

静岡県防災・原子力学術会議  
令和 7 年度第 1 回原子力分科会 会議録

令和 7 年 11 月 17 日 (月)  
グランディエール ブケトーカイ 「コスモス」

午後 3 時 30 分開会

○司会 それでは、定刻になりましたので始めさせていただきます。

ただいまから、静岡県防災・原子力学術会議令和 7 年度第 1 回原子力分科会を開催いたします。

本日の司会を務めます、静岡県危機管理部参事兼原子力安全対策課長の神村でございます。よろしくお願いいたします。

開会に当たりまして、静岡県防災・原子力学術会議、原子力分科会長の山本先生よりご挨拶いただきます。よろしくお願いいたします。

○山本分科会長 静岡県防災・原子力学術会議令和 7 年度第 1 回原子力分科会の開催に当たり、原子力分科会会長として一言ご挨拶申し上げます。

本日は、委員の皆様方、お忙しい中、このようにお集まりいただきまして感謝申し上げます。

本日の議題は、「炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策」であります。

現在、浜岡原子力発電所 3・4 号機について行なわれております、新規制基準適合性審査におきまして、中部電力が原子力規制委員会に対し、どのように説明をし、どのように審査に対応しているかを、専門家による議論を通じて継続的に県民の皆様へ情報発信していくことは、大変重要なことと考えております。委員の皆様方には、それぞれご専門の立場から、忌憚のないご意見、ご提言をいただきますよう、お願いいたします。

以上、簡単ですが、私からのご挨拶とさせていただきます。

○司会 ありがとうございます。

本日ご出席をいただいております委員の皆様、中部電力、県の出席者につきましては、お手元の出席者名簿のとおりでございます。ご覧いただき、ご紹介に代えさせていただきます。

きます。

本日の会議は、お手元の次第のとおりでございます。

これより議事に入ります。議事の進行は山本原子力分科会長にお願いいたします。山本原子力分科会長、よろしくお願いいたします。

○山本分科会長 それでは議事に入らせていただきます。

本日の会議は、「炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策」というテーマで議論をお願いいたします。最初に中部電力からの説明を聞いた後、委員の皆様のご意見、ご質問をいただきたいと思います。

それでは中部電力から説明をお願いいたします。

○中部電力（伊原） 改めまして皆さんこんにちは。中部電力の伊原でございます。

今日は、これまでもそうなんですけれども、浜岡原子力発電所の安全対策について、ご説明のお時間をいただきましてありがとうございます。

これまで、浜岡原子力発電所では、東京電力の福島第一のような事故を二度と起こさないという決意の下、設備対策、それから現場の対応力の強化等やっております。そんな内容をこの場でご説明させていただいております。

前回のこの場でのご説明でもさせていただきましたけれども、審査の中で、プラント設計のインプット情報となる基準地震動、それから基準津波が決まったということで、今、それを基にプラントの安全設計に関する審査が進められております。その中で、分科会長からも今ご紹介がありましたけれども、5つの論点の1つであります重大事故等対策のうち、炉心損傷防止対策について、新規制基準の中で用いている確率論的リスク評価。これを交えて、諸対策の有効性について、本日ご説明させていただきたいと思っております。

それでは早速ですけれども、原子力本部原子力部安全技術グループ長の竹下よりご説明させていただきます。

○中部電力（竹下） 中部電力の竹下と申します。よろしくお願いいたします。

本日は、先ほど来ご紹介ありましたとおり、「炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策」と題しまして、新規制基準の要求に応じ、炉心損傷のリスクの大きさを評価する手法であります確率論的リスク評価と、それからプラントが炉心損傷をする可能性がある状態に陥った場合に備えた対策である炉心損傷防止に係る重大事項等について説明させていただきます。

なお、先ほどもお話がありましたが、今浜岡は、3号炉と4号炉で原子炉設置変更許可申請を行なっておりますけれども、本日は、先行して審査を受けております4号炉についてご説明させていただきます。

こちらが本日のご説明内容になります。

まず最初に、確率論的リスク評価、及びここから抽出されます事故シーケンスの選定について、ご説明させていただきます。

次に、ハード面、設備対策と、それからソフト面、現場対応力の強化というところで、新規制基準への対応、重大事故等の対策についてご説明させていただきます。

その次に、これらの対策が有効かどうかということで、重大事故対策の有効性評価について、審査で説明している内容を説明させていただきます。

最後に、新規制の審査からは外れますけれども、参考として、炉心損傷頻度を対策の前後で比べることによって、どの程度炉心損傷頻度が低減するかといったことについて、ご説明させていただきます。

まず最初に、本説明の中でよく使われます専門用語につきまして、語句の説明をさせていただきます。

まず、「確率論的リスク評価」ですけれども、原子炉施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を炉心損傷頻度等の指標により定量評価する手法でございます。

次に、「重大事故等」ですけれども、発電用原子炉の炉心の著しい損傷または使用済燃料の著しい損傷、及びそれに至る恐れのある事象のことを「重大事故等」と称しております。

次に、「事故シーケンス」という言葉ですけれども、こちらは、事故のきっかけとなる事象、起因となる事象から重大事故等に至るまでの事象の進展のことを指します。

この矢印の下に少し細かく書いてありますが、送電系統の故障に伴う原子力発電所内の停電事象が発生した後、原子炉の停止に成功はするものの、非常用ディーゼル発電機の起動失敗により注水設備の電源を確保できない。このために原子炉への注水が失われ炉心損傷するといったような、こういった事故の進展を「事故シーケンス」と言っております。表記といたしましては、このように要因を2つ「+」でつなげて表記をしております。

それから「重大事故等対策の有効性評価」につきましては、PRAによる分析から想定さ

れる重大事故等に至る可能性のある事象の進展、シーケンスに対しまして、計画した重大事故等対策が有効に機能することを評価するものでございます。

また、今回の説明範囲の補足説明になりますけれども、原子力発電所は、放射性物質を所外に放出することを多重に防護しておりまして、重大事故等対策におきましても、炉心損傷防止のほかに格納容器破損防止といったような対策もございますが、今回はこの炉の部分、炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価及び重大事故等対策について、ご説明さしあげます。

スライド4ページ、「重大事故等対策の基本的考え方」を示してございます。

まず、様々に考えられる重大事故等を漏れなく考慮するために、PRAを活用して重要事故シーケンスを選定するということが求められています。このフロー上、ここまでの流れになります。

規制要求としましては、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シーケンスを、この（a）と（b）の観点から抽出しろということが要求されております。（a）は原子力規制委員会によって指定されている、必ず想定する事故シーケンスグループ。

（b）は個別のプラントのPRA評価によって抽出するシーケンスグループになります。

これを受けまして、当社では、浜岡4号機の設備及び運用をベースにした個別プラントの評価を行ないまして、事故シーケンスグループを網羅的に選定しております。また、その中から、各事故シーケンスグループごとに有効性評価に使う重要事故シーケンスというものを選定してございます。

フローの次のパートですけれども、重大事故等対策として、ハード面。主に設備の仕様とか性能といったものを検討するこちらのパート。それからソフト面。組織の体制とか手順とか、そういった2つの観点から重大事故等対策を検討しております。

最後、ここのパートですけれども、炉心損傷防止又は格納容器破損防止の観点から、本当にこれらの対策が有効であるかという有効性の評価を実施いたします。

ここから、「確率論的リスク評価および事故シーケンスの選定」という、先ほどのフローの最初の部分について少し細かい説明をさせていただきます。

原子力発電所におけるPRAの概要を説明させていただきます。

まず、確率論的リスク評価（PRA）ですけれども、原子炉施設等で発生するあらゆる事故を対象として、発生頻度と発生時の影響を定量評価するものでございます。別の言い方をしますと、リスク（＝発生頻度×発生時の影響）の大きさを安全性の度合いを評価

する手法と言うこともできます。

PRAには様々な種類がありますが、基本的には、波及的に炉心損傷に影響し得るかもしれない起因事象の発生を想定した後、事象が悪いほうに進展していくことをモデルとしております。事象が進展していくと、炉心損傷が起こり、さらには格納容器破損が起きるということを、イベントツリーと呼ばれる解析、フォールトツリーと呼ばれる解析等によって検討しております。

炉心損傷に至る頻度、炉心損傷頻度を評価するのがレベル 1 PRA、格納容器破損頻度を評価するのがレベル1.5PRAと呼んでおります。

このスライドもPRAの種類に関する説明になります。

レベル 1 PRAは、炉心損傷につながる様々な事象を想定しておりまして、例えば内部事象。システム内で起こる機器の故障、あるいは人的過誤、ヒューマンエラーが原因となって起こるような事象。それから外部事象。地震や津波といった外部のハザード等によって発生する事象となるもの。こういったものが区別して分類されております。

また、プラント状態によっても区別しておりまして、運転時、停止時といったように、これらはそれぞれ異なるPRAの手法を用いまして評価をしております。

新規制基準への対応の中では、これらのPRAの中から、内的事象レベル 1 PRA、停止時レベル 1 PRA、地震レベル 1 PRA、津波レベル 1 PRA、それから内的事象レベル1.5PRAを実施しておりますが、本日は炉心損傷防止に係るPRAというところで、内的事象のレベル 1 PRA、停止時のレベル 1 PRAについてご説明さしあげます。

