

第1回「令和4年度空間線量率等評価結果に係る検証委員会」議事録

<事務局>

令和4年度の空間線量率と評価結果に係る第1回検証委員会を開催いたします。この委員会は、非公開となります。お手持ちの資料等、十分ご注意ください、外部への配信や配布は、一切行わないでください。

それでは本委員会の事務局として司会進行を担当いたします。株式会社ナイスの総務部・・・でございます。どうぞよろしくお願ひいたします。不慣れではございますが務めさせていただきます。また、事務局補助者・・・もご担当させていただきます。どうぞよろしくお願ひいたします。

本日が第1回目として、本委員会は2月末までに全4回ほど実施を予定しております。なお、実施内容につきましては、本委員会終了後、議事録及び報告書等々をまとめて、茨城県原子力安全対策課様「以下(茨城県)という。」へ報告することになっております。その点をご了解いただき、よろしくお願ひいたします。

続きまして議事ですが、資料をご覧ください。

資料1は、議事次第でございます。第1回から第4回まで、検討議題等を記載しております。

資料2-1は、委員の名簿でございます。委員のお名前とご所属を表記した資料になります。

資料2-2は、ご説明者の日本原子力発電株式会社様「以下(日本原電)という。」から第1回及び第2回で出席いただく方の名簿、それから第3回及び第4回について、開催日時は決まっておりますが、出席予定者としてお名前とご所属を表記しております。また、茨城県からの資料提供としまして、「東海第2発電所の拡散シミュレーションの結果に係る報告書の受領について」という資料がございます。それと日本原電から茨城県に提出いただいた報告書並びに委員への補足説明資料を配付しております。

それでは、まず委員の方々のご紹介をさせていただきたいと思ひます。まず議長、委員、それから説明者の方を順にご紹介させていただきます。

委員の方々においては、検証する事項の専門家の方々を6名お願ひしております。

議長につきましては、事務局に一任させていただきます、・・・委員に議長をお願ひいたします。よろしくお願ひいたします。

<議長>

・・・と申します。よろしくお願ひいたします。これまで私が大体どんなことをやってきたか、簡単にご紹介いたします。

大きく三つありますが、一つがPRAのレベル2に関する研究です。それから、レベル2の応用になりますが、過酷事故が起きた際、緊急時対応が必要になったときに国がいろいろと技術的な助言をするための支援システム、計算機システムの開発に携わってきました。その中でソースタームを予測したり、オフサイトですと、防護対策の最適化、いつどんなタイミングでどれくらいの範囲をやったらいいかというようなことについて、システムを構築してきました。これらは、国からの委託事業でやっています。それから3番目は、バックエンドについては、廃止措置をどのように計画を立てたらいいか。そのために、いろいろ検討するエンジニアリン

グシステムとか。その廃止措置中の被ばく評価、そしてサイト解放に関しての検証に係る業務をやってきております。

簡単ですが、以上です。よろしく願いいたします。

<事務局>

ありがとうございました。続きまして各委員の先生方を五十音順にご紹介させていただきます。最初に、・・・委員。よろしく願いします。

<委員>

・・・と申します。私は大学卒業後、旧原研に入職いたしまして、使用済み燃料の燃焼率測定の仕事とか、アクチノイド核種とか重核種の科学的、基礎的な研究を行いました。それから、臨界安全性の研究とか、IAEA保障措置の環境試料分析、極微量分析ですが、その分析資格に携わりました。原子力機構を定年退職後、主にドクターコースの学生を支援する仕事をしてまいりました。どうぞよろしく願いいたします。

<事務局>

ありがとうございます。続きまして、・・・委員願いいたします。

<委員>

・・・といいます。この6月から株式会社ナイスで仕事をしていますが、PWRの設計基準事故の特に熱流動分野で、大破断、小破断、その実験で起こる事象の解析的な研究をずっと続けてきました。三菱重工には50代から移ってUS-APWRの米国の設計認証の手伝いをしていましたが、1Fが起りまして、その後はシビアアクシデントの過酷事故解析でMAAP等を使って、あるいは格納容器の水素燃焼やゴシックの解析をやったり、熱流動の分野、あるいは学会で言いますと、安全部会の幹事として・・・先生をサポートしてきたという経歴でございます。よろしく願いします。

<事務局>

ありがとうございました。それでは続きまして、・・・委員お願いいたします。

<委員>

・・・です。私は日本原子力研究所に入ってから、主に放射化学の分野で研究をしてきました。最初のころは、使用済み燃料の分析を行い、その後は重いアクチノイドの研究などを行っていました。その後いろいろやりましたが、今回の課題に関係するものとしては、環境放射能の研究についても従事しまして、特にCTBTという包括的核実験禁止条約に関連する業務のリーダーをしまして、最初の北朝鮮の核実験では、非常に苦勞したこともありました。この関連で、環境中の放射性物質の挙動を調べるというような業務に従事し、それから教育関係では、アジアの国に対し、環境放射能のトレーニングということで、出張して指導をして参りました。その

傍ら茨城大学や、関係大学の教師としてお手伝いしてきました。微力ではありますが何らかのお手伝いできればと思っております。

<事務局>

ありがとうございました。次に・・・委員をお願いします。

<委員>

有限会社科学システム研究所の・・・と申します。私は昭和 60 年から原子力関係のソフト開発について、FORTRAN などを使用して行っています。環境関係では OSCAAR とか、それから、青森の再処理工場における環境放射能とか、平常時と事故時における原子力安全解析ソフトの整備などを原子安全解析所で実施し、環境についてはいろいろと評価を行っております。今も、大気拡散した地表沈着のコードの開発をしています。事故がらみでは、福島事故後に JAEA へ出向し、全国の放射線マップをヘリコプターとかドローンで計測したものの開発をしていまして、そのプログラムを主に担当いたしました。北海道方面までヘリコプターで飛行し放射線のマップを作った経験があります。福島の現場の方でも実際に放射線の測定をして、そのような作業しており、環境についてはいろいろと経験させてもらってますので、よろしくをお願いします。

<事務局>

ありがとうございました。それでは・・・先生よろしくをお願いします。

<委員>

東京工業大学の・・・と申します。私は韓国で原子力工学の博士課程を修了し、専門は基本的に炉物理、炉心解析、核変換、核燃料サイクルになります。2006 年から東京工業大学の原子力工学研究所で研究員になって、その後、東京大学に移った後、福島事故を受けて 2011 年に東京工業大学に戻り、同大学の 3S、原子力安全、核セキュリティ、保障装置の人材育成プログラムの特任准教授として務めております。この人材育成プログラムは 2012 年から始まりましたが、その当初から私も幾つかの授業を担当しております。その中の実習が原子力災害対応実習を担当しております。そこで JAEA と連携して、特に WSPEEDI とか HotSpot を用いて実習をしております。以上です。よろしくをお願いします。

<事務局>

ありがとうございます。よろしくをお願いします。

続きまして、拡散シミュレーションの実施結果に関する説明をいただくために日本原電にご出席をいただいております。

ご出席者をご紹介いたします。敬称を略して御紹介いたします。

・・・様他 5 名の方が、本日ご出席いただいております。それでは代表いたしまして・・・様、ごあいさつをお願いいたします。

<日本原電>

拡散シミュレーションにつきまして、昨年の6月に茨城県から避難計画の実効性検証に向けた拡散シミュレーションの実施ということで要請を受け、12月に当社の方で実施した結果を取りまとめて報告させていただきました。そのあと、この報告書につきましては、第三者検証委員会で技術的に事故想定とか、評価手法評価条件の妥当性を検証していくということで、我々の方に協力要請を受けたものでございます。今回から開催されます検証委員会では、報告書を出した事業者として、しっかりと報告書の内容を説明していただくとともに、委員の先生からいただきますご意見とかご質問に対しては的確に答え、我々の報告した報告書が的確に検証されるように対応して参りますので、よろしくお願ひしたいと思います。以上でございます。

<事務局>

ありがとうございます。また、Webにて傍聴いただいている方がおります。Web出席者については議事録には名前を載せないことといたします。ご承知おきいただければと思います。

それでは議事に入る前に本委員会の開催趣旨につきまして、茨城県よりご説明がございませう。よろしくお願ひいたします。

<茨城県>

お手元にあります資料提供「東海第二発電所の拡散シミュレーション結果に係る結果の受領について」に基づき説明したいと思います。この資料は昨年12月23日に、日本発電から拡散シミュレーションの結果が提出された際、県政記者クラブに資料提供を行ったものでございます。最後のページですが、先ほど日本原電から紹介がありました、茨城県の方から日本原電に対して、要請させていただいた要請文書でございます。

本文に記載があります通り、東海第二発電所から半径30km圏内の市町村に避難計画の策定義務がある一方で、国の想定すべき事故災害が具体的に示されていないということ踏まえまして、記以下に書いてありますとおり国の新規制基準に基づき新たに設置する安全対策が十分に機能せず、東海第二発電所から30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じ、かつその区域が最大となると見込まれる事故・災害を想定することをお願いしたというところでございます。

ポイントといたしましては、東海第二発電所から30km周辺までというところでございまして、今回の事故災害は、最大の事故災害ということではなく、あくまで避難計画の策定義務がある30kmの範囲で拡散するような事故災害とはどんなものなのかを想定していただいたということでご理解いただきたいと思ひます。また拡散シミュレーションの結果につきましては、検証委員会において妥当性を確認いただければ、避難計画における避難範囲やあるいは避難時間などの試算に用いて県市町村が作る避難計画の実効性確保に活用していきたいということでございます。

また日本原電からの報告書につきましては、皆様もすでにご覧いただいていると存じますが、その内容が今ほど申し上げました、避難計画の実行性の検証に活用されるものであることや、

原子力発電所から放射性物質が放出されるというような内容であり、先般茨城新聞の一面の記事になるなどマスコミの関心も高いことから、内容の公開につきましては今後慎重に行っていきたいと考えてございます。このため、各委員におかれましては、技術的な検証に加えまして、報告書の内容が適切な表現で、県民に正しく伝わるかどうかについても、確認していただければと考えてございます。説明は以上でございます。

<事務局>

ありがとうございます。それでは、各種事項において検証させていただきます。本日議論いただいたものについては、報告書及び議事録を取りまとめて茨城県に提出することとなりますので、漏れが無いよう録音機を使用させていただきます。ご承知おきいただければと思います。

それでは検証に入らせていただきます。

議事の進行は、議長にお任せすることといたします。よろしく申し上げます。

<議長>

それでは具体的な検証に入っていきます。まず、日本原電より東海第二発電所拡散シミュレーションの実施結果について説明いただきます。よろしく申し上げます。

<日本原電>

日本原電、・・・をしております。どうぞよろしくお願ひいたします。それでは資料またはスクリーンに映してる資料に従いまして説明させていただきますと思います。

まず初めに、この報告書につきましては、茨城県からの要請に答えるために東海第二発電所に係る放射性物質の拡散シミュレーションの一定の条件を置いて実施し、実施結果を取りまとめたものでございます。具体的にどのような要請があったかということにつきましては、広域避難計画の実効性を検証することとしており、東海第二発電所における事故を想定した放射性物質の拡散シミュレーションを下記の条件を踏まえて実施するという事で、条件につきまして、以下の記載がございまして、国の新規基準に基づき、新たに設置する安全対策が十分に機能せず、東海第二発電所から30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じ、かつ、その区域が最大となると見込まれる事故災害を想定すること、これに基づきまして実施をいたしております。この報告書では、茨城県からの要請に答えるため、以下の二つそれぞれの場合について評価を行っております。まず①番といたしまして、国の審査において妥当性が確認された重大事故等対処設備が機能する場合、こちらをシミュレーションⅠとして実施しております。次に②番といたしまして、30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じるように仮想条件をあえて設定した場合をいたしまして、こちらをシミュレーションⅡとして実施しております。

