。この内容については、次にご説明をいたします。

次のページをお願いします。

格納容器破損モードの除外理由の説明に先立ちまして、11ページでは先行プラント、個別プラント評価により抽出した格納容器破損モードの先行プラントとの比較を実施しております。女川2号では、先行BWRプラントと同等の格納容器破損モードを抽出しております。女川2号特有の格納容器破損モードはありません。

下の図を見ていただきますと、左から女川2号炉、次に柏崎刈羽6、7号炉、その右に東海第二のそれぞれの破損モードを記載しております。

1点だけ補足をいたしますと、東海第二では固有の格納容器破損モードを抽出しておりますけれども、これは格納容器型式の違いによるものということで、女川2号に当てはまるものではありません。

次のページをお願いします。12ページでございます。

先ほど3つの格納容器破損モードを除外するという説明をいたしましたけれども、格納容器破損モードの除外理由ということで、記載をしております。

格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触(シェルアタック)、圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗については、評価対象から除外をしておりますけれども、その理由

を下に示しております。この取り扱いは、先行プラントと同様でございます。

表の一番上ですけれども、最初にシェルアタック、格納容器直接接触ということでございます。これについては、下の図がございます。BWR Mark-I型格納容器の熔融炉心の流出イメージ、こちらを見ながらお話をいたしますけれども、このシェルアタックという破損モードは、格納容器下部の床面とその外側のドライウェル床面とが同じ高さに設計されているMark-I型の格納容器に特有の破損モードということでありまして、下でいうと左側ですけれども、女川原子力発電所2号炉のMark-I改良型格納容器では、熔融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、有効性評価対象から除外したと記載をしております。

左を見ていただきますと、Mark-I型の改良型格納容器のところに赤点線で囲んでおりますけれども、掘り込んだような構造になっておりまして、熔融炉心の高さよりも側面の開口部の高さのほうが高いものになっておりますので、ドライウェル床に熔融炉心は広がらないということを確認をしております。

シェルアタックについてのご説明は以上です。

次に、圧力容器内での水蒸気爆発ということでございますけれども、熔融炉心が原子炉圧力容器内の下部プレナム、圧力容器のお釜の下に水中に落下して発生する水蒸気爆発については、各種研究より得られた知見から格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されております。国内においてもリスクの観点から大きな影響がないと認識されていることから、評価対象から除外をしております。下に参考文献を示しております。

3番目の格納容器隔離失敗ですけれども、この破損モードは事象の発生と同時に格納容器の隔離機能が喪失している事象でございます。現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回の記録の採取などを踏まえ、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考えておりまして、本破損モードに対して講じるべき対策は炉心損傷防止対策ということで、格納容器破損モードへの追加不要と判断して評価対象から除外をしております。

破損モードの除外理由3つについての説明は以上です。

次のページをお願いします。13ページでございます。

評価事故シーケンスの選定ということで、具体的に有効性評価におきましてどのようなシナリオで評価をするかというのを選定している部分でございますけれども、格納容器破損モード発生観点で、事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを格納容器破損モード

ごとに検討いたしまして、評価事故シーケンスを選定をしております。

各破損モードに対しまして、下の表で見ますと、一番上に①-1で、格納容器過圧破損と記載をしておりますけれども、評価事故シーケンスとしては、大破断LOCA+HPCS、こちら高圧のECCSですけれども、こちらが失敗、さらに低圧のECCSも失敗して、加えて全交流動力電源喪失を想定した事故シーケンスに対して評価を実施するというごさいます。具体的な内容については、午後の部でご説明をさせていただきます。

次のページをお願いします。14ページでございませう。

格納容器破損防止対策の有効性評価に使用した解析コードということで、記載をしております、使用する解析コードは、下の表にお示しをしておりますけれども、MAAPと言われる解析コードを使用しております。

MAAPは、炉心損傷に伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損のプラント内の熱水力及び放射性物質の挙動を解析するコードでございませう。

MAAPは、シビアアクシデントマネジメントの策定において世界的に広く利用されているコードでありまして、米国では設計認証、いわゆるDC申請というものや国内でもPRAやストレストテストなどに使用してきたものでございませう。

次のページをお願いします。15ページでございませう。

この解析コードの妥当性についてということでごさいませうけれども、MAAPコードの主要な要素モデルは、種々の実験解析や国際標準問題によるベンチマーク解析などにより、モデルの妥当性が確認をされておまして、シビアアクシデント時のプラント挙動解析に適用する総合解析コードとして国際的に認知をされているコードでございませう。

電力・プラントメーカーとしましても、評価に使用する解析コードにつきましては、実験などをもとに検証され、妥当性が確認されたものであることを確認しております。また、解析コードの妥当性については、国の審査でも確認をされているものでございませう。電力・プラントメーカーの確認内容については、レポートを発行しております、後ほどご説明をいたします。

次に、規制委員会ではという枠で記載をしておりますけれども、規制委員会の所有する解析コード、これはMELCORと呼んでおりますけれども、MELCORを用いた解析結果が、事業者が使用するMAAPによる解析結果と同様の傾向であることを確認しております。

最後に、なお書きで記載をしておりますけれども、炉心溶融後の挙動については、不確かさが大きい現象であるということから、不確かさが大きいパラメータについては、実験解析で得られた不確かさ幅で、保守側の限界値を使用するなど、保守的な評価条件による解析評価や感

度解析によりまして各種評価項目について、過小とはならないよう、過大な評価になるよう評価をしているということでございまして、評価項目への適合性確認に支障がないようにしております。その内容につきましては、17ページから25ページ、後ほどご説明をさせていただきます。

次に、有効性評価で使った解析コードに係る適合性審査の状況ということで記載をしております。有効性評価で使った解析コードに関する審査といたしましては、当社を含むBWRプラントを所有する事業者が合同で審査を受けております。これまでに審査会合を4回実施しております。妥当性の確認をされているところでございます。

次のページをお願いします。16ページでございます。

有効性評価で使った解析コードのライセンスレポートについてということで、審査を実施した有効性評価で使った解析コードの資料については、BWR各社が共通的に用いる資料であることから、ライセンスレポートという名称のレポートとしてまとめております。公知化されているということでございます。

下にその表をお示しをしておりますけれども、こういった表紙のものが作成されているということでございます。

次のページをお願いします。17ページでございます。

各格納容器破損モードについて、格納容器破損に至る現象について詳細に説明することとあわせまして、その不確かさをどのように考えて対応しているかということをご説明をさせていただきます。

17ページは格納容器の過圧破損の特徴と過温破損の特徴ということで、記載をしております。炉心損傷後、損傷炉心冷却に成功した場合に損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサブレーションプール水温が上昇し、圧力が上昇することで、格納容器破損になるというものが過圧破損ということでございます。

下に過温破損とありますけれども、こちらは炉心損傷後、冷却に失敗したケースです。注水に失敗したようなケースにおきまして損傷炉心が冷却されず、格納容器内の高温の溶融炉心により雰囲気過熱をされ、貫通部やフランジ部が熱的に損傷して格納容器破損に至るという現象でございます。

17ページでは、下の図で枠囲み、溶融炉心の移行挙動というところを記載しております。こちらは原子炉注水手段の喪失により水位が低下し、炉心損傷、炉心溶融に至るという過程を記載しておりますけれども、こちらの不確かさの取り扱いを18ページでご説明をさせていただきます。

できます。

18ページをお願いします。

熔融炉心の移行挙動の不確かさの扱いといたしまして、右側の図面に熔融炉心の移行挙動ということをお示しをしております。炉心が損傷し、熔融をした場合、最初に①下部プレナムへのリロケーションということで、炉心からお釜の下の方に溶けた炉心が移行するという現象があります。これをリロケーションと呼称しております。

お釜の底に落ちました②で、下部プレナムでの堆積状態というところがありまして、お釜の下でどのように熔融炉心がたまるかということが記載されておありまして、そして③でRPVの破損挙動ということがあります。

熔融炉心の移行挙動については、このようなプロセスを経て発生をするわけですが、その不確かさの取り扱いをここではご説明をしております。

熔融炉心の移行挙動については、現象の不確かさと推定される実現象、MAAPコードの扱いを下表にまとめております。いずれの過程の現象もMAAPコードの扱いは不確かさの範囲で厳しい側に保守的に扱っているということでございます。

一例を申し上げますけれども、②の下部プレナムでの堆積状態ということで、不確かさとしては、固相が主な素体の形で堆積をしているか、固体と液体が層状態で分離状態で堆積をするかで、お釜の底への熱負荷が変わりますので、こういった不確かさがあるということですが、推定される実現象としては段階的なリロケーションにより、熔融炉心は粒子化、冷却・固化され、大部分が固相として堆積すると推定されております。

MAAPコードの扱いは、層分離状態で堆積をすると仮定をしておりますけれども、これは長時間下部プレナムに保持され、RPV破損まで熔融炉心が高温化するということですので、下部ヘッドへの熱的負荷は厳しくなる傾向ということで、保守的に扱っているということをご各現象について検討・確認をしているということでございます。

次のページをお願いします。19ページでございます。

炉心損傷後、圧力容器が破損し、燃料が格納容器下部に落下をいたしますと、格納容器の破損に至るおそれのあるさまざまな物理現象が発生いたします。下の図でいいますと、最初に②高圧熔融物放出(DCH)と書いておりますけれども、こちらから時計回りに②、③熔融炉心-冷却材相互作用(FCI)とありまして、次に青いのが水素燃焼で、最後に下のほうに記載しておりますけれども、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)となります。この4つありますけれども、それぞれご説明をさせていただきます。

次のページをお願いします。20ページです。

②高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、DCHと呼称しておりますけれども、この特徴です。原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心が急速に放出され、雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度・圧力が上昇し、格納容器破損に至るとというのがこの特徴でありまして、下の図で拡大されている図を見ながらお話をしますけれども、RPV、原子炉圧力容器の底から①溶融炉心、水蒸気、水素が急速に放出される。これが高圧溶融物放出ということで、下に落ちた溶融炉心がガス流で輸送されない溶融炉心と記載されておりますけれども、ドライウェル側に移行するというございます。この場合、放出された溶融炉心はガス流に運ばれ、格納容器内を移動するというございます。最終的に③溶融炉心の熱移動で雰囲気温度が上昇するというような事象でございます。

次のページをお願いします。21ページでございます。

こちらは原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の特徴ということで、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して圧力スパイクが生じる可能性があり、このとき発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器破損になるというございます。下の図で記載しておりますけれども、①の原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心が原子炉圧力容器外にまず落下をするというございます。

②で、溶融炉心から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激な圧力上昇（圧力スパイク）が生じるというございます。下に灰色のハッチングで書いておりますけれども、FCIの中には衝撃を伴う水蒸気爆発という事象もありまして、原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる懸念があるというございます。記載をしております。こちらの水蒸気爆発の取り扱いについては、後ほどご説明をいたします。

次のページをお願いします。

次が水素燃焼の特徴というございます。こちらは、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等によって水素が発生し、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼（爆轟）が生じ、格納容器の破損に至るという事象でございます。

下の吹き出しに書いておりますけれども、格納容器内では水素の発生源として①ジルコニウム－水反応、これは燃料の表面がジルコニウムという金属でできているのですけれども、このジルコニウム－水反応によって水素が発生をするというのが①。②が水の放射線分解で水素が発生する。③というのが溶融炉心・コンクリート相互作用の過程で水素が発生をするというございます。格納容器内に酸素などの反応性ガスが存在していると、この発生した水素と反応するこ

とで爆轟が生じ、格納容器破損に至る可能性があるということで、記載をしております。

次のページをお願いします。23ページでございます。

水素燃焼にかかわる不確かさの扱いということで、水素燃焼にかかわる評価におきましては、水の放射線分解による水素・酸素の発生というのが不確かさ要因として考えられておりまして、この発生割合、G値という値で表現をされますけれども、過去の研究の成果に基づきまして重大事故環境下での放射線分解の評価に相当する値を設定して使用しております。

一方で、電力共同研究における実験においては、G値には不確かさが大きいということ、さらに事故時の環境においても不確かさがあるということから、何らかの要因によって今回の評価よりも多く水素・酸素が発生をするような場合も想定いたしまして、現実的な上限であるG値を設定した感度解析を実施して確認をするということにしております。

下の表で、感度解析と記載をしておりますけれども、こちらは従前の設置許可で評価をしている可燃性ガス濃度制御系、FCSの性能の評価の際に用いている値であり、保守性を有する値でございます。

次のページをお願いします。24ページでございます。

溶融炉心・コンクリート相互作用の特徴ということで、これが最後の事象でございます。

原子炉压力容器から溶融炉心が格納容器の床上に流出をいたしまして溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食をされ、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至るという事象でございます。下の拡大図でいいますと、①の部分に溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって格納容器の床のコンクリート、壁もなんですけれども、壁・床のコンクリートが侵食をするということで、上でいうと、濃い茶色で表現をされているものが侵食というところでございます。

上に②と記載しておりますけれども、コンクリートの侵食に伴い、一酸化炭素や水素などの非凝縮性ガス及び水蒸気が発生をするということで、これは※1の部分に書いておりますけれども、コンクリートの熱分解によりガス（水蒸気及び二酸化炭素）が発生し、それらが溶融炉心と化学反応して水素や一酸化炭素が発生するというところでございます。

各格納容器破損モードに対して詳細をご説明させていただいておりますけれども、こちらの対策については、午後の部でご説明をさせていただきます。

25ページをお願いします。

このMCCIに関しての不確かさの記載をしておりますけれども、溶融炉心とコンクリート間の伝熱、コンクリートの侵食挙動については、ACE実験やSURC-4の実験、これは

米国の国立研究所が実施をした実験でございますけれども、の結果によりMAAPの結果の妥当性を確認しております。

先生方には別でお配りをしている資料で具体的なグラフは見ていただきたいんですけども、予測の実験とコードの予測の侵食量が概ね一致していることをご確認いただけるかと思えます。

すみません、さらに下に記載しておりますけれども、MAAPにおいては、溶融炉心が格納容器下部の床に均一に堆積した状態でのMCCIを評価しておりますけれども、これは知見より格納容器下部に落下した溶融炉心は床全面に広がる可能性が高いと考えられることから、適切な取り扱いと考えるものの、堆積形状については不確かさが大きいということから、右下に書いてあるような溶融炉心の堆積形状のバリエーションを確認いたしまして冷却上重要な水との伝熱面積の比較を行いまして、MAAPで想定している1番の円柱状の評価というのが保守的な条件になっていることを確認しております。女川2号の100万キロ級のBWR Mark-I改におきまして、均一の堆積形状が最も伝熱面積が小さいということを確認しております。

MCCIの不確かさの扱いは、以上です。

次のページをお願いします。26ページでございます。

午後に2章にてご説明する格納容器破損モードと評価事故シーケンスの関係ということでございますけれども、ここの下の①から⑤番の破損モードに評価事故シーケンスがそれぞれ記載されておりますけれども、同一のものをまとめて評価をするということで、結果として2.1章から2.3章まで3種類のシナリオでご説明をさせていただきますということをまとめております。

「1. はじめに」の部分は以上でございます。

あわせて、「3. 2の水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価」という部分をご説明をさせていただきます。

52ページからでございます。52ページから水蒸気爆発の扱いをご説明しております。こちらをご説明します。

53ページをお願いします。

背景ということですが、女川2号機ではMCCIの対策として、溶融炉心の落下前に格納容器下部への水張りを実施いたします。そのため、溶融炉心落下時には急激な水蒸気発生や圧力上昇が生じる可能性がございます。このうち衝撃波を伴うものを水蒸気爆発と呼んでおります。水蒸気爆発が発生した場合におきましては、格納容器下部の圧力容器支持機能への影

響が生じる懸念があるということで、水蒸気爆発の発生の可能性について確認を行っております。

下に水蒸気爆発発生メカニズムということで、①から④番、記載しておりますけれども、①というところで、まず水の中で粒子化した熔融炉心は膜沸騰状態ということで、熔融炉心と液相の直接接触、この場合水ですね、熔融炉心と水の直接接触は発生しにくく、水蒸気爆発には至らないということを記載しております、②でございます。その状態から外乱等によりこの蒸気膜が不安定化して局所的に熔融炉心と液相の直接接触が生じるということで、絵でも水色と黄色のものが接触をしているのが見てとれるかと思えます。この状態が発生をいたしますと、③ということで、熔融炉心と液相の直接接触により急激な蒸気発生によって熔融炉心の細粒化が生じますということで、③の絵でも小さく分離している、細粒化しているところが見てとれるかと思えます。最後に④ということで、熔融炉心の細粒化に伴い、液相との接触が促進され、急激な水蒸気爆発が起こるとということで、これに伴い圧力波が発生するという過程で水蒸気爆発が発生すると考えられております。

このメカニズムを踏まえまして54ページですけれども、54ページには水蒸気爆発の実験の知見の整理ということで記載をしております。

実機において想定される熔融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合熔融物）を用いた大規模実験といたしまして、COTELS、FARO、KROTOS、TRO Iという実験がございまして、近年の論文を踏まえまして、下に字が小さくて申しわけありませんけれども、文献を確認しております。

上記実験のうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS、TRO Iの一部実験の特徴ということで、外乱の付与と熔融物の初期温度の設定というのが特徴的なところはあるのですが、そちらを絵でご説明をしていきます。下の図を見ながらご説明をさせていただきます。

最初に、外部トリガー（外乱）の付与ということで、水蒸気爆発が発生した実験の特徴といたしましては、外乱を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることが挙げられます。KROTOS、TRO Iの実験においては、圧縮ガスや爆薬によって外部トリガーを与えて水蒸気爆発が発生しやすい環境をつくっております。これは、水蒸気爆発時の挙動を確認する実験ですので、外部トリガーを与え、水蒸気爆発が発生しやすい環境としているということでございます。

