

## 第12回プラント安全技術評価検討会

### 議事録

#### 1. 日時

令和4年4月22日（金）10:00～11:56

#### 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

北田 孝典 大阪大学大学院工学ヒューマンマシンインタフェースが研究科環境エネルギー工学専攻 教授

五福 明夫 岡山大学学術研究院ヘルスシステム統合科学学域 教授

山路 哲史 早稲田大学理工学術院先進理工学研究科 教授

##### 専門技術者

新井 健司 東芝エネルギーシステムズ株式会社 磯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 担当部長

梅澤 成光 MHI NSエンジニアリング株式会社 原子炉制御安全技術部 技師長

溝上 伸也 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一廃炉推進カンパニー  
福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出しプログラム部 部長

##### 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）

田口 清貴 安全技術管理官（システム安全担当）

高田 博子 シビアアクシデント研究部門技術研究調整官

大川 剛 システム安全研究部門 主任技術研究調査官

池田 雅昭 システム安全研究部門 技術研究調整官

柴 茂樹 システム安全研究部門 技術研究調整官

岩橋 大希 システム安全研究部門 技術研究調査官

鳥山 拓也 技術基盤課 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

(プラント安全技術 事後評価)

(2) 安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価

(プラント安全技術 中間評価)

(3) 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)

・人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究 (事後)

・福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備 (中間)

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

参考資料2 安全研究成果報告 (中間) (案) 説明資料

#### 6. 議事録

○永瀬規制基盤技術総括官 おはようございます。規制庁規制基盤技術総括課の永瀬でございます。

定刻となりましたので、第12回プラント安全技術評価検討会を開催いたします。

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及び令和6年度まで行われる1件の安全研究プロジェクトの中間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意見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させていただきます。御意見、御質問では挙手のマークを押していただきますようお願いいたします。また、一般傍聴につきましては、傍聴席の間隔を空け座席を限定して行ってまいります。

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、大阪大学の北田先生、岡山大学の五福先生、早稲田大学の山路先生に御出席をいただいております。また、専門技術者として、東芝エネルギーシステムズ株式会社の新井さん、MHI NSエンジニアリング株式会社の梅澤さん、東京電力ホールディングス株式会社の溝上さんに御出席を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。

資料の確認となりますが、今回、議事次第、名簿、資料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3-1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、「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」の安全研究成果報告（案）となります。

資料3-2としまして、中間評価の対象となる安全研究プロジェクトのこれまでの成果をまとめた安全研究成果報告（中間）を御用意しております。今回、中間評価の対象となる安全研究プロジェクトは1件ございまして、「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」の資料を御用意させていただきます。

なお、本日の御説明は、資料3-1及び3-2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。過不足等ござい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、評価に先立ちまして、評価の進め方等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 技術基盤課の鳥山です。

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。

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。

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です。

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、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を御覧ください。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手法、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としております。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、資料4に基づき、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。御意見シートには検討会の中でいただいた御意見の内容等を御記入ください。

その御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。外部専門家の先生方に準備させていただきました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評価をお願いいたします。

締切りは両シートともに4月25日月曜日までとさせていただければと存じます。事前にお知らせしましたメール等ではシートの提出締切りは26日火曜日としていましたが、今後の評価スケジュールを鑑みて、誠に申し訳ございませんが、1日前倒しさせていただければと考えております。提出するシートにつきましては、事務局に送付いただければと思います。今回の技術評価検討会での評価を踏まえて、今後、原子力規制庁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でございます。

○青野企画官 本件につきまして、御質問、御意見がございましたらお願いいたします。よろしいでしょうか。

それでは、安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価を行わせていただきます。

まず、令和3年度に終了し事後評価の対象となる安全研究プロジェクト、「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究について」、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高田技術研究調整官から説明させていただきます。

○高田技術研究調整官 高田です。よろしく申し上げます。

スライド1ページ目、お願いいたします。「人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析に係る規制研究」の事後評価といたしまして御説明いたします。

次のページをお願いします。本日は、このような目次に沿って御説明いたします。

次のページをお願いします。まず、背景・目的でございます。機械系、人間系及び組織系で構成される原子力施設において、機械系と比較すると、人間系・組織系はやはりパフォーマンスにばらつきが大きく不安定な面が出ます。原子力施設の高い安全性、そして信頼性を確保していくためには、そうした人間や組織の特性を踏まえて人的過誤の発生を低減し、人間の信頼性を向上させることが重要でございます。

原子力規制庁は、事業者が行うソフト面に関する安全確保のための活動を評価するために、人間工学に基づく人的組織的要因の体系的な分析につきまして、以下の平成28年IAEAのIRRSミッションで指摘された事項を踏まえて検討を行ってきました。次のページをお願いします。

次に、研究概要について御説明いたします。先行研究プロジェクトといたしまして、平成26年度から平成30年度まで実施したプロジェクトにおいては、人間工学に関連する規制や技術の最新動向の調査を実施し、我が国の規制制度との比較を実施いたしました。また、その結果を踏まえまして、設計・運転段階に関する人間工学設計の評価プロセスを確認する基本的な観点を取りまとめました。一方で、人間とプラントの相互作用を扱う人間工学では、重大事故時等に関する不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する方法等の知見が不十分であることを技術的な課題として見いだしました。

それを踏まえまして、本研究プロジェクトにおいては、先行研究プロジェクトの知見を踏まえまして、重大事故時等の不確実な状況の対応に関する人間の複雑な認知行動を評価する方法の技術的知見を取得するために、以下の二つの研究項目を実施いたしました。