次に、実施結果の概要でございまして、まずシミュレーションⅠでございまして、(1)といたしまして、評価に用いた事故の設定でございまして、東海第二発電所におきましては、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全対策の抜本的強化を実施して参りました。

炉心損傷や格納容器破損を防止するための多層的・多重的な安全対策を講じており、国の審査

におきましても、その妥当性が確認されております。東海第二発電所の安全対策設備の概要につきましては、こちらの四角の中に記載されている通りでございまして、まず①番、設計基準事故対処設備、こちらのDB設備、福島第一原子力発電所事故以前からの安全対策設備でございます。続いて②番、重大事故等対処設備、こちらをSA設備ということでございまして、こちらは新規制基準に基づき新たに設置する設備でございます。次に③番、特定重大事故等対処施設ということで、こちらを特重施設と呼んでございまして、新規制基準に基づくさらなるバックアップ設備、故意による大型航空機の衝突その他テロを考慮した設備でございます。こちらの設備につきましては、同時に機能喪失しないように、位置的分散を図っているというところでございます。

次にシミュレーションⅠの条件でございますが、まず国の審査においてフィルタ付ベント装置の有効性評価に用いた想定事故の条件で実施をしてございます。概要につきましては、大破断LOCA、こちらは大口徑配管の破断により冷却水が大量に流出する事象でございまして、こちらの条件によってDB設備が機能喪失します。次にフィルタ付ベント装置の有効性確認をするために、SA設備のうち代替循環冷却系ポンプ2基が機能しないとあえて設定したものです。次にフィルタ付ベント装置により、放出量の低減を図りつつ、環境中に放射性物質を放出するといったものが事故の概要となっております。

次にシミュレーションにおける気象条件の設定でございます。こちらは東海第二発電所で観測されました2020年度の年間の気象データから放射性物質の拡散・沈着の観点で厳しい気象条件として、下記の三つを抽出してございます。まず一つ目が、同一風向が長時間継続する条件。二つ目が、同一風向が長時間継続かつ降雨が長時間継続する条件。三つ目が、小さな風速が長時間継続する条件で抽出してございます。気象条件**①②**につきましては、5方面ごとにそれぞれ抽出してございます。その結果でございますが、右側の表に示した通りでございまして、いずれの気象条件下におきましても、約30km圏内で毎時 $20\mu\text{Sv}$ の空間放射線量率を超える区域は生じない結果となっております。

次にシミュレーションⅡの概要でございます。こちらは茨城県からの説明にございました通り、30km周辺まで避難・一時移転の区域が生じるように仮想条件をあえて設定した場合になります。30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が生じ、かつ、その区域が最大となると見込まれる事故災害を想定することとの条件を満たす結果を生じさせるため、工学的には考えにくいものの位置的分散等を考慮した常設の安全対策設備、こちらは下の図に示している通りでございますが、こちらが一斉に機能喪失するなどの仮想条件をあえて設定するとともに、放射性物質の拡散・沈着の観点で厳しい気象条件を抽出してございます。評価に用いた事故の設定でございますが、事故の概要を三つ記載してございます。安全対策設備のうち、常設のDB設備、SA設備が一斉に機能喪失、次に特重施設を使用できない、最後に炉心損傷後に一部の可搬型設備で格納容器に注水するも、フィルタ付ベント装置が使用できずに、格納容器が破損し放射性物質が環境中に大量に放出されるというものが概要でございます。

シミュレーションⅡの事故設定につきましては、まず位置的分散を考慮した複数の安全対策設備が一斉に喪失するという事は工学的には考えにくく、段階的に機能する場合の例を下記に示してございます。この場合、警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態と段階的に事象

が進行するものでございますが、安全対策設備の機能喪失のタイミングには無数の組み合わせがあり、あらかじめ時間を設定することは困難であると考えております。シミュレーションⅡにつきましては、避難・一時移転の対象となる範囲の算出を目的としてございますので、常設の安全対策設備が一斉に機能喪失する仮想条件をあえて設定してございます。この場合、事象の発生と同時に全面緊急事態となったといったこととございます。

次にシミュレーションⅡにおける気象条件の説明でございますが、こちらは先ほどご説明しましたシミュレーションⅠの条件と同一でございますので、説明は割愛させていただきます。

次にシミュレーションの結果でございますが、こちらは気象条件②、同一風向が長時間継続かつ降雨が長時間継続する場合において、以下の結果となっております。毎時 $500 \mu\text{Sv}$ の空間放射線量率を超える地点が最長で約 6km 付近まで生じたという結果になってございます。また、毎時 $20 \mu\text{Sv}$ の空間放射線量率を超える区域が最長で約 30km 付近まで生じたという結果になってございます。

続きまして、こちらは参考資料でございますが、各シミュレーションにおいて期待している設備ということでございまして、使用不可のものを×印、使用できるものを○印として記載してございます。

続きまして東海第二発電所の安全対策でございますが、こちらにつきましては、補足説明資料で詳細に記載してございますので、こちらでの説明は割愛させていただきます。

拡散シミュレーションの評価結果等で、シミュレーションⅠの①になりますが、事故の設定につきましては繰り返しになりますが、国の審査において、重大事故等対策に関する設備容量、運転手順、要員・体制等の妥当性を確認するために実施した有効性評価に用いた想定事故の条件でシミュレーションを実施してございます。有効性評価で想定する事故シーケンスのうち、重大事故等の対策が機能しても炉心損傷に至るものとしては、LOCA 時注水機能喪失、いわゆる大破断 LOCA というのがございます。国の審査におきましては、以下の二つの有効性評価で確認されておりまして、1) 代替循環冷却系が使用できる場合、2) として代替循環冷却系が使用できない場合といたしまして、こちらの右側の方で表しております。フィルタ付ベント装置による対策の有効性を確認する観点から評価したケースでございまして、事象発生から 19 時間後にフィルタ付ベント装置による格納容器除熱を実施しまして、過圧破損を防止するとなっております。東海第二発電所では代替循環冷却系が使用できずに、事故後短期でフィルタ付ベント措置による格納容器過圧破損防止の実施に至ることがないように、代替循環冷却系を多重化して信頼性の向上を図っているところでございますが、この評価では、より事象が厳しくなるよう、こちらの 2) の有効性評価で用いた想定事故の条件でシミュレーションを実施してございます。評価に用いた事故設定としましては、以下の図に記載されているんですが、使用できないものとして、または使用できるものとして示してございます。

次に、評価システムの概要でございます。放射性物質の放出量、気象条件等の入力によりまして、放射性物質放出後の各地点における空間放射線量率の評価が可能なシステムということで、R-Cubic を用いて評価を実施いたしております。こちらにつきましては、第 2 回、明日の検証委員会の方で詳細に説明させていただきたいと思っております。気象条件につきましても、先ほどご説明しました三つの気象条件で抽出してございます。評価結果につきましても、いずれの

条件下におきましても、約 30km 圏内で毎時 $20 \mu\text{Sv}$ の空間線量率を超えない評価結果となっております。

次にシミュレーションⅡの結果でございます。評価に用いた事故の設定でございますが、シミュレーションⅠにおいて避難・一時移転の対象となる範囲が 30km 周辺まで発生しなかったため、常設の安全対策設備、下図に示してございますが、こちらが一斉に機能喪失し、原子炉注水・格納容器除熱ができなくなり、可搬型設備で対応するがフィルタ付ベント装置も使用できない仮想条件をあえて設定してございます。評価に用いた事故の設定でございますが、こちらにつきましても、先ほどご説明しておりますので割愛させていただきます。評価結果につきましても、繰り返しになりますが、毎時 $500 \mu\text{Sv}$ の地点が最長で約 6km、毎時 $20 \mu\text{Sv}$ の空間線量率を超える区域が最長で約 30km 付近まで生じたということを示してございます。

次に、シミュレーションの評価を行うにあたって、各シミュレーションにおいて期待している設備でございます。こちらにつきましては、DB 設備、SA 設備、特重施設でそれぞれ記載がございまして、シミュレーションⅠとⅡにおいて期待している設備を示したものでございます。

残りの 2 ページにつきましても補足資料でございまして、原子力災害対策指針における防護措置について記載してございますので、こちらは参考にしてございます。

私からの説明は以上でございます。

<議長>

ご説明ありがとうございました。

今の説明は、今回のシミュレーションの全体的な概要という位置付けだと思いますので、これから、それぞれの項目について詳しく説明されるのではと思います。今のご説明に対して何か質問、コメント等ございましたらよろしくお願いたします。

<委員>

8 ページのシミュレーションにおける気象条件の設定について、後で説明されるかなと思いますが、同一風向が長時間続くとか、小さな風速とか、少々、曖昧な表現をされていますので、定性的にしないと評価に影響するのではないかと思いますがいかがでしょうか。

<日本原電>

気象条件の所在につきましては、条件の設定した根拠といいますか、どういうデータの抽出方法をしたか、そういったところは明日第 2 回のところで資料を用いて詳しくご説明したいと考えております。

<委員>

3 点ほど質問させてもらいたいと思います。まず、8 ページ目で、今、説明がありましたけれど、シミュレーションを選んだときに 1~3 とありますが、大気安定度は考慮されていきましたか。

<日本原電>

気象関係は、また、明日に資料使って詳しく説明しようと思います。

<委員>

大気安定度 F 型が一番遠くまで拡散せずに行くんで、その辺の説明がないとすると大気安定度 A でやる場合はその辺の説明がもう少し具体的でないかと質問を受ける可能性がある。

一番 F 型で、例えば風速 1m でそのまま真っすぐ飛ばして、ちょうどそのところで雨が降り出したら一番高いんだよというか、あり得るかあり得ないか、あり得る可能性があるんだったらシミュレーションを使わなくても人口が一番多そうなところに向かわしてシミュレーションするという、設置基準で設置をするときには東京に作ったら駄目だからというので、人シーベルトというのを計算する評価があるんです。その考え方で F 型で 1m/s で人口が一番中心に飛ばしたらどうなるか、それで何万人シーベルトになるか、そういう評価をすることもある。

それから二つ目は、10 ページのところ「工学的には考えにくく」というのは、事故自体が考えにくいところで何の意味があるのか、だから確率的にどんな確率というなら分かるが、よく科学的なことが分からない人が、考えにくいって言うても何が考えにくいのだろうというだけの気がしますので、具体的にこの辺の確率で、例えば 1,000 年に一回位しか起きないのか、100 年に 1 回って言うような表現じゃないと、考えにくいって言われていてメルtdown は 3 回起きていますから、だから、考えにくいって言う意味がないので具体的に数値的な意味合いで書いていただかないと、たぶん質問される可能性がある。

それから、先ほどの大気拡散で降雨を連続としていますが、そこに来て初めて降り出したというのはあり得る話なんで、その前まで雨や減衰を考えず評価するのであれば納得できますが、最初からずっと雨が降っていて、その前に減衰してそこで降ったということでは過小評価になる可能性があって、そこに来て初めて、例えば 3.6km だと 1m で来て 1 時間後にそこで降り出し、そこにいる人の評価を行い、2 時間後だったら 7.2km で降り出したみたいな評価をしないと、連続して前で減衰してしまったみたいな評価をしては、意味がないっていうか過小評価になる可能性があって、質問される可能性があるんじゃないかと。