ここからは「PRAの基本的な考え方」と称しまして、その評価の手順についてご説明するものでございます。

まず、やり方ですけれども、日本原子力学会が発行した学会標準。標準的なやり方、手順を示したものにに基づき評価をしております。こちらにそのフローが抜粋してありまして、この後のスライドで一つ一つ説明させていただきますけれども、このような手順で評価を実施しております。

なお、今回のPRAですけれども、目的が重大事故に対する有効性評価を行なうための事故シーケンスグループ等の抽出。または重要事故シーケンス等の選定であるということから、設計基準事象のみ、つまり従来からある設備のみを記載した評価になっているという点にご留意ください。

PRAの評価におきましては、まず最初に「起因事象」と呼ばれる、波及的に炉心損傷に

至るかもしれない最初の事象を同定して確率を与えるところから始まります。

まず原子炉。他社の分も含めまして、原子炉設置許可申請書、及び海外の事例等を参考にし、炉心損傷に至る可能性のある起因事象を網羅的に抽出いたします。この表でいきますとこの部分になります。

これらがどういう発生頻度で起きるかというものにつきましては、国内BWRプラントの運転経験等から発生頻度を評価しております。

こちらに出しました事象のように、過去発生したことがある事象につきましては、国内BWRプラントにおける発生の件数を運転時間で割ってやることで発生頻度を出しております。

こちらに示しました事例のように、過去発生したがないという事例につきましては、0.5件発生したと仮定しまして、国内のBWRプラントの運転時間を割ってやることによって発生頻度を出しております。

まずこれが最初に起こる起因事象の選定と確率の評価になります。

次に、先ほども少しご説明しました事故シーケンスの分析といったことで、イベントツリー法と呼ばれるものについて、ご説明さしあげます。

イベントツリー法とは、各起因事象に対して炉心損傷を防止するために必要な緩和措置または緩和操作を検討して事故シーケンスを展開するというものになってございます。

ここに示しておりますイベントツリーは「過渡事象」と呼ばれる事象のイベントツリーなんですけれども、起因事象を一番左におきまして、起因事象に対して事象収束に必要な緩和設備をこのように段々に配置しております。

起因事象からスタートしまして、成功した場合は上に行く、失敗した場合は下に行くということで、その成功と失敗の組み合わせによって、どのようなシーケンス、どのような事象が進展するかを分析してございます。

例えば、起因事象が発生しまして、原子炉の停止に成功すると。さらに注水に成功して除熱も成功すると、ここに来まして「炉心損傷なし」というシーケンスになるということです。

もし原子炉の停止に成功して注水に成功しても、余熱除去に失敗しますと「余熱除去失敗」というシーケンスに陥っていくということになります。

これらの各分岐の「成功」「失敗」を網羅的に組み合わせることによって発生得る事

故シーケンスを整理しております。

では次に、今ご説明いたしましたイベントツリーにおきます各分岐の成功と失敗がどのような確率で起きるかというものを計算した、その計算手法についてご説明させていただきます。

これは「システム信頼性評価」と呼ばれまして、展開したイベントツリーの分岐点での成功・失敗を設定するために、システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開できるフォールトツリー法を用いて定量化しているということになります。

こちら全体が、高圧炉心スプレイ系という、高圧の非常用炉心冷却系のポンプについて分析をした例になります。

ここにありますのがフォールトツリーと申しまして、この中で、こういった要因でシステムが機能喪失するか、期待する機能が発揮できないかということを整理しております。

具体的な要因について、このポンチ絵で説明させていただきます。

こちらが高圧炉心スプレイ系のポンプ。こちらが水源から水を引っ張ってきて炉へ注水すると。こういったシステムになっております。このシステムが機能を発揮しない理由というのはたくさん考えられまして、例えば、このポンプそのものが何らかの理由で故障していると。あるいは、ポンプは動くけれども、ここの先の注水先で、ここの弁が故障して開かないとか、あるいはポンプ本体は問題がないけれども、そこに供給する電源とか冷却水に問題があると。これらが1つでもあると、この系統は機能が発揮できなくなります。

また、もし全ての設備が健全であったとしても、主に運転員になりますけれども、運転操作を失敗してしまうと期待する機能が発揮できません。こういった要因を、このフォールトツリーにまとめまして、その設備の信頼性を評価しているということになります。

今、大きく分けまして、設備が機能が発揮できない場合は、機器の故障と、それからヒューマンエラーがあることをご説明させていただきました。

次に、フォールトツリーを具体的に定量的に評価するためにパラメータを作成していきます。

まず、機器の故障率をどうやって与えるかということですが、国内の原子力発電所の運転計画を基にした機器の故障率が図書として刊行されていますので、それを利

用しております。その中では、ここに示してあるとおり、機器の機種。電動ポンプ、タービン駆動ポンプといった機種と、それから故障モード。起動失敗とか継続運転失敗とか。それらに対して一つ一つ確率が与えられているというものになります。

次は、もう1つの不具合要因でありますヒューマンエラーの解析、人間信頼性解析の説明になります。

炉心損傷に有意な影響を及ぼし得る人間行動、主に運転操作に対して起こる人的過誤を同定して、そのタスクの成功／失敗を評価するものでございます。人的過誤の発生率の分析におきましては、HRA（人間信頼性解析）と呼ばれるイベントツリーを作成してその確率を評価しております。

こちらが1つのイベントツリーの例になります。

まず、この頂点から出発いたしまして、認知の成功／失敗。ある運転操作をしなければいけないプラント状態になったということを認知、正しく把握できるか。成功できるか失敗できるかということで分岐いたします。もしその状態を正しく認知できたとしても、運転操作に失敗してしまうと、やはり運転操作失敗と。正しい運転操作ができないと失敗する。正しい運転操作ができると成功ということで、この青色のブロックのほうに落ちていきます。

また、この評価におきましては、この「バックアップ成功」というラインがありますけれども、運転員は1人で運転操作をしているわけではなくチームで運転しているものですから、もし認知を失敗した場合、あるいは運転操作を失敗した場合でも、リカバリーが成功する場合がありますので、そちらの分岐も取っております。これらのそれぞれの発生各節を踏まえまして分岐を与えることで、失敗してしまう確率、それから成功するという確率を与えております。

こちらに示してありますのが人的過誤率の評価の例になっております。

一番上にありますのは「注水不認知失敗」ということで、何らかの理由で注水が失敗しているのを認知できなかったということが起きる人的過誤率がこの値といったような評価をしてございます。

さて、以上で発生するシーケンスの整理、それからそれらが起こる確率の計算ができるようになりました。全ての炉心損傷するシーケンスを積算した値。一般的に「炉心損傷頻度」と呼ばれる値は $1.3 \times 10^{-5}$ ／炉年という数字になっております。

炉心損傷頻度のシーケンスグループ別の特徴ですけれども、こちらにありますとおり、



「崩壊熱除去機能喪失」という割合が非常に大きくなってございます。この理由ですけれども、崩壊熱除去機能に期待できる系統が余熱除去系のみということになっておりますので、崩壊熱除去機能喪失の寄与が大きいというような結果を得ております。

ここからは、これまで評価しましたPRAと事故シーケンスグループの分類によりまして、こういったシナリオで有効性評価を行なうのか。その選択・選定に入るプロセスになります。

まず、各種PRAと、それから説明は省略いたしました但、定性的な分析等から事故シーケンスを抽出いたします。抽出した事故シーケンスに対して、必ず想定する事故シーケンスグループと比較いたします。

必ず想定する事故シーケンスグループとは、あらかじめ原子力規制委員会から規則で定められている、この7つのシーケンスになります。これに対して、当社のPRAの経過から、追加すべきものがあるのかなのかということを検討するということをしております。

内部事象のレベル1 PRAから抽出されたシーケンスにつきましては、必ず想定するシーケンスグループに対応するシーケンスであり、事故シーケンスグループの追加は不要であるということを確認してございます。別な言い方をしますと、浜岡の特有のシーケンスといったものは、内的事象の分析では見られなかったという言い方もできようかと思ひます。

次に、重要事故シーケンスの選定の前段階として、機能喪失の要因の観点から区分するために、PRAから抽出した事故シーケンスを事故シーケンスグループに分類してひます。

具体的にどうひくことかと申しますと、多数ある一つ一つの事故シーケンスの中から、その特徴が似ているものを、例えば「高圧・低圧注水機能喪失」といったようなグルーピングをするということをやっております。

次に、このグルーピングの中で、炉心損傷防止対策に係る重要事故シーケンス、有効性評価に使うシーケンスを選定していくわけですが、審査ガイドに記載されている4つの着眼点から、各シーケンスごとに厳しい事象を「重要事故シーケンス」として選定してひます。

4つの着眼点ですけれども、共通要因故障が起きるような事象か。対策しようとするひ、その設備がインサービスするまでの余裕時間が短くないかとか、対策しようとする

設備容量がどれぐらい大きなものが必要なのか。あるいはシーケンスグループの中で、どれほどの代表制があるか、寄与が大きいかといったような観点から、「高」「中」「低」と3つのランクで分類して評価をしております。ここには、最も寄与が大きかった崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループの中の各シーケンスを比較してございます。

分類した結果、ここに書いてあります、「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」というものが最も厳しいということで、こちらを重要事故シーケンスとしまして、重大事故等対策の有効性評価に使うということを決定してございます。