まず一つ目といたしまして、重大事故時等の対応に関する原子炉制御室等の人間工学設計を評価するための技術的根拠の取得、二つ目といたしまして、重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価に適用する人間信頼性解析手法の整備でございます。

次のページをお願いします。まず、一つ目の研究成果について御説明いたします。

次のページをお願いします。一つ目の研究項目についてです。重大事故時においては、プラント状況の不確実性が増し、事故の進展推移も多様化するとともに、人間の対応も複雑な認知的能力が求められます。本研究項目では、人間工学設計の評価手法と人間信頼性解析技術の調査から人間工学設計の評価における人間信頼性解析の適用に関する考え方を検討いたしました。そして、その検討した結果を踏まえまして、重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価プロセスのフレームワークを示しました。

次のページをお願いします。具体的に御説明いたします。まず、成果①といたしまして、人間工学設計の評価手法及び人間信頼性解析技術の最新動向の調査を行いました。調査した結果、まず一つ目ですけれども、IAEAのSSG-51、そして米国NRCのNUREG-0711 rev.3、この二つの文書を調査したところ、人間工学のレビュー要素においては、人間工学設計プロセスにおける一般的な段階、具体的には「計画と分析」、「設計」、「検証と妥当性確認」、そして「施工と運用」により構成されていることが分かりました。両者とも、設計結果として達成すべき機能や仕様を要求するだけでなく、その機能実現に至るまでの人間工学の原則に基づいた設計プロセスを体系的に確認するものとなっており、設計の過程における設計仕様の選択理由や根拠をより明確に評価できることが特徴であることが分かりました。

そして、人間信頼性解析技術の調査を実施したところ、以下のことが分かりました。米国NRCは、2011年に最新の人間信頼性解析手法としてIDHEAS手法を開発してございます。IDHEAS手法は人間の発生過程を「状況認識」や「意思決定」といった認知的なマクロの単位で、容易かつ平易に分析できるIDAマクロ認知モデルを導入するとともに、認知モデルの表現を客観化、そして共通化するための各種のテンプレートを用意しているということが分かりました。また、米国UCLAが人間信頼性解析手法といたしまして、同様のIDAマクロ認知モデルを導入したPhoenix手法を開発していることも分かりました。

次のページをお願いいたします。これらの調査の結果から、あらゆる人的過誤を考慮した人間工学設計の評価プロセスの検討には、一つの認知的過誤について「運転員は〇〇という要因により〇〇が十分でなかった結果、〇〇という認識をした」というようなマクロの単位を用いて文章で表現できるような分解能を持つIDA認知モデルに基づいた人間信頼性解析手法が活用できると仮定をいたしました。

そこで以下に示す①～③の観点、つまり、①発生する可能性のある人的過誤を、「運転員は〇〇という認識をした」といったマクロの単位を用いて文章で表現できるような分解能で事前に予測すること。そして、②人的過誤の発生の予測に基づいて個別かつ具体的な人間工学設計上の不具合を特定すること。そして、③といたしまして、人間工学設計上の不具合に対する改善策を人間工学設計に反映する、この三つの観点により認知的過誤を含めた人的過誤を人間工学の評価プロセスに反映することに着目をいたしまして、今回の研究では、人間信頼性解析を適用した人間工学設計の評価プロセスのフレームワークに係る検討を実施いたしました。

次のページをお願いいたします。検討結果を踏まえまして、先ほどのページで御説明しましたこの三つの観点に基づきまして、重大事故時等の対応に関する人間信頼性解析を適用した人間工学設計の設計プロセスのフレームワーク、手順、Step1～Step3を策定いたしました。この手順なんですけれども、従来の人間工学設計の評価プロセスにおける「重要な運転員操作の扱い」、「タスク分析」、そして「設計改善」に着目したステップとなっております。

まず、Step1といたしましては、安全上重要な人的過誤特定を行います。

そして、Step2で、Step1で特定した人的過誤に対して、より具体的に潜在的な人的過誤を分析し、その結果を用いて人間工学設計上の不具合の明確化を行います。このStep2に関しては、手順にポイントがございます。まず、先ほど御説明しました認知モデルに基づ

いた人間信頼性解析技術を導入することで、人的過誤の発生過程の分析を行います。

このようにマクロな単位で表現する人的過誤の発生過程につきまして、さらに、人間工学設計のほうにフィードバックするには、新たに認知コンテキストという概念を導入いたしました。この認知コンテキストというのは、運転員がどのような認識で対応したかを文章として記述するものを定義してございます。認知コンテキストを文章として記述を行います。特に認知コンテキストのうち、想定していないような状況による人的過誤の発生を強く促す特定の認知コンテキストといたしましてEFC、日本語で過誤誘発コンテキストと言うのですけれども、こちらについても概念として導入して同様に探索を行うということを考えました。人的過誤の発生過程、そして認知コンテキスト、これらの結果を用いて人間工学設計上の不具合を明確化するというのがStep2でございます。

Step3に入りまして、そのStep2の結果を用いて人間工学設計へフィードバックを行うというような全体のフレームワークを今回策定いたしました。

次のページをお願いいたします。続きまして、研究項目（2）の重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価に適用する人間信頼性解析手法の整備の成果について御説明いたします。

次のページをお願いします。この研究項目（2）でございますけれども、この研究項目では、人間工学設計の評価における重要な技術である人間信頼性解析技術を調査し、重大事故時等の対応に関する人間工学設計の評価に適用する同手法の具体的な手順を作成いたしました。

また、同手法の人間工学設計の評価手法としての適用可能性を、人的過誤事例を対象にしまして、先ほど御説明した人的過誤の発生過程、そして認知コンテキストを中心に検討いたしました。さらに、同手法について運転員の振る舞いに関する検査の適用可能性を示しました。