この 3 点は、説明の中で気が付いた点です。明日、説明があると思いますんで、用意していただければと思います。

<議長>

他にございませんか。

<委員>

先ほど茨城県の方が、県民の方に理解していただけるようにということをお話されていましたが、これは最終的な結果というのは公表されると考えてよろしいでしょうか。もしもそうだとすると、今質問があった「考えにくい」というような、曖昧な表現は避けて、県民がわかりやすい表現にした方がいいのではないかなと思います。

<議長>

ありがとうございます。

<日本原電>

「工学的に考えにくい」は、当時の資料を作る際に考えながらあえて表現させていただいたんですけども、どの程度というところは後程資料で説明させていただきます。結果的には100万年に1回とかもっとも低い頻度ということで、確率的には起こり得ないけど起こらないとは言えないので、工学的には考えにくいとの表現にさせていただきました。

<議長>

ありがとうございます。

<議長>

私の方から1点だけお伺いします。今回のシミュレーションの選定として、防護対策の範囲30km圏に見合うような事故としてどういうものが考えられるかというふうな説明がありましたけれども、影響の範囲と言った場合、シミュレーションでやる場合にはどういった解析条件でどういう手法を使って、こういう結果が出ました。解析条件と周計算コード、手法ですね、それらが組み合わさったものとして評価結果が出てくるかと思えます。

解析条件の方につきましても、今回の場合は、事故シーケンスがどういうものかというのは結局、ソースタームということに反映されていくわけですので、放射性物質がいつどの位の量が放出されるか、それはどういった核種が出るかそれがソースタームになって、そのときの気象条件がどういうものであったか、この組み合わせとして結果が出てくることになります。

そうすると、まず事故シーケンスとしてはどういったものが考えられるか、気象条件としてどういったものがあるかということのをこれまでの手法を使いまして、例えば事故シーケンスですとイベントツリーというような手法で作られて整理されていると思えます。それに基づくと、それなりの事故シーケンスの網羅性でそれは担保されるかと思えます。気象条件については、1時間ごとの気象情報が各サイトでデータがここ数十年あると思えますので、そういった実際の気象条件を考えればいいのかと思えます。

そういう関係を考えてとき、先ほどのソースタームと気象条件の設定をして、それで30km圏位に影響を及ぼすという、そういうものとしてどういうものが考えられるのか、ということになるわけですし、先ほど示していただいた一つのシーケンスで、気象条件ですと3通り位あって、どれが一番厳しいかと示していただいたかと思うんですけども、いわば1ケースというか、このような事故シナリオで気象条件だったら②とか、それでやって30km位になるよというような、そういう結果になっているわけですね。

事故シーケンスとしては考えにくいとか、起こり得ないとかいうようなことになるんですけど、どういう形で事故シーケンスを探し出したか、というようなことです。結果がこうだよ、そこから逆算してどういうシーケンスになるんだよって今までの事故解析の経験の中からそれが抽出されたというふうな気がするんですけども、私の考え違いかもしれませんが、そういうことではなくて、こういう厳しい事故シーケンスの中で、この辺のグループの事故シー

ケンス、この辺のグループの気象条件、それらのセットでやると 30km 圏位になるよとかですね、それから、あるいは 5km 位に収まるようなものであるとか、あるいは場合によっては 30km を超えるようなものもあり得るわけで、ですから、ソースタームと気象条件の組み合わせが二次元マップみたいな感じで見れば、右上のところが一番厳しい状況になるかと思います。気象条件は緩くて事故条件が厳しいという場合と、事故がそれほどでもないけど気象条件が厳しい場合とか、そういう意味では結果的に同じような影響範囲になるような組み合わせがこう何点かあるのかもしれませんが。ですからそういう 30km 圏内になるような事故としては、1 ケースあればそれでいいのか、それとも防護対策を立てることを考えると、こういうケースもあり得るよ、こんなケースもあり得るよといくつかのメニューがあった方が、対策を立てる上ではいろいろと想定しやすくっていいような気がするので、複数のケースというのは考えられないのか、そこまで分析・洗い出しをされているのかどうか。よろしくお願いします。

<日本原電>

ご意見ありがとうございます。詳細は後程の資料で、事故をどういうふうに設定していったかというところを説明させていただこうと思っています。概略だけをお伝えしておくと、最終的には一つの事故条件で示してございますが、レベル 1PRA を実施しておりまして、安全対策の効果を確認しています。その中で、いろんな事故シーケンスというものを並べています。その上で、その 30km に合致するという条件を考えたときに可搬型を遅らせるとか、そういう条件を考えていますが、そういうものは PRA では出てこないです。これは、イベントツリーというイチゼロの世界というか、成功失敗っていう枝分かれを考えるんですけども、今回その 30km というのはどういう事故条件かと考えるときに、そういう可搬型が遅れるとか、注水先が限定されるというそういう決定論的な知見っていうのも混ぜながら設定をさせていただいておりますので、そのような、ご説明させていただきたいというふうに思っております。以上です。

<議長>

どうもありがとうございます。他に何か。

<委員>

今回のケースⅡは 1 ケースということで選定されて「こういう結果でした」とご説明があったのですが、決定論的に説明する場合、そこで使った計算コードの信頼性、これをどう提示していけるかが重要と考えます。私は実験データと計算コードを比較していろんな精度評価をしましたが、誤差がある場合にはコードの感度解析等によって妥当な結果か否かを評価してきました。R-Cubic についてはその辺の実験と照らし合わせての信頼性の提示というものがいただけていないので、その辺りについての考え方はどのようにお考えか、そのあたりを説明していただきたいと考えています。

<日本原電>

今回使った R-Cubic につきましては、明日ご説明になるんですけども、R-Cubic の開発者の方をお招きし技術的などところをご質問いただいたりしたものについて、お答えできると思っておりますので、よろしくお願いします。

<議長>

はい、ありがとうございます。

他にどうでしょうか。他にないようですので、引き続きご説明よろしくお願いします。

<日本原電>

資料「説明事項のリスト（第1回）」に沿って、ご説明させていただきたいと思います。時間も限られておりますので、少しポイントを絞りながら、この資料でご説明させていただきます。その上でいろいろとご質問させていただきたいと思っております。本日のご説明の内容としましては、1枚目の表の一番左に記載してございます。先ほどもコメントいただきましたように、事故想定の妥当性ということで、どのようにこの事故を設定したのかというところの説明をさせていただきたいと思います。こちらが大体60ページ弱ほどページ数ございますけれども、10分20分位でご説明させていただいて、引き続き質疑の時間にあてさせていただきたいと思います。その上で、後半で放射性物質放出量の妥当性ということで、二つに分かれています資料1、2ということで、MAAPを使って事故進展解析しておりますけれども、この概要について、ご説明させていただいて、その上で放出量評価ということで、R-Cubic 拡散シミュレーションに入力するソースタームをどのように使ったという手法であったりとか、条件というところをご説明させていただきたいと思っております。

2ページ目から4ページ目で、今回評価の概要ということで記載しておりましたけれども、3ページ目をご覧ください。今回の検討の概要ということで、上の方はですね、報告書の方で内容を書いておりますが、下の部分で今回左上の方から事故想定というものとして事故についてソースターム評価しましたと、もう一方の方で気象条件を2020年度の気象からピックアップ抽出した上で拡散シミュレーションしてございます。このうち事故想定とソースターム評価というのを本日ご説明させていただきまして、明日気象条件と拡散シミュレーションをご説明させていただこうと考えております。こちらは参考資料として冒頭茨城県からご説明いただいた、今回30km周辺まで一時移転の対象区域とするような、そういう事故条件がどういうものなのか抽出するように、そういう認識で拡散シミュレーションを実施しております。

5ページ目に移りまして、ここからが事故の設定で、目次としましては最初に安全対策の概要ということで、先ほどの報告書にもございましたけれども、SA対策として設置しておりますので、どのような設備が加わったのか説明資料を載せております。二つ目は、安全対策を考慮した場合の確率論的リスク評価として、炉心損傷頻度がどの程度になっているのかということ資料として整理してございます。この時、対象としているのが、内部事象に加えて、地震PRAとか津波PRA、三つのPRAを実施してございます。三つ目ですけれども、(2)では内部事象と地震と津波というものを対象にしているんですけども、それ以外の自然災害に対して、安全対策が一斉に喪失するようなことがないのかどうか、PRA手法ではないんですけど、定性的

な分析によって確認をしてございますので、その結果をご説明させていただきます。(4)が先ほどのコメントへの回答になる部分となると思っておりますけれども、避難計画を検証するための事故の設定ということで、②と③の結果を踏まえて、なぜ今回のような事故を設定したのかというところを少し整理させていただいています。5番目が事故の詳細検討ということで、今回30kmに拡散することが前提になったときに、可搬型の設備でいろいろとそういうことを考えるんですけども、そのプロセスみたいなところを(5)で説明させていただいています。

まず、東海第二の安全対策の概要ということですが、8ページ目、9ページ目、10ページ目の図は、報告書から抜粋したものです。8ページ目9ページ目は、先ほどご説明差し上げてますが、東海第二発電所というのは、元々あったDB設備の他に福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、SA設備であったり、特重施設というものを設置しております。これらは、DB設備、SA設備、特重施設それぞれ一つの要因で機能喪失しないように位置的分散とかを考慮して配置もしております。そういう意味で、9ページ目に少し具体的なイメージがつくようにものを付けているんですけども、まずは安全対策の例として、津波に対して防潮堤を設置して、その敷地に浸水することを防ぐというような対策をとっていたり、仮に敷地内に浸水してきても原子炉建屋に浸水するのを防止するために水密扉を設置したりとか、そのように被害が生じないような安全対策をまずは実施している。その上で、例えば電源設備の例としましては、青字で書いてますがDB設備ですけども、非常用電源としてディーゼル発電機3台が原子炉建屋に設置されております。福島第一原子力発電所の事故のときは津波の影響によってその非常用電源が使えなくなったわけですけども、その反省を踏まえて、赤字の部分の対策を追加しています。追加した一つ目は、常設の代替電源装置ということで、少し建屋から右の方に高台になっていて、そこに高圧代替電源装置という代替になるような電源装置を置いております。これによって仮に建屋の中に浸水して3台ともすべて使えなくなっても、違うところにある代替電源装置によって事故対応を行っていくということにしております。更なるバックアップとして、可搬型の電源車を更なる高台に設置することとしております。このように多重的な対策をいろんな位置的分散を考慮して設置することによって、同じ要因で機能が喪失することがないように、そのようなことを考慮して対策を講じてございます。

10ページに移っていただきまして、これも元々あった設備を青字で示してありまして、福島事故の後に増設した設備を赤字で示して、これだけ設備を強化してますというふうにしてありまして、ある意味シミュレーションⅡだとこの設備がことごとくなくなっている、そういうことまで考えてるんですよというのを分かりやすく説明するためにこういうものを作成しております。

次のページからは、これらの安全対策の効果として、どれかのポンプが動けば炉心損傷を防止できるということを、国の審査の中で説明している有効性評価の解析をいくつかピックアップして説明しております。まず、①の低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応ということで、12ページ目に、このときの事故想定を記載してございます。基本的に、国の有効性評価というのは重大事故等対処設備の有効性を考慮するための評価になっておりますので、元々設置しているこの青字の部分は今回低圧注水機能喪失のところでも×印が付いてございます。代わりに、新しく設置する常設低圧代替注水系とフィルタ付ベント装置で、事故対応するときの解析結果