以上が、運転時のPRAについてのご説明になります。

新規制におきましては、停止時の状態におきましても有効性評価を求められていることがありますので、停止時についても同様な手段でPRAの分析、それから重要事故シーケンスの選定というものを行なっております。おおむね運転時と同じようなやり方しておりますので、要点だけかいつまんで簡単に説明させていただきたいと思えます。

まず、停止時のPRA対象ですけれども、その時々々の点検メニューによりまして、機器が不待機になります。その内容が大きく定期ごとに違うものですから、今回の新規制の申請時におきましては、標準的な工程で実施した第12回定期検査を基に評価を実施してございます。

運転時の評価と異なる点ですが、停止対象期間における停止時のプラント状態を下記の観点から分類していると。プラントパラメータの類似性、使用可能な緩和設備、成功基準、余裕時間に対する類似性といったものから、定期工程期間を複数の期間に分けて、それぞれで分類・評価しているという点が運転時のPRAと大きく異なるところでございます。

こちらが停止時のレベル1 PRAの評価結果になります。第12回の定期検査をベースに実施した評価については、燃料損傷頻度が $8.3 \times 10^{-6}$ ということで評価結果を得ております。

また、シーケンスグループ別の考察といたしましては、停止時の場合は全交流動力電源喪失といったものが一番寄与が大きくなってございます。今回評価では、外部電源の復旧とか故障した機器の復旧をモデル化していないこともありまして、定期点検時は非常用ディーゼル発電機の点検というのが入るため、待機台数が1台になる期間があります。その寄与によって全交流動力電源喪失の燃料損傷頻度が寄与が大きくなるといった

ような結果が出てございます。

停止時につきましても、似たような手法を用いまして事故シーケンスグループの検討をしてございます。

まず、停止時レベル 1 PRA等から事故シーケンスを抽出し、抽出した事故シーケンスに対して、同様に必ず想定する事故シーケンスグループとの比較をしてございます。

停止時に必ず想定する事故シーケンスグループも原子力規制委員会からあらかじめ指定がありまして、この 4 つ。崩壊熱除去機能喪失等、4 つが指定されております。

必ず想定するシーケンスグループに対応しない重要事故シーケンスがあるのかどうかということを検討した結果、抽出された重要事故シーケンスは全て必ず想定する重要事故シーケンスグループに対応すると。事故シーケンスなり重要事故シーケンスグループに新たなシーケンスを追加することは不要であるということを評価してございます。

原子炉停止中におきまして、燃料損傷防止対策に係る事故シーケンスの選定も、同様な考え方で実施しております。審査ガイドに記載の 3 つの観点から、シーケンスごとに対応が厳しいシーケンスを抽出してございます。

ここに示してありますのは、全交流動力電源喪失の分析結果でございます。複数する事故シーケンスの中から、外部電源喪失、交流電源失敗、崩壊熱除去・炉心冷却失敗といったシーケンスを重要事故シーケンスとして有効性評価に使うということを評価してございます。

ここまでの、PRAを用いた評価。それからそこから得られる重要事故シーケンスの選定になります。

ここからは、新規制基準対応のうち、重大事故等対策として実施する対策を、設備面、ハード面からと、それからその後にソフト面、運用の観点からご説明させていただきます。

設備対策の強化につきましては、特に重要な 4 つの機能の観点から概要を説明させていただきます。

まず「電源の確保」です。

従来は、複数から受電できる外部電源、それから発電所内にあります非常用ディーゼル発電機によりまして電源の信頼性を確保しておりました。今回、重大事故等対策といたしまして、高台の 40m のところにありますガスタービン発電機、それから可搬設備である交流電源車、それから交流電源を喪失したときの備えになります蓄電池の増容量化等

によりまして電源の信頼性を確保してございます。

次に、「注水手段の確保」についてご説明させていただきます。

従来から、注水手段は、高圧、低圧、タービン駆動、モーター駆動ということで、多様な注水手段を確保してございました。今回は、重大事故等対策といたしまして、タービン駆動の高圧注水系、それからディーゼル駆動の低圧代替注水系、それから可搬型設備による注水。こういったものによりまして、注水手段の多様化・多重化を図ったり信頼性の向上を図ることとしております。

次は、「水の確保」になります。

従来は、この発電所の建物の中にあります復水貯蔵槽、それからサプレッション・チェンバと呼ばれるところから水源を確保してございました。

今回は、重大事故等対策といたしまして、屋外にあります緊急時淡水貯槽、それから取水槽からの海水注入。こういった水源を確保しております。その結果、発電所敷地内に7日分以上の故障対応の水を確保しているということで、従来に比べて取水源の信頼性が大幅に向上しております。

最後に、「除熱手段の確保」になります。

従来から、原子炉の機器冷却系と、それから崩壊熱除去設備によって除熱をしてございました。これは、こちらにあります除去ポンプと、それから熱交換器を使いまして海水に熱を放出するというもの。海に熱を放出するというものでございます。

今回は、重大事故等対策といたしまして、まずここから出て行く大気をヒートシンクとしたフィルタベント設備。それから、海をヒートシンクとした設備の信頼性向上。例えば格納容器代替循環冷却設備でありますとか、可搬式の代替熱交換器設備等によりまして、除熱手段の多重性や多様性を向上させまして信頼性を確保しております。

これが、たくさんある重大事故等対策の中の、主な4つの機能に関する対策になります。

次に、これら新しく設置した設備等も含めまして、しっかり現場で対応できると。操作ができるということを目指して、「現場対応力の強化」ということも並行して実施してございます。

まず、体制についてです。

1F事故以降、初動対応の体制を強化してございます。そして、運転時の事故対応における初動の重機・可搬型設備を扱う専門組織として「緊急時即応班」を設置したという

ことにつきましては、過去のこの会議でもご説明させてもらったとおりです。

現在は、審査の進捗等を踏まえながら、対応に必要な要員の待機体制を整備しているところでございます。

この図でいきますと、ちょうどこの部分。現場対応のスペシャルチームについて準備を行なっているという状況でございます。

次に、手順書の整備の状況についてもご説明させていただきます。

新たな設備の設置を踏まえ、以下の対応を行う方針としています。

まず、従前の事故手順書に対して、新規の設備を用いた事故時の対応策を追加すると。もともと原子炉の状態に応じまして、非常時の運転操作手順書、緊急時の手順書、重大事故時の運転操作手順書というのがありましたが、これらに対して新たに設置した設備を追加していくということ。

それから、各設備の個別の手順書も順次整備していくという計画としております。主に運転員が使うSA設備の運転操作手順書。それから緊急時の即応班等が使います緊急時の運転操作手引（EHG）を整備しておきます。

これらの運転操作手順書を用いて様々な訓練をすることを通じまして、手順の習熟とか手順の内容の検証・向上といったものを実施中という状況でございます。

スライド30でご説明さしあげるのは、訓練の様子でございます。

現場対応能力の向上といたしまして、既に配置が終わっております可搬設備等を用いまして現場の操作訓練を実施しております。

こちらにはホースの布設訓練、可搬設備の注水訓練等、多様な設備で多様な訓練を実施しております。この訓練結果につきましても、緊急時の運転操作手引に反映していくという計画としてございます。

次に、手順等の充実について説明させていただきます。

建屋内に設置した新たな設備につきましても、制約時間内に速やかに対応できるよう、机上及び現場での教育を実施してございます。

こちらに示しました設備は、先ほどご説明いたしました、大気をヒートシンクとした除熱設備、フィルタベント設備の現場操作架台になります。こういったものについても、机上教育、現場教育につきまして、その結果をSA設備運転操作手順書に順次反映していくということを計画してございます。

以上が、炉心損傷防止に係る主な重大事故等の対策の内容になります。

ここから説明させていただきますのは、「重大事故対策の有効性評価」ということで、これら整備した重大事故等の対策が、本当に想定される重大事故において有効に機能するのかということを検証するというものでございます。

こちらが、「重大事故等対策の有効性評価の概要」になります。

まず、重大事故等の想定に当たり、PRA等を実施しまして事故のシーケンスグループを抽出。それから重要事故シーケンスグループを決定するといったプロセスは、この前半の説明でご説明させていただいたとおりです。

想定する重大事故等につきまして、計算プログラム等を用いた解析の結果を踏まえて、重大事故対策の設備、それから手順の有効性を評価するという事になってございます。

新規制において要求されている有効性評価は4種類ありまして、炉心損傷防止対策の有効性評価、格納容器破損防止対策の有効性評価、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価と4つありますけれども、本日は、そのうち、この赤枠で囲っている部分、炉心損傷防止対策の有効性評価、それから運転停止中の原子炉における燃料損傷防止の有効性評価について説明させていただきます。

まず、運転中の炉心損傷に至るおそれのある事故のシーケンスグループの有効性評価ですけれども、想定される事故シーケンスに対しまして、重大事故等対策を使って対応した結果、こちらに示します評価項目を満足すると。制限値を逸脱しないことを確認しております。

評価項目ですが、「燃料被覆管温度および酸化量」、それから「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力」「原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力および温度」といったようなものが判定基準となっております。

また、格納容器のフィルタベント系の使用による敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクがないということも併せて評価しております。