下の図にKROTOSとTRO Iの実験装置を記載しておりますけれども、それぞれトリガー発生用の機構といたしまして、爆薬、ペンスリット1グラムという爆薬によって圧力を与え

る機構があるというような説明をしております。

次のページをお願いします。

55ページですけれども、外部トリガー付与の実験結果ということで、TRO Iの実験の主要な実験条件と結果は以下のとおりということで、トリガーを与えた実験に応じて水蒸気爆発が発生をしているというところを表でお示しをしております、青囲みしている部分が外部トリガーがありということ、「Yes」と書いてあるところです。水蒸気爆発発生「Yes」と書いてあるところが赤の線で囲んでいるところで、表記をしております。

次のページをお願いします。56ページです。

もう一点、熔融物の初期温度の設定ということで、そのほか水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、実機よりも熔融物の初期温度を高く設定することで、熔融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられます。

下の表の右下に実機における熔融炉心温度は約2600ケルビンと記載をしておりますけれども、この値を踏まえてですけれども、TRO Iの実験の主要な条件として下に記載をしております、熔融物温度を高く設定することで、水蒸気爆発を発生しやすい条件としております。

緑囲みのところが熔融物温度ということで、3373ケルビンであるとか3800ケルビンといった熔融物温度をご確認いただけるかと思えます。そういう場合、水蒸気爆発の部分が「Yes」ということになっておりまして、このうち補足で、13番の実験ケースですけれども、こちらは2600ケルビンと記載をしております、熔融物、実機における熔融炉心の温度と同じという数字になっておりますけれども、こちらについては表の下に書いてある注1のところに記載しておりますけれども、参考文献3という実験者自体が書いているレポートによれば、温度計測に問題があり、実際には3500ケルビン程度以上だったと推測されている旨が記載をされております。

56ページのご説明は以上でございます。

57ページということで、水蒸気爆発の可能性の確認ということで、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいという点、また実機で想定される熔融物の初期温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で固化が起こりやすいということを踏まえますと、「したがって」ということで、実機において想定される条件においては、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるということでございます。

「なお」ということで、下の圧力容器下部の構造の絵を記載しておりますけれども、実機に

おける格納容器下部の水深は水蒸気爆発が発生した実験条件よりも深いということから、粒子化した溶融炉心が固化しやすいという点とBWRの原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構等の構造物が存在しておりますので、水蒸気爆発の阻害要因となるということで、実機においてはさらに水蒸気爆発の発生確率を低減させる要素があるということでございます。

次のページをお願いします。58ページです。

実機の条件においては、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えておりますけれども、仮に水蒸気爆発の発生を仮定した場合の評価ということを58ページではお示しをしております。

仮に水蒸気爆発が発生した場合における圧力容器の支持機能への影響を以下の評価方法で保守的な条件で評価をしたということに記載しておりまして、下の図で、評価方法①、②、③と記載をしておりますけれども、事故進展解析コードMAAPを用いましてシビアアクシデント時のプラント応答を評価をいたしまして、溶融炉心の放出挙動を評価して、②の水蒸気爆発解析コード、これはJASMINNEと言われるコードですけれども、こちらで水蒸気爆発発生時の発生エネルギーを評価して、③というところで構造応答解析コード、LS-DYNAというコードなんですけれども、こちらで水蒸気爆発発生時の圧力伝播挙動と構造応答評価を実施をいたしまして原子炉圧力容器の支持機能への影響を評価いたしております。

右に行って主な評価条件というところで、格納容器下部水位でございますけれども、格納容器下部水位が高いほうが厳しい評価になるということから、物理的に水位が上昇する上限ということで、4.2メートルでの評価を実施いたしております。下に評価結果、多いときの水位を記載しておりますけれども、格納容器下部の外側鋼板にかかる応力は最大で192メガパスカルということで、降状応力490メガパスカルを大きく下回るということで、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないということを確認をしております。

水蒸気爆発の発生を仮定した評価についてのご説明は以上です。

午前中のご説明は、一旦こちらで区切らせていただきます。

○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、事務局よりご報告をお願いいたします。

○事務局 特にございませんでした。

○座長 それでは先生方、何か質問等がございましたらご発言いただきたいと思います。岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 それでは、少しお尋ねしますけれども、15ページのMAAPの有効性について使用したコード、MAAPのモデルの妥当性について記載されているんですけども、具体的には実験等でかなり検証されているという点と、規制庁のMELCORと同等ということで記載されているんですけども、まずこの3番目の矢印のところ、MELCORとどの程度合っているのかという点は、ちょっとご説明いただけますか。

○東北電力株式会社 規制委員会が所有する解析コードMELCORとの比較結果でございますけれども、こちらは規制庁のNRA技術報告というレポートでまとめられております。こちらで、事象進展の傾向といいますか、どういう挙動をとるかという点が一致をしているということを確認しているということでありまして、あわせて不確かさ要因が何かということもあわせて確認をされていて、そこで規制委員会側が想定する不確かさ要因が事業者において評価・確認をされているかということが確認をされているということでございます。

不確かさ要因については、先ほど来ご説明をさせていただいたような落下した際の堆積形状が不確かさが大きいということを不確かさ要因として規制委員会側も抽出をしております、それが事業者側としても確認をしていることを確認しているということでございます。以上でございます。

○岩崎委員 MELCORの正しい計算をしているというようなレベルまで、多分私の認識では、MAAPも同等で、かなりの不確かさを伴っているコードであるということで、それで、この同様ということを今ご説明いただいたんですけども、同様と言われる、こういう定性的な表現のもうちょっと詳しい説明は、各パラメータが合う合わないというのはともかく傾向が一致しているということを多分表現されていると思うんですけども、幾つか具体例で、そういう典型的な結果で、MELCORとMAAPが本当に正しい、正しいって、同様の傾向にあるんだったらディープの位置が大体合っているとか、そういうようなことをちょっとお示しいただけることはできますか。

○東北電力株式会社 東北電力の田中ですけども、今ご指摘の点については、NRAの技術報告というレポートでまとめられておりますので、先生ご指摘のような整理で確認をしてお示しをしたいと考えております。

○岩崎委員 わかりました。実験について、上の2つの矢印で、実験等で検証されているということは、ライセンスレポート等書いてあるとは思いますが、これなかなかわかりにくいので、どこが一致しているかというのがつかみにくいので、やっぱり日本で規制庁のコードであるものというものをぜひとも、炉心損傷にかかわる非常に重要なところなので、確認させてく

ださい。後で結構ですので、いいですか。

○東北電力株式会社 承知いたしました。

○岩崎委員 それで、その点を踏まえて最後の矢羽根で、一番最後の文章で、「評価項目への適合性確認に支障がないようにしている」ということは、私の理解では、必ず非安全側が評価を与える。安全側の評価を与える。大きめの値、安全性についてということで理解しているんですが、もうちょっと的確な、的確というかももうちょっとご説明いただけますか。この支障がないようにしているという文章について。

○東北電力株式会社 15 ページで、「評価項目への適合性確認に支障がないようにしている」と記載をしておりますけれども、ここで申し上げたかったのは18 ページで記載をしているような内容なんですけれども、18 ページの矢じりの3つ目に書いてあるようなところで例えばご説明をしますけれども、特にRPV破損時ということ、RPVが破損してどういう挙動でRPVから溶融炉心がペDESTALに落ちていくかということところは非常に不確かさがあるところだと考えておりますけれども、これを、全溶融炉心が短時間で流出する、1分程度で流出をするような評価のやり方になっているんですけれども、これによってFCIやMCCIを評価する過程では、温度が高いものが大量に一度に落下をするほうが厳しくなりますので、それに基づいて評価をすることで、過小ではなく過大に評価して評価項目に対して厳し目に評価をするというやり方のことを「評価項目への適合性確認に支障がないようにしている」という表現で記載をさせていただきました。

○岩崎委員 わかりました。私もそういうふうに理解しているんですが、支障がないという表現はあまりにもこういう説明としては意図的なことを理解させようというか、何かもうちょっとこの辺、内容は理解するんですけれども、直接例えば18 ページの3つ目の矢羽根の、例えばここで有効性評価結果が厳しくなるような扱いをするとか、今ご説明いただいたようにリロケーションのときには厳し目になるようなパラメータ設定をしているのかということ、最後のところで、結局あれですね、有効性評価の結果が厳しくなる方向に評価をしていると設定しているとか、そういうことでいいんですね。

○東北電力株式会社 はい。ご理解のとおりで結構です。MAAPのほうなので、実際そのように保守的になっているものであれば、その保守的になっていることを確認してその評価を適用しますし、なっていないとすれば、それをパラメータを振ってあげて厳しくなるように設定をして確認をするというようなことを実施しておりますので、支障がないようにしているという言い回しがちょっと慎重過ぎたのかもしれないので、ちょっと考えさせていただきたいと思いま

す。

- 岩崎委員 内容は理解するので、MELCORとの違い等々を勘案したり、事象の複雑さを考慮して安全側に評価しているということなんですけれども、この支障、最後の文章で、有効性の最後の文章で、「評価項目への適合性確認に支障がないようにしている」という文章は、文言をもう少しきちっと考え直していただきたいと。内容は結構ですので、ぜひともお願いします。
- 東北電力株式会社 承知いたしました。記載を見直して対応いたします。
- 岩崎委員 それと、あと2つで、先ほど田中さんのほうからご説明いただいた18ページのところのそれぞれの不確かさの取り扱いの、例えば②番の堆積のところであると粒子化するとか、RPV破損挙動では小口径の破損するというような事象をさらに厳しい側になるように設定しているというご説明なんですけれども、これはやっぱり有効性評価が厳しくなるということで、事象の模擬度合いとしてはやっぱりずれと言ったら変ですけれども、なかなか難しいので、一番厳し目に設定しているという理解ですよ。
- 東北電力株式会社 そうですね。ご理解のとおりで結構です。18ページについては、MAAPの取り扱いがこのように保守的な扱いになっていて、現実的な挙動としてはここに推定されているような実現象と書いてあるようなものになるかと考えておりますけれども、現状MAAPではこうなっていて、それは保守的な扱いになっているということでございます。
- 岩崎委員 それで、これは難しい問題なんですけれども、実際に福島の結果があつて、福島ではまだなかなか知見が得られていないんですけれども、幾つか写真を見せていただく限り、かなり粒状化しているとか、恐らく小さい口径のものも大きい口径のものも全部流れ出している様相だと思うので、多分これは保守的な設定であろうかなとは思いますが、福島の知見から何かもう少し言えることがあればぜひとも加えていただきたいんですけれども、このMAAPコードについて。
- 東北電力株式会社 福島の知見ということであると、実際溶融炉心の移行過程について、小口径のものからにじみ出すように出ているということが実際の挙動ではあるんですけれども、この有効性評価を実施する上では、炉心内に炉心が損傷した後に水が一切入らないで、RPVが破損をして、その後の現象に対しての対策の妥当性を確認するということになるので、ここの溶融過程に対する福島の知見というのを直接反映というのはないんですけれども、いろんな知見は得られている。
- 岩崎委員 そういうことではなくて、ここの粒状化している、粒子化している点とか、小口径

の部分からの破断の漏れがあるということが福島から推定されるということが、どこかの別、仮でいいんですけれども、それを踏まえてこの設定は妥当であるということをきちっとどこかで書いてもらえれば、ここの例えば粒子化の部分は実際起こった福島のものからの知見で、きちっと反映しているというようなことになるので、その辺ちょっとご検討いただけますか。

○東北電力株式会社 承知しました。すみません。理解が不足しておりました。推定される実現象の部分について、福島の知見を踏まえて、確かにそうなっているねというところがある。そこを補強いたします。福島の知見という点も、今得られた観測データから得られたものと、あとMAAP、MELCOR、ASTEC、SAMPSONなどの各種詳細コードを用いまして検討していったこういう実現象を書きましたので、ちょっと補強したいと思います。以上です。

○岩崎委員 よろしく申し上げます。以上です。

○座長 そのほか質問。関根先生、お願いします。

○関根委員 説明ありがとうございました。岩崎先生の繰り返しになるかもしれませんが、表現については少しいろいろとわかりやすく読めるように心がけていただきたいと思います。

説明でよくわかったのは、水蒸気爆発の文献と実験の結果をひもといていて、それぞれ特徴をまとめられていたので、どういう状況でどうなるのかかというのがよく整理されていると思います。こちらのほうは文献に基づいて、その実績に基づいていますので、私は聞いていてわかりやすかったと思いました。

それから、前のほうはさすがにちょっとわかりづらかった点があり、水素燃焼関係のところでのその発生や表現などで気になるところがありました。

2点なのですけれども、表現については岩崎先生がおっしゃるとおりで、最後に何を言っているのかわからない点があるんですよ。というのは、例えば12ページです。本筋は除外理由のところの流れなんですけれども、例えば格納容器を隔離失敗というところの文章を見ますと、「格納容器への圧力を日常的に監視しているほか、容器圧力について1日1回記録を採取していることから、失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる」と書いてあります。前の文章の中にある「日常的に監視している」というのは、どのぐらいのペースでしょうか。1日1回というのは速やかなんでしょうか。前の前提条件のところと後ろのこの表現の日本語が繋がっていないように思います。こういう例が時々見えるんです。表現を考えていただけるといいと思いました。

それから、22ページと23ページについてちょっと伺いたいんです。やはり岩崎先生の言うように福島の場合との比較を直感的に思い浮かべるんですけれども、22ページの水素発生

のメカニズムの割合で、1番目が一番多いと思うんですけども、それはどの程度の知見が得られているのかというのが1点です。

それから、23ページはこれ多分学術的な点に関わるのですけれども、水素の発生のG値が過去の電力共同研究の、最初のところの矢羽根ですが、1番、2番の成果に基づき、この評価に適した値を設定していると書いてあるのですが、その値の記載がなくわからないんです。下の表に書いてあるのかなと思うと、ベースケースというのがあって、この条件もわからない。

それから、感度解析という言葉もわからない。また、沸騰・非沸騰というのは、これは何ケルビンで圧力をかけたのかという、どういうものかというのが文献を含めてわからないですね。それがじゃ結局何を使ったのかという疑問が残り、上の文章とつながらない。2番目も同じで「多く発生する場合を想定した」というのは、下の表を見ると確かに右のほうが発生しているとわかるんだけど、具体的にはどのような値を使ったのか。先ほどと同じで、表現が全体として丸めてあるので、具体的でなくよくわからないんです。例えば、保守的な値であるというふうに、例えば、超臨界の水の中の放射線分解の発生のG値の値の報告値などを含めて実際に近い条件を想定されて、その根拠をもとにどうやったかと説明があれば非常に分かりやすいのですが、それが対応関係がよくわからないのです。実際には何日経ったのか。それで安全だと言っているのが何なんだろうかと思います。その推定の仕方やその過程をもう少しわかりやすくご説明いただきたいかったです。福島の場合と、G値の計算の根拠、使い方、その上の文章との関係、これをちょっと質問したいと思いました。

○東北電力株式会社 ありがとうございます。

3点、福島の知見での水素の件とG値の取り扱いの部分ですね、ということと、あと隔離失敗の部分についてご指摘がありましたけれども、ちょっと表現が適切ではなかったかもしれませんが、12ページです。格納容器隔離失敗と記載をしております、これは事象発生と同時に格納容器隔離機能喪失という記載をしておりますけれども、事故の発生の前から、事象発生前から格納容器の隔離が失敗していて格納容器があいていますよというような事象を想定しています。格納容器があいている状態で炉心損傷が発生をすると、そのままリークということになるので、格納容器の隔離機能が維持されているということを確認がなされているということが対策ですよということで記載をされていて、現状の運転管理として圧力は中央制御室において日常的に常時監視をしているとともに、1日1回の記録採取ということを書いておまして、隔離失敗の状況というのは速やかに発生したら認知ができると考えているので、さらに、この破損モードに対してとるべき対策は、炉心損傷発生を防止するというのが対策であると考

えていて、格納容器破損モードへの追加というのはしませんよということを書いたということで、ちょっと記載が不十分であったり主語と述語が不一致だったりするのかなと思いますので、記載は見直したいと思います。隔離失敗の件は以上です。

福島の見解の部分、水素ですね。22ページですね。22ページですけれども、22ページに①、②、③と水素の発生源として書いておまして、左下にはさらにプラットフォームに使われるアルミや亜鉛めっきといったようなものも水素の発生源として記載があるので、記載があるというのか福島の事故分析の中で上がってきております。

量的なものでいいますと、ジルコニウム-水反応というのが支配的であるというのはご理解のとおりだと思うんですけども、トータルの発生量というところであれば、少なくとも同程度の評価がなされている。概ね1,000キロ程度というのが、いろんな解析コードによって多少の揺れはありますけれども、評価がなされているところです。

1点だけ補足をする、この格納容器の破損防止というものを評価するに当たっては、水素というのはBWRの格納容器ではイナート化しているというところがあって、酸素律速で格納容器の燃焼は決定されます。したがって、水素は発生すれば発生するほど希釈されて希釈ガスとしての作用をするので、楽目の評価になります。それは格納容器単体でいえばそういうだけなので、格納容器破損防止という観点からは評価上は支障がないものだと考えております。

G値のところは、23ページで、ちょっと不確かさの取り扱いという観点で書いてしまっている、なかなかこれで直接内容がというのがわかりにくいと思います。23ページで、ベースケースと書いてあるのが、ベースケースでG値、酸素が0.03とか、水素が0.06とか書いてありますが、これがG値そのものでございます。それで、重大事故の環境下でのノミナルといいますか実際の値として設定をしているのがこのベースケースの値ということで、記載をさせていただいて、感度解析と書いている部分はその不確かさを考慮して大き目の値、G値は大きいほうがたくさん水素、酸素が出ますので、こういう値を使っていますということなんです。

