

## 第10回シビアアクシデント技術評価検討会

### 議事録

#### 1. 日時

令和4年4月12日（火）10:00～11:59

#### 2. 場所

原子力規制委員会 13階B・C・D会議室

#### 3. 出席者

##### 外部専門家

糸井 達哉 国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 准教授  
牟田 仁 学校法人五島育英会東京都市大学大学院総合理工学研究科 准教授  
守田 幸路 国立大学法人九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門 教授

##### 専門技術者

倉本 孝弘 株式会社原子力エンジニアリング 解析サービス本部 本部長代理  
高橋 浩道 三菱重工業株式会社 原子力セグメント 炉心・安全技術部  
リスク評価担当部長  
田原 美香 東芝エネルギーシステムズ株式会社 礫子エンジニアリングセンター  
原子力安全システム設計部 安全システム技術第二グループ フェロー

##### 原子力規制庁

永瀬 文久 規制基盤技術総括官  
青野 健二郎 技術基盤課企画官  
舟山 京子 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）  
濱口 義兼 主任技術研究調査官  
出井 千善 技術研究調査官  
下崎 敬明 安全技術専門職  
伊東 智道 技術研究調査官  
鳥山 拓也 技術研究調査官

#### 4. 議題

(1) 安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価

(シビアアクシデント技術 事後評価)

(2) その他

#### 5. 配布資料

名簿

資料1 原子力規制委員会における安全研究の基本方針

資料2 今後の研究評価の進め方について（抜粋）

資料3 安全研究成果報告（案）

・規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究（事後）

資料4 評価シート及び御意見シート

参考資料1 安全研究成果報告（案）説明資料

#### 6. 議事録

○永瀬規制基盤技術総括官 規制庁規制基盤技術総括官の永瀬でございます。

それでは、定刻となりましたので、第10回シビアアクシデント技術評価検討会を開催いたします。

本日は、お忙しい中、検討会に出席いただきましてありがとうございます。

今回の技術評価検討会では、令和3年度に終了した1件の安全研究プロジェクトの事後評価として、研究手法や成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性について、専門家の皆様から様々な御助言をいただきたいと考えております。どうぞよろしく願いいたします。

○青野企画官 技術基盤課企画官の青野でございます。

本検討会では、主査を設定してございませんので、事務局として私のほうで議事進行をさせていただきます。

本日の会合におきましては、新型コロナウイルス感染症対策のためテレビ会議システムを利用してございます。専門家、技術者の皆様方において御意見や御質問等ございましたら、挙手のマークを押していただきますようお願い申し上げます。

なお、一般傍聴については、傍聴席の間隔を空け、座席数を限定して行っております。

それでは、まず、外部専門家と専門技術者の方々を御紹介させていただきます。

本日は、外部専門家として東京大学の糸井先生、東京都市大学の牟田先生、九州大学の守田先生に御出席いただいております。

また、専門技術者として、株式会社原子力エンジニアリングの倉本専門技術者、三菱重工業株式会社の高橋専門技術者、東芝エネルギーシステムズ株式会社の田原専門技術者に御出席いただいております。

まず、事務局より資料の確認をさせていただきます。

○鳥山技術研究調査官 技術基盤課の鳥山です。

資料の御確認となりますが、今回、議事次第、名簿、そして資料の1～4を御用意しております。資料1としまして、原子力規制委員会における安全研究の基本方針、資料2としまして、今後の研究評価の進め方について、資料3としまして、事後評価の対象となる安全研究プロジェクトの成果をまとめた安全研究成果報告（案）を御用意しております。

今回、事後評価対象となる安全研究プロジェクトは1件ございまして、「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究の安全研究成果報告（案）」となっております。

なお、本日の御説明は資料3に基づくスライドで行わせていただきますので、参考資料として説明用のスライドを御用意しております。

また、資料4で技術評価検討会後に御提出いただく評価シート及び御意見シートとしまして、外部専門家の先生方には技術的観点からのコメントを記載いただく評価シート、また、専門技術者の方々には御意見シートを御用意しております。

過不足等がありましたら、事務局のほうへお知らせ願います。

○青野企画官 資料の過不足等、ございませんでしょうか。

よろしければ、事後評価に先立ちまして、評価の進め方等について取りまとめた資料1、原子力規制委員会における安全研究の基本方針、それと資料2、今後の研究評価の進め方について及び資料3について、事務局より御説明させていただきます。

○鳥山技術研究調査官 技術基盤課、鳥山です。

最初に資料1、原子力規制委員会における安全研究の基本方針について御説明させていただきます。簡単な説明となりますので、資料の共有はせず、お手元の資料を御確認ください。

安全研究の基本方針は、安全研究の進め方に関する基本的な考え方、安全研究プロジェクトの企画と評価等についての基本的な方針をまとめたものとなります。安全研究プロジ

ェクトの評価については、基本方針の3ページに記載してございます。原子力規制委員会では、安全研究の的確な実施及び成果の活用を図るため、各安全研究プロジェクトの開始・終了等の節目において、事前評価、中間評価、事後評価を実施することとしております。

続きまして、資料2、今後の研究評価の進め方について御覧ください。こちらは、安全研究プロジェクトの事前評価、中間評価及び事後評価の評価方法、評価項目及び評価基準を明確かつ具体的に定めたものです。これらの評価の中で実施する研究手法、成果の取りまとめ方法等の技術的妥当性評価については、外部専門家及び専門技術者から成る技術評価検討会を開催し、御意見及び評価をいただくことになっております。いただいた御意見、評価結果につきましては、原子力規制庁が行う総合的な評価に活用させていただきます。このような技術評価検討会の位置づけや進め方を御理解いただき、原子力規制庁が行う安全研究の評価に御協力をお願いいたします。

次に、専門技術者の方々にお願いさせていただく御意見につきまして御説明させていただきます。

専門技術者は、産業界等の専門的な技術的知見を有する者として、電力事業者、メーカー等に属する者を選定しております。専門的な技術的知見からの御意見について、本日の技術評価検討会の中で御意見ください。また、資料4の評価シート及び御意見シートのうち、御意見シートにいただいた御意見の内容等を記入し御提出ください。

その意見を踏まえまして外部専門家の方々にお願いさせていただく評価につきまして、御説明させていただきます。

資料4の評価シート及び御意見シートのうち、評価シートを御覧ください。評価では、評価シートの評価項目というところに記載してございますような観点での評価をお願いしたいと考えております。具体的には、国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか、解析実施手法、実験方法が適切か、解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か、重大な見落とし、観点の欠落がないか、このような観点からの評価をお願いいたします。

締切りは、両シートともに4月14日木曜日までとさせていただきます。事務局にメール等で御送付ください。

今回の技術評価検討会での評価を踏まえて、今後、原子力規制委員会に諮る予定としております。

本検討会での評価についての御説明は以上とさせていただきます。

○青野企画官 本件について、御質問、御意見等ございましたら、お願いいたします。よろしいでしょうか。

よろしければ、令和3年度安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価ということで、事後評価の対象となる令和3年度に終了した安全研究プロジェクト、「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」について、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、シビアアクシデント研究部門の濱口主任技術研究調査官から説明させていただきます。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁シビアアクシデント研究部門の濱口です。

そうしましたら、安全研究の成果について説明をさせていただきます。参考資料の1の安全研究成果報告（案）、説明資料を用いて説明をさせていただきます。

まず、目次でございますけれども、まず、1のところでは背景、そして、続きまして目的、研究概要、主要成果、まとめという流れで説明をさせていただきます。成果の活用であったり、公表、達成状況、今後の展開という流れで説明をさせていただきます。

次のスライドに行ってくださいまして、まず3ページ目のところ、背景でございますけれども、原子力規制検査におきまして、日常検査での機器を選定する際にPRAが用いられているということ。また、検査において発見された指摘事項についても、PRAを用いたリスク評価を実施しているという状況がございます。また、新規規制基準の重大事故対策の有効性を評価する際に事故のシーケンスグループを選定しますけれども、その選定の際、PRAが活用されているという状況。また、安全性向上評価におきまして、事業者がPRAを実施しまして、この結果を届出・公表して原子力規制委員会で確認しているという状況。このようにPRAを規制に活用するという活動が増えてきておりまして、事業者が作成するPRAモデルの不確かさ（曖昧さ）の低減であったり、地震、津波などの対象範囲の拡張というものが求められている状況でございます。

次のスライド、お願いします。こちらは目的になってございますけれども、先ほど説明させていただきましたように、PRAを規制に活用する活動が増えてきてございまして、規制活動において活用するリスク情報の精度の向上であったり、充実、また拡張、そして規制活動にリスク情報を活用する方策を検討するためというのがこの研究の目的になってございまして、この目的を実現するため、黒のポツにありますように、PRAの持つ不確かさの低減、そして外部事象PRA開発の基盤の整備、PRAの活用方策、この三つを実施してございます。この研究につきましては、平成29年度から令和3年度の5年間、活動を実施してご

ざいます。

次のスライド、お願いします。研究概要でございませけれども、まず、PRAの持つ不確かさの低減としまして、こちらはPRAの最新知見の反映でもございまして、まず①のところでございますようにダイナミックPRAとしまして、熱水力解析とPRAを連携させて炉心損傷震頻度、CDFを算出するダイナミック・イベントツリー手法を採用した計算コードを開発してございます。