また、運転停止中の原子炉における燃料損傷に至るおそれのある事故のシーケンスグループについても同様な評価をしておりまして、「有効燃料棒頂部の冠水」、それから「放射線の遮蔽の維持」「未臨界の確保」が可能であるといったことを確認してございます。

これら上記のシーケンスグループについて、重大事故等対策に必要な要員を、運転員

および緊急事態対策要員にて確保可能であること。それから「必要な水源、燃料および電源」を7日間継続して供給可能であることも併せて確認しております。

次のスライドから、具体的にどのような評価をしているかについて、例をご説明させていただきます。

ここで示しておりますのは、崩壊熱除去機能喪失のうち、取水機能が喪失した場合の評価ということになってございます。

ちょっと字が小さくて恐縮ですが、事象の想定としましては、給水流量の全喪失という過渡事象が起きた後、炉心冷却には成功するんですけれども、取水機能の喪失によって崩壊熱除去機能が喪失する事象といったものを想定してございます。

評価上の前提といたしまして、原子炉機器冷却水系の機能喪失を想定いたしまして、従属して非常用炉心冷却系、及び非常用ディーゼル発電機についても機能が期待できないといったような仮定において、対策とその有効性を検討してございます。

対策を用いた対応の過程ですけれども、まず事象発生から6.6時間まではタービン駆動の高圧注水設備によって原子炉への注水を継続するというのを考えてございます。

6.6時間以後は、この主蒸気逃がし弁を開けて原子炉を減圧してやることによりまして、低圧の注水系、補給水ポンプによって注水を監視するということになります。

その後、現場展開が終わりましたら代替熱交換器設備を用いた低圧注水設備による原子炉注水、及び崩壊熱除去設備により格納容器を除熱をして原子炉を安定的な状態に持っていくと。これを事象発生から19時間以降の段階に実施するという対策を立ててございます。

これらの対策を講じた結果、本当に炉心が損傷しないのかということを計算機プログラムを用いた解析によって評価をしてございます。先ほど示しました判定基準に基づいて評価をしてございます。

こちらが原子炉側のパラメータの変化になります。まず原子炉の水位、それからこちらが燃料被覆管の温度というところで、大きな運転操作をしたところでは変動が見られますけれども、もともと注水には成功しているシナリオですので、大きな変動なく安定的に推移しているということがうかがえるかと思います。

こちらに示したのは、格納容器の圧力、それから格納容器の温度の推移であります。19時間後に代替熱交換器設備によって除熱が開始されるまでは格納容器内の圧力、温度がずっと上がっていきましますけれども、その後は下がっていくという状況がうかがえ

るかと思います。

それぞれの判定基準がこの赤線の部分になりますので、判定基準に対して十分余裕があると。すなわち炉心損傷は免れることができるということを確認しております。別な言い方をしますと、先ほどハードとソフトという面で重大事故等対策を実施していると申し上げましたけれども、ハードの性能、例えば除熱の容量が十分であるとか、あるいは19時間で現場にその設備を展開できればちゃんと炉心損傷を防止できるといったことを評価しているということになります。

スライド37と38には、その他のシーケンスグループにおける有効性評価の結果を示しておりますけれども、個別の説明については割愛させていただきます。

以上が新規制における対応のご説明になります。

ここからは参考になりますけれども、炉心損傷頻度が重大事故等対策によってどの程度低減したかということについて、ご説明させていただきます。

重大事故等対策を反映した内部事象レベル1 PRAを実施することによって、対策の反映の前後の結果の比較によって、その効果を確認してございます。

冒頭ご説明いたしました、今回実施しました重大事故等対策の反映前につきましては、設計基準対象施設のみを期待したモデルというところで、従来からある設計、それから運用をベースにした評価をしてございます。

今回、試評価ではありますけれども、こちらの重大事故等対策の効果を組み入れたPRAというのも実施いたしました。その結果が次のスライドになります。

反映前が $1.3 \times 10^{-5}$ ／炉年。反映後が $8.9 \times 10^{-9}$ ／炉年ということで、おおむね3桁ぐらい下がるということを確認しております。

最も寄与が大きかった崩壊熱除去機能喪失につきましては、1,000分の1程度に頻度が下がっておりますが、主にフィルタベント等新しい除熱手段を確保したことによる効果とすることができます。

次に寄与が大きかった全交流電源喪失につきましては、こちらは1,000万分の1に低減しておりますけれども、こちらにつきましては、電源の信頼性確保としまして、ガスタービン発電機やバッテリーの容量増加等による効果が出ているものと考えてございます。

以上のところで私からの新規制への対応に関する説明を終わらせていただきます。今後も、浜岡原子力発電所の安全性、信頼性の向上に努め、当社の取り組みについて、地



域をはじめ社会の皆様に丁寧にご説明し、ご理解を賜わるよう全力で取り組んでまいりたいと思います。

以上です。

○山本分科会長 ありがとうございました。

それでは、ただいまのご説明について、委員の皆様方からご意見、ご質問をいただきたいと思います。ご発言の際には、挙手していただきまして、指名を受けてからお話してください。

櫻井委員。

○櫻井委員 櫻井でございます。

私は、評価能力と評価結果について一言。それからあと1件、質問がございます。

この評価法というのは、もう半世紀ぐらいの歴史があるわけです。最初はアメリカ原子力委員会が5年間ぐらいのプロジェクトの結果をまとめたReactor Safety Study WASH-1400(1975)。これは内部事象だけでした。それで、PWR、BWR、代表的な運転炉に対する年間平均炉心溶融確率を算出した。いずれもマイナス6乗ぐらいで、どっちがいいとか悪いとかということがないようには政治的な判断が働いたという報告書でした。

それから、そこで出たいろんな問題。「ヒューマンファクターを考慮してないじゃないか」「外部事象が入ってないじゃないか」。そのほかいろんな条件ですね。そういうものを研究して、アメリカの80年代半ばの技術を使って、運転中の5つの原子力発電所の解析を行なったわけです。それがNRCが出した「Severe Accident Risks NUREG-1150(1990)」です。これによって今日の評価法は大体確立したと考えていいわけです。

そのほか、日本では、2007年の新潟県中越沖地震のときの柏崎刈羽の震災を実際の試算として耐震解析。外部事象としてです。そういう経緯があって、なおかつ今回の新規制基準適合安全審査で、かなりレベルの高い解析法を全体的にやっているわけです。

私は、今回の中部電力の解析能力、それから結果に対して、私が思った以上にいい。それは、41ページの全交流電源喪失。これは福島事故の原因です。各電力会社とも、この交流電源の確保。全交流電源喪失が起こらないような対策というのを徹底的にやったと思うのです。実際のその効果が、年間平均マイナス14乗よりも小さいというのは、これは非常にいい結果で、ほぼ問題は克服されているんじゃないかと思うわけです。

それからあと1点、全体の炉心溶融確率が、ファクター掛けるマイナス9乗のオーダー

一であるということは、これは何でも数字のように思いますが、実はそうじゃなくて、例えば日本国内外の内部事象の解析結果を全部相互比較した場合、例えば日本ではPWRが先行して、ファクター掛けるマイナス7乗からファクター掛けるマイナス8乗ぐらいの間をばらついているのです。であって、ファクター掛けるマイナス9乗のオーダーを出しているところというのは、国内外見た場合でもまれなのです。ですから、そのファクター掛けるマイナス8乗と、ここでいう $8.9 \times 10^{-9}$ がどのくらい安全に対して差があるのかということは、そういう答えは無視して、とにかくファクター掛けるマイナス9乗を達成しているのは世界でもまれなくらいですから、まあこれは、中部電力は非常に一生懸命やっているなと思うわけです。

感想は以上で、1つ質問、この配付資料、私は注意深く読みました。それから今回のお話も注意深く聞いたのですが、1つ重要な問題が抜け落ちているのじゃないかなと感じたのは、例えばNUREG-1150(1990)で注目すべき点は、外部事象を対象にしたということと、あと1つは信頼性区間を明確にしたということなのです。NUREG-1150の図を見ると、全部この、例えばここでいえば41ページの棒グラフの一番上に誤差範囲が明確に示してあるわけです。

それで、世界的にNUREG-1150がテキストとなって、信頼性区間を入れるようにしてるのです。誤差の定義は、統計学における $1\sigma$ 、 $2\sigma$ 、 $3\sigma$ ではなくて、エンジニアリングでよく使われる90%範囲と。それはまあ、統計学でいえば非常に近いのは $2\sigma$ ですよ。

それで、最近四半世紀の計算科学の課題というのは何かというと、ただ数字を出すだけじゃないのです。信頼性区間を明確に出すということなのです。それが大きい小さいじゃないのです。

具体的には、このあたりの誤差解析を、恐らくみんな共通の計算コードを使って出しているはずで、自動的に数値が出てるはずなのです。なぜそれをきちんと書かないのですか。まあここで示した棒グラフに、プラマイ1桁。いわゆる90%誤差範囲で1桁ぐらいの誤差があるのか。それとも日本の場合は、いろんなデータは、故障データ等いいデータを使ってるから、もっと小さいのか。その半分ぐらいなのか。現実には、さらにその半分ぐらいなのか、具体的な数字を教えてくださいませんか。