沸騰・非沸騰については、沸騰環境下と非沸騰環境下で、水素・酸素のでき方が違いますので、そこに適応する数字として記載をしております。ちょっとすみません、記載が不十分であるというご指摘だと思いますので、改めて確認をいたします。以上です。

○関根委員 どうもありがとうございました。最初のほうは大体そうだろうなと思いました。最後のG値の件ですけれども、ベースケースというのは、いわゆる大気圧の25℃と普通の水ということですか。298ケルビンという言い方でしょうね。

○東北電力株式会社 おっしゃるとおりです。

○関根委員 その感度解析というのは、下の文献から、こういう具合に変化するよということですね。

それではどのような値を用いているのかということがわからない。上の文章を読んでもわからないですね。保守的などというのは、どういう意味でしょうか。これよりも上の値を持ってきたのか、それとも実験値を用いたのか。上の文章を読んでも、下の表とのつながりがわからないので、例えば0.4を使ったのか、0.5を使ったのか、1を使ったのか、100を使ったのかわからない。だから、その上の文章との対応をつけ、何のために下に書いてあるのかというのを結びつけていただければそれでいいです。

それから、不確かさを扱っているので、確かにわかっているところはここまでであり、それを基に保守的にやっているのか、それともこのまま使っているのかというのがこの1枚の説明では確認できません。

○東北電力株式会社 今のご指摘のとおり、この感度解析と書いてある、この沸騰・非沸騰0.4、0.2と書いてあるようなものというのは、いわゆる初期G値と言われるような再結合、1回水素・酸素ができてからもう一度結びついてという部分を考慮しないで、初期G値というもので評価をしているところがありまして、重大事故環境下では、その1回できたものが結びついて実効G値というところの評価を入れ込んでおります。その実効G値を評価する上で、重大事故環境下の水素であるとか、よう素とか、阻害因子を考慮してどのぐらいになるかなということの評価したのでございますけれども、ちょっとここ、これでは全くわからないと思いますので、ちょっと文章を適切にしたいと思います。内容も、はい。

○関根委員 わかりました。時間の影響を受けているということですね。例えば、ミリ秒やマイクロ秒で変化しているということですね。

○東北電力株式会社 はい、そのとおりです。

○関根委員 じゃ、そういうことで、よろしくをお願いします。

○座長 そのほか。兼本先生、お願いします。

○兼本委員 幾つかあるんですけども、順番に。

最初、コメントですけれども、今関根先生の話ありましたように、12ページの格納容器隔離失敗と同時にいうところで、私も同じように誤解を受けて、理解はできたんですけども、誤解を受けるような表現の問題が結構あるんですね。これは、専門家同士の文言で、お互いレビューすると、規制庁も含めて。普通の人にはわかりにくい表現が結構あると思うので、気

をつけていただきたいなと思います。

それで、もう一点、ちょっと質問あるのは、21ページです。水蒸気爆発が起こったときの破損箇所がこれは炉心、圧力容器の下のプールの壁になっているんですけども、もうちょっと上まで評価しているんじゃないかという気がするんですけども、これはいかがですか。

○東北電力株式会社 21ページの図なんですけれども、この下の図のペDESTALの壁というのが圧力容器の支持機能を有しております、ペDESTALの上に圧力容器が乗っているようになっているかと思いますが、この壁全体が圧力容器支持機能を有しております。それで、水蒸気爆発については、水面を伝って力が移行しますので、この表記としては水面があるところに対して力がかかりましたよという表記をした上で、そこから先も伝播もして構造物全般に力がかかるわけですけれども、最初の水蒸気爆発や圧力スパイクの影響が直接的に至るところという意味合いで、黄色の、こういう記載をさせていただいた。（「一番厳しいところと」の声あり）はい、そのとおりです。

○兼本委員 先ほど資料の58ページで、影響評価、圧力伝播挙動とか、最大のもの、192メガパスカルとありましたけれども、これはじゃこの壁の部分が一番強度上厳しいということで、それで大丈夫と理解していいんですね。

○東北電力株式会社 58ページは、その圧力容器の支持機能を有するペDESTALというのが最終的に内側の鋼板と外側の鋼板と間の鋼板が刺さっているような構造物になっているんですけども、外側の鋼板でのその支持機能を有しておりますので、そこにかかる力として記載をしておるものです。

○兼本委員 ほかの支持部分のほうが強度は保持している。強度という意味では大きいと思うんですけども、そこに圧力はそれほどかからない。

○東北電力株式会社 内側の鋼板と外側の鋼板というのがあるんですけども、内側のほうが数字自体は大きいんですけども、支持機能は外側の鋼板でもたせておりますので、そちらのほう、クリティカルなほうをお示しをしたということです。

○兼本委員 わかりました。

もう一点お聞きしたいのは、53ページで、炉心の落下前に格納容器に支持に水張りをするというような手順なんですけれども、この水張りするというのは、事故が起こった後にやるわけですね。もう一回、そう理解していいですか。

○東北電力株式会社 そのご理解のとおりです。

○兼本委員 溶融炉心が起こるような事故というのはそうとうやっかいな事件で、そういうとき

に水張りまでする余裕があるという評価はされていますか。

○東北電力株式会社 ご指摘の点ですね、午後の部ではこの事象に対する対策として初期水張り、RPVが破損する前に初期水張りをするというところなんですけれども、それに対して3時間、4時間後に最終的に落ちてくるという、RPV破損するというところですので、その成立性は確認しております。

○兼本委員 わかりました。じゃ、その前に電源も復旧してそういうことができるという理解でいいですね。

もう一点、よろしいですか。水蒸気爆発の件は、私も専門じゃないのでよくわからないんですけども、外乱とか熔融温度が高くないと起こらないという部分というのは、規制庁の中に安全の専門家がいると思うんですけども、そういうところで議論された上での、これは結論なんだろうということ。

○東北電力株式会社 ご指摘の点ですけども、この取り扱いについては、これまでの適合性審査、弊社も含めてですけども、弊社も含めて弊社より先行の電力さんとの規制庁側の確認も同様の内容であるということでございます。

○兼本委員 わかりました。以上です。

○座長 そのほか。栗田先生、お願いします。

○栗田委員 2点ほど教えていただきたいことがあります。

1つは、12ページのところです。点々で書かれている熔融炉心の堆積高さ約1.2メートルと書いてあるんですけども、この値の根拠というのは。

○東北電力株式会社 1.2メートルの根拠ということですけども、これはRPV内の熔融炉心が全て溶けたときに一様に積もったとしたら1.2メートルになりますよということで、この評価上出てくる値でもあるんですけども、実際に熔融炉心100%分が落ちたらこうなりますよという評価でございます。

○栗田委員 わかりました。どうもありがとうございます。

もう一つは、58ページです。ここにおける水蒸気爆発が起こったとしても、鋼板、これは大丈夫ということですけども、これは水蒸気爆発というのは繰り返しは起こらない。いや、金属は金属疲労を繰り返すこと、最大応力だけであれば不十分ということなんですけれども。

○東北電力株式会社 これにつきましては、今回お示しをしたのは、先ほども少し話をしましたけれども、100%の熔融炉心が一度に1分で落ちてきて、そのときに水蒸気爆発が起こったとしたら、このぐらいの力が働きますよという部分になります。今ご指摘の点は、何度かに分

けて溶融炉心が落下したときということになるかと思いますが、その場合には溶融炉心自体の量が非常に少ない、現実的な挙動を想定すると、非常にわずかな量の、今我々100%、溶融炉心が1分でという話になっていますけれども、溶けた分から落ちてくるというような挙動をとったとしたら、それは水蒸気爆発のエネルギーとしても非常にここよりも大分小さくて、疲労とかそういうレベル感にはならないかなと思っています。ちょっと58ページのご説明をする中で、1つ十分に話ができていないかもしれませんが、我々基本的には57ページまでの整理で、水蒸気爆発というのは、非常に大規模な水蒸気爆発というのは、起こらない。起こる可能性は十分に低いという整理をした上で、バウンダリとしてその58ページでは最大溶融炉心を落として、それを力がかかったときでも破損はしませんよという評価を実施しております。ご指摘の点は、直接答えるとすると、その場合には少量で、水蒸気爆発エネルギーも非常に低いので、影響はないものだというふうに考えているところでございます。以上でございます。

○座長 そのほか。長谷川先生。

○長谷川委員 大体は岩崎先生がおっしゃったことですが、まず、この12ページのところで、水蒸気爆発に関して、58ページですけれども、そういう、今言われたように大規模なことが起こらない。そうすると、やっぱりどうして大規模なのは起こらないというか、そのことに戻ってちょっと説明いただきたい。

それから、もう一つは、次の、同じく12ページで、また別の件で、現状の運転管理としてPCVの圧力を日常的に監視していると。1日1回記録していると。この表現は、非常時のときにちゃんとできますよという表現にはちょっと不十分な嫌いがあるんですね。「常にやっています、1日1回は測っている」からという問題じゃないんです。言葉尻をとらえるつもりはありませんが、「重大事故も考えて常に訓練しておりどんなときに起こってもやっていけます」それでいいんですよ。だけれども、1日1回といたら、何か常識的には何か、例えば毎日朝9時にやります。何かそういうふうにとられるので、朝同じ時間にシビアアクシデントが起こるとは限らないので、何か表現をもうちょっと考えていただきたいと思います。

それから、もう一つは、ちょっと非常に、18ページのところとかもだし、堆積状態がどうかということです。直接関係ないかもしれませんが、それでは、福島1号炉、2号炉、3号炉が水素爆発のときにどうなっていたか。福島原発の知見が未だよくわかっていないのは確かだけれども、何かそれら知見をも統合するようなことになっているのかどうか。宮城県民からすれば、新潟では、柏崎刈羽原発の再稼働の議論に関しては、いろいろな事情があっても東京

電力の福島原発と同じことじゃないかと検討されていると、関心・心配されていると思うんです。宮城県としては、福島原発事故の知見、重大事故対策関連のことに関してどこまでわかってきているのか。さらに柏崎刈羽原発6・7号、島根2号機原発、東海第二原発、具体的にどういう取り扱いになっているのか。女川原発はちゃんとそこを考えているのか、全く考えていないのか、そこをちょっとしっかりしていただきたいという気がするんです。

それから、24ページですが、ちょっとあるんだけど、コンクリートの熱分解による一酸化炭素は問題ないということは、どこかにちゃんと言っていたきたいという気がするんです。

それから、25ページの熔融炉心の堆積形状、均一、円柱などいろいろとありますけれども、これらいろんな形が考えられるのは、どういう理由でしょうか。粘性だとか、何でもかき混ぜたのか。例えば、下からの真ん中のところに三角形の何かこれはどこか偏心してどこかに均一に置くみたいなことも考えている。何かその理由を教えていただきたいと思いません。

それと、57ページですか、その一番下のところに制御棒駆動機構等の構造物があり、水蒸気爆発の阻害要因となることから、実機では爆発は起こりにくいとありますが、もう少しちょっと説明いただけないでしょうか。ちょっと素人で勘違いしているところがあるかと思うんですけれども。こっちはやっぱり宮城県の県民が素直に考えるようなことを考えていただきたい。

○東北電力株式会社 すみません、我々の記載がちょっと不十分かなと思っておりますので、誤解を生じるような記載については見直していきたいと思っております。

幾つかコメントをいただきましたけれども、まず12ページから申し上げますと、圧力、ここで記載をしておりますのは、圧力容器内の水蒸気爆発というところでございます。圧力容器内の水蒸気爆発というのは、圧力容器内で溶けた熔融炉心がお釜の下のほうに落ちたときに発生する水蒸気爆発ということでございます。

水蒸気爆発につきましては、冷たい水に落ちたときには起こりやすいという知見がございませぬけれども、圧力容器内の下部プレナム、お釜の底にたまっている水というのは、水の量も少ないですし、飽和体形の水であるということ踏まえるのと、あとBWRの圧力容器の下部というのは、CRDの構造物が林立をしているような形状になっておりまして、先ほどご説明、水蒸気爆発のプロセスをご説明しましたけれども、そういう管がたくさんあるところでは水蒸気爆発は起きにくい。それは邪魔されちゃうので。林立している管に邪魔されちゃうので起きにくいですよということを言っていて、なので、圧力容器内の水蒸気爆発が発生しにくいとい

うところは、物理的に言えば飽和体形の水に落下する場合に水蒸気爆発というリスクの発生は、圧力容器外での発生も非常に小さい、よりもさらにもっと起こりにくいですという。

○長谷川委員 そこをちゃんとわかりやすく。

○東北電力株式会社 明確に、はい、すみません。なので、ちょっと12ページの記載が淡白なのかなと思っておりますので、しっかり書きたいと思います。

あとは、隔離失敗のところについては、ここは記録は1日1回なんですというところがちょっと誤解を生じるというのが、審査の中で言うと、ルールで定められた記録というのはこの記載になってしまっていて、もちろん我々の中ではやるんですけども、確認しているんですけども、すみません、これがちょっと審査上の記録というワーニングになってしまっているのです。

○長谷川委員 それと事故時のあれとは全く本当は関係ないんです。

○東北電力株式会社 すみません、東北電力の佐藤と申します。

今、こちらの……（「いや、わかっているんだけど」の声あり）もちろん事故時に通常時と同じような頻度でプラント状態を確認することなんてありませんで、頻度を高く、そういうところは重点的に監視をしていくということになりますので、そうしたところの扱いは、ちょっと今ごちゃごちゃになっているようなところがありますので、しっかり切り分けて記載していきたいと思います。

○東北電力株式会社 すみません、あと何点かいただきましたけれども、MCCIの、25ページですね。25ページで、MCCIの熔融炉心の堆積形状のバリエーションというところ記載しておりますけれども、これは何点か知見がございまして、例えば先ほどおっしゃってましたけれども、偏心して落下をするようなケースというのがあります。福島の事故の調査の中で、ペDESTALに入っていてカメラで撮影というのがなされておりますけれども、真ん中というよりは偏心したところで堆積をしているというような状況もありましたので、RPVの端のほうから偏心して落下したら、例えばこの5番のサイドにたまって吹きだまったような形での堆積があるんじゃないかというようなことを踏まえて5番は設定をしておりますし……

○長谷川委員 どんなことを考えたのかということを書いてくれりゃいいんですよ。

○東北電力株式会社 すみません、はい、承知しました。

そうですね、そういう意味でいうと、恐らく熔融炉心の状態というのも、先ほど岩崎先生からお話があった点とも重なるんだと思うんですけども、推定される実現象についての福島での取り扱いを踏まえながらということなんですけれども、整理したいと考えております。ちょっと繰り返しになりますけれども、少なくともこの格納容器破損防止で、対策の有効性を確認

するという意味でいうと、ここの溶融炉心が溶ける過程については、一切冷却水を入れない状態で沈殿させて大規模にR P Vから落として、そのときにF C IやM C C Iに対処できますかということはこの審査といいますか対策としては説明しておりますけれども、ただこの過程においてわかっている知見がないので、対策が有効なのかというところは、ちょっと丁寧にご説明をしたいと思っております。

○長谷川委員 いや、おっしゃることはわかるんですけども、要するに福島で考えられるであろうことは統合してちゃんとやっていますということをお願いできれば。それが何かそういう説明がないと思います。いや、規制委員会（審査）での対応では十分に通用するんでしょうけれども、やっぱり宮城県民にしたらどうなっているんだろう。そういうこともちゃんと考えていますよと、そういうふうにしていただければと思います。表現の意味では少し問題かとは思いますが。あまりにも淡白過ぎる。

○東北電力株式会社 東北電力の佐藤です。25ページの落下時の堆積のバリエーションなんか、一部はやはり福島で確認されているような偏心の状態であるとか、あとは堆積高さを高く見てどうなんですかという、いろんなパラスタの考え方というのを持ってこういうことをやっておりますので、どういったことを考えてとか、どういった知見を踏まえてというところで、その辺は少し丁寧にご説明させていただくようにします。

○長谷川委員 そうですね。そこらがないと、何か。

○座長 源栄先生。

○源栄委員 水蒸気爆発、それから巨大地震で、福島の例でどこまでわかっているかわからないんですけども、本震で損傷を受けても、具体的に物すごい繰り返し、何回もあったでしょう、来る。そうすると、状況がどんどん変わっていくような、この余震の影響で、こういう水素爆発の分解条件変わってこないかという辺りなんです。何か破壊しているものがあれば、揺すられれば、位置も変わるわ、とんでもないこと起こるかもしれない。その辺に対する考慮ってどうなっていますかということです。福島も、本震だけでなく余震の影響というのがどれぐらいあるのかというような調査結果ってわかっているのかそうでないのかという疑問も含めて重要なんじゃないかというふうに思いますので、余震の考査という意味で指摘したいと思っております。

○東北電力株式会社 東北電力の佐藤です。

今先生からご指摘いただいた点というのは、非常に我々としても難しい問題かなと思います。ただ、構造的な耐震に関する評価のあり方みたいなのところも絡んでくる部分もございまして、ちょっとこの場で回答というのが、すみません、少し難しいところなので、その辺の考え方、

どう、現時点、現状、現時点においてどういうふうを考えるべきかというところを少し検討させていただきたいと思います。ただ、現在の評価においては、建屋自身、このペデスタルの構造も含めて、S s に対しての構造健全性というのはしっかり確認された状況で、こういった物理現象についての評価というのも行っている現状にはございますが、その繰り返しに対して、規制基準とは別にしても、そういうところをどういうふうにごままでのことが現時点での評価で言えるのかというのは少し整理というか検討させてもらえるとありがたいなと思います。

○源栄委員 どの改良型とそうでない、BWRでも、福島の2号機は改良型だという。そうすると、改良型でないものが厳しい、有効性とかやる、なんですね。ちょっと女川との関係ない。規制庁の立場から。