また、人間信頼性解析の高度化としまして、PRAに係る安全研究で用いる人間信頼性解析手法を決定してございます。

③のレベル1,2PRA一貫解析手法の整備としまして、これまでレベル1 PRAとレベル2 PRA、おのおの独立に作成をされて、レベル1 PRAで得られる多くの情報が欠落していて、その情報がレベル2のPRAの入力となっていたという状況がございましたけれども、こちらの研究でレベル1とレベル2のPRAのインターフェイスを検討しまして、一貫解析手法を確立してございます。

次のスライドでお願いします。次のスライドは、外部事象PRA開発の基盤整備の概要としまして、まず内部火災PRA手法ですけれども、これまで火災の影響を簡易的に高温層、低温層、ゾーンモデルと呼ばれるものですが、そのように分けて解析を実施してきておりまして、局所的な火災の影響というところが明確になってしまっていたという状況がございましたけれども、今回の研究におきまして、火災の影響解析については、国際プロジェクトの火災伝播挙動の実験結果を分析しまして、より詳細な火災伝播解析モデルを作成してございます。その結果をPRAと結合させて、内部火災のレベル1 PRAモデルを作成してございます。

また、内部溢水PRA手法、⑤番のところでございますけれども、配管破損に伴う影響をより現実的に解析するために、高温蒸気による機器の影響を解析できる計算モデルを作成しまして内部溢水PRAモデルを作成してございます。

次のスライド、お願いします。次でございませけれども、⑥の地震PRAの手法整備としまして、ここでは複数の蒸気発生器伝熱管破損につきまして、PRAモデルの高度化を実施してございます。後ほど説明をさせていただきます。

また、⑦の津波PRAの手法整備でございませけれども、これまで津波高さをベースに簡易的に津波の影響をPRAで評価してきてございましたけれども、現実的な解析としまして津波挙動解析ツールを作成して、津波による建屋内の挙動を把握して、その結果を用いて

津波のレベル1 PRAモデルを作成してございます。

また、⑧番の多数基立地サイトを対象とした地震PRAの整備としまして、これまで2基が隣接するサイトを想定して多数基立地サイトを対象とした地震PRAを検討してきておりましたけれども、複数の基数が立地するサイトもございますので、基数を拡張した地震PRA手法を検討してございます。また、多数基の立地サイトですと、1基が炉心損傷などを起こすと屋外作業への影響も考えられることから、環境の悪化を考慮できるPRAモデルを作成してございます。

次のスライド、お願いします。こちらからはPRAの活用概要としまして、検査制度へのリスク情報活用の方策の検討としまして、ここに示していますように⑨、⑩、⑪という研究を実施しております。

まず、⑨のところですが、主にリスク情報を整理したハンドブックを検討しております。また、⑩のところにつきましては、事業者PRAモデルの適切性確認フローと確認項目としまして、これらのフローであったり、確認項目を作成してございます。また、溢水防護、火災防護の検査指摘事項の重要度評価の方法としまして、溢水防護であったり、火災防護の検査指摘事項をどのように重要度評価を行うのかということの検討を実施しております。

次のスライド、お願いします。こちらから、主要成果としまして、まずダイナミックPRAについて説明をさせていただきます。これまでのPRAの手法では、あらかじめ想定した事故シナリオに基づいてイベントツリーを作成して、そのイベントツリーの分岐確率をフォールトツリーで解析することで事故シナリオの発生頻度を計算してきてございます。この方法では、原子炉の挙動であったり、作業環境の変化での機器への影響であったり、運転員操作の成否への影響というものが十分考慮できていなかった。ですので、今回、これらの原子炉の挙動であったり、作業環境の悪化、変化をPRAに組み込むため、欧米諸国で開発の進んでいるダイナミックPRA、いろんな種類がございますけれども、今回研究した内容としましては、熱水力解析とPRAを連携させて計算を実施するダイナミック・イベントツリー手法の研究を実施してございます。

次のスライド、お願いします。JAEAへの委託研究として、ダイナミックPRAコード、RAPIDというコードですが、これを開発してございます。右図にありますように、RAPIDにつきましては、シナリオを作成してシミュレーションを制御させて、あと、ポスト処理でいろいろ、炉心損傷頻度とか、そういうのを処理するという機能を持つコードで

ございますけれども、主なところとしましては、ランダムサンプリングによるシナリオ作成機能を実装したり、また、どうしても何万回、何十万回、何百万回と計算をする必要がございますので、その計算コスト削減のために機械学習のアルゴリズムを用いた代替評価モデルであったり、適合サンプリングの機能を実装して、より計算コストを削減するための計算の方法というものを検討して、その機能をコードに実装しております。

次のスライド、お願いします。人間信頼性解析でございますけれども、これまで人間信頼性解析手法、THERP手法という手法を使ってきておりますけれども、重大事故等対処設備の操作であったり、外部事象、地震とか津波ですけれども、そのようなときの運転員の対応に係る人的過誤確率を十分に算出できてございませんでした。ですので、今回、EPRIが開発したEPRI手法であったり、米国NRCが開発しているIDHEASの手法、カリフォルニア大学が開発しているPHOENIX手法、これらを試解析をして比較をしてみて、より今後の安全研究にふさわしい人間信頼性解析手法を選定してございます。

次のスライド、お願いします。先ほど説明させていただいたEPRI手法であったり、IDHEAS手法、PHOENIX手法、あと、これまで実施してきたTHERP手法、比較をしましてPHOENIX手法を選定してございます。このPHOENIX手法の特徴としましては、イベントツリーやフォールトツリーを用いて運転員が操作を失敗するロジックを組み立てて、運転員が操作を失敗する要素の組み合わせ、ミニマルカットセットですけれども、それを抽出することが可能な手法でございまして、また、複数の運転員操作の前後関係、依存関係をページアン・ビリーフ・ネットワークでモデル化することで関係性をモデル化できますので、こういうような特徴があるPHOENIXを選定してございます。

今後は、PHOENIX手法をPRAに組み込んでいくという検討を実施したり、また、原子力規制検査のリスク評価にこの手法が生かせないかどうかという検討をしていきたいと考えてございます。

次のスライド、お願いします。内部溢水PRAでございますけれども、これまで配管口径の情報を基に、配管破断によって冷却材が一定量漏えいし続けるという簡易的な解析を実施してきておりまして、とても保守的な評価でございました。今回、水であったり蒸気の伝播を考慮して把握するために、フィンランドのFortum社であったりVTTが開発する熱水力解析コード等を用いて解析を実施してございます。この解析によって、1次系と2次系の挙動であったり、系統に保有する水量などを考慮して現実的な解析が可能となっております。



次のスライド、お願いします。こちらはイメージ図になってございまして、溢水の解析モデルのイメージ図でございまして、左側に原子炉周りのモデルと右側に建屋のモデルがございまして、真ん中ぐらいに水色の矢印がございまして、1次系の水が建屋に流れ込むことで、どのような原子炉周りの挙動になるのか、また、建屋の中でどのように水であったり、蒸気が伝播していくのかという解析が可能となっております。

次のスライド、お願いします。このような解析モデルを作成しまして、下に図がありますように、建屋内の水位の変化であったり、建屋内の温度の変化というものが特定できるようになってございまして、機器が水没することによって機器が機能喪失することが分かったり、また、運転員のアクセシビリティとしまして、どうしても高温のところは運転員が入ることができないということもありますので、そういう情報が特定できるようになったことから、内部溢水PRAの精度が向上できてございます。

次のスライド、お願いします。ここから地震PRAでございまして、蒸気発生器の伝熱管の複数本破断についてコード化してございます。これまで蒸気発生器伝熱管の複数本破断は、発生してしまうと炉心損傷を防止する手段がなく、炉心損傷に至ってしまうというような考えの下、モデル化をしてきてございました。より現実的に評価を行うために、熱水力解析コードRELAP5を用いまして事故進展解析を実施してございます。

次のスライド、お願いします。この解析の結果から、高圧注入系を用いたフィードアンドブリードであったり、早期に余熱除去系へ接続することで炉心損傷を回避できる可能性があることが分かりました。これらの対策をPRAモデルに組み込みまして、蒸気発生器伝熱管の評価を見直してございます。これまで炉心損傷直結としてきた事故シナリオが低減をしまして、炉心損傷頻度も低減したことが分かってございます。

次のスライド、お願いします。原子力規制検査で活用する事業者PRAモデルの適切性確認フローと確認項目としまして、今現在、原子力規制検査におきましては、事業者が作成するPRAモデルを活用してリスク情報を取得することになってございます。これまでに実施したレベル1 PRAに係る安全研究成果を用いまして、事業者PRAモデルの整備状況であったり、感度解析などによってPRA結果の特徴を分析・把握をして、リスク上重要な機器が適正にモデル化されているかについて確認することになってございます。事業者PRAモデルを活用するにあたりましては、PRAモデルの適切性の確認が必要でございますので、確認フローを作成して確認項目を整理してございます。

次のスライド、お願いします。こちらは適切性確認の流れでございまして、まず、

①の上のほうからオレンジ色の部分、事業者がPRAモデルを作成しまして、緑の点線のところで規制庁が適切性の確認を行って、もし修正箇所があれば提示をして、議論させていただきながら最終的に原子力規制検査で用いるPRAモデルを決めていくという流れのフローになってございます。今現在、事業者PRAモデルの適切性確認を実施しておりまして、このフロー図を基に確認が実施されております。