次のページをお願いします。具体的に御説明いたします。まず、人間信頼性解析技術の調査結果でございます。IDHEAS手法、そしてPhoenix手法で用いられているIDAマクロ認知モデルをさらに詳細に調査をいたしました。IDAマクロ認知モデルでは、人的過誤の発生過程としてCRT、CFM、PIFというような三つのカテゴリーとして3階層の因果関係から構成されているということが分かりました。

まず一つ目といたしましては、人的過誤の発生過程、whatを示すCRTでございます。こちらについては、安全機能を達成するための各タスクの成功や失敗パス、そして、その過

程に至る運転操作の流れを視覚的に表現するものでございます。

そして二つ目が人的過誤の発生メカニズム、howを示すCFMでございます。こちらについては、I、D、A（情報収集、診断/意思決定、行動）、その三つの区分からマクロな機能の塊として19の類型として区分されているものでございます。

そして三つ目といたしまして、人的過誤の発生過程、whyを示すPIFでございます。こちらは、タスク遂行時の作業環境や心理的な状況を因子として分類設定したものでございまして、作業負荷などの全部で10区分の要因から構成されているものになってございます。

Phoenix手法では、IDHEAS手法とPhoenix手法、両方を調査したところ、基本的にはこの三つの構想については同じものを示しているのですが、Phoenix手法に関しましては、この最後の発生要因、whyのPIFに関して10区分のCFMへの影響についてより詳細に分析するための質問票が用意されていることが分かりました。

次のページをお願いいたします。この調査結果を踏まえまして、人間工学設計の評価プロセスのフレームワーク、Step1～3につきまして、人的過誤の発生過程を分析する人間信頼性解析評価としましては、Phoenix法を適用することにより方法の具体化を行いました。この具体化につきましては、現在、論文を作成中でございまして、ページでは概要を御説明いたします。

まず、Step1では、分析対象の候補となる人的過誤事例の範囲を適切に設定し、設定したPRAモデルについて、基事象ごとの人的過誤事例のリスク重要度を定量化します。定量化した人的過誤情報のリスク度に基づいて、分析対象となる安全上重要な人的過誤事例を特定いたします。

Step2では、Step1で特定した人的過誤事象を対象に、IDAマクロ認知モデルを適用しまして、人的過誤の発生過程と認知コンテキストを明確化します。その結果に基づいて、人間工学設計上の不具合を明確化いたします。

そして、Step3では、Step2の結果として整理された人的過誤において発生する可能性がある個別かつ具体的な人間工学設計上の不具合につきまして、発生を回避するための対策を抽出し、抽出した人間工学設計上の不具合に対する対策の有効性について、検証と妥当性確認を実施するというような具体的なステップを作成いたしました。

次のページをお願いいたします。今回は、この具体的な手法の重大事象事例の適用可能性の確認を行いました。特にStep2における人的過誤の発生過程とEFCを含む認知コンテキストが明確に記述できるかに焦点を当てまして、この具体的な方法の適用可能性を検討い

たしました。適用した事故シナリオは、主給水喪失時における過渡事象時に原子炉トリップに成功したものの、補助給水の起動に失敗したため2次系ヒートシンクを喪失し、フィードアンドブリードの実施に至る事例でございます。

先ほど示した手法のうちStep1の「人的過誤事象の特定」につきましては、重大事故シナリオで既に重大な人的事象として「一次冷却システムのフィードアンドブリード失敗」が特定されているため、そちらを活用いたしました。

また、同手法のStep3の「人間工学設計への反映」につきましては、実際のヒューマンシステムの設計を変更することができないので、今回は実施してございません。

次のページをお願いいたします。こちらは、事故シナリオに用いられている補助給水系の概要系統図になってございます。本シナリオでは、補助給水系は電動駆動3台とタービン1台で構成されてございまして、通常運転時には再循環弁は再循環側に開いていて、主給水時には自動信号により蒸気発生器のほうに開くというような形となっております。本事故シナリオでは、この4台のポンプのうち3台は機能喪失し、残った1台について自動起動するものの、この図に書いてある赤く丸で囲った部分の再循環弁が誤開しておりまして、蒸気発生器Bのほうに給水されない場合を設定してございます。

次のページをお願いいたします。今回の解析ですけれども、一次システムのフィードアンドブリード失敗に関するタスクといたしまして「2次系ヒートシンク喪失対応の手順書への移行失敗」を設定しました。それについて、Step2を中心に人的過誤の分析、そして人間工学設計上の不具合の明確化を行いました。どのように、この結果が出されたプロセスにつきましては、現在、論文を作成中でございまして、概要のみという形にさせていただきたいというふうに思います。分析した結果、七つの個別かつ具体的な人間工学設計上の不具合としてまとめることができます。このページは、報告書より一部記載しているものでございます。

以上より、人間工学設計の評価プロセスの手順の具体的な方法として検討したIDAマクロ認知モデルに基づきました人間信頼性解析手法を適用することにより、内的事象を対象とした場合には、個別かつ具体的な人間工学設計上の不備とその対策を明示することができます。人的過誤の発生を強く促し得る特定のEFCが存在する場合には、そちらについても人間工学設計への反映の検討の材料となることが期待できるというふうに考えてございます。

次のページをお願いいたします。今回検討しました人間信頼性解析手法の具体的な方法

の検査への適用可能性について検討いたしました。検討した結果、認知モデルに基づいた人間信頼性解析技術を用いると、以下の観点から、運転員の振る舞い等の考え方を把握し、検査を支援することが期待できるというふうに考えています。