○東北電力株式会社 12ページの図を見ながら少しお話をしますけれども、Mark-I型格納容器というのが、基本的に福島は全てMark-I型でございます、必ず想定する破損モードの中にこの格納容器直接接触、シェルアタックというものを含めてこの評価を必ずやってくださいという形で基準ができておりますので、Mark-Iの申請があればもちろん評価することになりますし、これはBWRを含めて、BWR全社含めて、まずこのシェルアタック考えてください、考える対象ですよということで、評価対象になっています。なので、必ずここはシェルアタックを扱うというふうになっております。以上です。

○座長 兼本先生、お願いいたします。

○兼本委員 ちょっと1つだけ、コメント忘れたので。

この資料で、炉心損傷と炉心溶融という言葉が出てきていて、説明上、我々誤解なく受け取っていると思うんですけども、一般的には炉心の構造材が1,300度で融けて、ウランそのものは2600と、いろんな溶融、損傷で、いろんな定義あるんですけども、福島のときこれで話が1年ぐらいいもめていましたので、少し定義をはっきりどこかにしておいたほうが良いんじゃないかなとコメントさせていただきます。2つ、定義なしであちこち使われていますけれども、意識して特別扱いしております。

○東北電力株式会社 すみません、ご指摘のとおり、6ページみたいなところでいうと、6ページのフローみたいなところでいうと、被覆管の1200度であるとか、そういうところを炉心損傷と呼んで、そこを区切りに評価の切り分けをしているのでここを炉心損傷という記載をしていますし、事象そのものを扱うときには炉心溶融みたいな損傷してから溶けて落ちてくるころをお示ししているの、定義を少しはっきりさせて、今この意味で使っていますよというのがわかるようにちょっと整理したいなと思います。

○座長 岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 この例えば58ページの降伏応力の490メガパスカルというのは、これは新規プラントの値で、これ以上であるということは保証されるんだと思うんですけども、例えば被災プラントであったり、経年で照射を受けたものであるとか、そういうようないわゆる時系列あるいは事象経験によるものというのは、どういうふうに評価されていますか。

○東北電力株式会社 すみません、58ページの降伏応力の件については、ちょっと取り扱いを整理して別途説明させていただきます。

○岩崎委員 わかりました。

○座長 私は、2つほど。

1つは、54ページのところで、枠で囲んでいるところで、実機よりも熔融物の初期温度を高く設定するというそういうふうな実験のところで書いてあるんですけども、この実機の熔融物の初期温度は何度かというのをどこかに入れていたほうが良いと思うんです。それはなぜかということ、実験の結果として熔融物の温度として3373ケルビンとか、それに対してどのくらい低いのかというのが実際の温度でやっぱり示したほうが良いんじゃないかと思うので、まずその温度は何度かということ、それを記載してほしいということ、それから外部のトリガーで、外乱で、これは圧縮ガスとかその辺が大きいトリガーを加えたということなんですけれども、実際トリガーを加えた実験をやっていると思うんですけども、ですから、幾らのトリガーであれば、例えば圧力でいうと何気圧であれば壊れなかったとか、そういうのを入れておくことによってこの値が相当過剰な条件だったなというのがわかると思うんです。ですから、2つ、実機の温度、それからそういういろんな実験をやった中で、外部トリガーとして圧力が塞がれた、壊れなかった条件は何かというのをちょっと入れていただくと、わかりやすいんじゃないかなと思います。

○東北電力株式会社 すみません、ありがとうございます。

1つ目の56ページの実機の熔融炉心の温度につきましては、本当申しわけないんですけども、表の下に小さく右下に実機における熔融炉心温度2600ケルビンと記載をしております、ちょっと見にくいので、大きくして対応したいと。わかるようにさせていただきます。すみません。

それが1点と、54ページにつきましては、トリガー発生装置のところにトリガー発生機構、54ページに実験装置の絵を入れておりますけれども、発生用の機構がありまして、爆薬のグラム数を書いてあったりする横に爆薬によって約90気圧程度の圧力を与える機構を設置と。

この装置で圧力を与えると、55ページの外部トリガーベースで水蒸気爆発発生ということになっておりますので、こういう爆発物で生成される圧力波は90気圧程度のものを与えると水蒸気爆発が発生しているというのが55ページで確認をいただけるかと思えます。以上です。

○座長 90気圧以下であれば起きないということですか。

○東北電力株式会社 そうですね。それは、外部トリガー装置のありなししかないので、ちょっと外部トリガー、爆薬量を半分にしてどうだとかそういう評価をしているような実験ではないので、ちょっとそこはわからないんですけども、少なくとも90気圧をかけた場合発生していますよということが、これは韓国の実験ですけども、そこではそういうことが確認することができますということを申し上げました。

○座長 ほかに実験で、外部トリガーをやった実験というのはないわけですか。

○東北電力株式会社 それが左にKROTOSとありますけれども、「これだけしかない」の声あり) そうですね、発生していると、そのトリガーを与えて発生しているというもので、リバイスしているのは今この2つを挙げておまして、150や90というものを与えると発生していることが確認をできますという。与えない、一方で、外部トリガーをこういう機構によって与えない場合には起こっていないというのが基本的な整理でございます。

○座長 何か外部トリガーの大きさによって発生したり発生しなかったりというのがわかると、外部トリガーというものの影響がよりクリアになるかなというふうに思いますので、もしそういう例があったら提示していただければと思います。

○東北電力株式会社 ちょっと改めて確認したいと思います。ありがとうございました。

○座長 はい。

○岩崎委員 2600のところは、例えば燃料による違いで、ナトリウムが蓄積してきたとか、その辺、例えばさまざまなガス圧とか、そういうのを全部換算して一番低い温度というのは何度ぐらいなんですか。

○東北電力株式会社 それは、すみません、熔融炉心温度のこの2600というのがあってということですよ。その件については、実際の燃料の燃焼度などによって変わり得ると思っておりますけれども、このRPVの下からペDESTALに落ちてくる時の状況ということを考えますと、炉心が熔融して下に金属を巻き込んで温度が少し下がった状態で下に行きます。そして、その際に溶接部を溶かしながら下に落ちてくるということを考えると、概ねこのぐらいの温度になってしまうと溶接部が溶けてしまいますので、このぐらいで制限がされると考えています。以上です。

○座長 この解析上は2600、そういうふうな設定でいいと思うんですけども、先ほどの議論のようにさまざまな要因、いろいろな先生からありましたように、ちょっと画一的じゃなくという、まとめる際にご考慮ください。

○東北電力株式会社 はい、承知しました。ありがとうございます。

○座長 そろそろ時間となりました。何かよろしいですか。

それでは、以上で、(8) 重大事故対策(格納容器破損防止)に関する前半部分の議論を終了したいと思います。

ここで1時間、休憩をとりたいと思いますので、再開は13時とします。

[休 憩]

○座長 それでは、議事を再開します。

・(8) 重大事故対策(格納容器破損防止) 〈後半〉

○座長 (1) 各論点の説明・検討のうち、(8) 重大事故対策(格納容器破損防止)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 それでは、引き続き説明をさせていただきます。

27ページからでございます。

27ページでございますが、2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策ということでご説明をさせていただきます。

28ページ目、お願いします。

初めに、格納容器の過圧・過温破損の特徴と対策というところでご説明をさせていただきますけれども、本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・加温の観点で厳しい事象でありますので、代替循環冷却系の使用可否によって格納容器の圧力・温度等の挙動が異なることが想定されます。そのため、代替循環冷却系を使用するケースと使用できないケースの両者について格納容器破損防止対策の有効性評価を実施いたします。

代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器フィルタベント系よりも優先して使用することとしております。

次のページをお願いします。

初めに、29ページからですが、格納容器過圧・過温破損に対して代替循環冷却系を使用する場合のご説明をさせていただきます。

まず、事象の想定ですが、上に①、②、③、④と4つ想定を入れておりますけれども、下の図を見ながらお話をいたします。

まず、1つ目の①が大破断LOCAということで、再循環系の配管のところに破断箇所と入れておりました。こちら大破断LOCAの発生を想定しています。

2番目に、HPCSの失敗というところで、左上に②と書いてありますけれども、高圧炉心スプレイ系の失敗を仮定していて、さらに③で低圧ECCSの失敗ということで、低圧炉心スプレイ系と残留熱除去系ポンプ、これは低圧注水系ということなので、こちらの注水の失敗を想定します。

さらに、④というところで、電源の部分、外部電源にバツをつけているのと、非常用ディーゼル発電機等にバツをつけておりますけれども、全交流動力電源喪失を仮定しております。

ということで、配管破断などにより流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気などによる格納容器の圧力・温度上昇という事象を取り扱っております。

対策ですが、A. とB. と2つお示しをされていて、1つ目がA. で、復水移送ポンプによる炉心の冷却というところで、下の図でもAとして復水貯蔵タンクから復水移送ポンプを介して原子炉圧力容器に注水されているというものが1つ目で、B. が代替循環冷却系と原子炉補機代替冷却水系、これは下に記載している海から可搬型の熱交換をする車両ですが、こちらを使って最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保を実施するという、この2つの対策を実施をすることにしております。

次のページをお願いします。

前回もお示しをしましたが、安全対策なしのケースとありの場合で、どういう形で対策が機能していくかということをお示ししたフローになっております。

上のフローでは、安全対策なしで、大破断LOCA発生から炉心損傷、そして損傷炉心の冷却失敗、格納容器破損に至る事象に対して、下の安全対策ありのケースですと、大破断LOCA発生以降、炉心損傷後、15分後に常設代替交流電源設備による交流電源の受電を行い、この電源によって低圧代替注水系の復水移送ポンプによる注水を25分までに実施をします。これによって損傷炉心の冷却を先行し、その後、代替循環冷却系による格納容器の除熱を24時間後に実施をすることで、格納容器の安定冷却に至ることとしております。

次のページをお願いします。31ページ目でございます。

有効性評価の結果ということで、表の1-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認しております。

評価項目といたしましては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値、そして温度の最大値ということですが、解析結果が0.536メガパスカル、温度のほうが178度ということで、いずれも判定基準を満足することを確認しております。

また、下に格納容器の圧力と温度の推移を図の1と図の2にお示しをしておりますけれども、格納容器圧力の推移のほうでご説明をいたしますけれども、初期は炉心損傷後の水素の発生による急激な過圧で原子炉格納容器の圧力が上昇しておりますけれども、MUWCによる注水によって水素の発生が収まり、圧力が緩慢に上昇するという形になります。その後、サプレッションプール水の蒸発量が、サプレッションプール側の温度が上がっていくと、次第に再度圧力の上昇が始まりますけれども、24時間後代替循環冷却系の投入によって最大圧力0.536メガパスカルで下がっていく。ここで最大をたたくというような推移になっております。

次のページをお願いします。

あわせて、格納容器破損モード「水素燃焼」の評価項目の評価でございます。

評価項目としては、格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟（激しい燃焼）を防止することということで、具体的な判断基準としては、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13%以下または酸素濃度が5%以下であることを確認するということになっております。

32ページの対策の概要のA.ですけれども、水素燃焼に対する対策は、窒素置換による格納容器内の不活性化という対策でございます。

図で確認をいたしますと、右側です。Aと記載されて格納容器から吹き出しで出ておりますけれども、通常運転中、窒素ガスで不活性化と、これが対策になっております。

※に飛ばして少し詳しく書いておりますけれども、事故時に格納容器内での水素爆発を防ぐ対策として、通常運転中に格納容器内の気体を空気から窒素ガスに置換して常時酸素欠乏状態にしているということが対策になっております。

次のページをお願いします。33ページでございます。

水素燃焼における有効性評価の結果ということで、表の1-2に解析結果をお示しして、格納容器内の常時不活性化をしている場合は、水素燃焼の律速になるのが酸素濃度になりますので、解析結果としては酸素濃度をお示ししています。

最も厳しい酸素濃度サプレッションチェンバ側のドライ条件の値を見ていただくと、3.4

%ということで、判定基準5%以下になっていることをご確認いただけます。

また、ドライウエルとサプレッションチェンバの気相濃度の推移を図の1-3と図の1-4にお示しをします。

先に図の1-4のサプレッションチェンバの値を見ていただくと、評価は7日間の評価を実施しておりますけれども、酸素ガスの蓄積が7日間、単調に増加をしていっているさまをご確認いただけるかと思えます。これによって7日後の値が3.4%ということで、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。

1点補足ですけれども、左側のドライ条件側の値を見ていただくと、水素濃度や酸素濃度の値が高い期間、24時間より手前側ですけれども、高い期間があります。ここについては、LOCA後のブローダウン、LOCA発生後の冷却材の流出によってドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれるということで、事象発生から数時間のドライウエルの気相濃度はほぼ100%の水蒸気環境にあります。このときドライ条件での気体組成というものを評価をすると、このほぼ100%の水蒸気がないものと扱って表記をしているので、気体組成は水の放射線分解によって生じる水素・酸素が支配的となりまして、このウェット条件での酸素が支配的となります。そのウェット条件での濃度は、実際ウェット条件での濃度は1%未満ということで、ドライウエルの圧力が低下をすればサプレッションチェンバから気体が流入することになりますので、この24時間のより手前で水素・酸素が高くなっているというのは、ドライ条件という表記によって起こっていることであって、現実的な問題はないということをご記載しております。

次のページをお願いします。

34ページからが代替循環冷却系を使用できない場合ということで、こちらフィルタベントを使う評価をお示しするというございます。

35ページをお願いします。

35ページは、格納容器フィルタベント系を使用する場合の有効性の、対策のご説明をいたします。

事象想定については、先ほどと同じです。対策がA、B、Cと3つありまして、先ほどと異なります。A. がまず復水移送ポンプによる炉心の冷却、B. の対策が原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却ということで、左側、下でいうと、淡水貯水槽から大容量送水ポンプタイプ1を用いまして注水用ヘッダを介して格納容器にスプレイをするという対策がBの対策のございます。

C. が図でいうと下の左上にありますけれども、フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保ということで、格納容器からフィルタベント系によって冷却、熱の輸送を行うということで、表記をしております。

次のページをお願いします。36ページです。

今の対策をフローに当てはめるとどうなるかということをご説明します。

安全対策ありのケースですけれども、25分後までの復水移送ポンプによる注水までは先ほどと同じです。Bの部分から対策が異なりますけれども、Bは大容量送水ポンプの設置からつながって原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却をスプレイでやるということで、その後、外部水源注水量限界までスプレイをしたところで、45時間後にフィルタベント系による格納容器除熱を行って格納容器の安全冷却に至るということを確認をしております。

次のページをお願いします。37ページでございます。

フィルタベント系を使用する場合の有効性評価の結果でございます。

表の2-1に解析結果をお示ししておりますけれども、圧力の最大値が0.64メガパスカル、温度の最大値が178度ということで、判定基準である0.854メガパスカル、200度を下回っているということを確認をしております。

解析図としては、下に図の2-1と図の2-2を示しております、圧力と温度の推移をお示ししております。

圧力の推移のほうでご説明をいたしますけれども、24時間近辺のところからご説明をします。サプレッションプール水の蒸発量が増え、大きく圧力上昇するところまでは先ほどと同じです。そこで、0.64メガパスカル、これはPdで表記されるデザインベース、デザイン、設計圧力の1.5倍に到達をしたところで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるスプレイを実施して、そこから100キロパスカル、0.54メガパスカルまで下がったら一旦停止をして、また0.64メガパスカルになったらまたスプレイをするというような形で、対策を実施しております、最終的にフィルタベント系によるベントの実施というのがサプレッションプール水が真空破壊装置下端-0.4メートルに到達したところでスプレイを停止してベントを実施する、45時間後にベントを実施するということになっております。

次のページをお願いします。

1点、感度解析の結果というものをお示しをします。

損傷炉心冷却開始時間の感度解析の結果ということで、ベースとしては、基本的には25分後のMUWCによる注水というものを対策としてお示しをしておりますけれども、運転員によ

る操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも25分遅延と。もともとが25分ですので、事象発生50分後に原子炉注水を開始した場合についてどのようになるのかということを確認しております。有効性評価の基本のケースと同様に圧力容器の健全性、格納容器破損防止対策の有効性が維持されることを確認しております。

表の2-2ですけれども、上側に書いてあるのが有効性評価の基本のケースということで、25分後注水、この場合、損傷炉心は炉心位置に保持をされて圧力容器下部への移行、リロケーションは発生しないということを確認して、50分後においても同じ状況ということを確認しております。

次のページをお願いします。39ページでございます。

表の2-3で、有効性に関する感度解析結果ということで、25分後の原子炉注水と50分後の原子炉注水で、スプレイの開始時間、ベントの開始時間が同等であることを確認しています。

このように運転員の操作時間に関しても不確かさを考慮して、対策の有効性に支障はないかということを確認するというのがこの感度解析の目的でございます。

次のページをお願いします。40ページでございますけれども、ここからDCH、FCI、MCCIという現象の対策についてご説明をします。

41ページをお願いします。

41ページについては、それぞれの破損モードの特徴をお示ししておりますが、先ほどご説明したので、割愛させていただきます。

42ページをお願いします。

このDCH、FCI、MCCIに対する事故シナリオの想定ですけれども、事故想定としては、まず過渡事象の発生を想定しております。これは給水流量全喪失を想定しています。それに加えて①ということで、下を見ながらですけれども、高圧注水失敗ということで、原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系の失敗を仮定します。さらに、②ということで、低圧ECCSの失敗を想定しております。低圧炉心スプレイ系と残留熱除去系のポンプの機能喪失を想定します。

さらに、この事象に対しては、③ということで、重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しないことによって圧力容器破損を想定します。それが下の図で③と書いてありますけれども、低圧代替注水系も期待しないということで、記載しています。

次のページをお願いします。43ページでございます。

そして、その対策の概要ということで、対策の①、②、③ということで、次のページにわたってご説明をしていきます。

まず、対策の①ということで、圧力容器が破損するまでというところでございます。図でいうと左下です。左下に圧力容器破損前というところで、A-1とA-2という対策をお示しをしています。