を記載しております。黄色く×印が付いているところは、今回の事故の対応の中では考慮してございません。

13 ページ目と 14 ページ目が同じような資料を付けているんですけど、従来の対策の場合、何らかの理由で、この青字で示す設備がなくなってしまうような状況に陥った場合には、炉心損傷になっているんですけども、そこは安全対策強化することによって、炉心を安定状態にもって行って、さらに格納容器も安定状態にもっていけるということを、重大事故等対処設備、SA 設備でそういうところまで達成できることを示してございます。こういう事故想定で考えたときには、被覆管温度が 1,200℃以下という判断基準に対して約 338℃という結果になっておりまして、格納容器の圧力も判断基準を下回っております。ここの○印が付いている設備を用いて事故対応することによって炉心損傷が防止できるということでございます。

あと代表的なものがいくつかあるんですが、②は原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応で、この図でいうと原子炉隔離時冷却系ポンプと残留熱除去系ポンプ、あとは可搬型の注水ポンプに○印が付いてございますけども、このときの事故でどういうふうなことを考えているかというと、17 ページ目の下に書いてございます長期 TB と言われる解析を実施しますけれども、これは全交流動力電源が喪失したとき原子炉隔離時冷却系が自動起動して、設計基準事故対処設備として期待するもその後期待できなることを想定しています。もう少し補足をすると、事故が起こって右側にありますけれども外部電源喪失も非常用電源もなくなってしまって、それによって元々電源があるところの高圧炉心スプレイ系ポンプとか残留熱除去系ポンプ ABC、あとは低圧炉心スプレイ系ポンプ、そういうもので事故対応をすることになるんですけども、交流電源がなくなった時の対策として、原子炉の中で発生する蒸気の力を利用して、この S/P とかにある水を原子炉に注水するというそのような設備が付いてございます。それが原子炉隔離時冷却系ポンプというもので、蒸気駆動としているのはそういう趣旨でございます。そのポンプについて、電源がなくなったときに動くんですけども、途中で止まって、そこからは可搬型のポンプで注水するというようなそういうシナリオでの解析を実施しております。基本的に、外部電源、非常用電源、先ほどご説明したとおり常設代替高圧電源装置というものがありますので、これが起動すればこの可搬型を使うようなことにはならないんですけども、今回この解析の中では常設代替高圧電源装置というものは 24 時間後から使用開始するという想定で、これも解析の想定ですけども、そのように定義・解析してございまして、それによって、可搬型に切替えを行うということです。この場合も、基本的にはずっと原子炉隔離時冷却系で水を入れて可搬型に切替えということで、燃料被覆管の温度というのは初期値を超えないということになっております。あわせて格納容器の圧力も基準値以下ということで、このような結果となってございます。

あとはですね、③として説明しておりますのは、先ほどはこの原子炉隔離時冷却系ポンプというものが動く想定での評価なんですけれども、SA 対策として同等の機能を有する常設高圧代替注水系ポンプというものを設置することとしてございます。この常設高圧代替注水系ポンプを使用した時の事故の解析ということで乗せてございますけれども、基本的には先ほど②でご説明した内容と同じということになります。

④ですけども、こちらは先ほどの交流電源喪失する想定に加えて、さらに原子炉圧力容器

から蒸気が逃げていく、そういう主蒸気逃がし安全弁というものがあるんですけども、それが、事故が起こったときに1個が開固着になってしまうということを想定した場合の解析です。その時ですね、発生してから1.3時間ぐらいは原子炉隔離冷却系ポンプが起動するんですけども、それで給水できているんですけど、1.3時間後に原子炉圧力が、蒸気が原子炉圧力容器の外に漏れる影響で低下して、ポンプが停止するというシナリオです。その時には少し注水が中断する期間がありますけれども、3時間後に可搬型のポンプを用いて注水を再開することによって炉心の損傷を防止することができるということを解析上で示してございます。これが解析の結果ですけども、少し燃料棒が露出をして被覆管温度が上がるんですけど1200℃に達してなく746℃という結果でございます。ここまでが報告書にも載せているDB設備とかSA設備とかがあって、そのうちいずれかの設備を用いることで、炉心損傷が防止できますということを説明させていただきました。

35ページ目からですね、こちらがそういう重大事故等対策を考慮した場合にどれぐらいの炉心損傷頻度があるかということ整理してございます。我々、国の審査で審査資料を出しておりますけれども、その中でDB設備のみを考慮したPRAというものを実施してございます。これは何のために実施をしているかということ、まずはDB設備でPRAを実施して、それによって炉心損傷頻度の高い低いということを見たときに、どういう対策をしていくかということを検討するベースとして、あとはその有効性評価でどういう事故を対象に評価するのか、そういうシーケンスを選定する観点で実施してございます。なので、SA対策を付ける前の状況でPRAを実施していると、それが国の審査で用いたPRAというものです。

一方で、今回安全対策を考慮したPRAというものを新しく実施してございます。これで安全対策、先ほどお示しした設備などを考慮した時にどれだけ炉心損傷頻度が下がるのかということを確認してございますけれども、今回、特定重大事故対処施設については考慮してないんですが、重大事故等対処設備まで考慮した際のリスクの評価をお示ししています。

二つ目のポツに書いてますけれども、安全対策の効果を確認する観点から、国の審査における評価手法をベースに実施と記載してございますけど、これは何を書いているかといいますと、※印の方ですけども、今、国内の産官学共同でPRA手法の高度化というものを検討中です。なので、どこかのタイミングで対策を考慮したPRAという、その高度化した手法を用いて実施することになりますけれども、そうすると値が変わってくるということもありまして、なかなか今回実施したPRAで物事を判断するのも難しいところです。なので、参考というところで、こういう方向で確認をした上で参考として実施をしたというのが今回の評価となります。一番下が評価結果ですけども、内部事象のPRAについてはだいたい 10^{-9} 、地震PRAについては 2.0×10^{-6} 、津波PRAについては 3.4×10^{-7} ということでこの程度のリスクでございます。

37ページ目は、今回新たに考慮している対策を整理したもので、報告書に出てくる設備の一覧と同じような位置づけのものです。

38ページ、39ページは、もともとの外部事象PRA、地震PRAの審査資料に記載しているものを事故シーケンスレベルで並べたものです。一つずつのご説明は割愛させていただきますけれども、38ページの右側で一番上の○に書いてございますけれども、安全対策前に支配的だった崩壊熱除去機能喪失というものの炉心損傷頻度は、格納容器にベントを付けるとか、代替循環

冷却系を付けるとか安全対策を考えて、他の事故シーケンスと同等レベルまで低減しているということになってございます。地震もそうですね、崩壊熱除去機能喪失は他のシーケンスと同等となっております。

40 ページ目が津波 PRA の評価結果ということで、今回津波の高さに応じて少し区分を書いておりますので、それを前後比較で示してございますが、審査資料を評価したときに防潮堤については期待していないんですけれども、建屋の浸水を防止するような対策というものを考慮してということですが、安全対策を考慮した PRA については防潮堤だけとか、敷地の浸水であったりとか、そういうものを考慮したうえで津波高さを設定してございます。その上で 41 ページ目が前後の比較となりますけど、基本的に防潮堤を超えるような高さ、24m を超えるようなそういう防潮堤が損傷するような津波というふうに設定してございますけれども、このレベルについては確率は変わっていないというところで、ただ 24m より低いところの津波については、浸水防護対策等の影響により安全対策前よりも確率が下がっているような結果となっております。

42 ページ目が、地震・津波以外の外部事象に対する検討です。

43 ページ目から 45 ページ目までは、茨城県主催の安全性検討ワーキングチームというのがございますけれども、その中でご説明している資料から持ってきました。結局、地震と津波はやはりクローズアップされやすいんですけれども、今回、重大事故等対策を考えるうえで 44 ページ目から 45 ページ目のそういう自然現象まで考えていきますというところを整理しております。例えばですけども、竜巻で言うと設計竜巻で最大風速 100m/s まで考えますとか、飛来物発生防止対策とか、竜巻対策を行うというふうな記載をしてございます。その下に凍結を書いていますけれども、例えば水戸で観測記録史上一位の最低気温 -12.7°C とか、そこまで考えても安全機能が喪失しないような設計とするということなんです。

この 44 ページ目 45 ページ目は、設計上考慮すべき事象ということで、このレベルの自然現象と考えていますというそういう線引のところなんですけれども、その設計基準を超えた場合に本当にその安全機能が一斉に喪失するようなことがないのかというところを、少し代表的な事象について定性的な分析を纏めたのが 46 ページ目以降です。

一つ目は竜巻ですけども、竜巻については設計基準を超える規模の竜巻があった場合というのは、屋外に設置している機器等については機能喪失する恐れはございますけれども、地下とか頑健性のある建屋の壁によって守られる設備によって大丈夫だということで屋外の設備については機能喪失した場合でも、建屋の中にある設備というもので事故対応を行うということになってございます。同じように、火山、森林火災ですね、設計基準を超えるとどうなるのかというところを分析し、その上で敷地内の設備が全て機能喪失に至るとは考えにくいとして記載をしてございます。

50 ページ目からこういう前提を踏まえて、避難計画を検証するための事故の設定ということで整理をしてございます。

51 ページ目ですけども、拡散シミュレーションの前提とする事故について、基本的な方針というものを一番下に書いてございますが、福島第一原子力発電所事故時の事故進展を参考に常設の安全対策設備が一斉に機能喪失する事故を設定したと結論として書かせていただいて

おりますが、どういうふうにそれを考えたかというのを上の方に三つ書かせていただいております。一つは、重大事故等対策を考慮した場合の炉心損傷頻度が低い水準に維持されているということが結論としてございます。その中で、すべて低いという中で、どれが起こりやすいのか、その中で比べてもあまり意味がないと思っていますので、そういうことが一番上に書いてあることです。二つ目のポツですけれども、重大事故等対処設備、基本的にですね、国の審査の中で議論が、それこそイベントツリー解析を実施して、事故シーケンスというものをすべて抽出してございます。それを基に対策をうっていますというのが今のその審査を終えた安全対策の状態というふうに考えておりますけれども、今回改めて重大事故等対処設備を考慮したPRAをしましたけれども、追加すべき事故シーケンスは抽出されなかったというふうに考えてございます。三つ目のポツですけれども、先ほどの自然現象で位置的分散を考慮した安全対策設備全体に被害をおよぼし得る事象として、設計基準を大幅に超える地震・津波が考えられます。ただし、そういう具体的な想定というのは今回設定する事故によっては特定しませんが、地震や津波を考慮した場合にも説明できるように事故を設定しようと思っています。こういう背景があつてですね、福島第一の事故の進展を参考に今回の事故を設定したというのが背景となっております。