まず一つ目でございます。認知モデルに基づく人間信頼性解析技術を整備し、重大事故時等に関する認知過誤を含めた人的過誤に焦点を当てることにより、運転員の振る舞い等を確認する視点の基礎を構築します。これにより、運転員の振る舞い等を確認する目的を人的過誤というリスクの低減に明確に対応づけることが可能となります。

さらに、認知モデルに基づきました人間信頼性解析評価の結果を活用することで、シミュレータによる事故対応の訓練における運転員の振る舞い等を確認することが期待できます。具体的には、発生し得る人的過誤の発生過程の考え方やその人間工学設計上の不具合を事前に検査官が把握することにより、実際に運転員が制御盤の表示を読み間違えていなかったか等を確認することが期待できます。

次のページをお願いいたします。まとめます。研究項目(1)については、人間工学設計の評価手法と人間信頼性解析技術の最新動向の調査を行いまして、その結果から人間工学設計の評価における人間信頼性解析の適用に関する考え方を検討いたしました。その結果、重大事故時等の対応に関する人間工学設計プロセスのフレームワーク（手順）を策定いたしました。

研究項目(2)においては、人間工学の設計における重大な要素である人間信頼性解析技術を詳細に調査いたしまして、(1)でまとめました人間信頼性解析手法の具体的な方法の手順を作成いたしました。同手法の人間工学設計評価としての適用可能性を、人的過誤事例を対象として人的過誤の発生過程、そして認知コンテキストを中心に検討いたしました。また、同手法の運転員等の振る舞いに対する検査の適用可能性を示しました。

次のページをお願いいたします。成果の活用について御説明いたします。

まず、プロジェクト期間内でございます。本安全研究と並行して策定を進めていた「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」は、令和2年9月23日原子力規制委員会で策定の検討方針が示され、その後、令和3年4月7日原子力規制委員会で決定されました。本研究における検討事項は、上記における検討方針、そしてHFEガイドの策定において、設計開発の各段階に応じた人間工学設計開発評価の実施項目について、潜在的な人的過誤、そして、その要因を分析する方法の明確化に活用されました。

次のページをお願いいたします。今後の見通しについてです。今回作成いたしました安

全研究成果報告書は、将来、検査において運転員等の振る舞いを確認する際の手引き書として活用できると期待できます。例えば、発生し得る人的過誤の発生過程の考え方やその人間工学設計上の不具合を事前に把握することにより、シミュレータによる事故対応の訓練を観察することなどが挙げられます。

次のページをお願いいたします。成果の公表についてです。先ほど御説明いたしました「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」にまず成果を活用いたしました。そして、現在、論文を作成してございまして、本日御説明できなかった人間工学設計の評価に適用する人間信頼性解析手法の具体的手法の検討結果、そして、適用可能性の確認について、論文として準備を進めているところでございます。

次のページをお願いいたします。最後でございます。成果目標に対する達成状況について御説明いたします。

本安全研究の目的は、原子力安全の一層の向上を図るために、重大事故時に関する不確実な状況に対応する人間の複雑な認知行動を評価する方法を検討することで行ってまいりました。研究項目(1)につきましては、人間工学設計における人間信頼性解析の適用に関する考え方を検討した結果を踏まえ、重大事故時の対応に関する人間工学設計の評価プロセスの手順を策定いたしました。そして、研究項目(2)については、重大事故時の対応に関する人間工学設計の評価プロセスに適用する人間信頼性解析手法の具体的な方法について運転員の振る舞いに関する検査への適用可能性を示しました。

本成果は、HFEガイドに反映し、さらに、検査への適用可能性を示したことから、計画した目標を達成したというふうに考えてございます。

以上です。ありがとうございました。

○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をお願いいたします。

新井さん、お願いいたします。

○新井氏 東芝ESSの新井でございます。

1点、質問をさせていただきます。人間信頼性解析手法の調査としてNRCの手法と、それからUCLAの手法の調査をやられて、いろいろ比較をされたのだと思いますけれども、その

結果として、UCLAのPhoenix手法を適用するという結論になっているかと思います。

最終的にUCLAの手法を選択された理由というのは、何か明確になっているのでしょうか。あるいは、それは投稿論文のほうに詳細が記載されているのでしょうか。その点、明確にしていただければというふうに思います。

以上です。

○高田技術研究調整官 ありがとうございます。スライド12ページにも、先ほど御説明しましたがIDHEAS手法とPhoenix手法についての結果を載せてございます。基本的にはIDHEASとPhoenix手法、考え方は一緒なんですけれども、このPhoenix手法については、IDHEASの手法プラス人的過誤の発生過程をより詳細に分析できるような質問票が用意されていることが今回分かりましたので、今回は重大事故時になりますと、どうしても人の思い込みですとか思い違いといったような認知的な過誤についても、より潜在的な側面まで分析したいというふうに思っていましたので、Phoenix手法のほうがより細かく詳細に分析できるのではないかとこのように我々は考えまして、Phoenix手法を採択いたしました。

以上でございます。

○新井氏 分かりました。ありがとうございます。その辺のところを明確に記載していただければと思います。ありがとうございます。

○高田技術研究調整官 ありがとうございます。

○青野企画官 梅澤さん、お願いいたします。

○梅澤氏 MSH NSエンジの梅澤です。よろしく申し上げます。

観点の③の評価手法、実験結果の評価手法は適切かということに関連するんですけども、事例が挙げられていまして、ここでは全給水喪失時のフィードアンドブリード操作ということで、米国のプラントの事故時運転要領とかをベースとされていますし、あと、HFEに必要な情報、必要な機器の操作とか情報管理をしっかり細かく見た分析が行われていて適切だと思うんですけども、もともとのこの評価手法のIDA認知モデルにおける発生メカニズム、howということと、発生要因、whyですね。これとの対応がちょっと分からなかったかなという感じがします。何か後ほど報告書にまとめられるということをお聞きしましたけれども、この辺りをちょっと明確にされて報告書を作成されたらいいのではないかなというふうに思います。