A-1というところかというと、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料の有効長さの20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁を2個手動開操作して原子炉急速減圧をして原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁の開放状態を維持すると、これがDCHの対策として対応しております。

A-2ですけれども、原子炉格納容器代替スプレイ系により原子炉圧力容器破損前までに格納容器下部に3.67メートルから3.88メートルの水位を確保するというので、原子炉圧力容器下側の温度が300℃に到達した時点でこの対応をするということを記載しております。

3.67メートルから3.88メートルの水位というのは、後ほどご説明をしますけれども、ドライウェル床、ちょうど今見ていただいている図にあらわしているような位置で、ドライウェル床に水面が形成されるぐらいの水位設定になっております。具体的なものは後ほどご説明をします。

次が対策②です。RPV破損後から代替循環冷却系の運転開始までという期間の対策でございますけれども、B-1ということで、原子炉格納容器下部注水系によりまして原子炉下部水位を3.67mから3.88mに維持をします。こちらについては、先ほど落ちる前までにある水位を確保しますけれども、熔融炉心が落ちてきた後もその水位を維持しますよというのがB-1の内容です。

そしてB-2ですけれども、こちらは代替スプレイ冷却系によるスプレイによって格納容器内を冷却するという対策でございます。

次のページをお願いします。44ページです。

対策③ということで、代替循環冷却系の運転開始後ということで記載して、C. 代替循環冷却系+原子炉補機代替冷却水系によりということで、熔融炉心の冷却と格納容器の除熱を実施します。

図で見ていただくと、海から可搬型の設備によって大容量送水ポンプによって原子炉補機代替冷却水系に冷却水を供給して、これで熱交を冷やして代替循環冷却系ポンプでサプレッショ

ンチェンバから水をとってきて熱交換器で冷やしたものを原子炉压力容器と格納容器にスプレイと注水をするというような対策になっております。この入れたものはドライウェル床面を介してサブプレッションチェンバによって一回りをするということになります。

次のページをお願いします。45ページでございます。

今ほどの対策をフローに組み込んだ場合の姿としてご説明をさせていただきます。

安全対策ありのほうのフローを見ていただきますと、原子炉水位の低下のところからA-1とありまして、43分後に逃がし安全弁による手動減圧を実施します。その後、損傷炉心の冷却失敗を仮定しておりますので、2.5時間後に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による下部注水、初期水張りを実施するというごさいます。その後、原子炉压力容器の破損が起り、熔融炉心の落下がするので、それに対して原子炉格納容器下部注水系による格納容器下部注水を実施するというごさいます。その後、その冷却によって熔融炉心によるコンクリート侵食は停止いたしまして、格納容器の圧力温度がまた上昇しますので、それに対しては代替スプレイ冷却系による格納容器冷却を実施して、その後、24時間後に代替循環冷却系による格納容器の除熱を行うということで、格納容器の安定冷却に至るということをおさいます。

次のページをお願いします。

46ページですけれども、ここから個別の破損モードに対する評価項目に対する評価結果をお示します。

まず、DCHにおける有効性評価の結果ということで、表の3-1ですけれども、評価項目としては原子炉压力容器破損直前の原子炉圧力が解析結果が0.1メガパスカルになっておりますけれども、これが2メガパスカル以下になっていることを確認して高压熔融物放出が起らないということをおさいます。

原子炉圧力と原子炉水位の推移は、下の図の3-1と図の3-2にお示しをしていて、原子炉圧力の推移としては、当初逃がし安全弁の開閉により原子炉圧力が制御されておりますけれども、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料の有効長さ20%上の位置に到達した時点で減圧をすることによって原子炉が減圧をされます。その後、一旦、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行に伴う原子炉圧力上昇が一時的にありますけれども、それ以降、低い値を維持してありまして、原子炉压力容器破損直前ということであると、0.1メガパスカルという結果になっているということごさいます。

次のページをお願いします。47ページでございます。

こちらはF C Iにおける有効性評価の結果ということで、こちら圧力スパイクの結果ですが、解析結果は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は0. 23メガパスカル、バウンダリにかかる温度の最大値は128度ということで、いずれも判定基準を下回っていることを確認いただけます。

図の3と図の4は、格納容器の圧力と温度の推移で、この確認でいうと、4時間目から5時間目の間を見ていただいて、ここの圧力上昇を確認していると、評価をしているということでございます。

次のページをお願いします。

M C C Iにおける有効性評価の結果ということで、表の3-3に評価項目についての結果をお示ししておりますけれども、格納容器の下部の床面、壁面、いずれも侵食量は2センチメートルということで、床面以下のコンクリート厚さと比較いたしまして十分に圧力容器の支持機能を維持できることを確認しているということでございます。

次のページをお願いします。

49ページから適合性審査における主要な確認事項として3つ挙げておりまして、先ほど水蒸気爆発の3.2をご説明しましたので、3.1と3.3をご説明します。

50ページをお願いします。

1つ目が大気中へのセシウムの放出量評価ということでございます。

大気中へのセシウムの放出量評価結果としては、大気中への放出量の評価を次のページの条件に沿って評価をしておりますけれども、51ページについては、今ほどまでご説明をした3つのシナリオについてそれぞれ格納容器の漏えい開始時刻がどの程度でということをもとめたものですので、50ページに戻っていただいて、左側の図を見てお話をしますけれども、セシウムの放出経路のイメージということで、セシウムの放出経路といたしましては、1つが格納容器ベントによる放出ということで、ベント装置から出ているものを見ていただいて、もう一つは格納容器から原子炉建屋へ漏えいする分というものを評価いたしまして、これが非常用ガス処理系と呼ばれる空調によってスタックを介して出ていくものと建屋から直接漏えいするものと、この2つが考えられますということでございます。

それぞれの漏えいパスを足し合わせてどんな結果になるかということを取りまとめておりますのが右側の評価結果でございまして、代替循環冷却系を使用する場合でいうと、9.9掛ける10の-1乗テラベクレルということで、ベントを使うケースでいうと、その合計というところを見ていただくと、1.4テラベクレルという数字になっております。いずれも判定基準

100テラベクレルを下回ることを確認しております。

次のページをお願いします。

次に3.3をご説明をしますので、59ページをお願いします。

3.3が格納容器の下部の初期水張り高さということで、ご説明をします。

60ページに具体的な内容がありますけれども、格納容器下部の初期水張り高さの設定の考え方ということで、初期水張りの水位は、水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低いほうがよくて、MCCIの観点からは、初期水張り水位は高い方がよいということでございます。

この状況を踏まえまして、女川2号炉においては、水位の上限として4.2メートル水位における水蒸気爆発評価を実施して、下の表1にお示しをしておりますけれども、水蒸気爆発参考評価で4.2メートルの結果というものをお示しをして、判定基準を満足することを確認しております。これによって4.2メートル以下で水位を管理しようということで、よって4.2メートル以下の水位を管理水位とするという形で記載をしております。

一方で、下限側ですけれども、水位の下限としては2.8メートル水位におけるMCCI評価を実施しております。

下の表の1にコンクリート侵食量と熔融炉心の冠水評価ということに記載しておりますけれども、2.8メートルの水位におけるMCCIの評価をした場合、床面3センチ、壁面3センチの侵食量で、判定基準を満足していることを確認しておりますし、熔融炉心の冠水評価というのは、2.8メートルまで水を張って熔融炉心が落ちてきた後に何分間注水をしなくても冠水状態が維持できるかということの評価するものでございまして、評価結果としては、2.8メートルの水張りだと45分後に露出ということになりますけれども、操作としては格納容器下部注水操作は5分程度でできる操作なので、十分に時間余裕がありますということを確認しております。

これを踏まえまして、上の最後の矢じりに書いておりますけれども、4.2メートル以下2.8メートル以上の範囲内において、具体的には3.67メートルから3.88メートルの間で水位計で初期水張りの水位を管理をするということを考えております。

次のページをお願いします。

3.67メートルから3.88メートルというのが、61ページのペデスタルの中にちょっと水色に隠れて見にくいんですけれども、3.67メートルと3.88メートルとありまして、ドライウェル床の水位計でいうところの0.02メートル、2センチから23センチ、

0.23メートルと書いてありますけれども、ドライウェル床で0.02メートルから0.23メートルの範囲で管理をしますよというのが先ほど3.67メートルから3.88メートルで管理をするということを指しております。

水蒸気爆発とMCCIの観点両方を踏まえまして、このような初期水張りの水位を決定しているということをご説明させていただきました。

次のページをお願いします。

適合性審査の状況ということで、63ページですけれども、適合性審査の状況としましては、有効性評価の格納容器破損防止対策については、当社これまで審査会合を11回実施しております。直近でいいますと720回審査会合ということで、今年の5月30日に実施しておりますけれども、過去の審査会合における指摘事項を回答して特段のコメントはいただいておりません。

下表に質問事項と指摘事項に対する回答をお示ししておりますけれども、こちらは割愛させていただきます。

次のページをお願いします。65ページをご説明させていただきます。

こちらは、格納容器フィルターベント設備の性能及び運用等について説明することということで、設備の性能については前回の安全性検討会にてご説明させていただいておりますので、運用についてご説明をさせていただきます。

1. ですけれども、まず原子炉格納容器フィルタベント系の位置付けということで、こちらは炉心の著しい損傷が発生した場合には代替循環冷却系により格納容器の過圧による破損を防止することが可能であるが、使用できない場合はフィルタベント系による過圧破損を防止するというので、ここではベントの判断基準を説明させていただきますということでございます。

2. に原子炉格納容器フィルタベント系の運用ということで書いておりますけれども、下の概要図を見ながら少しお話をさせていただきます。

フィルタベント系によってベントをするときにやる操作というのは、3番の弁と2番の弁を開けて、開けるとフィルタベントまで経路が確保されて、そこからフィルタ装置から外、系外に放出をされるということになります。

①なんですけれども、①の弁はフィルタベントのラインから他系統に流れるところ、配管を隔離する弁になっておりまして、こちらも隔離をする必要はあります。なので、ベントをするときには、③と②の弁を開けて①を閉めるという操作が必要になるということでございます。ということで、我々はベントを操作するときには①と②の操作を先にやって、それをベント準

備操作と呼んでいて、最後③の弁を開けることをベント実施操作と呼んでおります。

この内容を踏まえまして、2. の(1) a. のご説明をしますけれども、炉心損傷前の判断基準としてはベント準備と、①と②を操作するというのを格納容器で384メガパスカルに到達した際に実施をすることにしていて、最終的な1弁を開けるのを0.427メガパスカルで実施をしますということで、a. のほう、炉心損傷前の判断基準を記載しております。

b. ですけれども、炉心損傷判断後の判断基準としては、ベントの準備操作を0.64メガパスカル到達で実施をすることにしていて、最後の1弁を開けるベント実施操作を外部注水量限界到達で実施をするということで、手順を踏んでおります。

66ページ、お願いします。

この操作をフローとタイムラインの形であらわしたものがこの記載になっていて、それぞれ29時間後からフィルタベント系による格納容器除熱準備を実施して44時間後にサプレッションプール水の+2メートルということで、外部水源注水量限界到達して45時間後にベントを実施するというようにしております。

それぞれに色に対応した形でタイムラインでお示しをしております。

右側のタイムラインでいうと、それぞれの弁操作を基本的には中央操作でできるんですけれども、それに失敗した場合には現場で開けるということで、現場操作というのが1時間、それぞれの操作に記載がされているということでございます。

次をお願いします。67ページでございます。

こちらは、PRAのピアレビューにおいてどんなコメントがあったのか例示していただきたいということでいただいていたコメントでございます。先に68ページを見ていただくと、前回一番上の「運転員へのインタビューにより評価に関連する情報を得ることができる」というところだけ記載しておりましたので、もう少しご説明をさせていただきたいと思っております。

前回は、PRAのピアレビューで得られる知見というのが、PRAの評価者にとっては重要な情報なんですけれども、一般に聞いたときに内容が伝わりづらいなと考えて1つだけをお出ししたんですけれども、今回改めて2つ例を追加して説明させていただきます。

67ページをお願いします。

ピアレビューの目的なんですけれども、前回も少しご説明をしましたけれども、事故シーケンスグループと格納容器破損モードの選定に当たり実施したPRAの妥当性確認と品質向上を目的として国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施しております。

ピアレビューの結果の概要としては、PRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題

というのではないことを確認しております。

1つ目の確認事項が日本原子力学会の学会標準との整合性ということで、そこについてはPRAの妥当性の確認がされたということで、確認をしております。

下の矢じりですけれども、国内及び海外のレビューからは、PRAの品質向上に資すると考えられる推奨事項を得ております。これら推奨事項については、より現実的な評価、リスクプロファイルの獲得の観点で、重要と考えております。この内容を68ページにお示しをしております。

68ページをお願いします。

運転員へのインタビューの部分は割愛させていただいて、もう一つですけれども、大LOCAの発生頻度について具体的な破断箇所を特定せずに設定しているが、原子炉圧力容器に接続されている配管の運転温度、圧力等の相違を考慮して個別配管毎にLOCAの発生頻度を設定することを推奨するというのがコメントでございます。

対応方針としては、個別配管毎のLOCA発生頻度を設定しても複数の注水手段があつて炉心損傷頻度評価に対して影響が小さいと考えられるので、現状、具体的な破断箇所を特定せずに設定しております。

次のページに感度解析としてECCS配管のモニタ、次のページに確認内容をお示ししておりますけれども、69ページでございます。

こちらは、非公開のページを含みますので、そちらの69ページもあわせて見ながらお願いしたいんですけれども、感度解析としてECCS配管などの溶接線の数と配管径に基づく評価を実施してベースケースと大きな差異がないことを確認しております。

表の1のほうを見ていただくと各系統の配管口径別の溶接線数とLOCA発生頻度とありまして、各ECCSの配管に対して溶接線、配管径ごとに溶接線の数を数えまして、それに基づいて配管の発生頻度、配管破断の発生頻度を評価いたしました。

そして、その配管が破断した場合のリスク評価というものを実施いたしまして比較をしたものが表の2でございまして、ベースケースの大LOCAによる炉心損傷頻度と中LOCAによる炉心損傷頻度の結果が下のような数字になるということで、ベースケースと参照評価の炉心損傷頻度に大きな影響はないということを確認をしています。

前のページをお願いします。

対応方針としては、最後のポツですけれども、個別の配管毎のLOCAの評価については、今後実施する安全性向上評価においては個別に分割してLOCAの評価を実施することを考え

ておりまして、今後実施してまいりますということを記載しております。

もう一つですけれども、RHRの空調設備の共通原因故障のモデル化等の検討が望まれるとありまして、こちらについては、RHRポンプそのものの共通原因故障は我々のPRAモデルで既に考慮されているんですけれども、空調設備については現時点で考慮しておりませんでした。この空調設備の共通原因についても、今後モデル化を行うことを考えております。

共通原因故障自体はポンプに対してとっておりますので、事故シナリオ設定上は影響はないと考えておりますけれども、モデルの高度化、リスクプロファイルの獲得という観点からは重要と考えておりますので、対応していく予定でございます。

ご説明は以上でございます。

○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、何か質問等ありましたらご発言いただきたいと思います。岩崎先生、お願いします。

○岩崎委員 一番心配するのが、多分フィルタベントの決断をするというところの場合に、ある圧力で設定されていますけれども、その圧力計が調子悪いと、何か故障したと、あるいは事故によって動かなくなったというときにはどうなされるのでしょうか。

○東北電力株式会社 東北電力の飯塚と申します。

圧力計ということで、そもそも圧力計については事故時の状況であっても健全性というものは確保できるような設計とまずしてございます。仮にそういった圧力計が見れない場合につきましては、代替の監視方法というものをパラメータごとに定めてございますので、そちらの代替で観測をした上で、こちらの結果によって是非を判断するというふうに考えてございます。

○岩崎委員 前回にもそういう議論をさせていただいたんですけれども、代替のものの機器が生きていればいいんですけれども、例えば原子炉の格納容器の圧力計が全部死んでしまったと。ほかのパラメータから推定するときにはどの程度の精度があるのかということをお示しいただきたいということをちょっと考えて前回もループとしたと思うんですけれども、その点のいわゆるほかのパラメータから推定するときにはどの程度おくれを生じる可能性があるのかということは、いかがですか。

○東北電力株式会社 ご指摘の点ですけれども、代替測定による対応ということを考えた場合に、全く同じ精度でないというのは明らかでございます。我々は、格納容器圧力が測定できない場

合には、一番頭から圧力が推定できていない状態というのは考えづらいので、途中で圧力計が喪失をするような状況を考えますけれども、その場合でいうと、直近の状態で見れていた圧力はこの程度で、それ以降、注水した量はこの程度でというので、最終的にベントに到達する圧力に到達する時間はこの程度でということで、半分評価になったような推定になるかと思えますけれども、一定程度の、実際の値とは多少相違があるかと思えますけれども、45時間後のベントという、実際到達時間というのは45時間後になっていることを踏まえると時間余裕があるので、その影響は踏まえて対応ができるものかなと考えておりますけれども、ちょっと具体的なパラメータでこれはお話をしなくてはいけないのかなと思っておりますので、ちょっと検討させていただきたいと思えます。

○東北電力株式会社 補足にはなりますけれども、今は格納容器の圧力というパラメータでございますと、それが見れない場合には格納容器とか温度ですとかいろんな類似の、代替のパラメータというのは1つではなくて幾つか代替のパラメータでもって圧力を推定するとしておりますから、そういった流れになりますので、パラメータのおくれという意味では、そのときの値は出ていますので、おくれというものは、時間おくれというものはないのかなというふうには考えております。