52 ページ目ですけれども、福島第一原子力発電所の事故進展ということで記載をしたものがございます。1号機、2号機、3号機それぞれに放出に至るまでの過程というのに時間差があるんですけれども、概ね交流電源がなくなって、そのあと原子炉の冷却が停止をして炉心損傷に至りました、そのあと格納容器の破損に至りましたというプロセスについては、同等となっております。2号機については、津波が発生して交流電源が喪失したんですけれども、この後の原子炉隔離時冷却系よって3日間注水が続いています。ただし3日後の3月14日の13:25頃に注水が止まってしまって炉心損傷に至ったということでございます。交流電源がなくなってから注水が停止するまでに約3日間位の時間の猶予がありましたということです。※印で書いてございますけれども、この3日間のうち何もしていなかったわけではなくて、水素爆発、電源車とか消防車の準備をしていたんですけれども、1号機とか3号機の水素爆発の影響でそれらが損傷してしまったということがございました。3号機については交流電源が喪失した後に原子炉隔離時冷却系等で注水が1.5日間程度続いてございます。基本的には交流電源が喪失した後にすぐに注水が止まるとは考えにくいのですが、この注水がどれくらいの日数続くかということなかなか技術的に決めるというのが困難ですし、もし注水を考慮すると可搬型による注水で対応ができるということでございますので、今回評価では仮想的に交流電源が喪失したあとに急に注水が停止するという想定で解析を実施してございます。

53 ページ目は、少し繰り返しになってしまう部分もありますが、三つ目のポツで今回可搬型設備というものを考慮しますということでございますけれども、茨城県の要請文書に基づいて30km周辺まで避難・一時移転の対象区域を設定することを前提に注水条件を設定するというところで、後ほどご説明させていただきます。その説明が54ページ目以降ですね。

可搬型の説明に入るんですけれども、基本的に可搬型で事故対応というと一つは原子炉への注水をする配管がございまして、あとは格納容器といわれるところにスプレイを降らして格納容器を冷却するような給水設備がございまして、あとは原子炉圧力容器の下にペDESTALと言われ

る空間がございますけれども、そこに燃料デブリが落ちたときにそれを冷却するように格納容器注水系というものが設置してございます。大きくこの三つについて図にまとめています。今回原子炉停止から、先ほどご説明した通りですね、急に原子炉への注水がなくなるということを考えてございますけれども、その場合、可搬型は炉心損傷には間に合わないですけれども、圧力容器の破損には間に合うと考えております。ただし今回、それを圧力容器が壊れるというところまでを前提に考えないと30kmまで到達しなかつたので、可搬型の準備の時間を遅らせるという設定をしております。その上でですけれども、圧力容器に注水できた場合には、これもやっぱり放射性物質の放出量が低く評価されるということがございまして、圧力容器には注水しない設定としてございます。あとフィルタ付ベント装置というものがございまして、これを使うと粒子状の放射性物質の放出量というものがかなり大幅に低減できますので、そうするとやはり30kmまで広がりは生じないということで、フィルタ付ベント装置が使用できない設定としてございます。

それから注水開始時間ですけれども、基本的に事象進展で過去の解析などから、イメージとしては、事象発生と同時に原子炉注水が機能喪失することになりますので、だいたい1時間ぐらいで炉心熔融に至って、圧力容器が4時間から5時間位で破損するというふうに考えてございまして、片や可搬型の準備可能時間というのは設置許可の中で積み上げをしております、だいたい3時間後に準備ができるというふうに考えております。

ここは、圧力容器を破損するケースまで考えるとなぜ放出量上がるのかということ整理しますけれども、簡単に言いますと、圧力容器が破断することによってその圧力容器の中の粒子がドライウェルに放出されるというパスができるので、それによって影響が大きく上がると。パスがないと基本的にドライウェルのFPというものはサプレッションプールを通過することになりますので、そこでのスクラビング効果というものがございまして、水の中に放射性物質の蒸気を通すと、その水中にトラップされるという効果がございまして、その効果が大きいので、直接出ていく破断口みたいなものがないとドライウェル中の放射線量は上がらないということがございまして、今回は圧力容器が破損というところまで考えたということになります。

P58, 59 は可搬型の3時間と言っていますけど、他にもいろんな手段がありますよということですね。例えば接続口と水源について書いていますけど、接続口については高所東側とか高所西側とか原子炉建屋東側という接続口がありまして、水源についても代替淡水貯槽とか西側淡水貯水設備がございまして、どこの接続口を使うかとどこの水源を使うとか、その時の発電所の状況で判断することになりますので、いろんなルートがありますということです。

60 ページ目はですね、可搬型設備による注水先を今回原子炉に注水なしにしたけれども、いろんな感度解析をやって、一番最初は初期注水が0時間で、設置許可の積み上げ通り3時間後に注水を再開するという条件で評価しましたけれども、指針の放出量1TBqを超えなくて30kmには達しないということです。それを圧力容器の破損後まで注水の中断時間を遅らせた場合にどうなるかというものを試解析したんですけれども、それでも1TBqを超えなかったということで原子炉への注水なしという条件を加えたところ、だいたい30km周辺まで到達するような事故条件になったという実態があります。なので今回この右下の事故条件をベースに拡散シミュレーションを実施したということになります。少し長くなってしまいましたけれども、資料

のご説明は以上でございます。

<議長>

ご説明ありがとうございます。

ただいまの説明に対して、質問、コメントありませんか。

<委員>

いろんなところに時間というものが出てきますが、それぞれどのような意味を持っているのか、各時間が出てきたときに、これはこういう考えでその時間を採用しているという説明を加えていただきたいと思いました。

<日本原電>

ありがとうございます。基本的に今回、例えば最初の方に出てきた有効性評価の中でご説明しているこのような出てくる時間というのは、国の審査でご説明した MAAP の解析結果の時間や操作時間は積み上げをしていますので、基本的には MAAP の解析結果やその条件が載っているということでご覧いただければと思います。

<委員>

ケース 1 とケース 2 が混在しているように見えますが。

<日本原電>

ごめんなさい、ケース 1 と言っているのはシミュレーション I のことでしょうか。

<委員>

シミュレーションに I でいうと 19 時間というフィルターベントですね、その 19 時間というのはどこから出てきたのかとか、あるいは 8 時間とか 3 時間とか、そういういろんな時間が出て来まして、設置許可のほうでもいろんなものを積み上げてこうなっていますとかあるかと思うんですけど、そういう注釈が欲しいなと思いました。

<日本原電>

分かりました。資料が分かりにくいですかね…。

<議長>

今の件につきまして、時間設定に関しては例えば RCIC だったら 8 時間というものが出ていて、それは設計でそうなっているからというそういう説明はつくのと、それから今回解析の中で 30km 圏に影響が及ぶようにわざと遅らせたりとか、恣意的と言ったら言い方が悪いかもしれませんが、そういう設定のものと、ある意味ちゃんと設計仕様という根拠があって決めたものと、それと今回の解析のためにあえて遅らせたとか早めたとか、そういった設定の仕

方をもしたということがあるとすれば、やっぱりその辺のところが委員が言われているようにあるとすれば、説明していただくと分かりやすくなるかなと思います。

<日本原電>

はい、ありがとうございます。最初にご説明が抜けていたのかもしれないんですけども、今回の事故で考えているのは、いきなり原子炉注水ができなくなることを考えますと、それで可搬型で注水することを考えますけれども、本来であれば可搬型の準備は3時間で完了するというふうに評価しておりますが、それだと30kmまで至らなかったのも、可搬式の準備を原子炉圧力容器が破損するまで遅らせて設定しましたと、その結果、格納容器の破損時間が19時間になりましたと、そういうご説明になります。

8時間と出てきたのは、今回の事故では、先ほど言ったようにいきなり注水が途切れるという想定で設定をしているんですけども、それは極端な仮想的な条件であって、実際にはこうだということを、最初の方のスライドでご説明させていただいております。なので、本来は、いきなり注水がなくなるということは考えにくくて、設計基準の中でも少なくとも8時間はRCICという、原子炉隔離時冷却系という注水手段が動くように設計されていまして、対策の中でさらに24時間動くようになってますけれども、そういう背景を飛ばして今回の解析の条件を考えていますと、そういう流れでした。その辺を最初にご説明すればより分かりやすかったかなと思います。

<議長>

他にないでしょうか。

<委員>

事故1から4まで設定をされて、それをするを考えてシミュレーションするということだと思んですが、検証関係と離れてしまうと思うんですけど、大津波が今夜来るかもしれないし、1年後来るかもしれないし、10年後かもしれない、あるいは20年後かもしれない、こういう設定をされているわけですね、こういう事故があった場合には安全対策として設置された重大事故等対処設備で注水するとか、圧力を制御するとか、ベント操作をするとか、いろいろ対応されているかと思いますが、実際、そういう対応ができるのかということですね、例えば今夜起こった場合にそういう対応ができるのかという、現状の把握です。県民としては、事故について本当にそれで対応できるのかということ、大丈夫だよって言ってくれば、県民も安心すると思うのですよ。感想みたいなので申し訳ないですが。

<日本原電>

ご意見ありがとうございます。現時点の状態としましては、燃料がすべて使用済燃料プールの方に出されている状態ということで、今考えてる事故の想定ですと、炉心に装荷して実際に運転をしているというところですので、だいぶプラント状態が違うんですけども、運転中は燃料照射状態、出力運転状態ですと原子炉が止まった後の崩壊熱がかなり高めに出ているので、

今みたいな早い事故進展の可能性が出てくるということなんですけれども、現状、もうプラント停止してから10年以上経っている状況ですので、崩壊熱はかなり低いところまでレベルとして落ちているということと、今 SFP には全部燃料があって、仮にその冷却が止まっても沸騰までにだいたい1週間以上とかそういうオーダーで時間の軸が違って、プールの水が沸騰で減って行って燃料が露出するまでになると、20日とかもっと長いとかそのようなレベルの状況ですので、可搬型の注水設備とかいろんなプールへの注水設備とかがありますので、十分な安全な状態といえますか、混乱はあるかもしれないんですけども、今仮に大津波が来襲したとしても、燃料が損傷するような事故になるのは考えにくいということだと思っています。

<委員>

現状はよく分かりました。ただ再稼働した場合、まさに事故を想定しているわけで、具体的な話をしますと、例えば、作業員にそういう対応のマニュアルがしっかりとできているのかとかいかがでしょうか。

<日本原電>

ありがとうございます。国の審査の中でなんですけれども、ハード面の対策、いろいろな対策だけではなくて、実はソフト面の対策の方も同時に審査されています。そういった技術的能力というふうに呼んでいるんですけども、実際にこれらの新しく作ったポンプはいつ何時間起動できるのかとか、どういう体制でやるのか、何人必要なのか、順番はどうするんだとか、そういったところもすべて確認をされていて、それでも十分対応できるというところで審査いただいております。先ほどの資料の後ろの方にも、可搬型の複数の接続箇所だとかですね、それらからの注水というケースで何分何分という表がありましたけれども、もう複数ですね、1箇所だめでも複数の箇所に接続できます。そこに可搬型の設備を持ってくるアクセスルートと言っているんですけども、そこも複数用意するとか、いろいろな事象を想定した場合に対応できるということを、審査の中でも確認いただいているということになります。

<議長>

他に…。

<委員>

追加ですけど、多分、検討されてるのは一般的な事故事象を検討されていると思うんですけど、事故って想定していなかったというようなよくある話で、例えば、燃料交換中に地震が起きて、燃料棒が途中で止まって蓋ができないとか、そういう事象とかいうのは考えられないかどうか、そういうときに、水が抜けてしっかりと蓋ができないとか、そういう事象、偶然というのは確率では大きな話で、きちっと運転している時に対応はできてるけど、そういう交換中に地震が来ますとか、または大型航空機の落ちた時にも大丈夫だというのが最初の話だったんですけど、ここではそういう事象はしていないでしょうか。

<日本原電>

最初のご質問の停止中についてですけれども、停止中については元々その原子炉の設計をするときに、燃料集合体が落下したとか、そういうトラブルを考えても外部に影響がないようにということを考えて設計してございます。