以上です。

○山本分科会長　お答えをお願いいたします。

○中部電力（川口）　中部電力の川口でございます。

今櫻井先生がおっしゃられた誤差範囲ですが、我々は、エラーファクターと申しまして、5%値と95%値の比のルートで表わしているものがあります。今回の内部事象PRAですと、大体2.2から2.3程度の誤差範囲で計算しております。この2ぐらいというのはですね、大体内部事象のPRAにつきましては、BWRの経験からパラメータを算出しております、かなりデータも集まった量で計算しておりますので、割と小さい値になっていることを確認しております。

以上です。

○山本分科会長 櫻井先生、よろしいですか。

○櫻井委員 もう一言。今言った定義がよく分からない。NUREG-1150の定義でいうと、具体的には何パーセントなのですか。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

今申し上げた2というのは、5パーセンタイルという、平均値から5%外れた値から中央値までの間が2倍になっているというのがエラーファクターの数値になります。ですので、5パーセンタイルから平均値までが2倍。平均値から95%までが2倍という数字になっております。

以上です。

○山本分科会長 奈良林委員、お願いいたします。

○奈良林委員 東京科学大の奈良林です。

今、詳細にご説明いただいたんですけれども、私、県民の皆様のために、福島第一で起きた事象。これを反省事項として、今日ご説明いただいた有効性評価がちゃんと機能するかどうか。それについてちょっと、結構項目はあるんですけれども、1つずつちょっと簡単にそれぞれ説明していきますので、答えていただければと思います。

それで、福島の事故で一番大きな問題だったのは、補機冷却系の機能喪失です。補機冷却系というのは、非常用ディーゼル発電機、それからいろいろな注水ポンプ。そういったものの冷却水を供給しているものです。ですから、この補機冷却系が機能しなくなると、いろんな動的な安全系が機能喪失します。これは非常に、私は福島の事故のとき、深刻な問題だと考えています。

それで、今例えば、余熱除去系の、先ほどの海水を使った冷却、それから海水の冷却のためにいろんなポンプを使うと。この補機冷却系が途絶えていると、これが機能しなくなってしまう。ですから、具体的に、今浜岡の発電所は具体的な対策を取ってお

られると思いますけれども、まずこの余熱除去系の機能失敗。これは専門的にはTWシーケンスといいますけれども、これについて、1つ目は、そういったことがしっかりできているか。

特に、福島第一のときには、消火系の配管を使って冷却水を供給したんですけど、これがメカシールから復水器に逃げてしまって、そのために有効な冷却ができなかったと。途中から給水系というのが追加されたんですけども、これはタービン建屋の中にある給水の配管に直接、そこにプラグがあったので、そこから注水をしたと。給水配管は枝分かれしてないので確実に炉心に水が入るということで、そこから私は炉心が冷却できるようになったと思っています。

まずは、その余熱除去系機能喪失と、それに対する現在の浜岡の対策ですね。それが前提で余熱除去系のTWシーケンスが、さっき3桁下がるわけですから、まずはそれをちょっと簡単に。さっき櫻井委員がおっしゃった、30何ページかな。棒グラフがありましたけれども、ここのところをまず説明いただければと思います。

○山本分科会長 お願いいたします。

○中部電力（津村） 中部電力の津村と申します。

スライドの26ページをお願いします。

余熱除去系が喪失した場合の対策ということでして、この場合、まず格納容器の代替循環冷却設備ということで、余熱除去系のポンプが使えなくなるような場合ですね。こちらの下にあるんですけど、代替循環冷却設備ですね。余熱除去系の代わりをするポンプを対策として用意しているということ。

それから、先ほど委員のおっしゃられました補機冷却系が喪失した場合ということで、原子炉機器冷却設備（淡水系）のところにつなぎ込むように、可搬の原子炉機器冷却設備を対策として用意してございます。

また、海水が使えなくなっても補機冷が使えなくなる場合もありますので、その場合は、緊急時の海水取水設備というのが中段に緑で書いてありますが、それが海水を供給することで補機冷が使えるようになります。

また、余熱除去系そのものが使えなくなった場合も含めて、全体が喪失した場合ですね。崩壊熱除去機能が喪失したような場合につきましては、フィルタベント設備によって格納容器の除熱をしていくという対策になっております。

○奈良林委員 はい。ありがとうございます。

これが今、全体のTWシーケンスが3桁下がって、余熱除去系機能喪失がプラントの中で一番高いリスクを持っているので、全体のリスクも3桁下がるということで、これは非常に大事なことで、こういったところをしっかりと、報道の方々も報道していただきたいと思います。

私、フィルタベントを機械学会で、そのあるべき姿を、海外のメーカーも含めてヒアリングをして、我が国のフィルタベントのあるべき姿。そしてそれを各メーカー、そして電力会社さんがどういうふうにそれを実現して設置したか。そういったことも活動を行ないました。

今報道で、私、ほとんどのマスコミから取材を受けるんですけども、「フィルタベントがあるから、人格権への侵害によって命の危険にさらされることが明白ではなくなったんですよ」という説明をしても、「フィルタベント」というキーワードが全然マスコミの見出し、あるいは本文にも出てこない。だから、そういうことによって県民の皆様がですね、今のPRA全体の話だと非常に県民の皆様、分かりにくいと思うんですけども、こういう格納容器の内圧を下げて、そして格納容器に注水する。格納容器が減圧できれば炉心が減圧できますから低圧注水が炉心にもできると。だから非常に炉心溶融確率が下がるとか。

そういう説明が、本当はマスコミの方にしっかりと私、報道していただきたいんですけども、そういうことをやっぱり事業者としても働きかけていただきたいですし、今日もたくさん取材があつて、多分これ、今YouTubeで映像が流されていると思いますので、そういったところを強調していただきたいと思います。

それから、ちょっと数が多くて申し訳ないんですが、例えば福島第一の事故のときですね。1号機はイソコン、アイソレーションコンデンサーで、1時間に150°Cぐらいの、非常に冷却が進んでいました。運転員の方は、実は保安規定があつて、55°C/hourですね。アメリカでいきますと100°F/hourになるんですけど、「これで冷やしなさい」という保安規定があるので、この保安規定を遵守して、2台あるイソコンのうち1台を止めて、それでもまだ冷え過ぎるので、もう1台をオンオフ運転にしたと。そのオフの段階で津波が来ました。

この状態ですと、福島第一のときはECCSも全部作動して、津波が来る前は安全な状態になっていました。一時的にですね。その後に、津波が来るということを運転員の方々は知らないわけです。そのときに、今、例えば中部電力さんは、こういう事態になった

ときに、こういう緊急に冷却しなきゃいけないような状態になるような強い地震が来たときに、この保安規定を、「そういう場合にはフルパワーで冷やしなさい」というような対応になっているんでしょうか。

○山本分科会長　お願いいたします。

○中部電力（高橋）　中部電力の高橋でございます。

今先生からあった保安規定の遵守。これは当然事業者としてやらなければいけないことなんでしょうけれども、当然この保安規定の中でですね、原子力災害が発生した場合、原災法のモードになった場合には、保安規定の対応事項に比べて、原災法に「対応すべき必要な事項を優先できる」ということが保安規定の中で定めておりまして、臨機の対応も取れるようになっております。

保安規定上は、当然55°C/hourで原子炉を冷却していくことにはなるんですが、当然必要な場合には急速減圧ということで、圧力を急速に下げて、低圧で注水できるような手順も整備しておりますので、必要な対応が取れるようにしているところでございます。

○奈良林委員　それを聞いて安心しました。やはり運転員の方々が、事故対応もちゃんと習熟してなきゃいけない。こういった、今イソコンは浜岡ではついておりませんが、やはり同じような冷却系をしっかりと使っていくということが大事だと思いますので、そういう人の訓練も、それから保安規定が、いざ強い地震があったときに、まだ津波が来る前に、炉心損傷も起きていない段階で冷却器をしっかりと使えるような保安規定で、今そういうふうに対応いただくようになっているということで安心いたしました。

それからあと、もう1つ、停止時の操作に行きます。

停止時のときの点検は、実はこれ、結構リスクが高いと私は思っておりまして、格納容器のハッチは開いています。それから圧力容器の上蓋も開いていると。それで、燃料を交換していますので、その段階で、結局さっきの全交流動力電源喪失のときに、そこが非常にリスクが高いので、電源をしっかりと強化しましたと。いろいろなモバイルの電源も含めて、あとガスタービン電源も含めて準備がされていますということなんでしょうけれども、例えば、浜岡ではないんですが、他の発電所で、制御棒駆動機構のHCU (Hydraulic Control Unit) というんですが、その制御棒駆動機構に、窒素の容器から140気圧ぐらいの、14MPaぐらいの窒素ガスを緊急にスクラムするときに制御棒に供給しています。実は、その弁操作を間違えると、この制御棒が抜けてしまうと。過去にあった原因

は、CRDポンプですね。これが点検時に非常に流量が少なくなっているのです、140気圧、14MPaぐらいまでポンプの吐出圧が上がっていて、その状態で弁操作を間違えると制御棒が抜けてしまったという事象があります。そうすると、格納容器の圧力も、上蓋が開いていますので、これは結構リスクとしては高くなると思います。今、PRAの中では、反応度が入ってしまったというのも事象としてありますので、実際には、例えばこういった事象に対してはどういった対策をされているのかですね。

過去に、浜岡1号では水素爆発もありました。ですから、事故シーケンスの、今日ご説明いただいたPRAを全部成立するには、過去に起きたトラブルも含めて対応が取れているかどうかという観点で、回答をお願いしたいと思います。