○岩崎委員 いや、例えば、これは福島のこと、要するに炉心がメルトダウンしているかどうかということさえ疑問に思っていた運転員がいたと。メルトダウンしているかしていないか、どの弁が安全弁があいていて、どの弁があかなかつたとか、そういうようないわゆる通常運転時のパラメータ推定ではなくて非常時のパラメータ推定というのは相当の誤差を含むと思うんです。そのときに圧力を指示値としてフィルタベントを決断するというスキームは、非常に危ないと私は思うんですけれども、メルトダウンしているかどうか、これは例えば内部の解析だったらメルトダウンしたのはわかりますよ、炉心温度がわかるんですから。だけれども、炉心温度というのがわからないわけですね。炉心の状態さえ見えていない状況の中で、燃料がどこにあるのかさえわからない。本当に抜けて落ちているのか、炉心の中にあるのか。そこで格納容器の圧力の指示値が、系統が全部死んでしまったときにフィルタベントをその圧力容器の推定値で動かすというのは、できるんですか。それだったら、もう最初からその案事態を生じたたらフィルタベントをしてしまうとか、そういうスキームを設定していなければ、圧力、例えば37ページのこの結果は明らかに圧力を見て操作して、最終的に何時間経ったから開くということですが、わからなかったらどうするんですかと。フィルタベントがおくれたと。格納容器が壊れてしまう。そういう事態を福島では経験しているわけじゃないでしょうか。そ

このところに対するスキーム、ちょっと考える必要があるんじゃないかと思うんですけども、いかがでしょうか。

○東北電力株式会社 格納容器圧力につきまして、具体的に我々考えております代替のパラメータが何かというところもきちっとご説明をさせていただいて、その上でご回答させていただきたいと思います。

○岩崎委員 わかりました。じゃ、その際によろしくお願いします。以上です。

○座長 そのほか。関根先生、お願いいたします。

○関根委員 どうもありがとうございました。

2点だけあります。今のベントの、65ページ、66ページ、に関わる話で、これ多分皆さん気にされると思うんです。それぞれの弁の開け閉めにおいて最終的に操作ができなくなったときには、これは手動でやるというお話でしたが、こういう状況のときに手動で行うことのできる場所までちゃんと行きつけるのかということが気になると思いました。これが1点です。

それから、もう一点は、50ページです。大気中へのセシウム137の放出という評価結果に、そのときの判断基準100テラベクレルというのがございますね。50ページの矢羽根のところの右端のほうに判断基準（100テラベクレル）を下回るとありますが、この根拠を教えてください。その2点です。

○東北電力株式会社 2点ありましたので、1つ目は、フィルタベント設備に関しまして、遠隔で操作できない場合、現場で操作をしますけれども、現場につきましての成立性はどうかということでございます。これについては、対策として、そのフィルタベント弁自体の場所に行って操作をするのではなくて遠隔で操作をするための装置を設けておまして、原子炉建屋のインナーといいますか、インナーから装置を出してアウターから操作ができるような装置を設けておりますので、操作が可能であると考えております。実際にその時間がどの程度かかってということ積み上げた結果がこちらのタイムラインにお示しをした結果でございますので、問題ないものと考えておりますというのが1点目で、2点目の100テラベクレルの根拠でございますけれども、50ページに参考で福島第一原子力発電所の事故時という数字が記載されております。これが1.5掛ける10の4乗テラベクレルということで、100テラベクレルというのは環境への影響が十分小さいと判定するために、この100分の1程度ということで、規制基準において設定されているところでございます。

この100テラベクレルは、海外の安全目標の議論の中でも参照されている値で、そういう海外での検討を踏まえながら100テラベクレルという基準が設定をされているものと理解を

しております。

○東北電力株式会社 すみません、東北電力の佐藤です。

65ページの弁の開閉のところ、少しだけ補足させていただきますが、ベントの準備段階で、②番という弁を開けます。これは、外側の弁で、これなぜ先に準備段階で3番じゃなくて2番の弁なんですかということ、3番を開けて2番が閉まった状態ですと、2番の弁のところまで要はガスが流れるということになりますので、現場作業のところいろいろやるときはあまり広い範囲にガスを流さないほうが有意だということがありますので、こういう準備段階では外弁を開けて実際ベントをするとき内側を開ける、こういうような配慮をしているということになります。

○関根委員 わかりました。どうもありがとうございます。

3番のところ、多分順番は今おっしゃっていただいたところですけども、操作する場所の線量によって人間が近づける、近づけないという想定がございますよね。ですので、そこだけは確認させていただきたいと思います。

それから、50ページのところもやはり環境基準を踏まえてこの100と言われるのはそのとおりですが、この女川の場所を考えて、その周りの基準を考えたわけではないということですね。それと、この基準のとき、周りの線量評価を行ったということではないということですね。一般的な基準をここに入れたということによろしいでしょうか。

○東北電力株式会社 100テラベクレルについては、ご理解のとおりでございます。個別のプラントの状況というよりは、一般的な環境への影響の制限として設けられている部分でございます。

○関根委員 わかりました。どうもありがとうございました。

○座長 栗田先生。

○栗田委員 関根先生と同じなんですけど、50ページの数値だけではなくてやっぱり100テラベクレルという環境がどのくらい影響があるのか、どのくらい、それを示されないと、数値があっても大丈夫と言っても理解できないんじゃないのか。電力さんが出している合計ですか、1.5テラベクレルというのはどんな状況なのかという部分。数値よりもその状況、環境への影響がどの程度あるのかというのを言葉で表現してもらったほうが理解しやすいと思うんです。いかがでしょうか。

○東北電力株式会社 先生おっしゃるとおりだと思います。今回、100テラベクレルを下回ることを確認ということで記載をしておりますけれども、意味ですね、環境への影響を十分制限

できるようだと考えておりますけれども、その意味合いといったところをちょっとお示しをできればよいのかなと思います。

○東北電力株式会社 すみません、東北電力の佐藤です。

直接的にこの放出があったときの、ある場所においてどういう管理をですとか、線量的な話だと思うんですが、そういう評価というのは直接的にはやってございませんけれども、我々としては作業する場所というのがあります。今ほどの弁を操作する場所で、そういう場所においてどのぐらいの線量的な状況になっているかというのはお示しをできますので、我々が現状持ち合わせているものとしてはそういう作業に特化した環境への状況です。あとは、放出量という観点でいえば、1Fとの違いというところは考察ができる範囲だと思いますので、その辺少し整理をさせていただいてご説明を今後させていただければと思います。

○座長 そのほかご質問。じゃ、岩崎先生。

○岩崎委員 61ページで、水位計というのが通常水がないところでやっていますけれども、この辺の機器というのはどういう水位計を使っているのかとか、例えば水が出たりいろんな状況が激変するときの信頼性というのはどこから出てくるのでしょうか。

○東北電力株式会社 61ページの水位計なんですけれども、61ページの水位計は熱電対みたいなもので、水が来たら来たよという評価をするものでございます。

あと、激変ということなんですけれども、61ページの水位計に、この水位の挙動につきましては、スプレイをしてだんだんこのペDESTALにたまって行って、ある水位を2センチとか23センチをたたきましたよということで、基本的にオン・オフみたいな挙動を想定しておりますので、支障はないのかなと考えております。

○岩崎委員 通常の、水位をアウトプットするのではなくて水が来たらオンと、信号を出すと。切れたらアウトにするというだけの。

○東北電力株式会社 そのとおりです。

○岩崎委員 それなら安定性はありますね。はい、わかりました。

○座長 では、長谷川先生。

○長谷川委員 ちょっと素朴な疑問で、今の栗田先生の、要するに100テラベクレルというのは、公衆それは受け入れるか。もう要するにリスクのことで、受け入れるかどうかなんですよね。何か基準というのが何かがあるはずなんですよね。これだったらよろしいだろうと。原発のメリット、それとマネジメント、それを考えてやっていくというのが今の考え方だと思うんです。ですからそういう意味でも、作業員のことはもちろん社員、生命はもちろんです。だから

ら、どんなというか、何か少しないと、あまりにも機械的であるということが1つ気になるわけです。そうしないと、本来の能書きで、そして今やっぱり、リスク評価のときに公衆が受け入れるかどうか、メリット・デメリットを考えて、こうだろうという提案をしているわけですね。だから、そこの単に機械的にやると、栗田先生、そうですね。そこをちょっと1つお願いしたい。もう少し。

○東北電力株式会社 東北電力の佐藤です。

先ほど私作業員という観点で話をしていたところがあるんですが、平成26年に規制委員会が、要は、これはちょっとこの場の議論じゃないかもしれないんですけども、防護措置、放出過程の防護措置の有効性ということで、PAZ、UPZに対してよう素剤の服用だとか、屋内だとかへの退避、避難についての有効性というものを評価をしている。そこが100テラというのが一つ基準というかそういうものになっているということでございます。

我々がこの100テラに対して十分満足するような放出、下回るような放出であるということの一つ踏まえれば、防護措置の有効性、決して直接的な比較ではありませんけれども、その辺に対しては一定の有効性というのが同じように言えるんだらうなというのは思っているところであります。ただ、直接的にそういう何か数式をもって我々現段階では整理をしているわけではございませんので、少し課題は課題だなという認識はしております。

○長谷川委員 電力さんの責任では、何かこれは国の責任でもあると。ちょっと。だけれども、何か少し説明が欲しいと思っています。

それから、もう一つ、今度はこれも素朴な質問なんですね。1Fの先ほどの岩崎先生のお話もあったんですけども、結局、私ら、あのときにベントしたが、既に燃料損傷（炉心溶融）だねというふうに思っていた。マスコミ等では何か、まだ溶けているとか、溶けていないとか、議論しているように思えたんですね。だけれども、我々から見ると、TMI（スリーマイル島原発2号機）の事故のことを知っている人は、炉心は1日か2日でもうかなり溶けているよと思うわけです。それを知らないながら議論してやっていたんだなという気がするんです。ですから何か、例えば計器だとか不具合とかがあったりしても、そのことを含めたシミュレーションをやってみればいい。ここまで来ていたら計器がどうだった、どうであってもベントすると、そういう何か覚悟があってしかるべきだと思うんです。当たり前のこと、TMIのことなど、私は、東電の人に知っていたでしょうと聞いたんです。答えは、「知っていました」でした。霞が関かどこかの段階では、あたかも知らないようなことになっていた。そのようなことが原子力に対する信頼感が欠けた一つの原因ではあるんです。当然わかってしかるべきなことにも

かかわらず、確証がないからわからんと言えそうだけれども、当たり前のことなのに。何かそこなんかも少し表現というか、もっと、このシナリオのとおり、1Fの場合、かなり住民のリスクとか何か検討されている。女川ではそういうこと決して起こらないと思うんですが、だけれども、万一のそのときに備えてシミュレーション、ちょっと考えておいていただきたいという気がするんです。そこなんです。

○東北電力株式会社 整理させていただきます。

1点だけお話しさせていただくと、61ページに今回ドライウェル床面に水位計をつけております。ここには記載しておりませんが、ペDESTAL側にも水位計をつけております。従前この格納容器内の水位が、あと温度計もあるんですけども、従来はここに水位計も温度計もありませんでしたので、溶融炉心が落ちてきたねということがわかる計測器がなかったんですけども、今回この水位計と温度計をつけることによってまさに落ちてきたということがわかるようにしております。ここは従前の設計ですと、ここは割とブラックボックスというか見れなかったんですけども、シビアアクシデント対策で計測というところはかなり強化をされておりまして、いろんなシビアアクシデントの進展を確認できる手段が準備をされていると考えております。

ただ、今回のご説明は割と淡々とされているので、されているといいますか私がしているので、ちょっと詳細にご説明をさせていただきたいと思います。以上です。

○長谷川委員 やっぱり福島を踏まえて、これだけちゃんとしているということが伝わるような、何かシナリオみたいなということで示していただきたい。ここまで考えてやっているんだということが伝わるような説明をいただきたいと思います。

○座長 そのほかご質問。

私のほうから、39ページの感度解析のところ、図2-4のところの温度が結構200度に近づいているんですけども、これは何度になっているんでしょうか。

○東北電力株式会社 すみません、ちょっと生値はあれなんですけれども、190度ぐらいだったと記憶しているんですけども、数字確認します。

○座長 感度解析なので、これを下回ってはいればいいんでしょうけれども、そういう、誤差とかそういうのも考慮して保守的な値として設定、感度解析出てきた値として190度ぐらいと。

○東北電力株式会社 すみません、ご指摘の点、190度近辺で200度に近い値にはなっているんですけども、こちら空間部の温度になっておりまして、この気相部の温度になっておりまして、この格納容器の耐性評価でいうと壁の温度ということ直接的な評価事項になります。

その場合にもう少し下がるので、もう少し余裕はあるということを確認をしていて、190度自体の評価結果も保守的だと考えておりますので、その点では支障ないのかなと考えております。

○座長 そうしますと、図の2-3は雰囲気温度ということですか。格納容器の壁の直接の温度じゃなくて。

○東北電力株式会社 図の2-4については、格納容器温度と記載しております。これは空間面の温度になっております。

○座長 図の2-3もそうですか。

○東北電力株式会社 図の2-3は圧力ですので。

○座長 失礼しました。図の2-4は空気……

○東北電力株式会社 2-4は空間部の温度と。空間部の温度と。

○座長 前の格納容器温度の推移という37ページのも同じということですか。

○東北電力株式会社 はい。全て格納容器の雰囲気温度で表現をしていて。

○座長 表面ではないということですね。

○東北電力株式会社 はい、そのとおりです。

○座長 ちょっとその辺は何か、表面の温度となっているので。

○東北電力株式会社 わかりました。すみません。ちょっとそこはわかるように工夫したいと思います。

○座長 それと、もう一点、66ページのところで、これベントの運用というのの説明ということで質問が出ているので、この特にフィルタベント系による格納容器除熱の実施と、こここのところの人数、どのぐらいの人数がこここのところにかかわる必要があるのかと。現場の作業とかそういう装備の準備とかあるんですけども、どのぐらいの人数でこのベントの操作を行うのかというのを教えていただければと思います。

○東北電力株式会社 現場の操作は、最終的に2名で実施をします。中央が1名、最後操作するのは1名で、現場でやる場合には2名、現場に行って作業をします。

○座長 合計3名でこの操作を行うということ。

○東北電力株式会社 はい。先ほどもご説明をしましたがけれども、そういう最後のベント操作をする際に作業量がたくさんあるとその成立性に問題があると思っておりますので、このために65ページにお示したように、ほかの操作は全部終わらせておいて最後の一弁の操作だけをこのベントのタイミングで実施をするということで、なので、中央でもし操作ができるんだっ

たら最後1名でできますし、現場で行って弁を直接開けるという操作をする場合は2名でできるというような体制を組んでおります。以上です。

○座長 わかりました。そのほか質問。はい、岩崎先生。

○岩崎委員 次の問題、制御室の関係なんですけれども、現場に行けるかどうかということはあまり考えなくてもいいんですか。線量とかさまざまな事象が起こったときに、その辺はいかがですか。

○東北電力株式会社 東北電力の佐藤です。

現場における作業環境評価というのはやっております、十分対応ができるということで、判断してございます。

○座長 そのほか質問よろしいでしょうか。

それでは、以上で（８）重大事故対策（格納容器破損防止）についての本日の議論を終了したいと思います。

ここで、5分間、休憩をとりたいと思います。14時25分に再開したいと思います。

〔休 憩〕

○座長 それでは、議事を再開したいと思います。

- ・（９）事故対応の基盤整備（制御室）
- ・（９）事故対応の基盤整備（緊急対策所）

○座長 （１）各論点の説明・検討のうち、（９）事故対応の基盤整備（制御室及び緊急時対策所）について、東北電力から説明をお願いいたします。

○東北電力株式会社 東北電力の猪股と申します。よろしくお願いいたします。

それでは、資料－３、あと資料－４に従いまして、制御室とあと緊急時対策所の被ばく評価のご説明をさせていただきたいと思います。

それではまず、資料－３、（９）事故対応の基盤整備（制御室）の資料からごらんになっていただきたいと思います。

1枚めくっていただきまして、1ページ目はタイトルでございますので、2ページ目をごらんください。

こちらのほう、第17回の関連質問でいただいた指摘事項ございまして、こちらのほう、枠囲いの中に記載してございます。ご質問でございましたが、被ばく評価に関して、放射性物質の拡散条件（実効放出継続時間）やインベントリ（内蔵量）のどの程度の割合が放出することを想定しているのか等、放出量の根拠を詳しく説明してほしいというご指摘でございました。

こちらのほう、まず制御室に対して回答させていただきます。

中央制御室における運転員の被ばく評価では、こちらは先ほど有効性評価のほうで抽出している事故シーケンスでございます炉心損傷に至る大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源を喪失した事故シーケンスを評価対象事象として評価してございます。

この事故シーケンスでございますが、放射性物質の放出量、こちらのほうを評価してございまして、これは炉内内臓量と時々刻々と変化する炉心、圧力容器、格納容器の状態をもとに格納容器外への移行割合を評価し、これをもとに環境中に放出される放射性物質の量を算出してございます。

また、環境中に放出された放射性物資による評価点位置における濃度、これはこの場合でございますと中央制御室における濃度につきましては、放出点の周囲にある建物と風による巻き込みの影響を考慮した評価を実施してございます。

下のほうに図1ということで、評価で考慮している被ばく経路をお示ししてございますが、簡単にご説明させていただきますと、左側にある原子炉建屋からの放射線による影響を見ている（1）と（5）と書いてある青枠と赤枠のもの、こちら直接ガンマ線とスカイシャインガンマ線、それとあと放射性プルームからの影響ということで、（2）、（6）、放射性雲からのガンマ線、それとあと制御室の中に入ってきた放射性物質の影響を見ている（4）ガンマ線であったり、吸入摂取、それとあと緑の線で示しておりますが、（3）地表面からのガンマ線、これらを見た評価を実施しております。