以上です。

○高田技術研究調整官 ありがとうございます。御意見いただいたとおりでございませ

て、このIDAマクロ認知モデルの3階層の因果関係がまさに今回の研究の肝でございまして、これを分析する流れで認知コンテキストを分析し、それを、結果を人間工学のほうにフィードバックするといった具体的な方法を策定したというところございまして、この今いただいた御意見は、今後のそういった論文ですとか、そういったところに具体的にプロセスについても明確に記載させていただきたいというふうに考えてございます。ありがとうございます。

○青野企画官 続きまして、溝上さん、お願いいたします。

すみません、溝上さん、音声が入っていないようでしたので、お願いいたします。

○溝上氏 失礼いたしました。東京電力ホールディングスの溝上でございます。

私も梅澤さんと似たようなところの御質問をしたいというふうに考えているんですけれども、今回、この整備された手法を用いて検査にも適用するというようなところまで踏み込んでいるというふうな認識を持ちました。

例として挙げられているPWRの問題なんですけれども、その検討においては、ちょっとどのプラントか分からないんですけれども、プラントの運転操作みたいなものを参考にして人間設計工学上の不具合を七つ抽出したというふうに書いてあるんですけれども、これって、検査に使うという意味では、ある意味では予断をもって検査に当たるといようなところになるかと思えます。

その場合、個別プラントによって状況が異なるようなものが発生した場合、手順書が異なるとか、運転員の訓練の状況が異なるみたいなものが発生する場合には、その検査に適用するというときの事前の準備というのは相当大変になるんじゃないかと思うんですけれども、その辺の実際の検査への適用に向けての見通しみたいなものはお持ちなんですか。

○高田技術研究調整官 御意見、コメント、ありがとうございます。検査への適用につきましては、今御意見をいただいたとおりでございまして、非常に検査、人間工学の側面から検査を行おうとすると、非常に下準備が必要になるということは、私も認識しているところでございます。

この件につきましては、検査部の方とも今ディスカッションを進めているところございまして、検査といたしましても非常に幅が広いということで、どこの検査に落とし込んだらいいのかという段階から、まずブレインストーミングのような形で今議論をしているところでございますので、まだ、すみません、本報告書の段階では、ある程度のこういった

考え方を用いれば、運転員の振る舞いに対する検査をするときの検査官へのインプットとしてできるのではないかというような結論でとどまっております。より具体的な検査への適用につきましては、今後の議論となるというふうに考えてございます。

○青野企画官 よろしいでしょうか。

よろしければ、続きまして外部専門家の方々から御意見をお願いいたします。

五福先生、お願いいたします。

○五福教授 ありがとうございます。岡山大学の五福です。

ヒューマンエラー関係を扱おうとすると非常に複雑なことになって、また、人によってばらつきがあったりとか、非常に大変だと思いますが、今回、手法についてはきれいに整理されたかと思います。実際に幾つか規制の検査等で使われるというふうなことを伺いましたので、幾つかちょっとその具体的にどうするかというところについてお伺いしたいと思います。

一つ目は、まず、適用する方針なんですけれども、運転員が人的な過誤を起こすという場合は幾つかの要因がありまして、一つは、ここの報告書で書かれていますようなヒューマンマシンインタフェースがあまり適切でないという、そういうケース。それから、手順そのものがまずいというケース。それから、運転員の特性といいますか、個人的な状況、あるいは、作業環境によってたまたまそういうエラーコンテキストが発生してしまったとか、そんなような幾つかの要因が考えられるんですが、検査によって不具合が出てきたときに、どこを改善するという方針で規制局としては改善提案を求めるということになるのでしょうか。ちょっとその辺りのところが、今回の研究の範囲でないのかもしれないですけども、ありますと明確になるかと思われましたので質問させていただきました。

○高田技術研究調整官 質問ありがとうございます。このソフト規制なんですけれども、今回は人間工学に着目した研究を実施したのですが、スライドの3ページの背景のところでも少し簡単に御説明したんですけれども、当時、平成28年のIAEAのIRRSミッションの指摘事項でIAEAのほうから人的組織的要因と、その人的過誤に対する体系的な考慮がされていないということが当時指摘されましたので、規制庁、規制委員会といたしましては、それを受けまして三つのガイドをつくらうということで当時方針を立てました。

今回は人間工学に関するガイドについて書いているんですけれども、この前の先行プロジェクトのほうでは、そのほかに原因分析に関するガイド、そして安全文化に関するガイドというものを研究成果として報告をしております。その三つのガイドを用いることで

原子力規制委員会といたしましては、事業者の全体のソフト規制を体系的に検査の中で確認するというような形で今考えているところでございます。

御質問がありました人的過誤でございますけれども、やはり今段階では、人間工学につきましては、考え方としてガイドを設定して、まだ、着実に現場に運用している段階ではないんですけれども、前に発行しています原因分析のガイドと安全文化のガイドにつきましては、検査の運用段階のところで検査として使ってございまして、そのような手順書がそもそもなっていなかったですとか、そういった個人的な環境によるヒューマンエラーの過誤の発生につきましては、既に二つのガイドから検査の中で指摘などを行っているところでございます。今後、人間工学のガイドも踏まえまして、全体的に議論を進めていけたらいいかなというふうに考えてございます。