次のスライド、お願いします。まとめでございますけれども、PRAの不確かさ、曖昧さを低減させるため、ダイナミックPRAコードを開発して人間信頼性解析手法を選定できてございます。また、火災、溢水、地震、津波、強風であったり、火山であったりというPRAの手法の開発の基盤整備もできてございます。また、これまでのPRAに係る研究の成果を原子力規制検査へ活用する方策を検討して、検査ガイドなどへ反映されてございます。

次のスライド、お願いします。成果の活用につきましては、この5年間の中で、こちらのポツに示しています安全性向上評価の継続的な改善に係る会合であったり、検査制度の見直しに関する検討チーム、ワーキンググループ、また、検査制度に関する意見交換会合におきましてPRAの議論に活用されてございます。また、検査ガイドとしまして、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドであったり、原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド、これらの策定にこの研究成果が用いられてございます。

次のスライド、お願いします。また、原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性の確認であったり、検査指摘事項の重要度評価、日常検査における機器の選定など、規制活動に本研究の成果が用いられている状況でございます。

今後の見通しでございますけれども、原子力規制検査におきましては、今現在、内部事象PRAの研究成果が反映されている状況でございますけれども、今後、外部事象のPRAの研究成果が反映されていく予定でございます。

次のスライド、お願いします。成果の公表でございますけれども、規制庁の職員が著者に含まれる公表としましては、国際会議のプロシーディング、1件、原子力学会の発表、5件という状況でございます。また、委託先につきましては、国際会議のプロシーディング、2件、原子力学会発表、3件という状況でございます。

次のスライド、お願いします。成果目標に対する達成状況でございますけれども、まず、不確かさの低減、PRAの最新知見の反映のところでございますけれども、こちらにつきましては、ダイナミックPRAの手法と、あと解析のコードを開発することができてございまして、また、人間信頼性解析を研究していくためのPHOENIX手法、これを選定することが

できてございます。

また、Bのところでございますけれども、内部火災であったり内部溢水PRAの整備につきましては、火災進展解析であったり溢水伝播解析、これらを実施しまして、より現実的な内部火災であったり内部溢水のPRAモデルを作成することができてございます。

Cのところでございますけれども、地震・津波などの外部事象のPRAの整備につきましては、地震であったり、津波であったり、強風であったり、火山であったり、こういうようなPRAモデルが作成できているという状況。また、地震時津波という重畳のPRAについても検討に着手することができてございまして、見通しを得ることができてございます。

次のスライドで、Dのところでございますけれども、原子力規制検査へのリスク情報の活用方策の検討につきましては、原子力安全に係る重要度評価に関するガイドであったり、原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド、これらの策定に必要な知見を整理できてございますので、これらのことから当初の目標は達成できていると考えてございます。

次、9.の今後の展開でございますけれども、今後、令和4年度、今年度から開始をしている新規の安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル1 PRAに関する研究」において、まだ今回の研究で課題も見つかってございますので、解決していきたいと考えております。例えばでございますけれども、ダイナミックPRAにつきましては、CDFを算出するために、どうしても多くの熱水力の解析、計算が必要となりますので、解析者の負荷が大きいという課題がございます。このダイナミックPRAを規制活動に活用するためには、計算数の軽減であったり、解析者の負担を軽減する必要がありますので、解決していきたいと考えてございます。

人間信頼性解析につきましては、まだ全ての事故シーケンスを対象に運転員の操作失敗確率の計算ができていないですので、CDFを算出するために失敗確率を計算していくということも必要があるかなと考えております。

次のスライド。内部火災、内部溢水、地震、津波につきましては、不確かさが大きい項目として、発生する頻度であったり、その規模（ハザード）、あと機器が外部事象によって損傷する確率であったり、損傷する機器と外部事象のインパクトの関係性、相関関係でございますけれども、これらの知見が不足していると考えてございます。PRAを用いた炉心損傷頻度であったり、機器の重要度の算出につきましては、不確かな情報が多いので、PRAに含まれる不確かさを低減していきたいと考えてございます。

次のスライド、お願いします。原子力規制検査のところでございますけれども、これまでランダム故障の原因について、内部事象ですけれども、その内部事象を中心に原子力規制検査に導入してきましたけれども、外部事象のインパクトで機器が故障するというのを低減させるという効果、リスク情報を使ってこれらの情報は分かりますけれども、どうしても地震であったら地震の防護設備であったり、津波であったら津波の防護設備、火災防護設備などの防護設備にどうしても限定されてしまうのかなと考えてございまして、外部事象に対するPRAから得られるリスク情報、あと原子力規制検査で活用すべきリスク情報、これらをどのように連結させていくのかというのが今後の課題かなと考えておりますので、原子力規制検査において活用できる機器重要度というものがどういうものなのかというものを新しいプロジェクトの中で検討していきたいと考えてございます。

説明は以上になります。

○青野企画官 それでは、質疑とさせていただきます。質疑につきましては、最初に専門技術者の方々から御意見をいただき、次に外部専門家の方々から御意見をお願いいたします。

なお、御発言の前に所属とお名前をおっしゃっていただきますよう、お願いいたします。

それでは、まず、専門技術者の方々から御意見をお願いいたします。

○倉本専門技術者 そうしましたら、原子力エンジニアリングの倉本ですけれども、私のほうから意見、何点か、よろしいでしょうか。

○青野企画官 お願いします。

○倉本専門技術者 よろしく申し上げます。

大きく三つ、コメント等をさせていただければと思います。人間信頼性解析手法に関して、それから火災、溢水という外部事象評価に関して、それから外部事象のうちの強風とか火山PRAの評価に関して、3点、大きく意見等、させていただければと思います。

まず、人間信頼性解析手法に関してですけれども、人間信頼性解析手法については、今回の研究でPHOENIXを選定したといった形で検討されていますけれども、今の報告書等も見させていただいたんですけれども、検討とか論理説明、あと、その根拠、それを選定したという、そういったものについては、まだ不十分かなというふうに感じました。

PRAモデルとの信頼性がよく、その手法からも詳細評価、あと精緻化が行える手法だという理解にはあるんですけれども、そういう、かなり評価としては労力もかかり、実施していくという場合のほかの評価方法との数値的な比較であるとか、そういったものも今後

検討が必要ではないのかなと思ったのと、一つの方法としては、PHOENIXをリファレンスとした上で、EPRI法とかIDHEASなどを工夫、適用することで今後の評価手法にするというようなパスもあるのかなというふうに感じました。そういう検討も併せて令和4年度以降も実施していくのか、もう、かなりPHOENIXで決めて、今後はそれをモデル化していくということなのかというところを1点目はお聞かせいただきたいと思います。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口でございます。

御質問、ありがとうございます。HRA、人間信頼性解析につきまして御質問いただきまして、PHOENIXについて選んだところではございますけれども、御指摘いただいたように、こちらをメインに考えて数値的な比較、ほかの手法と数値的な比較をしていくというのは必要かなと考えていますので、今後のプロジェクトの中でそういうことも考えていきたいなと思いました。

あと、選定理由が明確ではないんじゃないかという御質問だったかと思うんですけども、私、今の人間信頼性解析の一番の課題としましては、PRAのモデルと人間信頼性解析手法がどうしても、あまりにも独立して、おのおのが評価を実施して、それで、その結果をもって結合させてCDFを算出しているという流れがあったのかなと思っていました。一番いいのは、PRAモデルの中に人間信頼性解析も組み込むことができ、一連の解析の流れでCDFを算出するというのが一番、流れ的にはきれいなのかなと考えておりました、そこを実現できる手法として、PHOENIXですとイベントツリーの手法と、あとフォールトツリーの手法、これまでのPRAで主に用いられている手法が人間信頼性解析手法でも用いられていますので、その融合というのはとても簡単じゃないかなということでPHOENIXを選んでございます。

まだまだ、数値的な比較であったりとか、その考え方、足りないところとかというのも、PHOENIX手法も、ほかの手法と見比べてみて、あるんじゃないかなとは考えてはおりますので、一旦決めて、メインの手法として今後研究を続けていく予定ではございますけれども、御指摘のとおり、やっぱり周りも見たほうがいいのかと思いますので、今後の研究プロジェクトの中で、どのように計画していけばいいかというのをまず検討させていただけたらと思います。

以上です。

○倉本専門技術者 ありがとうございます。PHOENIXの位置づけとか、今後の検討方法についても、御説明で理解できたかと思えます。

2点目は、火災PRAとか火災の伝播解析評価という点で、主要な取組の中での報告ではなかったんですけども、今回の研究の中の一つは、火災伝播解析のDIVAでの試験、単体本試験とFDSの比較検証というものも検討されているんですけども、今の検討結果を見ると、かなり試験の再現性といいますか、結果としては差異が大きいのかなというふうに感じました。これについては、かなり、差異の原因であるとか、あと今後の改善の見込みというんですか、そういったものも規制庁さんとしては見通されているのか。これ、Pyrolysisモデルというものを導入されているというふうには中では上げられているんですけども、その影響が大きいのかどうかとか。

あと、今の本試験との結果と見た場合には、明らかにFDSシミュレーションのほうが酸素の影響等、かなり過大に評価して、燃焼し過ぎであるというようなところが見受けられるんですけども、そういったものについては、今の評価としては大体こんなものだと考えられているのか、今後、改善の見込みというものはあるということで令和3年度までの検討は終わられて、今後につなげる状況があるのかといった点についてお聞かせいただきたいのと。