○中部電力（竹下） 中部電力の竹下と申します。

今、奈良林委員、2つポイントを指摘していただいたかと思います。

まず、停止時のリスク管理全般のお話。それから、特に制御棒が、駆動水の差圧が大きくなり過ぎてドリフトして抜けてしまったという個別の話と、2つご質問があったかと思います。

まず、1つ目につきましては、おっしゃるとおり、停止初期の段階におきましては、崩壊熱もかなり高い状態があるということ。それから、当然ながら安全系の設備が点検に入ると、それだけリスクが上がっていくということは我々も承知しております。

ですので、今後大事になっていくのは、点検中は、プラント状態に応じまして、そのリスクを評価して点検メニューとかそういったものを決めるということが大事になってくると思っております。

似たような活動は、既に現在の浜岡でも実施しておりまして、必要な注水系統の数が足りなくなった結果リスクが上がってきたりしないかということは、既に日々の管理の中で取り入れてございます。

それから、個別の制御棒のドリフトの件に関しましては、バルブアウトした結果、たしか駆動水の差圧が大きくなり過ぎて、方向制御弁からのシートリークによって抜けてしまったというような事象だったかと思います。それにつきましては、警報等をつけるなど、ハード対策をしまして同様な事象が起きないということを対策として実施してございます。

以上です。

○奈良林委員 ありがとうございます。

たしかCRDポンプのミニマムフローを増やしたというようなことを聞いたことがありますけど。だからヘッドが、供給圧が、流量が減ってしまうとQ-Hカーブから圧力が上がってしまうんですけど、点検時にミニマムフローを増やしておけば、そんなに高い圧力にならないと思うんですけど。

○中部電力（竹下） 差圧がつき過ぎないような手順にはなっていたかと思います。それが制御棒駆動水系のバルブを閉め過ぎないのか、リターンの量を増やすのか、ちょっとそこまでは正確には覚えておりませんが、いずれにしても差圧を警報とともにしっかり管理するという手順になってございます。

○奈良林委員 私ちょっと、保全学会で、各電力さんが大丈夫かというので、全部確認をいたしております。念には念を入れて、今日はあえてご質問させていただきました。

あんまり長くなるといけませんので、事故シーケンスの中で、有効性評価の中で大事なポイントを、あと日々の訓練とか、いろいろな点検時の操作のメンテナンスを、時期をずらして重複しないようにするというようなことも非常に大事なことだと思いますので、有効性評価の中でリスクが高いもの。高くなる潜在的な可能性があるものを、上げないような日々の努力というものもまた実施していただきたいと思います。

以上でございます。

○山本分科会長 はい、ありがとうございます。では、ほかに。

興委員、お願いします。

○興委員 ありがとうございます。興でございます。

今日に至るまでの間、最初のこのパワポの2ページの、設備対策の強化の現場の実態。さらには現場対応力の強化についても視察する機会があって、よく実態が理解できたところでございます。加えて、今日、確率論的リスク評価及び事故シーケンスの選定ということで詳しくご説明いただいた結果として、今日のパワポにございます2つの結論が、パワポの14及び19に総括されているということは、数値的に見てよく分かりました。

その上で、実はPRAの基本的な考え方に基づく、このパワポの8のシーケンスを検討しようとの過程で、1つはパワポの9に、「（国内のプラント異常事象や設備を網羅）を参考に、炉心損傷に至る可能性のある起因事象を選定」と記載されているわけですが、国内のプラントだけでいいのかどうか。むしろ世界的な、先進国であるアメリカとか、そういうところの事例も全部入れ込むことを参考にするというのが妥当なところかと思います。この点、少しご説明いただければありがたいと思っている次第でございます。



います。これが、特にパワポの 9 に関連しての意見でございます。このパワポの 8 の、いろいろとシーケンス全体にPRAが必要だということになって、一般社団法人日本原子力学会標準に基づき評価するということになっているのですが、例えば第三者である私たちが、このPRAを検証する過程で学会標準を見ようと思っても、その学会標準が公開情報ではないので、なかなか見られないのではないかと考えております。それでもって本当にPRAが検証できるのか如何でしょうか。中電はなさったと聞いているんですけど、やはり、その検証過程をオープンにした形でPRAをやっていくことが必要だろうと思います。そういう意味で、先ほどのパワポの 9 はさることながら、全体のパワポの 8 に流れている「学会標準等に基づき評価する」というプロセスを、第三者が検証できるような形で示していただくことも必要だろうと考えております。この点について、まずご説明いただければありがたいです。

○山本分科会長　お答え、よろしくお願いします。

○中部電力（竹下）　2 点ご質問いただいたとっております。

起因事象の選定の仕方について、国内外の、特に国外の情報をきちんと捉えられているかという話。それから我々が、スライド 8 に関連しまして、当社が実施いたしましたPRAというものが学会標準に準拠しているということを、第三者の目線でどういうふうに見てもらっているか、あるいは見るべきかと。そういった 2 つのご指摘をいただいたとっております。

スライド 9 をちょっと映します。

我々の資料は、ちょっと誤記といいますか、記載が少し正しくありません。上の「・」のところに書いてありますとおり、原子炉の設置許可申請書の中で取り扱っている事象、及び海外での評価事例。これはEPRIといいまして、米国にあります研究機関みたいなものなんですけれども、こちらの刊行物を用いて検討しております。ですので、ここは本来、ちょっとそこの今ポイントを当ててあるところ、「国内外のプラントの異常事象を網羅した」という言い方が正しいということで、米国のEPRIの刊行物をベースにして検討しているということで、国外の事例も含めてございます。

それから、スライド 8 に関連しまして、こういったやり方が、第三者の目線でどういうふうに見ただけしているのか、見るべきなのかということでございます。

まず、新規制の対応におきましては、PRAというのは、「ピアレビューを実施しなさい」ということで、海外の専門家を招きましてピアレビューを実施しております。そういう

意味で、学会標準に従っていると言いつつも、本当にやっているかどうかというところに関しまして、第三者の目が入ってございます。

そういうピアレビューアというか、特別ではないような第三者の方が学会標準を簡単に見られるかといいますと、今ちょっと難しいと。購入せざるを得ないような状況ということもありますので、何らか少し工夫の余地があるかなと考えてございます。

以上です。

○興委員 ありがとうございます。

パワポの9は、その前に確かにEPRIのことは記載があり、括弧書きで「国内」ということでございましたので、ご説明の趣旨はよく分かりました。資料の修正方、お願い申し上げます。

加えて、やっぱりピアレビューの問題は、第三者の方々がピアレビューをやれるようにして、それでもって全しと言うことになろうかと考えます。原子力規制委員会が評価した結果を、例えば静岡県防災・原子力学術会議が確認をしていく行為。その際にちゃんと生かされることも必要だろうと思います。そういう意味で、私たちがアクセスできるような情報が提供されていくことが必要であり、この防災・原子力学術会議としてもチェック・アンド・レビューをちゃんとしていくことが必要でございますので、心して対応していただきたいと思いますのでございます。

これが今日の最初の質問でございます。以上です。

○山本分科会長 はい、ありがとうございます。そのほか。

明石委員、お願いいたします。

○明石委員 明石でございます。

私自身は炉の専門家ではありません。まずヒューマンファクターのことで、スライドの13ページですかね。ここに「人的過誤確率の評価の例」というのがあって、例えば原子炉の減圧の操作の失敗というのが $1.5 \times 10^{-1}$ ですから0.15、15%ですね。ここのファクターについて、例えばトレーニングとか何かをすることで、この過誤率というか、数字を、ほかのところでは、機械的なところではファクターが下がっている数字を使っているんですけども、これは何らかのこういう解析が必要ではないのかというのが、それともそういうことをできないのかというのが最初の質問です。よろしくお願いいたします。

○山本分科会長 はい、ありがとうございます。お答えを。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

今ご指摘いただいたように、原子炉減圧の操作につきましては、 $1.5 \times 10^{-1}$ と、ちょっとほかの操作に比べて高い数値が出ております。今先生おっしゃられたように、こういった値が出ているヒューマンタスクにつきましては、PRAの活用としまして、手順にミスしないように工夫を凝らしたり、そのところを運転員に訓練を重点的にやってもらうなど、対応した上で評価値が見直されると。そういったプロセスを踏むことは可能でございますので、むしろそういったことをやっていく所存でございます。

以上です。

○明石委員 ありがとうございます。

それからもう1点は、強化策のところに、例えば22ページ以降に、電源の確保とか、福島の時にもいろいろあったことが出ているんですが、これは実際訓練というか、試してみるというのができることとできないことがあると思いますが、これを実際にやってみて、それが本当にできているのかどうかというような確認というのは、実際できるのか。もしできるとしたら、やったことがあるのかどうかについて、ちょっとご説明していただければと思います。

○山本分科会長 はい、お願いします。

○中部電力（今井） 中部電力、今井でございます。

スライドでいうと23ページ、24ページのところに設備の概要ということで示してございまして、既に設置した設備と、これから設置する設備、もちろんございますが、いずれも試験とかそういったものができるように設計をしてございまして、実際に今後、再稼働の前に、実際に試験をする際には、設計した値が確実に出ているかというところを检查いたしまして、その上で運用へと引き継いでいくということで考えてございます。