○五福教授 ありがとうございます。あと、もう二つほど質問してよろしいでしょうか。

○高田技術研究調整官 お願いします。

○五福教授 具体的にヒューマンマシンインタフェースの改善というところで考えますと、今回整理されましたIDAのどの段階でのヒューマンマシンインタフェースを改善するのかという、その関係が分からないと、なかなか設計のしようもないと思うんですけれども、その辺りに対するこれまでの人間工学での知見というのは整理されて報告書なんかでまとめられる予定なんですか。効果と副作用と両方あると思うんで、その辺りのところをうまく整理しないと、改善が下手すると別の側面では改悪になったりとか、そういうケースが多々あるかと思しますので、その辺に関する何か方針とか考えがあるんでしたらお答えいただければありがたいです。

○高田技術研究調整官 コメント、ありがとうございました。

今、検査部の方たちと議論している中だと、この一番上のCRTをベースに改善の方針について議論したほうがいいんじゃないかというふうなコメントをいただいているところでございます。

具体的に、今、論文の中であまり明示的にしていないのがありますので、今日いただいたコメントを踏まえまして改善していきたいというふうに考えてございます。ありがとうございました。

○五福教授 ありがとうございます。もう一点、特に近年スマートフォンが普及しまして、私の感じるところでは、私のような古い世代のベテラン運転員と、それから新しく、特に福島事故以降、あまり運転経験のない、シミュレータ訓練で十分訓練をされているんです

けれども、そういう若い方々とメンタルモデルが多少異なっているのではないかなと、そういうように感じる場所があります。

そのような意味で、このような研究調査ですね。そういうのを継続的にやっていただく、あるいは、定期的にやっていただくことが必要かと思うんですが、そういうような御計画はありますでしょうか。

今回、一応、人間工学的に関しては一旦終わりだという形になっているんですが、安全のマネジメントという観点でいきますと、繰り返し繰り返し類似した研究を進めて、いい方向に持っていくということが必要だと思っているんですけども、そういうような点でいきますと、今回、一応、当初の目的は達成したということですが、それに加えて、今後、例えば数年後からまた何かそういう世代間のメンタルモデルの調査とか、そういうような研究を始めることが必要かなというふうに思いますけれども、その辺、いかがでしょうか。

○高田技術研究調整官 御意見、ありがとうございました。世代間のメンタルモデルに関しましては、確かに現段階ではあまり研究としては考慮していないんですけども、今日いただいたコメントを踏まえまして、今後の方針を検討させていただきたいというふうに思います。

また、うちの研究部門の中では、Phoenix手法をPRAモデルの中でも検討している研究グループがございますので、そこでも議論しながら、こういった方向性で人の扱いについて深掘りしていくかについては、より議論させていただければというふうに思います。ありがとうございます。

○五福教授 ありがとうございます。

○青野企画官 ほかに御質問ございますか。

山路先生、お願いいたします。

○山路教授 早稲田大学の山路です。御説明、どうもありがとうございました。

先ほどの御議論の中で、IAEAからの指摘事項という御紹介があったかと思います。それを受けて一つのきっかけにして今回の御研究があったのだと思ったんですけども、そのときに、もともとIAEAが指摘された点というのは、例えばほかの国とかで実施されている取組と対比して、相対的に少し指摘する点があるという趣旨でIAEAからコメントがあったのでしょうか。だとすると、ほかの国ではどういう取組がされているというのは、ある程度、サーベイされて把握されているということでしょうか。

○高田技術研究調整官 コメント、ありがとうございます。各国のほかの国の規制当局の

動向につきましては、毎年、年に1回、ヒューマンファクターの専門家が集まる技術会合がありますので、ちょっとNEAの会合なので非公開にはなるんですけども、その中で各国の状況については常に調査して整理してございます。

その状況も踏まえまして、国内においての人的過誤や人的・組織的要因の規制ガイドにつきましては、この方針を取るということで研究を進めてきたところでございます。ですので、各国の取組状況などは常に動向は整理をしてございます。

○山路教授 分かりました。ありがとうございます。そういったことを多分、報告書とかで少し御紹介いただけるといいのかなと思いました。

あと、もう一点なんですけれども、今回、多分、内の事象をメインにされていると思うんですけども、例えば将来、こういう取組を外的事象にも適用していくという、そんなアプローチは、あるいは、このままだと外的事象までにはちょっとまだハードルが高いとか、そんな課題認識とかがもしあれば教えていただけるといいかなと思いました。

以上です。

○高田技術研究調整官 ありがとうございます。外的事象についても非常に重要なポイントだと思ってございまして、一応、報告書の最後の今後の課題のところにも少し書かせていただいているところでございます。ですので、我々としましては、今回は内の事象を用いて分析したんですけども、当然のことながら、将来的には外的事象も踏まえて検討すべきだというふうに考えてございます。ありがとうございます。

○青野企画官 よろしいでしょうか。

北田先生、何か御質問、コメント等ございますでしょうか。

○北田教授 はい。それでしたら少しコメントというか、御意見させていただければと思います。

ほかの方も言われていることではあるんですけども、今回、この方法、体系的には方法も含めて一応構築されたようなことになったかと判断しております。ただ、今回のところにおきましても、特定のあるモデルを使った解析をするということになっているときに、これは、例えばほかのモデルを使った場合には当然違ったものが出てきたりすることがあるのではないかなとか、もしくは、場合によれば、何か違ったポイントがまた新たに見つかるというようなことも考えられるのではないかなということも少し、あまり詳しくはないんですが、そういうこともちょっと感じました。