あと、外部事象の火災と溢水という評価においては、PRAという点では事象発生頻度、特に火災の発生頻度、あと溢水の発生頻度というような、事象の発生頻度というのは非常に大きな全体のCDFにも影響を与えるところですけども、現状のそれらの今の規制庁さんのPRAの中では、どういうデータということでそれらを与えて評価されているのかという点と、それらの今後の事象の収集とかデータの設定とかの評価について、今後の改善とか取組について、御検討されていることがあれば御教示いただきたいというふうに思います。

以上が火災とか溢水の評価に関するコメントです。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

御質問、2点あるかなと思ひまして。まず、伝播解析のところでございますけれども、今、OECD/NEAのPRISMEプロジェクトというプロジェクト、火災試験の国際的なプロジェクトになってございまして、その中でも試験だけじゃなくて解析も実施をしてございまして、そのプロジェクトに参加をしております、試験結果とFDSなりの解析のベンチマーク解析であったりというプロジェクトを実施してございまして。御指摘のとおり、試験と解析というのは、差がまだまだあるところもあるかなと思ひますので、今後も試験で得られた情報と、あと解析でどのようにモデル化していくかという分析も続けることができればと

考えてございます。

あと、2点目でございますけれども、火災と溢水の発生頻度の算出ですけれども、今、ニューシアの情報を使って発生している事例を基に発生頻度を算出しております。ちょっと改善というところ、私たちが使えるデータベースが限られておりますので、ちょっと難しいところもあるかなと思いますけれども。また、事業者がPRAモデルをつくる際、どのような情報を基にされているのかというの、また、そういう調査もしていきたいなと思います。

一つの方法としましては、米国で実施している、米国でレポートとか、NUREGのレポートとか出ているものもあるかなと思いますので、そういうものも調査をしながら改善はできるかなとは考えてございます。

以上です。

○倉本専門技術者 ありがとうございます。理解しました。

あと、3点目は簡単にコメントさせていただきます。外部事象のPRAで、強風、突風、あるいは火山PRAといったものについても評価について実施されているということで、研究成果としても非常に興味深いものではございました。このPRAの結果という点では、まだ、ハザード頻度との掛け算ということがまだできていないという部分があるかと思うんですけれども、いずれのハザードについても原子炉補機海水系が非常に影響が大きく、そこで、ほぼ全CDFが決まるであろうといったようなところまでは出てきていると思いますので、今後、詳細にPRAをやっていくかどうかというような観点で見ますと、詳細にPRAをやる前段階の、例えば、ハザードの発生頻度のみでかなりのリスクプロファイルが分かるんじゃないかとか、あと、バンディング解析と呼ばれるようなもので評価ができる対象のハザードであるというような可能性もあるので、そういう詳細にPRAをやるかどうか。あるいは、こういう評価でいいんだといったようなところも、今後の検討とか、そういった形で見極めていける部分のハザードなのではないかと思いますので、そういったような方向性とか検討についても、規制庁さんのほうでもまとめていただけるといったようなことはあるんじゃないかなというふうに感じました。

3点目は、コメントとしては以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

強風であったり火山のコメント、御指摘、御提案、ありがとうございます。どうしてもフルスコープとかになってくるといろんな事象があって、発生頻度であったり影響であっ

たり、その重みというのが変わってくるかなと思いますので、御指摘いただいたようにバンディングであったり、スクリーニングというもあるかもしれないですし、米国では、まず簡易解析をやって、ある程度のところを押さえた上で、詳細まではやらなくてもいいんじゃないかとか、詳細をやるべきだというのは決めていっている。そういう方法もあるかなとは思いますが、今後、どのように進めていくか、人的なリソースもありますので、効率的に進められる方法というのを検討していきたいと考えてございます。

以上です。

○倉本専門技術者 理解しました。

私のほうからは以上3点です。ありがとうございました。

○青野企画官 倉本さん、どうもありがとうございました。

続きまして、何か御質問、御意見等、ございましたらお願いします。

高橋さん、お願いします。

○高橋専門技術者 よろしいでしょうか。

○青野企画官 はい。よろしくお願いします。

○高橋専門技術者 今のやり取りで一番気になっていましてのがやはり、火災伝播解析なんですけど、今、報告書も読ませていただいたんですが、一番の肝になるのは、やっぱり解析モデルをどうメッシュ切りしたかということかと思うんですね。かなり高級な解析で、普通の組織ではできないような解析を今回やられていると思うんですが、メッシュ切りの考え方とかですね。今、報告書では、ぽつんと図だけが、メッシュ図だけがぽつんと出ていて、どうされたか、ちょっと理解できなかったんですけども、どういった考えで切ったのか。

特に、燃焼という非常に難しい解析をラージエディシミュレーションで解こうとされているので、計算機の資源とか計算時間についてもどうだったのかとか、実時間、何週間ぐらいかけて解かれたのかなとか、そういう感想を持ってまして。PRISME3までのOECD/NEAのプロジェクトに参画されて、さらに、また進められるということであれば、まず、今回の報告でどのぐらい大変だったかというのをもう少し記載していただけるといいかなと思いました。

コメントとしては、多分、その報告を読めば判断できると思うんですが、私は、さっき濱口さんがおっしゃられた、当初やられているゾーンモデルのほうで、もう少しV&Vを進めたほうがいいようにも思うんですが。やはりピーク温度とかは、解析誤差なのか、本当



にLESでちゃんと解かれているものなのかというのがなかなか判別できないと思うんですよね。その辺り、やっぱり、これ、ずっと続けて本当に大丈夫なのかなというのをちょっと心配しています。火災伝播については、ちょっと、そういう意見を持ちました。

山ほどあるんですけども、これ続けちゃってよろしいんでしょうか。何点か。

そういう計算の関係では、ダイナミックPRAについても、今回、200回程度のサンプリングでよくなったよということで、最終的な今後の展開で、先ほど御説明があったように、さらに進めていくよということなんですけど、やはり今回の研究でコンベンショナルなPRAに対してどのぐらい効果があったのか、それに対して解析時間というのがどのぐらいかかったのか、本当に現実的なのかというのを報告していただけるとありがたいかなというか。

どれぐらいやる価値があるのかというのが、ちょっと今の報告書では見えないなというか、必要な技術なんですけれども、そういう研究というのではなくて、規制に本当に使うという意味で大丈夫なのかなという、そういうところの報告をしていただければいいかなと思いました。

計算関係では、そういうところですよ。

それから、あと2点ぐらいでやめますが。内部溢水なんですけれども、我々も、これ、かなり苦労していますが、今、規制庁さんの解析モデルを見ますと、溢水伝播の経路に扉の開放とか、それからドレンラインのモデル化というのが書かれていないので、その辺、どのように扱われたのかなというのが気になりました。

一方で、報告書を読みますと、先ほど御説明があったISLOCAとかのCDFに対する寄与度というのは0%になっていて、肝はCCW喪失ですよと規制庁さんの場合は書かれていて、それがほぼ100%を支配しているんですけども、それについての報告が全くないんですよ。その辺、ちょっと工夫していただきたいなと思いました。

それから、最後、さっきの地震PRAの複数本、SGTRでちょっと気になったのが、3,000本とかまで評価をされているんですけど、実際のプラントというのはSG出口にフローリストラクターが入っていますんで、かなり、数百本規模からは、もうほとんど挙動が一緒になるような。実際の原子炉だと、そこで流量制限がかかって、1,000本レベルとか3,000本レベルというのは、多分、あまりやる意味がないのかなというふうに感想を持ちました。

以上です。

○青野企画官 ありがとうございます。

まず最初に計算関係の話ということで、伊東さん、お願いします。

○伊東技術研究調査官 規制庁の伊東です。

まず、最初の火災伝播解析について、お答えします。メッシュ分割の件なんですけど、これはOECDのPRISMEの1というところの最初の試験で、二つの部屋の実験解析をやったときに、メッシュを20cm、10cm、5cmと切って、それで10cm以下であれば、ほぼ答えは変わらないという結果を得ていますので、それ以降は、大体、基本は10cmメッシュ以下にするという基本で進めています。まず、一つ、そうです。

解析なんですけど、二つの部屋を同時に解くということで、そういうやつで、大体、今のPCで、大体、1週間程度の解析時間がかかっています。

答えは以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

あと、ダイナミックPRAに関するコメントをいただきまして。私たちも、従来の手法とこのダイナミックがどれくらい違ってくるのかというところで、まだシミュレーションの数が少ないという現状がございますので、今後のプロジェクトの中で、とても大事なポイントだと思っておりますので、従来の手法で考えられなかったシーケンスというのはどういうものであって、その影響、全体的なCDFであったり、機器の重要度というものの変化とか、そういうものが従来とダイナミックとを比較をして、どれくらい変わっていたのかというところは続けて検討していきたいと考えてございます。

あと、内部溢水につきましては、こちらおっしゃられるとおり、その伝播経路としてドレンラインがなかったりとか、あと、ドアですけども、開放状態で、今現在は開放していることはないと思うんですけど、まず開放というところと、あと、ドアが閉まっている状況でどれくらいリークするかというのをえいやと与えた解析であったりとかをして、そのドアの影響というものは見えていますけれども。ドアの試験をしているような、私たちじゃないですけども、外ですね、そういうプロジェクトもあつたりとかしますので、今後調査を続けて、ドアの影響とかですね。あと、ちょっとドレンラインについては、今持ち合わせているような情報がなかったですので、そういうところも調査をしながらドレンラインへの影響というのも考えて、内部溢水PRAの、より現実的な解析というものをしていきたいなと考えております。