<委員>

それは正常に起こったことだったらいんですけど、例えば地震が来てそれで入れなくなるとか、そういう状態が続くとか、ようするに検討されてる範囲はたぶん網羅されていると思うんですけど、でもさっき言ったように今までメルトダウンが起こるのは想定していませんでしたということを言われてきて、停止という燃料交換中に起きてその事象はあったけどそれで水が抜けちゃって、制御棒あたりがおかしな話になるとか、偶然地震があったときに、そういう一つの例ですけど、過度事象のときに何か事故が起きたときにも安全ですよっていうような評価はされているのかなっていう、この話を聞いていると定量的でこういうことが起きたらそれは対応できています。リスクも少ないですみたいなんですけど、さっき言ったような事故ってありませんでした、想定していませんでしたということで、抜けるのは過度事象というか、何か状態が起こっているときに何かあったときにどうなのかなあと気がするんですけど、この辺はさっき言ったように考えにくいというか、そんな考えなくていいよっては強く言えるのかどううか。

<日本原電>

ありがとうございます。燃料交換機の耐震性も十分高めて確保しているということと、実際に燃料挿んで動かしているときに、燃料棒が落ちないようにと二重に落下防止対策をとるとかですね、そういう安全対策はとってますので、その吊った状態で仮に地震が起きたとしても、その状態が保持されるというようにしております、かつ炉心側は十分に制御棒が入ってる状態ですし、十分安定している状態で、燃料も炉心の水も燃料プールのところまで水を張っている状態で燃料について水中を移動させますので、そういう意味では冷却性は十分持っている状態です。そういう意味では想定してないわけではないということです。

<委員>

航空機については。

<日本原電>

航空機については、今日の資料にはあまり出てこないんですけども、報告書の方に想定表があったと思いますが、特重施設を考慮しないとか、そういう関係になってございます。実際、特重施設は航空機の衝突を考慮して、炉心損傷になるようなケースでも、格納容器の破損を防止するという対策をとっていますので、今回の拡散シミュレーションには明示的には登場しないんですけども、航空機衝突のときも格納容器破損を防止できると、要は今回格納容器破損するというケースでシミュレーションⅡをやってますけれども、それより手前の、どちら

かというシミュレーション I 側で十分収まるというふうに考えております。

<議長>

私の方から PRA の結果について、少々、細かい話を申し上げるんですけども。38 ページで、LOCA 時、注水機能喪失で大破断と中破断については対策後の方が確率が大きくなっているわけですね。たいした話ではないですけども、もともと小さいし、そんなに詰められる世界ではないかもしれませんが、理由、どういうところに多重化を増やしたのはなぜ、それを説明してください。

<日本原電>

38 ページ目の丸ポツの三つ目に、そこに理由を書かせていただいている、括弧書きに安全対策として残留熱除去系海水系に新たに電動弁を追設する影響により若干増加と、具体的には新しい対策の中で今日の図であるかどうかですけども、海水系は代替の海水系を設置するんですが、緊急用海水系と呼んでいるんですけど、従来からあるその海水系、残留熱除去系の海水系ラインなんですけども、そこに新たに設置する緊急用海水系を接続して、残留熱除去系の熱交換器で冷却できるようにというそういう対策をしまして、どうしても追加するその設備のところはバウンダリになるというか、系統の境界になるところに電動弁を設置することになるんですね。その電動弁は、要は設備が追加されるとその追加されたやつの影響で若干 PRA の結果が変わってくる。その LOCA のとき大破断 LOCA は特にですね、対応する系統がないんです。やはり大破断 LOCA で ECCS 相当の設備じゃないと炉心損傷防止ができないと。なので、実はこの審査の中でも、そういうケースの場合は格納容器の破損を防止できるような対策を打ちなさいという対策になってまして、そういう意味ではその低圧の代替注水系のポンプを使って注水をするんですけども、炉心損傷を防止できないので、格納容器破損防止するということで、損傷炉心冷却と、あとフィルタベントなり、代替循環冷却系というところで格納容器の方の除熱をしていくというような対策を打ってますので、そういうところで従来の設備のところ境界になると思うところに弁を追加した影響で、若干上がるということになります。

<議長>

今の格納容器のこととか、さっきちょっと格納容器の方で対応するという話があったわけですけども、次のページで、事故シーケンスについては、…炉心損傷頻度が低下したのは…今の 38 ページで崩壊熱除去のマイナス 5 乗からマイナス 10 乗、これは格納容器の冷却機能が代替系で動くようになったという想定だと思うんですけども、それでも動かない場合の考えから、やっぱり確率として小さいけど確率はあるということになるわけですね。そうしたときに要するに、右側の方にある安全対策後として、従来と同じようなシーケンスはいくら対策をしてもそれらが十分機能しなくて、やっぱり炉心損傷とか格納容器が破損するとか、そういう可能性はゼロじゃないのだと思うんですけども。そういうのは最初に言いましたようにイベントツリーで分類されていきますので、いくつかのシーケンスはあり得ます。そのシーケンス、防災という点でありますので、その確率が大きい方を優先的されるんですけども、確率が小さ

くてももしそういうことが実際起きたらというその前提で、防災という話になるんだと思うんですけれども。そういう意味ではやっぱり事故シーケンスの洗い出しがきれいになされてますから、先ほどから1シミュレーションに1シーケンスだったんですけれども、複数シーケンスにしなくていいか、そこら辺がちょっと疑問なんですけどね。もし確率が小さいからもうこれはカットしたよとか、そういった考え方もあるかと思うんですよね。だから、そういう考え方ならそういう考え方で一つのシーケンスに収れんされると言いますか、それで代表しておけば良いとの言い方もできると思うんですけれども。ですからその論理がどうなっているのか教えていただければ。

<日本原電>

確率的にはやはりいろいろ対策を打っても、すべてそれが使えなければ対策ないのと同じ状態なので、あとはどれくらいの確率で失敗するかっていう失敗×失敗×失敗とか、そういう流れになっていくので、数値的にはどんどん下がっていく方向にはなるのかなと思います。ここで9乗とか10乗とか11乗とか低いのは14乗とかの数字もありますけれども、それが高いのか低いのかと相対的に比較したところで何の意味もないだろうというのが我々いろいろ検討した結果になっておまして、そうしたときにPRAの手法も一応見ながら、全体の網羅性みたいなものを確認しつつ、結局、結果的にはやはりすごく複雑なシーケンスですかっていう説明をしていくというのは非常に難しい、というのも一方やはりございました。そういう意味でどういう拡散シミュレーションのシナリオにするのかというところを、想定をどうするかというところをいろいろ検討したんですけれども、結果的には、やはり1F事故の印象が強いというか、住民の方々も、ああいう例えば地震とか津波によってその電源がなくなったらどうなるのかという心配をされてるところがあるかなというのが、回りまわって最終的にはそこに行き着いたというところで、当然それに対応する対策も十分とって、今回のSBOシーケンスは内部事象ですとマイナス10乗のオーダーとかで、地震の場合でもマイナス7乗/年ですから、1万年よりもさらに何千万年に1回、そんな世界になってくるんですけれども、確率がゼロじゃないからっていうことはおっしゃる通りかなというところで、やはり防災って想定範囲を超える、要は数字のお遊びにならないように決定論的にもやはり検討しないといけないだろうというので、いくら対策をうってもほぼ使えないというところを踏まえて、ただ可搬型はこういう何か柔軟に対応するように使えるようにということで位置的分散を考慮して導入しているので、その部分が一番期待したいというのが当初強い思いがあって、それらが全部使えないというのは住民の方への説明がしづらいところもありまして、そういう意味では1Fの場合の地震津波のSBOっていうのと、安全対策の一部は期待する、そういう意味はシミュレーションⅡのシナリオをどうするかと考えながら結果的には今のシナリオということで、前半マトリックス作って全体的に見たらどうかっていうご意見いただいたんですけれども、実は条件の振り方の自由度が多過ぎて難しいっていうのが実際にありまして、それを踏まえて一番説明性のあるものがあるというところで、そういった設定をしたというのが経緯でございます。

<議長>

ありがとうございます。

今おしゃっているそういったところを説明がなされていけばいいかなと。あと 41 ページ目の地震 PRA の方もこれもですね、少々見た感じだったんですけども、安全対策前の区分 2 と区分 1 の方に従ってだんだん確率が高くなってきますね。区分 3 に対して。ところが対策後の方は逆に小さい。その辺の対策がどう係わっているのか…。

<日本原電>

ありがとうございます。実は安全対策前の津波シーケンスというのは、20mの防潮堤を期待していて、20mより高いところの津波、防潮堤を越流してくる津波による影響を見るというような観点でまづやっています。その時に、実は20mの防潮堤を超えて津波が敷地に入ってくると、すぐ下に海水ポンプがあるんです。非常用の海水ポンプが喪失してしまうということになりますので、そういう意味では、実はイコール除熱機能とか喪失してしまうんです。そうなるとう結局、要は炉心損傷防止する手段がなくなってしまうと、対策前です。ということで、実はこの数字、区分1・2・3で三つ数字ありますが、それ津波のハザードのカーブ、発生頻度は年超過確率の数字が逆にそのまま入って、一方、今回安全対策後の評価というのは、そういったその敷地内に津波が入ってきたとしても、例えば電源が別途高台にあるとか、対策系が幾つか使えるものがあって、そういう津波を考える対策で、炉心損傷防止できる成功パスを使っているんです。ですので、そういう意味ではハザードの津波確率だけじゃなくて、そこに安全対策の失敗確率がかかった状態で炉心損傷が出るということで、そういう意味では少し対策前後で数値の傾向が変わってくるということになります。

<議長>

ありがとうございます。

<委員>

確率が10のマイナス7乗とか、そういう炉心損傷確率になっているんですけども、日本原電に聞くのもへんですが、福島だと最初どれぐらいで考え、想定していたかって把握されているんですか。津波で起きたあの時点で、どの程度しか考えてないで、あれぐらい起きたというふうに言われて、それと比較して今回こちらで評価しているのは、オーダーがこれぐらい違うからといっても、福島の場合、実は10のマイナス6乗ぐらいしか起きないと思ってたんですけど、起きてしまった。数字というのは果たして意味があるのかっていうところがあって、福島のような津波っていうのは、10のマイナス3乗ぐらいで考えてた、それとも10のマイナス6乗で評価してた、だけど起きてしまった。数値の意味ってただそういうものでしかなくて、それで事故が起きないという保証にはならないっていうところがあって、分かるんでしたら教えてもらいたい。

<日本原電>

ありがとうございました。東電の1Fのその津波のハザードがどの程度で起こりやすいかっ

ていうところの数値を持つてるわけではないので適切かどうか分からないところもあるんですけども、実はと言ってはなんですけども、防潮堤が当時なかったんですね、1Fもなくて東二もなかったんですけども、そういう意味ではある程度敷地高さとか、先ほど海水ポンプが水没するっていう話しましたけれども、そういった津波高さを超える確率っていうのが多分マイナス4乗3乗、マイナス3乗から4乗位かなっていう気が感覚的にはしてます。今回来たやつ津波の高さか、もっと低いところでも同じように起きたかっていうところはあるんですけども、東海第二の津波のハザードで防潮堤の設計にどの程度津波高さを考えるかというのを、基準津波というので設定するんですけども、それが防潮堤前面で14.2mとか15m弱ぐらいのところになっていまして、そういった基準津波をハザードの確率で当たるときに、同程度の確率かっていうと、だいたいマイナス4乗からマイナス5乗ぐらいのところになるようになってます。ですので、そういう15mの津波が来たということだとすると、だいたいマイナス4乗からマイナス5乗年、要は1万年から10万年に1回ぐらいの確率の津波が来たんじゃないかなというふうには思います。その後は今回、先ほどの津波PRAの安全対策前みたいなんです、そういう津波が来たときに、対策がないとすると炉心損傷を防止できるパスがないので、なので結局浸水してしまっただけでそれまでの設備を使えなくなって、時間的には少し時間稼ぎできていて注水が一部動いたとかですね、そういうのがあっても、そのあと対策取れないまま、要は壊れた機器なり代替の機器を遠くから持ってくるとか、そういう運用できなかったということで、炉心損傷になってしまったということかなというふうに思っています。ですから、そういう意味ではマイナス4乗ぐらいからマイナス5乗ぐらいの津波が来たんだろうと、個人的には思っています。