もう一つは、一例としてある事象に対しての人間工学設計へどういうふうに反映するか

なんていうようなところまでを一度適用性を調べられたとか、検討されたということではあるんですけども、当然、事例が異なると、対策としてちょっと異なるものが出てくる、また場合によれば、以前に考えていた対策でよかれと思っていたものが、この場合では、このシナリオであればよくないなんていうような、そういう相反するようなところというのも出てきたりするのではないかなというところが少し気にはなりました。

その辺りのところを踏まえて、結局は検査としてどのようなポイントでそのようなことを踏まえた対応をされることになるのかなというところは少し懸念というか、この研究そのものの範囲とは外れるのかもしれませんが、この研究の成果を反映する先として考えたときの反映の仕方というところに対しては少し何か懸念というわけではないんですけども、ちょっともやもやとしたところが残っているという、その辺りだけ少しコメントさせていただきます。

以上です。

○高田技術研究調整官 コメント、ありがとうございます。御指摘いただいたとおりでございます、今回は1事例しか紹介できてございません。やはり将来的には様々な事例で分析、このフレームワークを用いまして分析してデータをためる必要がやはりあるのではないかなというふうに考えてございます。

米国NRCのほうでもやはりそういったデータベースのものを構築しているという話も聞いてございますので、今後、どういう研究方向性をしたらいいのかなというのもあるんですけども、全体を踏まえて今日いただいたコメントを基に将来の研究方針を検討させていただきたいというふうに思います。ありがとうございます。

○北田教授 ありがとうございます。あと、併せてというか、私としての希望の中の一つとして、海外のほうとの結果との比較ということもこれからされていくのではないかなと思うんですけども、分かれば教えていただきたいと思うのは、やっぱり日本だったらこうだった、日本人だったらこうなっていたというような、ある意味、国民性というか、そういうようなところというのも見えてくるところがあるのではないかなと感じておりますので、その辺りのところもおいおい何かの機会でご報告いただければ幸いです。

以上です。

○高田技術研究調整官 コメント、ありがとうございます。国民性につきましても非常に福島事故で指摘された重要なエッセンスだと思っておりますので、それにつきましても、どの切り口で分析するかについては非常に、今すぐには答えられないんですけども、検討

させていただきたいというふうに思います。ありがとうございます。

○青野企画官 ほかに御質問、御意見等ございますでしょうか。

新井さん、挙手をいただいているようですけれども、何か御質問、御意見、ございますでしょうか。

○新井氏 すみません、間違いです。ごめんなさい。

○青野企画官 すみません、ありがとうございます。

よろしいでしょうか。

よろしければ、続きまして、中間評価の対象となる安全研究プロジェクトの説明に移らせていただきたいと思います。

令和6年度まで行われる安全研究プロジェクト、「福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備について」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループシステム安全研究部門の大川主任技術研究調査官から説明をさせていただきます。

○大川主任技術研究調査官 おはようございます。システム安全研究部門の大川と申します。

それでは、OHP、1枚目、お願いいたします。かがみの部分というか、1枚目をお願いいたします。ありがとうございます。

本研究プロジェクト、大変広範囲にわたるものでして、今日出席しております若手の柴、岩橋、それから、委託先でありますJAEAの安全研究センターの炉物理の解析、それから実験の専門家の方々と一丸となってこの事業を進めております。

次のページ、お願いいたします。目次ですけれども、先ほどの事業と同じようにですね、概要、それから主要な成果、それからその活用先、達成状況、それから今後の展開ということを御説明させていただきます。

次のページ、お願いいたします。背景、それから目的ですけれども、福島第一原子力発電所の燃料デブリの取出しに伴う臨界管理では、燃料デブリが多様な性状を持つことは、先生方、御理解いただけたと思います。それから、実際の取出しには、掘削等により燃料デブリの性状が変化することが考えられまして、さらに万が一、燃料デブリ取出し時には臨界を超過する可能性もあるということで、その際には、作業員や公衆の被ばくを防止する必要がございます。

本安全研究プロジェクトでは、事業者が実施する1Fの燃料デブリの取出し作業時の臨界管理、及び臨界超過時の作業員や公衆被ばくの管理を評価するために、以下の①及び②を

実施いたします。①といたしましては、燃料デブリの性状を踏まえた取出し作業前の臨界安全を確認するための臨界管理評価手法の整備、それから、燃料デブリの臨界超過時の作業現場近傍の臨界挙動、それから格納容器外の線量評価を行うための臨界超過を評価した際の線量評価手法の整備という、この2点を行います。

次のページ、お願いいたします。先ほど御説明いたしました①と②が、ちょうどこの図に示しております、①側は、左側の臨界管理手法の整備ということで、ちょっと図が小さくて恐縮なんですけれども、実際に左側の福島から燃料デブリを取り出した際には、サンプリングがされて分析されると。それが、あらかじめ我々が用意します臨界マップ上で、どの位置にあるかというのを把握しまして、その状況を確認するというシステム。

それから、右側に行きますと、臨界超過をした際の線量評価手法の整備ということで、これ、試算で行いました1Fの1号機から、放射性物質が飛んだ場合にどうなるかと。臨界時にどうなるかというのを示した評価結果になります。本事業の成果の活用先ですけれども、この二つの事業の内容の活用、さらに、燃料デブリ特有な臨界・線量評価を通じまして、1Fプラントの燃料デブリ取出し作業に関わる審査支援を実施したいというふうに考えてございます。

次のページ、お願いいたします。本事業は、かなり長い間実施しております。今年でもう、もう8年たってしまいました。その主なところの御説明をこの工程で御説明させていただきます。