あと、CCWSの機能喪失がどうしてもドミナントになってしまうというところなんですけども、こちら、どうしても配管破断が起こってしまうと機器が機能喪失してしまって炉心損傷防止の対策というのが、数が少なくなってくるという状況がありますので、そういう

ところですね。発生してしまうことによる影響というのはかなり大きいですので、そのような状況になってございます。

私からは以上です。

○出井技術研究調査官 原子力規制庁の出井です。

蒸気発生器や伝熱管の破損のところですけども、高橋さんがおっしゃるとおり、そういった構造等によって流量がある程度、頭打ちになるというところはもちろんあると思うんですけども、今回2次系の破断とかも同時に起こることも検討しておりまして、そういったところもありますので、そういったある程度多い破断の場合にどうなるかということまでちょっと検討しているというところでございます。

結果としましては、同じようなふるまいを本数にかかわらずするというような結果が出ておりますので、そういったモデル化を今回させていただいているところです。

以上です。

○永瀬規制基盤技術総括官 規制庁の永瀬でございます。

1点補足させてください。ダイナミックPRAにつきましては、これは原子力機構に委託してやっている内容でございます。彼らが出している論文とか発表している論文を見ますと、これから開発をさらに進めていく必要があるかと思えますけども、現状におきましても一定の精度、従来のPRAと比べても遜色ない程度の精度は出ています。さらに計算時間も実際、使える程度のレベルにぐっと短縮できるというような報告がされているというふうに私は認識しております。

○高橋専門技術者 さっきの一番最初の御説明で、やっぱりFDSというか、気になったのが10cm以下なら解は変わらないよということをおっしゃられたんですが、10cm以下のメッシュ、2cmとか10cm以下でどのぐらい計算されたんですか。10cmの下は結局メッシュ依存設定ってどのように。

○伊東技術研究調査官 規制庁の伊東です。

メッシュは10cmから5cm。少なくとも5cmにしますとX、Y、Zがありますので計算軸で8倍になりますけど、一応5cmまでで評価して、それで変わらないということで、10cmという設定をしています。

○高橋専門技術者 その下限のところ、炎のところ、そんなもんなんですか。すみません。

○伊東技術研究調査官 試験で縦方向に10点ぐらい温度を取ってまして、その各点の

温度を見ても、ほぼ変わらないということで、1点ではなくて縦方向、下5cmから4mぐらいまでを10cm間隔で見て、ほとんど変わらないということで、それにしています。

○高橋専門技術者 ありがとうございます。

○青野企画官 高橋さん、ありがとうございます。

ほかに何か御質問ありますでしょうか。

田原さん、お願いいたします。

○田原専門技術者 今回検討内容が多岐にわたって全体を把握するのはかなり大変だったんですけれども、報告書の3ページと4ページで全体工程を分かりやすく示していただいて、ありがとうございます。

今回は2019年の4月の中間報告以降の成果の報告と認識しています。全体工程と成果について2点、技術的な内容について4点、意見を述べさせてください。

まず工程と成果についてです。

1点目はレベル1、2、一貫解析手法の整備についてです。報告書に記載されている内容は、2019年の中間報告の内容とほぼ同じでした。中間報告では、今後の研究計画として大破断LOCAのモデルを用いてイベントツリー、ポスト処理等のモデル化手法の課題を抽出するとともに、レベル2 PRAとのインターフェイスを検討するとなっていました。

これらについては計画の見直しがあったのでしょうか。研究を進めていく中で、より重要な課題が見つかったり、検討の優先順位を変えるという見直しが発生するという事はあり得ると思います。その場合、その判断に至った過程を第三者にも分かるように記録しておくということが透明性を確保する上でも重要なことだと思います。技術的な問題があったのか、この項目が中間報告以降進んでいない理由がありましたら教えてください。

あと、2点目は、内部溢水PRAの整備で、全体工程及び2019年の中間報告での今後の計画では、被水による機器の機能喪失を考慮するということが挙げられておりますけれども、今回の報告書には被水の影響評価に関する記述は見当たりません。これも計画の見直しがあったのでしょうか。まずはここまででお願いします。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございます。

1点目、レベル1とレベル2の一貫解析の計画の見直しがあったんじゃないかというところでございますけれども、大破断LOCAについても解析をしておりますして、どうしてもレベル1とレベル2、私たちの今評価いただいているプロジェクトはレベル1の範囲をメインに書いてございますので、レベル2とのこの結合のところ、その話、別のプロジェクトでも

やっておりますので、あまり重複して書いても、今現在進んでいるところでもございますので、今回は中間評価のところの記載から変わらず記載させていただいておりますけれども、実際にやっていることとしましては、今現在も一貫解析、そしてレベル2のほうをメインに実施しているという状況でございます。

あと、内部溢水PRAについて、被水の影響のところなんですけれども、Fluentというコードを使って、AprosコードとFluentコードを結合させて被水の影響を見たんですけれども、それほど、私たちの持っている情報というのはそれほど多くないので、どこが被水源になって、どのように拡散されて機器に水がかぶるかというところのモデル化なんですけれども、あまり水没と被水というものの影響が変わらなかったですので、水没のほうをメインに今回書かせていただいているところではございます。

以上です。

○田原専門技術者 ありがとうございます。状況を理解しました。

では、次に、技術的な内容について、4点意見を述べさせていただきます。既に倉本委員と高橋委員からありました意見と同じような内容もありますけれども、ちょっと重複しますが、意見を述べさせていただきます。

まず1点目は人間信頼性解析ツールの整備です。PHOENIXを用いて運転員操作間の依存性を考慮しています。実際にはミニマルカットセットから抽出される従属性を考慮すべき人的過誤事象の組合せというのは、非常に膨大な数になると考えられます。評価方法を検討する上で、評価に係るリソース及び作業コストも考慮して、合理的な方法を検討していただけたらと思います。

2点目はダイナミックPRAの適用先についてです。今後の課題の中では、ダイナミックPRAについて計算数の削減と解析者の負担を軽減する必要があるとされていますけれども、その前に計算コストに見合った適用先の絞り込みが重要ではないのかと思います。2019年度の中間報告では、ダイナミックPRAの手法及び解析コードのベンチマークを行っておりますけれども、手法だけではなくて、欧米におけるダイナミックPRAの最新の活用状況について、調査整理を行うとよいかと思います。

3点目は内部火災PRAの手法整備のFDS解析についてです。2019年の中間報告のほうでは、FDSで試験結果を良好に再現できていたと思います。ところが今回は試験結果と解析結果に明らかな傾向の相違が見られます。これはケーブル燃焼のモデルの影響なのか、あるいはFDSの解析モデルとその条件設定によるものなのか、ちょっと今回の報告書では分析が

足りていないと思います。ヒートシンクの設定の影響など、原因はいろいろと考えられると思いますので、ぜひ考察を追加していただきたいと思います。

最後、4点目は、火山のレベル1 PRAモデルの作成についてです。降灰量区分ごとに人的過誤確率を設定されていますけれども、降灰量は降灰速度に従って時間の経過とともに増加するパラメータだと思います。評価の詳細を把握していませんので、ちょっと的外れであったら申し訳ないんですけれども、降灰速度によって各降灰量区分に到達する時間が変わりますので、降灰量区分に応じて発生する事象のタイミングというのは、降灰速度に依存します。また、屋外作業を必要とするタイミングもそのタイミングでの降灰量区分も降灰速度に依存します。

そうしたことを考えたときに、今後のモデルの拡張性を考えると、降灰量よりも降灰速度をベースにしたほうがよいのではないかと思いましたが、いかがでしょうか。

以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁の濱口でございます。

人間信頼性解析とダイナミックにつきましては私から説明させていただきまして、火災については伊東から、降灰量と速度については出井から説明をさせていただきます。

まず、人間信頼性解析について、おっしゃられるとおり、従属性をどのように考えていくかというので、THERPであったりHRA Calculatorであったり、多くの手法は計算結果をポスト処理でミニマムカットセットから従属性のある操作を抜き出して従属性の度合いをコンプリートなのか高依存なのか中依存なのかみたいなのを設定をして再計算をして、ドミナントのカットセットから処理をしていくという方法が一般的かなと思うんですけれども、PHOENIXを導入した一つの理由としましては、PRAのモデルと人間信頼性解析のモデルを計算の後じゃなくて前に融合させることができるのではないかなと考えていまして、計算のロジックを、PRAで考えているイベントツリーと人間信頼性解析で考えている、昔ならHRAイベントツリーとか、そういうツリー構造を持っているものがあるんですけど、それらを融合させて、解析をする前にモデル化できるんじゃないかなと考えていまして、そういうようなモデル化方法で作業を効率化できるんじゃないかなと考えてございます。

あと、ダイナミックPRAの適用先につきましては、おっしゃられるとおり、計算コストに見合った適用先というのがあるんじゃないかという御指摘、ごもっともかなと思います。まずは欧米の活用先の状況調査をすべきじゃないかという御指摘、ありがとうございます。欧米につきましても、米国でも最近FSARでダイナミックPRAが使われて、NRCの中で議論し

たとかという文章もあったりとか、ダイナミックPRAは進んでいるとは思いますが、大きく活用先が大々的に出ているという状況ではないのかなど。そういうところまでは今のところ調査はできておりますけれども、さらに踏み込んで実際開発しているNRCであったりとか、そういうところとの情報交換でどういうところに適用できるのか、していつているのかというのを調査していけたらと思います。