以上です。

○明石委員 どうもありがとうございます。

我々、医療をやっている人間からすると、ヒューマンのファクター、人間の過誤ということができているのかどうかというのが非常に気になるということ、それからハード面が充実しても、それが本当に動かせるか。動いているのかということを確認をできるということをやはり示さないと納得できにくいのかなと思います。2つのお答えは、やっぱりヒューマンファクターも教育・研修で改善できるということと、それから実際何が起こったときのための方策というのは、実際やってみるということによろしいです。

ね。

○中部電力（今井） 中部電力、今井でございます。

スライドの30ページのところにですね、実際に訓練等をやった写真がございまして、例えば左上の写真にございますように、ホースを布設したりだとか、ブルドーザーで瓦礫の撤去をすとか、こういったものは定期的に訓練することで習熟を図っていくということで考えてございますので、先ほどご説明した、実際に再稼働する前の試験とは別に、また再稼働後においても、こういった訓練を引き続き行なって力量を向上していくということを行なっていきます。また、こういった訓練で得られた知見というのは、フィードバックして改善につなげていくということで考えてございます。

以上です。

○明石委員 ちょっと言い方が悪かったかもしれませんが、この30ページにあるようなホースの訓練とか、こういう可搬型の水をまくような訓練ということではなくて、例えば実際に何か起きたときに、強化策のところに出ているガスタービンとか、それから交流電源とかが本当に役に立つのか。非常用ディーゼル発電機が稼働できるんだという訓練ということです。

○中部電力（今井） 中部電力、今井でございます。

もちろん、今ご指摘いただきました、こういったガスタービン発電機といったところも、定期的にサーベイランス試験を行いますので、定期的に試験を行いまして、設計した容量が出ていることを確認するということで考えてございます。

以上です。

○中部電力（名倉） すみません、もう1点。中部電力の原子力部長の名倉と申します。

先ほど奈良林委員から、福島第一のアイソレーションコンデンサーという冷却手段のお話がございました。実はこれが、実際に冷却で動作すると、ものすごい勢いで蒸気が出るんですけども、実は通称「ブタの鼻」と言われている2つの穴のところから湯気が出ていたと。これは他社さんの話ではありますが、実際に動作しているところを、動作しているだろうと事実誤認しているというのがあります。ですので、やはり実際に我々がつけた設備について、実際に動かして、それがどういうふうに動くのかとか、こういうことについて、我々はしっかり理解をしていないといけないということだと思いますので、我々の設備ということについて、ちゃんとどういう挙動をするかということがですね、こういったことをしっかり訓練しながら使ってまいりたいと思います。

以上です。

○山本分科会長 はい、奈良林委員。

○奈良林委員 今、明石委員からご指摘があった原子炉減圧操作失敗という事象ですけど、福島第一のときには格納容器の内圧が9気圧ぐらいまで上がっていました。そうすると、これは実は主蒸気逃がし安全弁というバルブを作動するんです。これはADSとって、7弁同時に動かすこともありますけれども、そのときの窒素圧が7気圧ぐらいなんです。そうすると、格納容器の内圧が9気圧になってしまうと、いくら頑張っても運転員が開けようとしても開かない状態になってしまいます。

ですから、今明石委員がご指摘されたことは非常に重要で、その条件が、今度格納容器の内圧が9気圧ぐらいまで上がるという事象を発生させないと。要はフィルタベントを使って格納容器、それから格納容器を減圧できればADSの操作ができ格納容器の内圧が下がりますから炉心減圧がしっかりできて、そして炉心注水ができますので、ですから今言われたようなこういう、多分私はですね、福島第一でできなかったこと。そして今、浜岡の発電所ではこういう対策を取りましたと。だから今の有効性評価の値、 $10^{-8}$ 、約1億分の1のリスクですよ。これをちゃんと対比した上でご説明する資料があると、県民の皆様には理解されやすいんだと思います。

以上、ちょっと補足までです。

○山本分科会長 はい、小佐古委員、お願いします。

○小佐古委員 小佐古です。

先ほどの明石委員の指摘された、13ページの原子炉減圧操作失敗 $1.5 \times 10^{-1}$ という数字を見ていてですね、その前の9ページを見ると、これは内部起因事象ですか。その選定のところで、何か、内外のいろんなものから算定すると、手動停止というところが1.6で、これも何か断トツに目立っています。そうやって見ていると、12ページのところで、タービン駆動ポンプという、起動失敗、継続運転失敗というところも、ほかに比べると何か故障モードが多いと。

だから、ここら辺の話が、ポンプの起動失敗ということにくくられていますが、人間の操作とか機器とか、ちょっと関連性がよく分からないんですけれども、教えていただければありがたいと思います。

○山本分科会長 お願いいたします。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

スライドで、まずは起因事象のところですね。スライドの9ページのところをお願いいたします。

こちらは、抽出した起因事象を表の左側に並べてございまして、右側には発生頻度を出すための式を書いてございます。基本的に、BWRの運転実績で経験がある事象につきましては、こちら上の5つのように、実際に国内のプラントにおける発生実績というのを分子に置いて計算しているところでございます。

この中で、今先生にご指摘いただいた通常停止、手動（てどう）停止というところにつきましては、何らかのアクシデントではなくて、通常に、プラントの定期点検に入るために停止させる操作も含めてカウントしておりますので、こういった多い数になっているところでございます。

続きまして、機器のパラメータの算出。スライドの12になります。

こちら、BWRに限らず、国内の原子力プラントの実績を基に故障率を算出しているものでございます。式は、こちらに具体的に書いてございませんが、似たように、分数のうちの分子に、実際にあった故障の事例の件数を基に計算しております。比較的タービン駆動のポンプが電動ポンプの故障率よりも多少高い値になっているのは、実績ということで、機械系でタービン駆動になってございまして、こういった高い数値が出ているものと想定されます。

この故障率の中には、運転員の操作ミス、人的過誤によって機能を発揮しなかったという事例は含まれておりません。

最後に、13ページの人間信頼性解析はですね、こちらは先ほどとは逆に、機械の故障で失敗するのではなくて、運転員の運転操作でミスする、失敗する。それから認知。気づかないという確率も含めて人的過誤、ヒューマンエラーの確率として評価したものでございます。こちらは実績ではなくて、イベントツリーという、こういった樹形図を組みまして、それぞれのポイント、ポイントで値を文献値から持ってきておりまして評価した評価値になってございます。

以上でございます。

○小佐古委員 はい。少し状況がはっきりしました。

それで、13ページのところで、実績というか、いろんなところから引っ張ってきてという話ですけれども、減圧操作失敗というのだけが何か、非常に人的過誤の確率が、安全側とか、いろんなこともあるんだと思うんですけれども、高い状態で分析して、ほか

とのバランスといいますかね。全体像がよく見えなくなるんじゃないのかなという気がするんですね。だから、もうちょっと現実的な数字というか、そういうほうが、システムで弱いところを見つけるという趣旨からいくと、いろんなことがはっきりするんじゃないのかなという気もしますが、ここの部分だけが非常に高い数字に設定すると、せっかくいろんなことをやっているのに、何かまずいことになるんじゃないのかなという気がします、いかがでしょうか。

○山本分科会長 はい、どうでしょうか。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

おっしゃられるとおりで、こちらの評価値の中で、原子炉の減圧操作失敗というのが、ほかの操作に比べて失敗確率が高い結果になってございます。私どもの示し方も悪かったのですが、原子炉減圧が必要な状況というのが、まず原子炉に注水を開始するときに、高圧系といって、圧力の高い注水設備からまずは動かして注水していきます。減圧が必要な場合というのは、注水をする過程の中で、高圧の注水設備に失敗していることが前提となって減圧操作するという過程でPRA上では評価しております。

この中で、HRA、この人間信頼性解析におきましては、前段といいますけど、前の操作。要は減圧の前の操作といいますと高圧で注水する操作になるんですが、その操作に失敗している過程で減圧操作の人間信頼性解析、評価を実施するわけになります。人間というのは、似たような操作が続きますと失敗する確率というのもどうしても上がってしまいますので、そういった状況を加味した上で評価することによりまして、この原子炉減圧操作失敗というのが今回高い値になっているところでございます。

ですので、当然単体で見ると、突出して減圧操作というのが高いわけではなくてですね、前段といって、高圧操作。似たような操作に失敗するという仮定を置いて今評価した値なので、このような値になっていると。そういったことでございます。

以上です。

○山本分科会長 はい。

○奈良林委員 奈良林です。

今の関係なんですけど、福島第一のときは、この自動減圧系ですね。これを作動させようとしたらバッテリーが上がっちゃっていたと。結局、構内にあった車のバッテリーをはがして持ってきて、それを接続してこの減圧系が動いたんです。だから、今当然そういった経験がありますから、浜岡ではDCをちゃんと強化されたと思うんですが、そう

ということによって初めてこの減圧操作失敗というのが格段に「がくん」と下がると思うんですね。

ということでよろしいでしょうか。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

今、奈良林先生におっしゃっていただきましたように、設備の強化も進めておりまして、人的過誤も評価するということで、減圧の失敗という確率は、ハード面、それからソフト面併せて落としていく。成功に導く確率を上げていくというところを目指しているところでございます。