それでは、次ページ以降で放射性物質の移行プロセスをお示ししておりますので、3ページをごらんください。

3ページ目でございます。こちらのほうに放射性物質の放出とあと拡散に係る評価条件を示してございます。

主な条件ということで、表1ということで記載してございますが、まず左側のほうに環境への放射性物質の放出にかかわる条件を記載させていただいております。こちらのほう、第17回の資料に一部加筆した資料になってございますが、再度ご説明させていただきたいと思いません。

まず、評価号炉でございますが、これは2号炉、女川の2号炉を対象に評価していると。評価事象が、先ほども言いましたとおり、有効性と同じく炉心損傷に至る事故シーケンスを対象にしておりますといったところでございます。

評価対象核種、これは希ガス、よう素、セシウムなどを考慮している重大事故時に考慮すべき核種、65核種を考慮した評価としています。

それと、あと燃料の運転時間、こちらのほうは全部で5サイクル分の運転期間を考慮して評価を実施しております、平衡炉心になるような装荷割合で、記載だけの十分長い時間燃焼させたものを想定した評価を実施しております。

また、その下のところ、原子炉格納容器内での除去効果でございますが、これは格納容器スプレイによる除去効果、あと自然沈着、あとサプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果、それと格納容器から漏れいする際の除去効果、こういったものを考慮した評価を実施しております。

また、その下のところ、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏れい率でございますが、こちらから設計漏れい率をもとに圧力に応じて漏れい率が変化するものとして評価してございます。

それと、その下のところ、非常時ガス処理系、こちらのほうは、70分後に非常時ガス処理系の起動を考慮した評価を実施してございます。

また、その下のところ、格納容器フィルタベント、こちらのほうは有効性のほうでもご説明しておりますが、45時間後にベントするといった事故シナリオで評価してございます。

その下のところ、フィルタベントの除去能力でございますが、こちらのほうは、希ガスに対しては期待しないものとして評価してございます。粒子状放射性物質、こちらは1,000分の1、無機よう素は500分の1、有機よう素は50分の1あるものとして評価しております。

また、右側のほうをごらんください。

今度は放射性物質の大気拡散の条件になります。こちらのほう、前々回17回のほうでもご説明しまして、ガウスプルームモデルというのを使ってございまして、気象データとしては女川の2012年の1年間の気象データを使って評価してございます。

それと、実効放出継続時間は1時間ということで、こちらのほうもコメントいただいております、後ほどこの辺をご説明をさせていただきます。

放出源については、フィルタベントと排気筒、それぞれ高さが違っていますので、分けて評価しています。

あと、遮蔽、これも考慮しております、遮蔽モデルについては後ほどご説明させていただきます。

きます。

それと、その下のところ、運転員の防護措置ということで、制御建屋、中央制御室には換気空調系、あと待避所にも加圧設備を設けるなどの防護設備をとってございますので、そういった効果を考慮した評価を実施しております。それとあと、マスク、運転員のほうがマスクの着用を考慮した評価を実施してございます。それと、交代の体制も、5直3交替ということで、交替を考慮した評価を実施してございます。

続きまして、4ページをごらんください。

今ほどの評価条件を踏まえまして、大気中への放出量をフローチャートにしたものをお示ししておりますので、その根拠についてご説明させていただきたいと思っております。

4ページの図2の大気放出過程でございますが、これは一番上に炉内内蔵量があつて、そこから溶融炉心からどのようなフローで大気中に出ていくかというものをお示したのになってございます。

それぞれ、まず炉内内蔵量から4つに分かれていまして、希ガス、無機よう素、有機よう素、粒子状放射性物質と、これはそれぞれ化学性状ごとに挙動が違ってきますので、それぞれ分けて評価を実施しているといったところでございます。

それで、左側から希ガスでございますが、こちらは原子炉格納容器内での除去効果というのを考慮しない評価、保守的に考慮しないものとして評価してございます。

無機よう素、こちらのほうは格納容器内での自然沈着の効果として、記載してあるとおり、1秒間当たり9掛ける10の-4乗の割合で減っていくという効果が実験的に認められておりますので、その効果を考慮してございます。

続きまして、その右です。有機よう素、こちらのほうは希ガスと同じようにガス状で、保守的にその除去効果を見込まないというふうにして評価してございます。

その右側のところ、粒子状放射性物質、こちらのほうは先ほど条件のほうでご説明しましたが、格納容器のスプレイ沈着効果を見ているといったところでございます。

こういった効果を考慮しまして、さらにその下のところ、経路が2つに分かれてございますが、左側のほうが格納容器から漏えいして原子炉建屋に漏えいしていく経路を示したのになってございます。

また、右側がフィルタベントの経路になりますが、まず左側からご説明させていただきます。

左側、原子炉格納容器から原子炉建屋への移行については、これは格納容器圧力に応じた漏えい率、これは設計漏えい率をベースに計算した漏えい率で移行していくものと評価をしてご

ざいます。

その際、原子炉格納容器から漏えいする際に捕集効果が認められておりますので、そこについては粒子状放射性物質として10分の1になる効果を見ているところでございます。

その下のところ、原子炉建屋への流入割合、こちらのほうはMAAPのほうで解析評価してございまして、記載のと通りの数字の割合のとおりになるという結果が得られております。

さらに、その下のところ、非常用ガス処理系が起動する前までは左の経路、原子炉建屋からの大気中への漏えいというものを考慮してございまして、そこは保守的に換気回数として無限大として評価してございます。

右側のほうは、70分後から非常用ガス処理系での放出を考慮してございまして、記載の換気率のほうで評価していると。ただ、その際には除去効率は考慮しないというふうな評価をしてございます。

この結果、一番下のとおり、非常用ガス処理系を経由した排気筒からの放出ということで、記載の数字のと通りの大気放出量になったという結果でございます。

また、右側のほう、今度はフィルタベントの経路でございますが、こちらのほうはベントする際にサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果を考慮した評価をしてございます。ベントラインへの流入割合は同様にMAAPの解析結果で求めてございまして、記載の数字のようになってございます。

その下のところ、その結果に対しましてさらにフィルタベントによる除去効果を考慮した結果、一番右下のと通りの数字になるといったところでございます。

このあたりの数字につきまして、もう少し考察を加えておりますので、次の5ページをごらんください。

放射性物質の放出量についてということで、炉内内蔵量と大気中への放出割合を示しているものになってございます。

こちらのほう、表2ということで、大気放出量をお示ししてございますが、これは評価に当たりまして、先ほど言いましたとおり、原子炉格納容器フィルタベント系からの放出経路と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の放出経路を考慮して評価したものになってございます。

それで、主な核種としまして希ガスでございますが、これは炉内内蔵量1.6掛ける10の19乗ベクレルと評価してございます。それに対して4.7掛ける10の18乗ベクレルが出ていくと。これは比率としましては福島第一との比率を記載してございますが、おおよそ福

島の7分の1程度になるといったところでございます。

一方、よう素でございますが、福島との比較でいいますと300分の1程度、あとセシウムにつきましては、こちらは約1万分の1になるといった評価結果になってございます。

こういった放出量の評価でございますが、これは積算値を示したものになってございますが、実際は時々刻々と出てくるものを評価して被ばく評価に使っておりまして、それを6ページのほうにトレンドでお示ししてございますので、6ページをお開きください。

左側の図3のほうに非常用ガス処理系から出てくる放射性物質のトレンドを示しております。右側の図4はフィルタベント系から出てくる放出トレンドを示しておりまして、フィルタベント系のほうは45時間後に一気に立ち上がるというトレンドになってございます。

6ページの2つ目の矢羽根のところに記載してございますが、こちらの時々刻々と出てくる放出トレンドをもとに大気拡散係数を評価する際のパラメータも決めておりまして、それは実効放出継続時間と呼ばれるものなのですが、これは格納容器フィルタベント実施時の放射性物質が短時間に全量放出されるようなトレンドになっておりますので、それは図4のほうを見ていただくと理解いただけると思うんですが、それを踏まえまして実効放出継続時間は1時間として設定しております。

ということで、運転員の被ばく評価では、運転員の交代時間と時々刻々と変化する放出量を踏まえて評価を実施しているものになってございます。

この際、大気拡散係数というものをういて評価しているんですが、それがどのように評価しているのかというのをまた次の7ページでご説明させていただきます。

7ページをごらんください。

評価点における放射性物質の濃度と大気拡散係数についてということで、記載させていただいております。

まず、1つ目の矢羽根でございますが、評価点における放射性物質の濃度、これは $\chi$  ( $x$ ,  $y$ ,  $z$ ) と記載してございますが、これは単位放出率当たりの風下の相対濃度といいますが、これは下のほうに1つ目の矢羽根の(1)式の下に書いてあるとおり、 $(\chi/Q)$  というもので、これが相対濃度になります。これに時々刻々と放出される放射性物質の放出率を乗じて算出しているものであります。この放射性物質の放出率は、先ほどご説明したとおり、フローチャートでお示しした評価をもって評価したものになってございます。

放射性物質の濃度 $\chi$  ( $x$ ,  $y$ ,  $z$ ) は、(1)に示しておりますが、この相対濃度に $Q(t)$  という放射性物質の放出率を掛けたものになっております。大気拡散係数を使って評価するの

はこの相対濃度でございまして、大気拡散係数相対濃度を評価してございまして、そもその評価というのが2つ目の矢羽根以降に記載したものになってございます。

相対濃度につきましては、次の(2)式により計算されるということで、これは実効放出継続時間をTというふうに書いておりまして、あと $(\chi/Q)$  iにデルタというものを掛けたものの平均をとっているんですが、このデルタというのは評価方位、この場合でいうと放出点から中央制御室のほうに風が吹いているときには、これは足し合わせて平均をとりますということの意味しているものになってございます。

先ほどベントを踏まえてT、この実効放出継続時間を1時間にしますとご説明させていただいたんですが、このところのパラメータTというのを大きく取ればとるほどこの数字というのは小さくなりますので、数字としては非保守側になっていくといったところで、Tは1にしているといったところになります。

さらに下の末の矢羽根のところ、この $(\chi/Q)$ の具体的な評価でございまして、 $(\chi/Q)$  i、これは建屋の影響を考慮した広がりのパラメータ、シグマy、シグマzというのをを用いまして、基本拡散式(ガウスプルームモデル)をもとにした(3)式で評価したものになっています。

このガウスプルームモデルにつきましては、次のページ、8ページで簡単にご説明させていただきます。8ページをごらんください。

大気拡散評価モデル(ガウスプルームモデル)についてというところで、ガウスプルームモデルでございまして、こちらは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ものになってございます。

放射性物質の濃度は中心線上が最も高くなるというふうになりますので、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と考えております。

前回、17回のときに巻き込みによる考慮がされているんでしょうかというご質問をいただいておりますが、そこについては、先ほども言いましたが、今回ここにも改めて追加させていただきましたが、なお書きに書いてあるとおり、建屋による巻き込みについても考慮する手法が確立されておりまして、建屋の影響を考慮した拡散パラメータを用いて計算していると。そのパラメータは、先ほどご説明したシグマy、シグマzというものになります。

そのイメージ図というのを下の図5につけてございます。

これ簡単にご説明しますと、放出点のある建屋から評価点の原子炉制御室であったり、緊急時対策所であったり、そういった評価点に向かって風が吹いた場合のこの当該方位だけではな

くて隣接方位による影響も考慮して評価しましょうといったものになってございます。この辺の評価の詳細なパラメータについては、前ページの7ページの式になっております。

それで、なおと2つ目のところに書いてあるのが前々回するときにもご説明しましたが、SP E E D I等の三次元的なモデルというはあるんですが、ガウスプルームモデルで評価することで、これは保守的な評価はできているものと考えておりますというところでございます。

続きまして、9ページをお開きください。

9ページ目、評価結果になってしまうんですけども、後ほど参考ということで、被ばく経路ごとの評価方法をお示ししますが、まずは結果でございます。表3に評価結果を示しております。

評価経路については、一番最初に図1でポンチ絵でご説明したものになってはいますが、それぞれの評価経路をして評価したものになります。

中央制御室滞在時とあと入退域時両方の評価を実施しておりまして、中央制御室滞在時には約45ミリシーベルト、入退域時については約5.4ミリシーベルトで、合計として最も厳しい班で、約51ミリシーベルトになるという結果になってございます。

この辺の評価の評価方法について、引き続き2.参考というところで簡単にご説明させていただきます。

11ページをごらんください。

11ページ、まずは原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法になります。

こちらのほう、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく、被ばく経路としては(1)、(5)にありますけれども、前述までの放射性物質の移行経路を考慮して原子炉建屋内の放射性物質の濃度を評価して建屋の遮蔽の効果も考慮した上で被ばくの計算を実施してございます。

その際には、直接ガンマ線の評価はQADコードと、あとスカイシャインガンマ線の評価はANISNコードとG33コードを用いた評価を実施しております。

QADコードと、あとANISNコード、G33コード、こちらのほう、いずれも世界的に広く使われているコードでございまして、QADコードは直接ガンマ線の評価するコードで、ANISNは線量の輸送計算するコードになってございまして、G33と組み合わせてスカイシャイン評価を実施しております。G33は一回散乱を計算するとなっております。

運転員被ばく線量の評価に当たりましては、線源領域を原子炉建屋内に設定しておりまして、

評価点を中央制御室の中の最も線量の高い箇所に設定してございます。

入退域時の被ばく評価に関しましては、制御建屋の入り口と出入管理所、入ってくる、必ず通過する場所がございまして、そこを代表点として設定しております。制御建屋による遮蔽効果、この際には制御建屋による遮蔽効果を考慮しないものとして評価を実施してございます。

このときの遮蔽の効果について、次の12ページにお示ししております。具体的な数字につきましては、12ページのほうの数字については、別途配付している資料のほうでござらんになっていただければと思います。

建屋の遮蔽のうち、主だったものを考慮しているといったところで、細かい内壁等は考慮しないことで、そういった意味で保守的な評価になってございます。

続きまして、13ページをござらんください。

今度は放射性雲（プルーム）中の放射性物質からのガンマ線による被ばくによる評価についてご説明させていただきます。

放射線雲中からのガンマ線の線源は建屋外に存在しておりまして、建屋内外の遮蔽壁によって遮蔽されることとなります。

イメージ図を右側に示しておりますので、そちらのほうをござらんください。

建屋の外に放射線雲がありまして、そこからガンマ線がやってくるといったところでございまして、そのとき考慮する遮蔽壁の厚さとしましては、屋外から室内に至るまでの経路のうち、ガンマ線の経路のうち、最も薄い遮蔽厚さを参照して評価してございます。

そのときに評価する際の計算式というのを3つ目のポツに示しておりまして、これは放射性雲中のガンマ線、これは空気中のカーマを評価する式でございまして、これに遮蔽壁による遮蔽効果を考慮して、さらにビルドアップ係数を考慮して評価したものになっております。

また、ということで、この空気カーマの線量、 $(D/Q)$  といいますが、この $(D/Q)$  は基本拡散式から求められる空間濃度分布とあとガンマ線線量計算モデルを組み合わせた空気カーマ率を計算する次式を用いて計算しているということになります。

続きまして、14ページをござらんください。

今度は地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばくになります。

大気中に放出された放射性物質が地表面、あとは建屋の屋上に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくというものを計算したものになっておりまして、中央制御室における放射性物質の濃度に沈着係数を乗ずることで、地表面に沈着した放射性物質の濃度を評価したものになってございます。

運転員の被ばく評価に当たりましては、原子炉建屋内の放射性物質のガンマ線による被ばく評価の（１）、（５）の評価と同様に、QADコードを用いて評価してございます。

線源領域でございますが、これは地表面からの影響が飽和する範囲というのがございまして、これがJAEAが評価しているレポートがあるんですが、地表面に沈着した範囲としまして400メートル以内からの影響が約99%という知見がございまして、それをもとにその線源範囲というのを設定してございまして、保守的に制御建屋を中心とした2,000メートル四方の範囲を線源領域として設定しました。

最後のところ、沈着線源の位置でございますが、これは制御建屋の屋上以外につきましては、周辺の建屋の影響、地形等を考慮しまして設定してございまして、具体的には下の図9の絵を見ていただきたいんですけども、隣接建屋、あと地表面に沈着している線源というのをオレンジの点線で表現させていただいておりますが、これは中央制御室内の評価点と同じ高さの位置に持ってくるということで、線源から評価点までの距離が近くなるという観点で、保守的なモデルを設定して評価してございます。

続きまして、15ページをごらんください。

今度は室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくと、あと大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時のご説明になります。

中央制御室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たりましては、室内と同じ容積を持つ半球状の線源から受ける外部被ばくとして次式を用いて評価しております。

この式でございますが、サブマージョンの式と呼ばれているものになってございまして、半球状のモデル、右側の図10に示すようなイメージの評価モデルになってございます。

その下のところ、今度は吸入摂取による被ばくの計算になりますけれども、中央制御室内、あと入退域時における吸入摂取における内部被ばくでございますが、こちらマスクによる防護を考慮して次式による評価式を用いて評価してございます。

吸入摂取による内部被ばくということで、Hイコールと書いてありますが、PFがマスクによる防護係数を示してございまして、呼吸率等を考慮して評価したものになってございます。

まず簡単ではございますが、制御室に対する回答になります。

続きまして、資料-4を用いまして緊急時対策所の被ばく評価結果について引き続きご説明させていただきたいと思っておりますので、資料の4のほうをごらんください。

資料-4のページをめくっていただきまして、2ページ目でございます。

緊急時対策所の第15回の関連質問の回答になります。

このときのご質問でございますが、緊対所の被ばく評価について評価の前提条件や実効線量の算出方法等、詳細に説明してほしいということで、中央制御室と同じようなご質問をいただいたものでございます。