私からは以上です。

○伊東技術研究調査官 規制庁の伊東です。

若干、内部火災についてお答えします。中間報告2019年のときは、物が燃えたときのどのぐらいの熱が出るかというやつを試験で測って、それを直接入れています。ということで、熱の割合は試験結果から入れていると。そうすると、ある程度は合うということが中間報告になります。

今回はPyrolysisモデルといいまして、実際の物が燃えたときの化学燃焼の計算式を入れていまして、そうすると実際そこに及ぼす流れの影響とか、酸素はどのぐらいいけますかという、あと隙間はどのぐらいいけますかという、その微妙な流れをちゃんとモデル化していないと合わないということで、今そこまではちょっといいないということで。だから、最初の段階だと直接試験結果を入れたと。2番目はそれが分からない状態でも解析できるように、物性化学燃焼を使って計算するというので、非常に難しい状態になっているということです。

以上です。

○出井技術研究調査官 規制庁、出井です。

降灰量と人的過誤の関係の件ですけれども、今回のモデル化につきましては、今後火山のPRAを検討していく際のベースとしまして、簡易的な評価を実施しているところでございます。

人的過誤につきましては、特に火山の場合には屋外作業がメインになってくるところでございますが、この屋外作業、ポータブルのものも含めまして、まだまだ内部事象も含めまして未成熟な分野でございますので、今後、人間信頼性解析のプロジェクトの中でも検討していつて、そういったものを反映させていただければと考えております。

それから、御指摘がありました降灰量ではなくて降灰速度のほうをパラメータとして使うべきではないかという御意見ですけれども、これ幾つかありまして、まず機器損傷のほうの確率を出す際にどういったパラメータを用いるべきかとか、そういったところの兼ね

合いですとか、あと少なくとも、もちろんタイミングというのは重要になってくるとは思うんですが、特に今回検討しているというか想定しているのは、この屋外作業の環境悪化でございまして、速度も関係するところではありますけども、密度ですとかそういったところを今後ある程度精緻化していきたいとは考えておりますが、そういった先ほど言った機器損傷との兼ね合いもありますので、そういったところを調査検討していきたいと考えております。

以上になります。

○田原専門技術者 ありがとうございます。

○青野企画官 ありがとうございます。

続きまして、外部専門家の方々から御意見をいただきたいと思います。御質問ある方よろしいでしょうか。

糸井先生、お願いいたします。

○糸井委員 ありがとうございます。東京大学の糸井です。

まず、幾つかございまして、まずちょっと全般的なところで、先ほど専門技術者の方からも少し御指摘があったところなんですけれども、報告書として膨大なプロジェクトを並行してやられて一つの報告書にまとめるというとても大変な作業をしているということは理解はしているんですけれども、報告書を見せていただいただけで、研究の進め方に対する技術的適切性が議論できるものかという、全てが全てそのようになっているとも思えないところもありまして、少し今後御検討いただけるとありがたいなと思ったのがまず1点目です。

もう一つが、ちょっと先ほどの御意見でもあったところ、次が火山あるいは強風のPRAについて、取っかかりとしてとても面白い成果が出つつあるなというように拝見はしていたんですけれども、今後どういうふうに進めていかれるのかみたいところも少し教えていただけるとありがたいんですけれど。もうちょっと幾つかあるんですけど、まずその点についてよろしくお願いいたします。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

1点目の御指摘、技術的適切性を議論できるような内容が書かれていないという御指摘だったかと思います。具体的な、全体的なことなのか、それとも具体的な例えば火災であったりとか、溢水であったりとかというところを教えていただけないでしょうか。

○糸井委員 実際の初期の計画と見比べながら拝見をしていて、初期の計画がきちんと実



現できたというところまでは、それぞれのプロジェクトで大まかに確認ができるんですけど、先ほど、例えば田原さんから話があったように、途中の段階でどういう新しい課題が見つかって、こういう判断で、こういうふうにしたというようなところとか、あるいは、成果を実施した上で、規制として今後議論すべきこういう課題が見つかったとか、そういうところが、本来、成果はきちんと計画どおり実施できたということに加えて、大事なところですよ。トレーサビリティとか、あるいは公開性という観点からも大事なところかなというように考えています。それが正しいかどうかというのもあります。

そういう観点で報告書全体を拝見させていただくと、計画どおり実施できたということの確認はできるんですけども、そういう観点で第三者が見たときに分かる記述になっていないような、全体的に粒度が少し粗いというか、そういうような印象を受けました。

すみません。ちょっとぼやとした指摘で申し訳ありません。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

ありがとうございます。全体的なコメントと、また新しい課題であったり計画変更があったところであったり、その規制として新しい課題が見合ったところとか、そういうところの充実が必要なんじゃないかなという御指摘かなと思いますので、こちらで検討をさせていただきますと思います。

また、強風、火山の今後ですけども、今後のこととしましては、どうしても見ていただいたように、ハザードのところはまだできていないという、CCDP、その計算のほうは条件付炉心損傷確率のところはある程度できたかなと思うんですけど、やっぱりそれとこのハザードと連結させて実際のCDFを見たりとか、いろいろなリスク情報が得られると思いますので、そういうところができていないかなと思いますので、今後はまずはそのハザードと、どのように設定していくのかとか、あと得られるリスク情報はどういうもので、ほかのハザードとかと比較をして、どういうレベルなのかというところは確認していきたいなと考えてございます。

以上です。

○糸井委員 ありがとうございます。今の観点で、事故シーケンスあるいはフラジリティのところの検討をしたことによって、ハザードの評価としてこういうところが大事だったんだと改めて分かるようなところも出てきているはずで、先ほど議論があったところも含めてですけど、そういうところでハザードの評価要件みたいなところを提示するということは、今回の成果からもある程度でき得るかなと思います。

そういうのもこれまでの成果として含めていただくことも可能なのではないかと思います。というのが一つ前の指摘の具体的な項目の一つかなということで、少しお話をしました。

あともう一つ、すみません。これも細かい質問というよりは全体的な話になるかもしれませんが。先ほどPRAのリソースについて議論があったところですけども、規制の研究としてPRAのモデルを開発するというのは、議論を聞いていて2通りあり得るのかなというように感じました。

一つは、いわゆる事業者がやっているPRAをトレースして適切かどうかというのを判断する。事業者ができる粒度のPRAを規制庁でも開発していく。そういうスタンスが一つあって、もう一つはそうじゃなくて、規制に対して知見を得るために、より詳細なPRAをやって、現象として新たなものを見つけていくという、そういうのと両面あるような気がします。ちょっと今日の資料が一見分かりづらかったのは、どちらなのかというのを、聞きながらこれはどっちなんだろうって判断をしなきゃいけなかったところが少し聞いていて最初なかなか理解しづらかったところかなというように、聞いていてだんだん理解をしてきたつもりなんですけれども、そういうところも少し研究の位置づけになるところを明示していただけると分かりやすいかなというように感じました。

感想ですけど。私からは以上です。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

PRAのリソースということで、研究の理由のところ、御指摘いただいたように、事業者のPRAの確認のための知見であったり、あと規制に対して知見を得て新しいものを得ていくという2面、おっしゃるとおりそうかなということですけども、そういうのがきちんと明確に説明できていなかったのは申し訳ございませんでした。

原子力規制検査の中では、その事業者のPRAを使うということで、どうしてもその確認というのがすごく大きな大事なところではございますけれども、もう一つの観点としましては、規制検査でも活用しているんですけども、私たちは実施した研究内容の知見を用いて評価に生かしていく。火災の評価であったりとか、原子力規制検査の中で規制庁が重要度評価を実施しておりますので、その中で安全研究の成果を用いて新しい知見を入れてリスク評価をしているという面もございますので、おっしゃられるとおりの2点ございまして、そこを明確にという御指摘だったのかなと思いますので、今後検討していきたいと考えております。

以上です。

○青野企画官 御質問いただきありがとうございます。ほかに何か御質問等ございますでしょうか。

牟田先生、お願いいたします。

○牟田委員 都市大学の牟田です。

御説明どうもありがとうございました。各論としてはよく分かったようなつもりであります。ちょっとたくさんありますので、適当に切りながら指摘、意見を述べさせていただきますらと思います。

まず大前提としまして、今日これだけ御説明していただいたんですけれども、個人的な印象としまして、原子力規制委員会あるいは原子力規制庁がPRAを具体的にどういうふうに使っていくのかということに関して、あまり今日、御説明いただいた内容からはつながらないようなちょっと印象を持っております。もっと具体的にこうしていく、あるいはこういうところに使っていくというようなところがもうちょっと提示されてもいいのかなというふうに思っています。

一番最初にこういった分野で規制との関係が出ていることを出されて、何ページだったかな、最初のほうのページで示されていたかと思えますけれども、それはあくまで現状こういう目標を立てているということであって、これから先、ここからどう発展させていくのか、それとももうやらないのか分かりませんが、そういうことがあまり明示されていないというような気がします。そういう状況において、今やられている研究成果というものはどこにどういうふう落ちていくのかというのがちょっと分かりにくいというふうな気がいたします。

これは、本日はそれぞれの技術的内容の話ということだと思いますので、趣旨から外れますので、この回答は今日は結構ですけれども、いずれそういったところも規制庁さんとして明示していく必要があるんじゃないかというふうにまず思ったというのが最初です。

これからちょっと御質問に移っていきますけれども、まず前半におきまして、不確かさの低減ということを挙げられていたかと思えます。これはちょっと不確かさに対する捉え方というのがあまりにも一面過ぎるんじゃないかなという印象を持っております。つまり、不確かさを低減するというような言い方をされていると。これは不確かさに対してこれは御差だといった認識を持たれているんじゃないかなということをちょっと疑っております。