<委員>

そうすると、このマイナス5乗でも安心できないということになるわけですか。

<日本原電>

そういう意味では、そういう津波に対してもちゃんと対策をとるっていうことだと思っておりますので、それは防潮堤なり、その後敷地入って来た浸水防止対策なり、高台電源を置くという対策なりですね、そういう対策が必要なレベルというふうに考えています。

<委員>

最初のこの事故シーケンスの確率でその後どう対策するか考えなければ、これはマイナス7乗であったとしても、もしかすると炉心損傷が起きる可能性がある。それともそれはないというふうに言い切れるのか。要するに事故が福島のように起きてしまったら一般の人にすれば、次起きないっていうことをどこで保障してくれるのか。

10のマイナス7乗であれば事故は起きるわけで、100億年、1億年のうちに1回起きるかもしれない、今日起きるかもしれないし、多分1億年、2億年後、起きるかもしれないというのが確率だから、それは運転中、今、例えば30年後動かされたとしても、絶対、事故は起きないっていうことが言えるのか。

起きてしまうとされたら、たぶん県民は反対する人もいるわけで、起きたとしたら、その人にとっては事故1回だから、要するにリスクや確率論で起きてしまったらその人にとっては事故1回なわけですが、それが起きないということを保証してくれなければ、必ず反対する人は出てきてしまいます。あるのは経済性とかを使って説明するのか、それとも、それは起きないんだよってということを言い切るのか、言い切るためにこういう設備があつて、それでもなお1億年に1回は起きるかもしれないとしたら明日起きるかもしれない。

そこがどこまでだったら絶対起きないかっていうと。だから、その反対する人にとってはそこをどう納得させるか、数値だけで言われても多分納得してくれない。だから、そこをどう表現するかっていうのが、たぶん10のマイナス7乗それがどういう意味なのか、数字嫌いな人にとっては10のマイナス7乗とかマイナス8乗なんて言われても何のことだか分からない。起きないっていうことが言えるか否かって、反対する県民にとっては納得する基準というのがないと。

それでもリスクと原子力の便利性があつてどっちをとりますか、1億年に1回の確率でこれだけのメリットがあるものを取るのか取らないのかって表現にするのか、あるいは全然起きないのかそこが一番その反対の人にとっての納得させるためのポイントで、その辺にあるのかなって気がして、数字が出てさっき言ったように、マイナス5乗ぐらいで対策しなければ福島みたいに起きてしてしまう。マイナス4乗で起きてマイナス7乗で起きないかっていうのがいいのかって言ったら反対する人は反対してしまう。そこがリスク評価の数学が好きな人への一つの手法なんだけれども、数字嫌いな人もいるから、そこをどう納得させられるのかが気がかりである。

<日本原電>

はい、ありがとうございます。起きるか起きないかって言うと、起きにくいとしか言いようがなく、絶対に起きるか起きてないか、どっちか白黒つけろと言われてもなかなか難しいところがやはりございます。そういう意味では3.11の事故当時、安全神話みたいな話があつて、絶対安全ですみたいなものを求められていたところが。でもその後は、やはりそういう考え方は止めましょうということで、起きるかもしれないから必要な対策をとるんだと。想定外をなくしていくと、そのようなことで対応してきているというふうに理解しています。そういう意味ではアメリカとかですね、リスク情報等を活用していて、安全目標っていうのを設定していて、そのリスク評価上、絶対値がどの程度であれば対策が要らないかというところの線引をしっかりと、アメリカが合理的な考え方を取り入れているので、規制がそういう考え方でやっていると。日本はそこまで到達してないですし、あんまり絶対値だけで議論がなかなかできないですね。当然不確かさもあるし、その不確かさの幅が1桁2桁であるかもしれないということであんまり数字は、絶対的に信用できるものではない。あくまで評価上同じようなやり方でやってみたとき、評価の中でどれが起こりやすい、起こりにくいかっていう議論はできるとしても、絶対値で起きる、起きないの議論はなかなか難しいというのが今の私どもの理解になっています。ですので、そういう意味では、先ほど工学的には起こりにくいという記載を、なぜこのような書き方をしたんだとご指摘ありましたけれども、まさに起きにくいけれども、絶対ではな

いっていうことをいかに分かりやすく表現するかというところで悩んだところがあって、具体的な数値を出すよりも、工学的には考えにくいという、天文学的な数字ですよってという意味合いをもって、でもゼロじゃないですよっていうそういう意図で、工学的には考えにくいとさせていただきますということです。

<委員>

日本ではその物を動かしてる人に対する信頼度というのが非常に大事です。そういう意味で、継続的な安全性向上や訓練をやっていると思います。いろんな事故想定を行い、皆が本当にこの時間のうちに可搬型の設備を持っていけるか等、そういう日々行っている安全性向上の訓練を含めて、こんなふうに参加しているということを住民の説明に対しては、付加して欲しいと思いました。

<日本原電>

はい、ありがとうございます。そのあたりはですね、今回事故の設定の妥当性ということで資料準備してございますので、中には入っていないんですけども、訓練の様子であったりとか、そういう継続的な安全向上については、当然こんなことをやってますよってというアピールは重要だと思いますし、また広報誌の方へ載せたりしていますので、そういうところかなと思います。

さっきの津波の話に関連して少し補足させていただくと、住民の方と対話する機会があって、その中で関心をいただけるのは20mの防潮堤を設置するということ、やはり皆さんそうなのっていうところで興味を惹かれるところが多かったんです。なので、そういう説明なんじゃないかなと思っています。そういうところまで考えて対策をしているということ、また段階的に説明するということができるかなと思っておりまして、20mの防潮堤を設置して敷地に浸水しない対策を取っています、防潮堤を少し超えるような津波が来ても建屋に浸水しないように対策をうってますと、もしそれでも防潮堤が壊れてしまうような津波があるでしょうと言われたら、当然それはリスクとしてはゼロではないんですけども、高台に設置しているこういう可搬型の電源車であったりとか、設備によって対応していくというふうに手順を整備しますとか、そういう段階的な説明かなと思っています。今回の事故シナリオに話を戻すと、今回その防潮堤が壊れて、建屋が浸水してしまうようなそういうシナリオを考えても、可搬型の設備で対応するというのでこの事故を設定してございますので、24mを超える津波を考えてないということではないと思います。そういうところまで考えて事故は設定をしていると。きちんとそういうような説明ができるように事故は設定したということが実態です。以上です。

<議長>

ありがとうございます。

ちょっと時間が大分過ぎているんですけども、長時間ご議論いただき、ここで5分休憩いたします。

(5分休憩)

<議長>

それでは時間になりましたので、引き続き、進めたいと思います。

今回の検証委員会の趣旨というのは、どういったシナリオを考えて扱うというところにあるかと思しますので、あんまり安全性云々についてはあまり議論しないで、今回の検証委員会の目的に沿って議論を進めたいと思います。

私の方からもう1点質問したいところですけど、55ページの事故の詳細状況について、右側のほうで※印の2ところ、原子炉圧力容器が注水できない、それから、これによって炉心損傷が起きる、代替格納容器スプレイ、格納容器下部注水を実施とありますね。これによってある程度デブリが冷却されると思いますので格納容器が破損したとしても、これの対応は大変なんですけれども、もしですね、格納容器の冷却機能、スプレイとか注水機能が機能しなかった、そういうことも考えられるわけです。同じような可搬型を使っているとすれば、ですから、それがなくなるときにはおそらく放出量はもっと大きくて、影響範囲も30kmを超えるんじゃないかと思うんですが、そういったものは、今回の趣旨からしてあくまで30kmということなので、ここではそういうことが起こらないということもあってこういう設定かなと思うんですが、ですから、30kmの中に収まるようなシナリオと、それを超えるシナリオと、超えるシナリオがないとは言えなくて、そういう意味で始めの頃言いましたように、事故と気象要件の全体スペックが非常に難しいことはあると思うんですけど、なんか分類的にですね、こういうパターンこういうパターンぐらいの何かがあり、30km圏内の事故シナリオは、この辺のところに位置付けられているんだよと。全体が必要かなという気がいたします。実際、福島の場合は、30km圏を超えたところまで影響が及んでいるかと思しますので、福島レベルは起こらないんじゃないかと、東海だって可能性があるけど東海ではその30km圏内のそのようなシナリオはこういうことだと、承知の上で、ここではちょうど30kmに収まるそのシナリオだけポンと上から落ちてきたような感じですね、そのプロセス、丁寧に説明されればいいかなと思いますね、その中で、実はこういうものもある、その辺の説明は難しいだろうなという気がしますけど。

<日本原電>

内容の濃いというか、我々も大変に思っているところになるんですけども、おっしゃる通りですね、例えば今4ページ目を映してますけれども、福島第一原子力発電所事故のときにCs131が約1万TBqと言われていました。ただし、その時に空間線量率がそこまで $20\mu\text{Sv}$ 、今の基準に相当するところまで上がったかという、30km程度なんですね、それはあくまでも、そのときの福島第一の事故が起こった時の気象がそうだったから30kmでしたとの結果でしかなくって、その時に、もしかしたらものすごい厳しい気象条件だったかもしれないんじゃないかと言われると、当然それはもっと広がるんです。なんですけど、事故の結果としては30kmでしたということです。今回のプロセスとしては、当然厳しい気象条件がありますよねっていうのは、その通りですよとしたときに、じゃあ指針が30kmまでって言うてるのが果たしてどういう事故条件っていうのをきちんと明確にするということで、そういう事故条件をえた上で

シミュレーションするというのが要請の内容ですので、それに沿うように 30km っていうところをターゲット定めて、事故条件を出しているというところです。

<議長>

ご説明ありがとうございます。

他にございませんか。

<日本原電>

今日の資料は 61 ページ目以降、資料 1-2、1-3 と準備してございます。時間の関係もありますので、まずは資料 1-2 の説明をさせていただければと思います。

<議長>

よろしくお願ひします。

<日本原電>

ここでは 61 ページ目からは、今までどういう考え方で事故を設定したかというところを説明させていただいたんですけども、61 ページ目以降は設定した事故に対して、ソースタームをどう設定したのかというところを、資料 1-2 と 1-3 で説明させていただいております。資料 1-2 に関しては、設定した事故に対する事故進展解析結果についてご説明させていただきます。いきなり条件というより、先に事故の概要を、63 ページ目が今回の MAAP の解析結果も含めた上で、全体の事故進展の内容について整理しております。最初の条件としては、全交流電源が喪失しますということで、さらにその初期の注水に期待しないということを考えておりまして、だいたい事象発生してから 35 分後に炉心損傷が発生するというふうに記載しております。そのまま注水ができない状態が継続するので、4.5 時間後には、原子炉压力容器の損傷に至るというふうに評価をしております。