回答でございます。緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価でございますが、こちらは放射性物質の放出量につきましては、東京電力福島第一原子力発電所事故と同等として評価したものにになります。

放出量については、プラントの出力比で換算して評価したものになってございます。

その次のところ、放射性物質の拡散につきましては、これは中央制御室の居住性に係る被ばく評価と同等の手法で、ガウスプルームモデルで建屋の巻き込みを考慮した評価を実施しております。

被ばく経路でございますが、図1のほうに示してございますが、これも中央制御室と同じような考えで設定したものでございますので、説明は割愛させていただきます。

3ページ目をごらんください。

表1のほうに緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主な条件を記載しております。

左側に環境中への放射性物質の放出に係る条件を示しております。

まず、評価号炉、こちらは2号炉でございます。女川2号炉でございます。

評価事象としては、先ほどご説明したとおり、福島第一事故と同等の状態を想定したものにになります。

評価対象核種、これは制御室と同じく希ガス、よう素などの65核種を考慮しているものになります。

あと、運転時間、燃料の装荷割合でございますけれども、炉内内蔵量については制御室と同じ条件で評価したものになってございます。

その下のところ、放射性物質の大気中への放出割合、こちらでございますが、これは福島第一事故、原子力発電所事故のときの評価結果というのがIAEAの評価結果が示されておりまして、それに基づいて研究されているものになってございます。1から3号機、それぞれの全体について平均をとったものになった数字になってございます。

その下のところ、放出開始時刻、こちらにつきましては、事故発生から24時間後ということで、福島第一事故のときに最も放出が早かった1号炉の放出時刻を参照しているものになっております。

その下のところ、放出継続時間、こちらについては、最も計測時間が長くて放出量が多かった2号炉の時間を想定したものになってございます。

右側のほう、放射性物質の拡散については、中央制御室と同様に評価したものになってございますが、放出源の高さでございまして、これは排気筒やフィルタベントを使わないということで、原子炉建屋から出てくるということで、地上ゼロメートル放出と評価したものになってございます。

遮蔽モデルは後ほどご説明させていただきます。

その下のところ、対策要員の防護措置につきましては、緊急時対策所の換気設備、それと加圧設備、こういったものを考慮して評価したものになってございまして、マスクや交代要員については、制御室と違いまして、運転員と違いまして、こちらのほうでは保守的に評価、見込まないと、期待しないものとして評価した評価結果になっております。

続きまして、4ページをごらんください。

4ページ目のほう、大気放出過程をフローで示したものになっております。

炉内内蔵量は、制御室と同じ数字になってございまして、放出割合も先ほどご説明したとおりになっております。それに対して放出継続時間10時間を考慮した結果、大気中への放出量というのが一番下の枠囲みの中に書いてある数字のとおりになるといったところでございまして。

この辺の数字に対しての考察について5ページ目に示しておりますので、5ページ目をごらんください。

放射性物質の放出量について、炉内内蔵量と大気中への放出割合というものの考察になります。

表2のほうをごらんください。

希ガス、よう素、セシウムについて炉内内蔵量と女川の放出量とを記載したものになります。炉内内蔵量に対して女川の放出量は希ガスが6.0掛ける10の18乗ベクレル、よう素は2.2掛ける10の17乗ベクレル、セシウムは1.8掛ける10の16乗ベクレルという結果になりますが、これは福島1から3号機のその放出量に対して、比率としましては希ガスは5分の1と、よう素は8分の1、セシウムは2分の1という結果で評価したものになってございます。

続きまして、6ページをごらんください。

こういった放出量に対して遮蔽の効果を見込んだ評価をしてございます。放射線線量の計算

の評価方法については、制御室のほうの2. 参考で示している評価方法と同様に評価してございますので、そこは割愛させていただきます。

緊急時対策所の生体遮蔽装置、遮蔽でございますが、こちらについては枠囲いの中に書いてあるモデルで評価しているところでございます。こちらのほう、商業機密になっておりますので、ちょっと別途配布している配付資料でごらんになっていただければと思います。

緊急時対策所のほうは、一番下の階に配置されておまして、その周りの遮蔽の効果を見込んで評価しておるといったところでございます。

その結果でございますが、次ページをごらんください。

7ページになります。

結果としまして合計値としては7.0掛ける10の-1乗ミリシーベルトということで、7日間で100ミリシーベルトを超えないということを確認しております。

この被ばく経路の内訳のうち、一番線量が多いのは(2)の放射線雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくになっておまして、これが6.7掛ける10の-1乗ミリシーベルトということで、ほぼ、これが緊急時対策所の場合の評価の影響になるといったところでございます。

被ばく評価のご説明は以上になります。

○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。

○東北電力株式会社 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発言をいただければと思います。関根先生。

○関根委員 前回いろいろと伺わせていただいて今日回答いただきました。ありがとうございます。時間の単位としての考え方、最初の資料の7ページで、わかりまして、少し理解が深まりました。

最終結果ですが資料3の9ページ、それから資料4の5ページだったと思ったんですけども、例えばこれが気象条件でどのように変わるのかなというのを伺いたいと思うんです。例えば、乾性で飛んでいるときにはそのまま通り過ぎるんですけども、湿性沈着したときは異なります。先ほど沈着係数を用いると言われていましたが、たまたま放出の最中に雨が降っているという場合には、この9ページの表を見る限り、降雨時は地表面からの影響が大きいので

すよねそうすると、多分この中で出入りがあり、例えばプルームの影響と相まって上下の関係の広がりが生じるのかなと思ったのです。特に雨の場合の影響についてお伺いしたいと思いました。

○東北電力株式会社 今ほどのご質問ですけれども、まずこの評価の前提、沈着に関しまして、実際降雨の影響を考慮した評価と関係ございます。その考慮の仕方なんです、少しご説明させていただきますと、3ページ目のほうを一旦開いていただき、資料3の3ページ目、こちらの評価条件で記載してございますが、まず放射性物質の拡散の右側の項目の上から2つ目のところ、気象資料と記載しているものでございますが、これは女川原子力発電所の1年間の気象データを実際使っております。この気象データを1年間分のデータを使った上で、厳しいものをもって評価しているといったことでございます。その評価は先ほど7ページ目の拡散式をお示しましたが、この7ページ目の拡散式を1年間分計算してやっているんです。それで、厳しいものをもって、厳しいものから97%の数字のものをもってそれで評価に使ってございますので、その数字は湿性沈着、実際降雨時のデータになっているということを確認してございまして、その数字としては乾性沈着の約1.2～3倍ぐらいの量になるという結果が得られております。ですので、それらを足し合わせて評価しています。

ただ、実際さらにそこに保守性を見込んでおりまして、今その結果は1.3倍と言いましたけれども、それを3倍にして湿性沈着分は乾性沈着の3倍というふうに保守的に係数を掛けて評価してございますので、さらにそれを厳しく評価しているといったところでございます。

○関根委員 わかりました。3ページの条件の気象資料というのがありましたので、1年分の資料を何らかの形で、重み付けをして平均化しているのかなと思ったのです。だから、その重みの大きいところだけを取り出しているという計算結果であり、この条件での結果は雨の結果と理解してよろしいですか。

○東北電力株式会社 はい、そのとおりでございます。

○関根委員 わかりました。どうもありがとうございました。

○座長 では、源栄先生、お願いします。

○源栄委員 拡散モデルで、今気象条件の話出ましたけれども、セシウムの拡散とか、物理的に異臭の拡散問題とか、やっていますね。一番厳しいのは、地表面を這って上に拡散しないような気象条件になりますよね。この隣の駅の声が今朝はよく聞こえるとかね。それから、仙台では異臭騒ぎがありました、河北新報で。工場の異臭が町の中で、あれは寒い朝に上に拡散しないで地表這ってきた。そういう条件のときって一番厳しいんじゃないでしょうか。もちろん風

速、風向の問題とかありますよね。そういうものに対して、平均とっているんだっらいいんですけれども、特別なとき考慮して。

○東北電力株式会社 特別な状態ということでございますが、この評価の際に最も厳しいのは、おっしゃるとおり、地表面を這う場合には地面の影響で、下側の拡散が抑制されるという効果がありますので、そういった場合には厳しくなる。ただ、制御室の場合は、放出点が高いところに設定していると。フィルタベントの排気放出口、あと排気筒の放出口、これも原子炉建屋の屋上であつたり高いところに排気口があるということで、その効果は、地面による抑制効果は、考慮しなくていいのではないかなど。あと、制御建屋自体の運転員のいる建屋の建物の中で、中央制御室の一番高いところに、比較的高いところにありまして、ただその際に評価する際はエンジク上で評価しているということ、中心軸上で評価しているというところがあつて、地面による抑制効果は、そこについては考慮していないんですが、厳しくは評価しているだろうと考えております。

一方、緊急時対策所、こちらのほうについては、地上放出として扱っておりまして、対策所の位置も比較的低いところにありますので、そこは上方に拡散されない、下側からの反射も考慮した評価をしてございます。そういった意味では、厳しくなっているのかなど。

あと、吹き上げのエネルギー、こういったものも評価の際には考慮していないという意味合いでは、厳しいのかなど思っています。

○源栄委員 敷地内だとやっぱり地形効果って何か気になって、私、最近、距離減衰みたいなものは、発電所内というか周りの住民に与える影響みたいなときには非常に大事なんだと思いますので。

○東北電力株式会社 まず、先ほどの議論のちょっと補足的な意味でお話ししますけれども、説明の中でもありましたけれども、1年間の8,760時間の拡散、その $x/Q$ というものを評価をしまして、大きいほうから3%目をとりますということで、これはまれに起こるような、あまり拡散をしないで高い濃度で評価点に向かうというところをピックアップしたいということで、そういうやり方をしています。それがあつた意味先生が言われた地表を這うようなところが厳しいでしょうというふうなことに対応する一つの答えかなと思います。

それから、高所放出と低所放出とありますけれども、地形の影響を考えたときにももちろん複雑な地形で、放出点と同じようなレベルに評価する地点があるとすれば、高い濃度が届きやすいですよということはあるので、地形の影響というのは、気象条件のほかに大きな評価をするときには、やっぱりその特徴というのは出やすいというのは、我々としてもしている

ところで、女川もやはり3号を丘陵地に囲まれたお椀型の地形ですので、じゃ今フィルタベントをしましたというときに、地上高36メートルのところから放出をします。仮にですけれども、もうちょっと高いところから出したら、敷地の境界において結構違うんじゃないかと。そういう議論は審査の中でもございました。我々は、地形、高さも考慮し、敷地境界で放出の高さが違った場合、どのぐらいインパクトあるのかということ、ほぼないということも確認してございますので、そういう意味では、女川の気象条件を使って評価しているところでは、そういう敷地の複雑な地形の影響というのはカバーできるぐらいですので、保守性でカバーされているんじゃないかなとそういうふうに思っています。

○源栄委員 わかりました。

○座長 そのほかご質問。岩崎先生。

○岩崎委員 放出量のところで、最初のほうの制御室についてのフィルタベントを考慮して10の12乗の放出量と。一方は、福島を参考にして10の16乗の放射能の放出量ということで、制御室については上にあって遮蔽効果が薄いということで、51ミリシーベルト、一方、地下2階とか深くあるところで、0.7ぐらいになっていますけれども、そうすると地下にあるものが5桁ぐらい遮蔽効果があるということになりますか。それでよろしいですか。

○東北電力株式会社 その考えで合っていると思います。

○岩崎委員 そこが効いているのは、中にある深さですか、生体遮蔽。

○東北電力株式会社 建屋の遮蔽厚もかなり効いていると思いますが、あとは実際制御建屋の位置とあと緊急時対策所の位置、この位置関係が少し、緊急時対策所のほうが少しというかなんり上がる。そこは我々影響しているというふうに。

○岩崎委員 そうすると、対策所のほうに例えばプルームが真上に来て、横にある生体遮蔽が使えないで真上から照射されるような最も厳しいケースというのはどうなんですか。そこはあまり、それは心配しなくていい。プルームが真上にきて照射されるケース。

○東北電力株式会社 その条件を考慮して評価したものになっております。この評価がかなり厳しく見ている点では、全てが、ほぼ全ての放射性物質が建屋の真上に来ていたらどのぐらいの線量になるかという観点で、放射性雲からの影響は見ているというところでございます。

○岩崎委員 わかりました。

それともう一つ、QADコードというのは、私ちょっとよく知らないんですけども、どういう、ガンマ線の三次元のですか。

○東北電力株式会社 基本、三次元を形状を考慮することはできるところになってございますが、

簡単にいいますと、線源領域を決めたときに一つ一つは点線源とみなし、点線源と評価点との位置関係から、ビルドアップ係数を考慮したうえで、非散乱のガンマ線の到達本数を線源弱係数等を用いて評価すると。それに対して、線源領域ごとに積分してやるという、そういう評価方法になっております。

○岩崎委員 ガンマ線の深い遮蔽の計算は非常に難しく大変なんですけれども、いろいろほかで検証はされていると思うんですけれども、それは大丈夫ですか。

○東北電力株式会社 実際、いろいろなモデルというか実験モデル等、この計算モデルを比較して検証されていまして、QADコードも、ほかのG33、ANISNなどもそうなんですけれども、許認可コードとしてかなり実績のあるコードになっております。ですので、しかも保守的な結果が得られるということで、実績もあるというふうに考えております。

○岩崎委員 わかりました。

それと、最後に、フィルタベントで、桁が1万分の1ぐらいにソースタームが落ちるということで理解しているんですけれども、そうすると、ただフィルタベントをすると、とりあえず相当量の放射能を落とせるということですよ。仮に何か事故、だからフィルタベントを積極的に使うという前のセッションであれなんですけれども、フィルタベントを極力使いたくないというスキームじゃなくて、フィルタベントを積極的に使うような事故対策というのをしたほうがソースタームからいうと明らかなんですけれども、何かほかにそういうフィルタベントをすると害があるというのは、ゼロじゃなくなるということはあるんですね。やっぱり1万分の1というのは非常に大きいソースタームですので、減少の効果があるので、その辺はどうお考えなんでしょうか。フィルタベントについて。

○東北電力株式会社 フィルタベントでございますが、これは特に汚染がひどい、セシウム137に対してはかなりの効果が見込めると思っています。ただ、一方ですが、先ほどの有効性評価でもお示ししたとおり、フィルタベントを使わない代替循環冷却で収束するケースでも、フィルタベント以下にセシウム放出量は抑えられると我々は評価してございます。ですので、あと希ガスの放出という観点を考慮しますと、できるだけフィルタベントを使わないで代替循環で収束させるというのが基本ケースになるのではないかと思います。

○岩崎委員 いや、そうなんですよね。代替循環、要するにおっしゃりたいことはよくわかるんですけれども、それがうまくいかなかった想定をしたときにフィルタベントをどう扱うかという事は、私はまだちょっと電力さんの中できちっと、効能もあるし、害もあるしというような、長所短所をきちっとやった上で、考えられてやって、例えば福島を念頭に置けば、

フィルタベントしておけばよかったなというのは明らかなので、そうならないことを私はずひとも、代替の、ほかの動的な機器が動いているときはいいんですけれども、それ以外のときにフィルタベントするかしないかを迷っておくってしまうということをぜひとも避けることをお考えいただきたい。そうすると、確かに敷地は汚れるかもしれない。だけれども、遠くの、例えば福島の遠く10キロ、20キロのところは汚れない可能性、非常に大きいわけで、そこをちょっとお考えいただきたいというのがこのソースタームを見せていただいて、ちょっとコメントさせていただきました。

○東北電力株式会社 フィルタベントというのは、やはり土壤の汚染というのに大きい効果をもたらすと私も当社としても認識をしています。先生おっしゃるように、やはり注水とかうまく機能している場合というのはいいんですけれども、やはり迷わない、代替循環冷却系がうまく使えている分にはいいんですけれども、迷わずに、判断が人に依存しないと、そういうことをしっかりと我々も手順としても考えて定めていくという、そこは重要だと考えておりますので、貴重なご意見として承っておきます。

○岩崎委員 よろしくお願ひします。

○座長 そのほかご質問。

1つだけちょっと細かいんですけれども、3ページ目のところの表1のところ、ちょっと真ん中のところに燃料装荷割合というのがあって、1サイクルから4サイクルまでが0.229で、5サイクルが0.084というふうに、ちょっと考えると、各サイクル、5分の1でいいのかなと思うんですけれども、これだと、どうしてこの5サイクルだけ少ないんですか。

○東北電力株式会社 こちらは、基本燃料装荷、交換というのが大体4分の1炉心ずつ、4分の1ずつ交換していくことになります。ですので、概ね4サイクルで全部交換になってしまうんですが、とはいえ5サイクル目の燃料というのが実際にありまして、そこを厳しく見ていくという観点で設定しているものでございます。

取りかえ平均の燃焼度というのがございまして、それが45ギガワットd/tになるのが今、女川2号で使っている9×9燃料の設計値になってございまして、おおよそこの辺は装荷割合がそれに近しいと。ただし、それよりも数字的には厳しくなる燃焼になるような設定をしている、この評価上の装荷割合だと考えてございます。

○座長 5万5,000にするために5サイクルの燃料を入れたということですかね。

○東北電力株式会社 最大の燃焼度として5万5,000、55ギガワットd/tになるように、

こういう設計をしたものというところでございます。

○座長 そのほかご質問ございますか。よろしいですか。

それでは、以上で（９）事故対応の基盤整備（制御室及び緊急時対策所）についての本日の議論を終了します。

先生方、貴重なご意見、ありがとうございました。もし本日の説明をお聞きになりまして改めてご質問等がございましたら、事務局まで提出していただければと思います。

議事１を終了させていただきたいと思います。

## （２）その他

○座長 次に、（２）のその他ですが、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。あと、委員の皆様からの貴重なご意見、大変ありがとうございました。

これをもちまして第１９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。本日は長時間にわたりありがとうございました。