御存じのように、不確かさというのはいろんな側面がありまして、認識できるもの、できないものとかいろいろあるわけですが、かつ不確かさに関して言うと、現状の評価においてどう捉えるかということも非常に重要な側面だと思うんですね。どのぐらいの不確かさを持っていて、それがどういうふうに表示できるのかということも非常に重要な気がいたしますので、低減という観点だけで研究をされるのは、ちょっとあまりにも一面的過ぎないかというような気がしています。その辺どういうふうにお考えでしょうか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

御指摘、ごもっともかなと思います。不確かさの低減と書いて、一面過ぎるというところ、今後どのように捉えてどのように表現していくのかということですが、不確かさといっても御指摘のとおりいろんな種類があって、それらをどのように扱っていくのか、低減できるものは低減できる、低減できないものももちろん不確かさの中にあって、今回の研究の中でその不確かさというのを大きく取り上げてはなかったですので、それは私たちのその反省かなとは思っておりまして、本来すべきであるのは分類をして不確かさの分類をしていって、どういうところが低減できて、どういうところが誤差であって、どういうところをきちんと扱って、その規制活動の中でどういうふうに表示していくべきなのかというのをきちんと整理していかなくてはいけないのかなとは思っております。

それは前も事前評価の中でも皆さんから御指摘いただいた、その不確かさの重要性というものであったりとか、その分類であったりとか、いろいろ御指摘いただいて、本当に重要なものであるかなと考えておりますので、新しいプロジェクトの中でも不確かさを取り上げておりますので、その中で分類していって取り扱っていただけらなと思っております。

以上です。

○牟田委員 都市大学の牟田です。

どうもありがとうございます。もちろんそういうことは御存じだと分かった上でお聞きしているところがありますので、ぜひそういう側面でも今後の研究等で触れられていかれたほうがよろしいのではないかなというふうに思っております。

次の質問なんですけれども、人的過誤につきまして今日、御報告されていたかと思えます。手法に関しての説明が主だったかと思えますけれども、ヒューマンファクターに関して言うと、もう一つデータと抱き合わせで考えるべきだと思っております。つまり手法はどれを使うというのが最適かということだけでは、本当にそれが最適な考え方なのかどうかというのはやはり分からないと思えます。それはデータがないと定量評価ができないとい

う側面もありますし、その評価したものが妥当かどうかということ判断するところにおいても、やはり数字というのはどうしても大事になってくるかと思えます。

もちろんデータがそんなにたくさんないというのは存じて申し上げているところはあるんですけども、そういったところの議論は抜きにして、どういう手法が最適かという議論をするのはちょっといかなものかなというふうになんか思っているところはありません。この辺いかがでしょうか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

データの御指摘、ごもっともでございます。もちろん無視しているという状況ではなくて、今米国でSACADAプロジェクトというのでNRCがやったり、アイダホ国立研究所でデータベースをつくって世界的にデータを集めてという、トレーニングのデータでございますけれども、そういうデータを集めるようなプロジェクトが動いていたり、また、ハルデンのところでもそういうデータであったり解析であったりとかというのをされているということも聞いていますし、電中研でも集めようかというところがあるということは聞いておりますので。

データというのはすごく重要であって、その手法の妥当性を見るためにはデータが必要というのは御指摘ごもっともですので、今後のプロジェクトの中でもデータをどのように入手をして。それで、PHOENIX手法につきましては、SACADAでのデータを取り込みやすくは設計されているとは開発者から聞いてはおりますので、そういう新しいデータベースをどのように取り込んでいくのか、取り込むことができるのかということも併せて新しいプロジェクトの中で検討していきたいと考えております。

以上です。

○牟田委員 分かりました。ありがとうございます。

その一方で、今いろいろ検討されている手法というのが果たしてモデル化しようとしているPRAの質とかそういったものに関して十分なのか、十分というのは足りているかという意味のほかにも、ここまで考える必要はあるのかという観点もあると思うんですね。つまり、ここをどういう場面でこのヒューマンファクターの手法を使おうとしていて、そのためにはこのぐらいの精度を持つ手法が必要だとかというような観点もあると思うんですよ。

つまり、やみくもに細かいことばかりやるのではなくて、使いどころでそういった区別も必要かなというような気もいたしますので、ぜひそういう観点でもちょっと御検討いただければなというふうに思います。

次の質問にちょっと行かせていただきますが、今日成果をお聞きしております、各プロジェクト、サブテーマごとにいろんな検討がなされていると。その成果が今日、御説明されたんだというふうにちょっと理解をしておりますが、その一方でその成果と成果の間の結びつきみたいなものというのがあまりにもないような気がしていて、全部縦割りでプロジェクトが進んでいるような印象をどうしても受けてしまうんですね。例えばですけれども、そういうことではなくて、例えば出た成果と別な成果というのを結びつけて考えていくという観点も必要じゃないかと思っております、例えばですけど、溢水PRAにおきましては、事象の進展を考える上でダイナミックな手法との結びつきというのが必ず必要になると思います。こういった研究も実際されています。

それから、その後でSGのSGTRの複数の発生を考えるというのもありましたけれども、これは例えば、その破損の仕方みたいなものというのが事象に関してやっぱり大きな影響、事象進展に対して大きな影響を持つと思うんですね。そうすると、チューブ・ラプチャの構造的な損傷のプロセスみたいなものも考える必要があるような気がして、構造解析との連携というのも考えないといけないんじゃないかと思っております。

そういった検討というのはちょっとこの中でやられていないとは思いますが、いろんなものの中で研究の成果というのを総合的に考えるという視点も必要なというふうに思います。これはお答えが多分ないと思っておりますので、コメントとさせていただきたいと思っておりますけれども、ぜひそういう観点で成果と成果の間の結びつきみたいなものをもう少し出されてもいいのかなというような気がいたします。

それから、説明資料で18ページと19ページ目辺りで、適切なPRA評価かどうかということとを判定するフローがあったかと思っております。これをちょっと拝見して、素朴な疑問を持ったんですけど、これは適切なフローかどうかという確認フローにおきまして、何を根拠にその判断をするかというところを求めていきますと、海外の専門家のレビューということになると思うんですね。これはさすがにどうかと思うところがありまして、規制庁さん自身の御判断というのはこの中に入らないのかなというふうにちょっと素朴に思ってしまいます。ちょっと読み取れなかった、私が読み取れていないだけかもしれませんが、確たる技術基準というのをやはり規制庁さんのほうでもお持ちであって、それをベースに適切なものかどうかという判断をするようなところを目指してもいいんじゃないかなと思っております、この点に関してちょっとどのようなお考えなのかということをお聞かせいただければと思います。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

先ほどの成果と成果の結びつきのところ、御指摘のコメントありがとうございます。おっしゃられるとおり、ちょっと明確にできていない、縦割りみたいな感じで記載してしまったのは本当に申し訳なかったですけども、原子力規制検査に持ってくる際に、火災防護の重要度評価手法であったりとか、そういうところは内部事象と火災の安全研究の知見を結びつけてガイドに落としたりとかというのもしていますので、そういったところはありますけども、まだまだ結びつきは弱いところもあるかなと思いますので、御指摘ありがとうございます。

検査のフローでいただいたコメントとしまして、海外専門家レビューをベースとされているんじゃないかという御指摘かなと思うんですけども、そういう感じで書いた、このフローをつくったというわけではなくて、海外専門家レビューもレビューをしているものですから、私たちの確認のインプットにはなるということから、そちらの海外専門家のレビューの報告書の確認もしつつ、私たちの安全研究で培った知見をベースに指摘をさせていただいている状況ではあります。

現状、そのように私たちの技術的知見からレビューをしている状況ではありますけれども、米国を一方見てみますと、ピアレビューの報告書を確認したりとか、効率的にレビューを実施しているという方法もございまして、この原子力規制検査での事業者PRAモデルの適切性確認を今後どのように効率化していくことができるのかというところは、まだまだ検討が必要かなと思っております。

ですので、海外専門家レビューをベースにというわけでは今のところではなくて、私たちの研究で培った知見をベースに指摘していて、かつ海外専門家レビューでどういう指摘があって、それをきちんと直しているのか、直していないのかというところも確認をして、修正が必要な箇所というものを提示をさせていただいているという状況でございます。

以上です。

○牟田委員 分かりました。ありがとうございます。もちろんそれらを存じ上げた上で質問申し上げているところがあるんですけども、実力に関しましてはぜひ高めていただいといたというふうな気がいたします。

それから、ちょっと簡単なコメントですけど、23ページ目に研究成果の公表について書かれていたかと思います。ここに学術論文誌への発表がないというのがちょっと気になっていまして、そこはぜひ充実させていただければというふうにも思います。知見の共有と

いう意味では、学会とかもありますけれども、皆さんが見えるものとしては学術論文誌かなという気もいたしますし、規制庁さんは報告書もあるかと思えますけれども、そういったものも含めているんなところで成果の公表をお願いできればというふうに思います。

それから最後ですけども、28ページ目の今後の展開のところ、原子力規制検査で活用すべきリスク情報にもミスマッチが起こり得るというようなことが書かれていたかと思えます。これは私が多分、前回御指摘したものに對しましてのアンサーというふうに思っておりますけれども、半年たってまだ検討している段階なのではないかというところがちょっと気になって残念な思いを多少いたしました。これはコメントです。