以上です。

○山本分科会長 明石委員。

○明石委員 明石でございます。

10ページの図でいくと、例えば、ここで原子炉の減圧成功・失敗という、この部分だけを取り出してヒューマンファクターだけで考えると、こういう0.15ということで、その前の高圧の炉心の冷却成功・失敗。そこでも一定の確率があって、その前にも確率があるので、結局それを全部掛け算してきたものが実際の失敗と。ヒューマンファクターだけではないものを入れると、もっともっとずっと小さくなるという、そういう理解でよろしいですか。

○中部電力（川口） 中部電力の川口でございます。

今おっしゃられたとおりでございますして、最終的な事故シーケンスというものを算出するには、全ての掛け算になりますので、そういった理解でございます。

以上です。

○山本分科会長 はい、ありがとうございます。では、櫻井委員、お願いいたします。

○櫻井委員 今回、内部事象ということで、非常にいい結果が出ていると思うのですけれども、年間平均の炉心損傷発生確率というのは、内部事象プラス外部事象であって、実は内部事象ではファクター掛けるマイナス9乗ぐらいですけど、外部事象、特に地震等を考えた場合には、ファクター掛けるマイナス6乗ぐらいで、ほとんど外部事象で決まってしまうと。けれども、これまでに一度もまだ外部事象に対する報告がないと。これを見ると、次回あたり期待できそうなのですからけれども、そういう面で、この全体を決めるような外部事象について、ぜひいい解析結果を出していただきたい。できるだけ早く出していただきたいと期待しております。



○山本分科会長 はい、ありがとうございました。

ほかにありますか。あまり時間もございませんけれども。

○奈良林委員 じゃ、ちょっとだけ。1分ぐらいいいですか。

今の事故シーケンスですが、これを原子力学会で作ったのは福島の前なんですよ。結局、前の事故シーケンスがあって、こういった注水失敗とかになると、これはもう炉心損傷なわけです。ですから、私は、福島の事故の反省としてですね、決して福島の事故は想定外であったということはないと思います。だから、事故が起きるという事故シーケンスがあるので、今櫻井委員がおっしゃったように、地震のとき大丈夫か、津波のとき大丈夫か。つまり、この起因事象が、ある日突然配管が破断して⑥が始まりました。冷却材喪失事故が始まりましたというんじゃないで、地震のとき大丈夫か、津波のとき大丈夫か。そういう視点の下でこの事故シーケンスを見るべきだと思うんですね。それが私は福島の事故の大きな反省だと思います。

だからそういうふうに、もし津波だとしたら、こういうところが全部津波でやられるじゃないかということは、当然人間として頭の中でも考えられるので、そういったことを全部潰していくということが必要で、その起因事象によって、実は各成功・失敗の確率は、本当はこれはダイナミックに変わってきます。ですから、そういった一定の数値ではなくて、その事象の進展に応じて各事象の成功・失敗の確率は変わってきますので、これはもうダイナミックPRAとかライブPRAとか、そんな世界になりますけど。

まだ自然災害に起因するリスクというものが、非常に誤差が大きいので、そこがまだ規制委員会、規制庁でも、まだそのところが、今パイロットプラントで検討はされていますけど、まだ確定していないという状況だと思います。

○興委員 興でございます。

本日のご説明ありがとうございます。「格納容器破損防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等の対策」が残っているということでもあります。

一方、パワポの7ページで、実は今日ご説明いただいたのは、非常に限られた部分のみの結果評価であって、既にもう行なっている事故シーケンスの解析の内容も、まだまだご説明が私たちにできていないようでございますので、これらも含めて、全体を行なった上で最終的に判断していくことが必要だろうと思いますので、できるだけ速やかに、よろしくお願い申し上げます。

委員長、もしお時間があれば。

○山本分科会長 手短かにお願いします。

○興委員 この場をお借りして、1つの大きな問題を提起というか、重要な問題が残っているということでお話をさせていただきたいのですが。特定放射線廃棄物の最終処分に関する法律ができたのが2000年の6月でございますから、もう25年前でございます。一方、青森県の六ヶ所村施設には、ヨーロッパから返還固化体が搬入されたのは、もう30年前でございます。青森では、六ヶ所村のプラントに搬入はしているけれども、50年たったら県外に搬出をということで要請もされているので、そういう状況の下で、残り期間はそんなに残ってない。一方、先ほどの法律が施行されたのが2000年の6月であり、かつ2013年の12月、約12年たってからですが、内閣総理大臣の指示の下で最終処分の閣僚会議が設けられていて、高レベル放射性廃棄物の最終処分の問題について、将来世代に先送りすることなく、関係行政機関の緊密な連携の下、これを総合的かつ積極的に推進することが必要だということが、答申も出されて、会議が進められております。

それで、今年の4月でございますが、その一環として、使用済燃料の対策協議会が、経済産業大臣の下で会合が開かれて、各電力事業者並びに関係機関が、その場に参集され、最終処分の問題について、ぜひ自分たちの問題として取り組んでほしいという話が行なわれております。

その際、最終処分の放射性固体廃棄物の搬入の問題について、特に廃棄物の発生者としての基本的な責任を踏まえた取り組みの強化とか、国及びNUMOの活動への積極的な協力であるとか、青森県に搬入されたガラス固化体の搬出期限遵守と必要な対策ということが、各電力事業者関係者に求められてきております。

この問題は、なかなかそう簡単に解決がつく話ではございませんけれども、中部電力におかれても、それに対する決意であるとか、何かそういうものがありましたら、ご説明いただければありがたいのですが。

○山本分科会長 お願いします。

○中部電力（伊原） 伊原でございます。

今、興委員がおっしゃったこと。六ヶ所に返還廃棄物が搬入されたのは1995年ということで、今年がまさに30年たちました。事業者としても、十分そこも認識してございます。青森県にお約束した50年というのも認識した上です。興委員のおっしゃったように、我々の使用済燃料の再処理で出たものもその中に含まれていますので、人ごとではないという意識は十分持っております。ただ、私どもだけでできるお話ではないの

で、先ほどもお話がありましたNUMOも含めてですね、オール電力、それからNUMO。こういったところが一致協力して、この社会の問題といいますか、それを解決していくという認識は十分持っていますので、これからも一体となって、電事連を含めて努力していく。そういう所存でございます。

○興委員 ありがとうございます。

1点、電力事業者におかれて、そういう決意を持って対応してくださるのはありがたいのですが、他方、この問題は、やはり全国民的な問題だろうと思います。そういう意味で、こういう話があるということを、私たちも忘れることなく、静岡県に浜岡の原発があるということから、30年前に、青森に返還固化体として搬入されているのもあります。

かつ、青森県の再処理工場の搬入・搬出の問題も含めて大きな問題だろうと思います。

今、中部電力では、今回設置変更許可申請の中において、中間貯蔵施設を浜岡発電所の中に設けるということが入っているわけですが、こういう問題は非常に重要な問題であり、かつ、県民の方々にも知っていただくことが必要だろうと思いますので、是非心して対応下されば有難いと思います。

ありがとうございました。

○山本分科会長 ありがとうございます。

まだご意見等おありかと思いますが、予定の時間が来てしまいましたので、このあたりで終了したいと思います。

本日は、浜岡原子力発電所の重大事故対策として、「炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策」を議題に、中部電力から説明を受けて、分科会の委員の皆様と議論することができました。今日の議題は非常に難しいというか、今まであまり慣れていない話でもあったので心配していたのですが、質疑応答の中で、非常に中身が分かりやすくなったように感じております。的確な質問をいただいた委員の皆様方に感謝申し上げます。今後も新規制基準適合性審査の進捗に合わせて原子力分科会を開催してまいりたいと。そして場合によってはというか、議題によっては、津波対策分科会や地震・火山対策分科会との合同で開催して議論をしていきたいと思います。

どうもありがとうございました。

○司会 委員の皆様、ご議論どうもありがとうございました。

閉会に当たりまして、静岡県危機管理部長代理の滝からご挨拶申し上げます。

○滝危機管理部長代理 皆様、静岡県危機管理監兼危機管理部部長代理の滝でございます。

本日は、令和7年度第1回原子力分科会におきまして、山本原子力分科会長をはじめ委員の皆様方におかれましては、活発なご議論をいただきまして誠にありがとうございました。

本日の議事では、原子力分科会におきまして、炉心損傷防止に係る確率論的リスク評価および重大事故等対策をご議論いただいたところでございます。中部電力からは、確率論的リスク評価の考えに基づき、機器故障や人的過誤が原因となり炉心損傷に至る事故シーケンスにつきまして、原子炉運転時、そして停止時に応じ、抽出・分析し、様々な安全性向上対策を講じることによる重大事故等対策の有効性評価結果につきまして、ご説明がなされました。山本原子力分科会長の議事進行の下、委員の皆様におかれましては、大変貴重なご意見、ご提言をいただくことができまして、浜岡原子力発電所の安全性に関する重大な、貴重な議論をしていただいたと考えております。ありがとうございます。今後も引き続きご指導、ご鞭撻を賜われるようお願いいたしまして、私からのお礼のご挨拶とさせていただきます。

本日は誠にありがとうございました。

○司会 以上をもちまして、静岡県防災・原子力学術会議令和7年度第1回原子力分科会を終了いたします。本日は誠にありがとうございました。

午後5時17分閉会