原子炉水位が燃料の有効長底部に達する前、燃料がある程度露出したところで減圧をするという手順にしておりまして、その減圧の操作に関しては、それによって压力容器が破損する時点での高圧破損を避けるということです。高圧破損というのは PRA の世界とかですと、压力容器が高圧の状態では破損してしまうと、ほぼ同時に格納容器も壊れてしまう評価になりますけれども、そういうふうなところで高圧破損は生じないというふうに記載をしております。③ですけれども、压力容器の破損後に格納容器スプレイと、ペDESTAL への注水を行うということで可搬型の操作を期待してございます。④ですけれども、スプレイとペDESTAL 注水とか、それを続けるんですけども、サプレッションプールの水位が 13.53m に達した時点で、格納容器スプレイを停止してベントに移るという手順になっております。なので、その手順に従ってスプレイを停止するんですけども、ベント操作に失敗して 19 時間後に格納容器が破損に至るというふうな設定としています。今回設定している事故で事故進展解析を実施するとこのような流れとなります。1 ページ戻っていただいて、この評価に用いているコードというのが MAAP になります。MAAP は有効性評価のために国の審査で用いているコードです。本日の説明の最初に有

効性評価を幾つかご説明させていただきましたけれども、その有効性評価のうち格納容器破損防止対策の有効性評価で用いています。あとはこういう条件で評価したということです。

64 ページ目ですけれども、こういう事故進展の結果の、核種毎の放出量ということで、MAAP の中で、右側にございますとおり、核種グループ毎の放出割合というものが評価されますので、この放出割合というものをソースタームで用いています。左側に、審査資料から抜粋をしますけれども、MAAP 中ですね、核分裂生成物挙動モデルというものがモデル化されておりまして、構造物表面に沈着するか水中を移動する効果だとか、一番下のところでサプレッションプール水のスクラビングやスプレイ効果によって気相部から除去する効果が MAAP でモデル化されておりまして、その機能を用いて放出量を評価しております。基本的に有効性評価の中では、Cs137 放出量の評価というものもしてございますので、この辺のモデルを用いた評価結果を国の審査の中でも説明をしてございます。

65 ページ目と 66 ページ目が参考資料となりますけれども、65 ページ目は MAAP コードで審査資料の中にありますけれども、過去に実験との比較によって格納容器の影響度の妥当性を確認しておりますので、どういう実験をしたのか左下の図になっておりまして、その実験との比較結果というのが右側にあります。これは1例として、格納容器の中の凝縮ですとか重力沈降、そういう効果で放射性物質が床に落ちたり壁にくっついたりするんですけど、そういう効果が、実験というモデル化されたものが実験との比較で確認されているということです。66 ページ目は、格納容器スプレイの効果ってということについて、今回格納容器スプレイを考慮しますので、それによってどれぐらい除去効果がありますかというのを感度解析として実施したものです。これも審査の中で説明している資料から抜粋をしますけれども、ちょっと図の見方が難しく、右側が事故後の時間で、縦軸が格納容器の中でどれぐらい放射能が低減するかという、DF と言ってますけれども、それがどれぐらい格納容器の中で減衰するかという、そういう指標です。これは値が大きければ大きいほど、格納容器の中で低減する効果が大きいということになりまして、例えば1だと格納容器に出てきた放射性物質がそのまま大気に出ていく、除去されずに出ていくそういうものになります。三つほど線が引いてあると思いますけれども、一番上の実線というのは国の審査における有効性評価解析です。有効性評価のときの除去効果ですね、だいたいはその格納容器の中で10の6乗から7乗のところまで、それぐらい格納容器の中で低減されるという評価をしているんですけど、MAAP のモデルの中で、その時スプレイを考慮するんですけど、例えばそのスプレイによるFP除去を考慮しなかったらどれぐらいにFPが下がるのかということを確認してございまして、それが真ん中の点線のところで示している、要はその実線と点線の差分のところがドライウェルスプレイによる格納容器のFP除去効果の違いになるんですけど、だいたい10から100程度かなと。こういう形ですね、スプレイの除去効果があるというふうに考えております。あとは青のところを書いてある重力沈降という、格納容器の中にエアロゾルとして粒子状の核種なんですけど、それが格納容器の中にいる間に、重力で下に落ちていくってそういう効果がございまして、スプレイよりはそちらの方がシーケンスでは評価されてまして、10の3乗程度の効果が得られるとしています。こういうところで、スプレイの効果というは、10から100程度はあると思っています。

67 ページ目は、先ほどの資料1-1の最後で原子炉注水を考慮するかしないかで、放出量が違

いますと、注水しない方で設定してまずとご説明させていただいておりますけれども、原子炉注水、そのときに実施した解析の放出割合の結果を並べております。左側の表の、核種グループごとの放出割合というものを並べて書いておりますけど、今回評価というのが原子炉注水なしの評価です。あと注水を考慮した感度解析が書いているところですけど、例えば CsI 類は今回評価だと 10 のマイナス 4 乗のオーダー、注水を考慮すると 10 マイナス 7 乗ということで 3 桁程度放出量が減るといってございまして、これがなぜなのかというところを右側で分析してございまして、上の方が今回、下の方が感度解析の結果となっておりますけれども、原子炉建屋から環境に出ているその核種グループごとの放出割合の時系列を示したものでございまして、その下の方の感度解析の方を見ていただくと二番・三番というところが、感度解析だとすべて放出開始とともに放出割合がずっと下がっているのに対して、上の今回評価というのを見ると 1 回格納容器が壊れた後に放出量が上がるという結果になってございまして、この効果によって環境への放出量が大きくなっているという評価になってございまして、この差をなぜだと考えると、右側の図と図の間に括弧で書いてございまして、RPV 内に沈着した FP の再揮発量の違いですね、圧力容器の温度が原因と思っております、原子炉に注水しないと温度が上がって、その効果によって、放出量が増えているのかなということを考えています。その結果、放出量が増えたと考えています。

<議長>

はい、ありがとうございました。

何かご質問、コメント等お願いします。

<委員>

今回の評価は、結局ソースタームの妥当性と拡散の妥当性がメインだと思いますけれども、その中でソースターム計算の中で、シナリオ設定が妥当か、それをもとに実際 FP がどの位あるか、そして放出量がどれぐらいか、そういう計算の仕方が妥当かがメインになるかと思いますが、それに対して確認したいところがあります。62 ページ目の崩壊熱はアメリカの ANSII/ANS で保守的に使っていると思うんです。それが実際の MAAP で使われてますけれども、今回のシナリオで、例えばこれがどの位実際に感度というか、パラメータによって影響があるか、確認したいんですが、その理由は後の資料にもあると思います。実際、炉心の中で蓄積する FP の量は ORIGEN で計算されていると思うんですけども、それとの整合性の関係で、ちょっと保守的にどの位整合性があるか確認したいので、ポイントはおそらくこの MAAP に記載するときに、この崩壊熱の影響はどの位なのかを聞きたいんですけど。

<日本原電>

はい。ご質問ありがとうございます。62 ページの表の中で、崩壊熱の燃焼度 33GWd/t というふうに記載してございまして、崩壊熱、確かに不確かさがあるんですけども、保守性を見込むためにですね、この燃焼度 33GWd/t というところが保守性と考えております。これは原子力発電所 13 ヶ月動かして定検してまた 13 ヶ月ということですけど、サイクル末期にいくほど燃焼

度が高くなるんですね、サイクル末期になればなるほど、蓄積される核分裂性生成物っていうのも多くなりますし、崩壊熱も高くなるというところもありますので、そういうところを保守的にサイクルの最後の部分を持ってくることによって包絡的になるように設定をしているところですよ。

<委員>

だからこれは ANSI/ANS のデータは、炉心の特性とかは関係なくて、外部的な崩壊熱値を使っておりますけども、例えば ORIGEN で実際計算することで、どのぐらいこれが保守的なのか数字的に軽視できるのかなと思うので、そういう面では県民にもこの程度は保守的な関係と言えるかなと思います。

<日本原電>

ありがとうございます。今は ORIGEN と ANSI/ANS の比較は準備しておりません。

<委員>

崩壊熱のこの数字によって、MAAP 計算の結果に影響があるかを確認したいと思ってます。もしそんなに影響ないんであればいいけれども、今回のタイムテーブルで影響があるんであれば、これを ORIGEN の計算と比較することで実際のどのぐらい保守的なシナリオになっているのかを確認したい。

<日本原電>

ありがとうございます。持ち帰らせていただきますけど、基本的には崩壊熱が高いと事象進展も早くなりますので、事象進展としては厳しくなると、そういう意味で今回燃焼度 33GWd/t で、先ほど、サイクル末期の値を用いることによって高く設定する方向なので、保守的な評価になっていると考えています。それがどれぐらい事故進展に影響するのかみたいところをどう評価していくかを確認したいと思います。

<議長>

他にないでしょうか。

<議長>

64 ページ。プールスクラビングの話が出ていますが、これは格納容器スプレイに比べてどれぐらいの効き方、プールスクラビングを期待できるのか、つまり、S/Pの水が、そういう状況で沸騰している可能性もある。そうするとスクラビング効果がかなり低くなるような気がします、そのあたりはどうでしょうか。

<日本原電>

まずスクラビングの効果は非常に大きいです。1000以上取れるかなと思っております、MAAPではサプレッションプール水の温度とかから評価をしておりますけれども、それを踏まえた上での放出割合を評価しています。

<委員>

次の検証委員会でたぶんご説明があるかと思えますけれども、今回の希ガスの放出の割合について、こちらのケースにはないんですが、一応計算がされてるんでしょうか。

<日本原電>

希ガスの放出については評価してますけれども、今回、拡散シミュレーションの対象の中に入っていないです。それは地表沈着した核種からの空間線量率を評価するために、粒子状の核種のみを対象としています。希ガスについてはそういう意味ではスクラビングとか格納容器スプレイで除去できないので、シナリオによらずほぼ100%が出されるますので、放出開始時間が重要となります。

<委員>

今回のシナリオでも沈着によるクラウドシャインのみを考えてるからですけども、計算はされてるされているんでしょうか、評価をされているということでしょうか。

<日本原電>

評価はしております。

<議長>

時間が差し迫ってきましたので、先ほど申しましたとおり16時40分を終了時刻とします。従いまして、資料1-3につきましては、明日の一番でお願いできればと思います。それでよろしいでしょうか。

それでは事務局に戻します。

<事務局>

明日以降の検討委員会について説明させていただきます。

今日、ご議論いただいた状況を踏まえますと、2月末までに検討状況の報告が纏まらないんじゃないかなという懸念がございます。本委員会における茨城県のご担当者へ開催期間を延ばしてもらえないか相談させていただきます。

本日は活発なご議論をいただきありがとうございます。議事録等につきましては作成の上、委員の方々のご了解得た上で、しかるべき時期に茨城県へご提出いたします。

第2回目は、明日1月27日13:30から、この場所で開催いたします。委員の先生方よろしく申し上げます。

本日お配りした資料につきましては、取扱注意でおねがいたします。また、本日、お配り

した資料はお持ち帰りいただいて、明日またご持参ください。

日本原電からの出席者におきましたは入れ替わりがありますので、入れ替わった方の資料については、今まで用意した資料を事務局で準備いたします。よろしくお願いいたします。

それでは、第1回委員会、長時間お疲れ様でございました、本日は、これで終了いたします。

ありがとうございました。

－以上－