私からは以上となります。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

学術論文誌への公表の件、ごもっともですので、進めていきたいとは思いますが、業務の優先度も検討しつつ進めていきたいと考えてございます。

あと、今後の展開ということで、ミスマッチの件でございますけれども、新しい研究プロジェクトの中で検討していきたいというところもございまして、半年間成果ができていないというところ、御指摘かとは思いますが。この問題ちょっと簡単に解決できるようなものでもないのかなど。一つの方法として考えているのは、重要度みたいな相対値を持ってくるのではなくて、絶対値みたいなのでというのも考えられるのかなとは思いますが、もちろんミスマッチというところには解決はされていないので、ちょっと集中して検討をしたいなというところもございまして、半年間何をやってたのかというところは真摯に受け止めて検討を続けていきたいと考えてございます。

以上です。

○牟田委員 ぜひよろしく願いいたします。

私からは以上です。ありがとうございました。

○青野企画官 ありがとうございました。

続きまして、守田先生、お願いいたします。

○守田委員 九州大学の守田と申します。

御説明いただきありがとうございました。全体を通しまして拝見させていただいた限りでは、PRAに関する非常に幅広い広範な技術開発、手法開発、適用書に関する研究が計画どおり概ねしっかり進められているというふうに印象を持ちました。

2点ほど伺わせていただきます。既に今日も専門技術者の方から、外部専門家の委員の



先生方から御指摘があったこととちょっと重複するかもしれませんが、御容赦いただければと思います。

まず一つ目は、人間性信頼解析のところでございますけども、今日のスライドでいいますと、5ページのところには、人間信頼性解析手法を比較及び分析し、PRAに用いる手法を決定したという記載がございます、ここのところを今日どのような御説明をいただけるのかなと思って聞いておりました。11ページと12ページのところで、具体的な内容が御説明いただいたんですが、最終的に、12ページに書かれてございます二つの特徴を持っているPHOENIX手法を選定したというところの説明は、安全研究にふさわしい手法であるからという説明で、ちょっと私も必ずしも専門ではないので、ここがどういうことでこうなったのかなというところの説明が報告書を踏まえた上でもやはり説明が不十分かなというふうに思っております。

これは場合によっては、もう結論ありきで、もう最初からPHOENIXを使うのが選定が決まっていたのに、ここの比較検討を行ったというふうにも取られかねませんので、しっかりいろんな分析をされた上でPHOENIXを選定したということだとは思いますが、やはりそのところをしっかりと報告書のほうにも記述をしていただく必要があるのかなと思います。

我々のほうとしては、技術的な適用性をしっかり判断、適切性を判断する必要がありますので、不確かさを低減する上でこのPHOENIXの手法がどのような特徴を持っているのかということについて、やはり分析された内容について説明を追記されるほうがよろしいのではないかとこのように思っております。これが一つ目です。

すみません、ちょっと細かい質問で恐縮なんですけども、関連して、11ページのところには外部事象時の運転員の対応に関する人的過誤確率を十分に算出できなかったのだというくだりになっているんですけども、この手法というのは、内部事象にはあまり関係ないというふうに思っております。よろしいのでしょうか。これが1点目です。

一旦ここで規制庁さんのほうからお話を伺えればと思います。よろしくお願ひいたします。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口でございます。

1点目の御指摘のところ、選定に際する分析というのが報告書の中で適切に記載されていないという御指摘だったかと思っております。申し訳ありません。そちらについては分析について記載することを検討していきたいと考えております。

あと御質問ありました内部事象では問題なかったのかというところでございますけれども、重大事故等対処設備の操作につきましては、内部事象でも考えてございまして、どうしても、あらゆる機器が壊れた状況、操作が失敗している状況での重大事故等対処設備かなとは思いますが、そういうところにTHERPが使えるのか使えないのか、状況を、そのTHERPの中でパフォーマンス・シェイピング・ファクターというようなものでストレスの状況であったり、そういうものを積み上げして計算していくんですけども、その方法がきちんと確立されていないという状況がございましたので、あと、その重大事故等対処設備の操作について、THERPという手法ですとテーブルが用意されていて、そのテーブルからこれを抜き取って弁の操作であったら、弁の操作失敗というのも抜き取っていくんですけど、重大事故等対処設備であったり、その可搬型設備に対するような失敗の確率のテーブルというのは用意されていないので、そういうところにはちょっと使えない手法かなと考えてございました。

以上です。

○守田委員 ありがとうございます。理解できました。

それから、もう一つお伺いしたいのが、地震PRAのところでございます。スライドでいますと16ページ、17ページのところなんです。ここはすみません、ちょっと私の理解ですと、従来、蒸気SGの伝熱管の複数本の破断の場合は、確率1で炉心損傷ということ仮定していたものが、今回のこの検討の中ではイベントツリーとして成功のパス、すなわち炉心損傷が回避できる成功のパスを熱水力の解析コードで事象進展解析することでそのパスを同定し、そのイベントツリーに対して分岐確率を与えることで炉心損傷の頻度が下がるということを示したということだと理解をしました。

それでちょっと私の理解が間違っていたらちょっと御指摘いただきたいんですが、ここでは適切なアクシデントマネジメントがあって成立をするという、そういう理解でよろしいのでしょうか。すみません、ちょっとここで一旦切らせていただきます。

○出井技術研究調査官 規制庁の出井です。

まず、複数本の破断の件なんですけど、まず前提としました地震PRAでは、内部事象で考えているような1本破断ではなくて、複数本同時に損傷するというものを従来から考えているところでして、これまでその1本破断の解析等はいろいろ内部事象等で整備されて、成功基準等の解析等がそろっているところで評価されていたんですが、複数本のところではあんまりそういったデータがないというところで、保守的に直結事象として評価されて

いたところになります。

今回、熱解析によりまして、成功するパスがあるということが分かりましたので、イベントツリー等を作成して、損傷する機器の組合せ等をフォールトツリーのほうで組み合わせさせて分岐確率を出しているところでございます。

適切なアクシデントマネジメントによるかどうかというところの御質問なんですけれども、手順書等ではこういった複数本、前期での複数破断の手順というものは明確に整備されていないのは現状だと思います。なので、そういった意味では手順書ベースで適切なモデル化をされているかというところ、そこはちょっと食い違いがあるところはあるかもしれないんですけども、フィードアンドブリードとか、そういった通常のSGTRであるとか、LOCA事象とか、そういったもののプラントのパラメータによって操作していく手順というのは検討して入れているところでございます。

そういっても手順書との食い違いは多少あるとは思いますが、手順書外の操作にはなるとは思いますが、助かるパスがあるということで今回モデル化したものになります。

以上です。

○守田委員 どうもありがとうございます。よく分かりました。

そうすると、ここの地震PRAで具体的に今日、御紹介いただいた成果というのがどのように規制のほうに活用されるのかというところがちょっと分かりにくい、報告書を読む限りはちょっと分かりにくかったですけども、これは事業者さんが取り入れていくPRAの手法としてお示しになったこと、あるいは今御説明いただきましたアクシデントマネジメントへのフィードバックとか、こういったことも含めた成果として活用されるという、そういう理解でよろしいのでしょうか。

○濱口主任技術研究調査官 原子力規制庁、濱口です。

成果の活用先なんですけども、まずこの地震PRAの研究の成果の活用先としましては、原子力規制検査で確認する事業者のPRAモデルの適切性確認のための知見と考えてございまして、事業者が今現在どのようにモデルを組んでいるのかというのはまだ確認できていないところではございますけれども、適切性確認をするために必要な知見として、これまでのPRAの情報ありきではなくて、新しいこの知見をまず持っておいた上で、事業者のPRAモデルの適切性を確認することが必要なと考えてございまして、まずその研究を実施しているという、その成果は原子力規制検査の確認のところで活用していくものと考えてご

ございます。

以上です。

○守田委員 分かりました。ありがとうございます。理解できました。

私からは以上でございます。

○青野企画官 ありがとうございます。

ほかにも何か御質問、御意見等ございましたらよろしくお願ひいたします。よろしいでしょうか。

本日の御説明は、これで以上となりますけれども、全体を通じて何かコメント等ございますでしょうか。よろしいでしょうか。よろしければ、シビアアクシデント研究部門の舟山管理官のほうから御挨拶をお願いします。

○舟山安全技術管理官 安全技術管理官シビアアクシデント担当の舟山でございます。

本日は規制へのPRAの活用のための手法開発及び適応に関する研究の事後評価に対して、多くの御意見、コメント等いただきまして、誠にありがとうございました。

このプロジェクト自体は昨年度で終了いたしました。こちらの後続のプロジェクトが先ほどから説明もありましたけれども、原子力規制検査のためのレベル1 PRAに関する研究という後続プロジェクトが今年度から立ち上がっておりますので、本日いただきましたコメントを適宜踏まえまして、今後も研究を続けていきたいと思ひます。

本日は誠にありがとうございました。

○青野企画官 最後に事務局からの連絡事項となります。

本日お配りさせていただいている資料4、評価シート及び御意見シートにつきましては、お忙しいところ誠に申し訳ございませんけれども、4月14日木曜日までに記載の上、事務局に御送付いただければ幸いです。

いただきました御意見は、事務局で評価、取りまとめ案を作成させていただきますので、シートを受領後、改めて事務局より御連絡をさせていただきます。

それでは、これで第10回シビアアクシデント技術評価検討会を終了いたします。

本日は多くの御意見をいただきまして、ありがとうございました。