本事業は、なぜこんなに時間がかかってしまったかということですが、時間がかかっているかということですが、上から2番目のところですね。これは委託事業をJAEAで行っているんですが、臨界実験装置の改造というのをしております。従来、STACYという施設は、溶解系の臨界集合体だったんですが、それをピンタイプの実験装置に替えるということで、この許認可にJAEA側は時間を取られております。さらに、私どももですね、ここで申し上げるべきことじゃないんですが、予算等のペーパーワークが、つい最近までは非常に多かったという状況です。さらには、この実験装置のために、新しいSTACYのために燃料調達まで行っております。

我々、この3人のチームが引き継いでから、令和2年度から引き継いでいるわけですが、試験に向けて鋭意具体的な内容を詰めているような段階です。令和4年度、今年は非常に重要なマイルストーンがありまして、令和4年度末には、このSTACYが初臨界ということを目指しております。その後、約2年間かけまして、燃料デブリに関わる実験を行うと。で、

実験を行った結果で、先ほど申し上げました臨界マップの妥当性を確認していくという考えでございます。その他、下にありますように、モンテカルロ計算ソルバーの開発でありますとか、臨界挙動の評価手法というのを適宜実施しております。

次、お願いいたします。研究期間を通じた主要な成果ということで、臨界管理評価手法に関する研究として四つの項目、それから超過した際の線量評価に関する研究として二つの項目を、今日、御説明申し上げます。

次、お願いいたします。まず、一番重要な臨界マップデータベースの作成で何をやっているかということですが、令和3年度までに燃料デブリの組成、それから混合割合等の性状に応じた臨界特性をまとめたデータベースを構築しております。データベースの中では、やはり重要となります燃料デブリの組成になります核燃料、それから炉内構造物、鉄です、それから構造物、これはコンクリートを示しておりますけれども、場合分けを行って、臨界マップに関わる基礎的なデータを多数の解析によって評価しております。さらに、やはり、いまだにデブリの状況は分からないと。さらに取出し時も、やはり分析、サンプリングはそんなに多く取れないだろうということで、燃料デブリの複雑な組成が臨界特性に及ぼす影響を評価するために、燃料デブリの組成が空間的に変化する体系を取扱い可能なSolomonというモンテカルロ計算ソルバーを開発しております。

次、お願いいたします。じゃあ、臨界マップデータベースはどんなものなんだと。出来上がりということで、ここに例をお示ししております。まず左側の図ですが、このGUI化されたインプットの状態を示して、例えばですけども、この水色の枠の部分を変更いたしますと、自動的にモンテカルロ計算行動MVPの入力ファイルができると。で、number densityであるとか、それからtemperatureが自動的に入るようなシステムになっております。

次、お願いします。計算した例ですね。先ほどのようにオートマチックに計算した結果がここに示されておまして、この場合ですと、球体系、それからwater reflectorをつけまして、横軸がその体系の半径ですね、半径を取って実効増倍率がどう変わっていくということで、この場合ですけども、半径が45cm辺りのところで臨界というような、こういうマップが出るようなシステムです。ここでは臨界の半径というのをパラメータとしてお示ししておりますけれども、モデレータとのフラクションであるとか、そういったことの表示の切替えも可能になっております。

次、お願いいたします。次は、燃料デブリ体系の取扱い可能なSolomonコードの開発と

ということで、先ほど申し上げましたように、やはり組成は不明確であると。それから、空間的に分布するであろうということで、それが評価できるシステムを、かなりアカデミックな領域になりますけども、トライしております。

左側にお示ししているのが、100cm×100cmの体系の中に、どういうふうに燃料が、それからコンクリートとかが分布しているかということで、特に赤い部分が、その燃料が多いところということで、この乱雑な分布をオートマチックに作成すると。それに対して、実効増倍率がどうなるかというのが右側に出ておりまして、このレプリカ数というのが、この左側の体系を何度も作り直すようなことになりまして、この場合ですと、実効増倍率が0.98の近傍にばらついていると。このばらつきは、やはり今後見なきゃいけないだろうという意味の図になります。

次、お願いいたします。次は、またちょっとトライアルなというか、アカデミックなものですけれども、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発というものをトライしております。やはり福島の場合はなかなか分かりづらいというのと、それから従来のSAコードは二次元、もしくはノード・ジャンクションモデルを使っていますので、なかなかデブリの炉内の動きであるとか厳密には分かりません。

そこで、これもかなり苦労してやっているわけですが、CRGTの上に乗っかっている4集合体、それから制御棒1本ですね。これに対して、詳細幾何形状をつくりまして、実際にメルトがどういうふうに移動するのかと。最終的にどういう組成にセッティングするのかと、そういったことを表す、表現したいと思ってやっている事業でございます。

次のページ、お願いします。JAEAでは、JUPITER試験というのをやっております。これは溶融物、SUSと、それからZry、金属物質を溶融して炉心支持板近傍に流している試験ですけれども、この実験結果と我々の計算コードがどういうふうになっているか、関係になっているかということで評価したものでして、ちょうどJUPITER試験の排出速度と同じになったという結果が得られております。

また、ここに示しております、ちょっと詳細は省かせていただきますけれども、炉心支持板近傍を、一番複雑な形状を持っているところだと思いますが、その排出の可視化、それから構造物の損傷、それからクラスト形成、局所閉塞、さらには堆積が評価できるような計算コードを開発中です。

次、お願いいたします。ここが一番時間がかかっているところなんですけど、STACY更新炉の整備ということで、従来のSTACY、溶解系だったものですので、実際的には、炉室は

同じ炉室ですが、中身を丸入替えするようなことになっています。で、ようやく炉心タンクが出来上がりまして、上下の写真で例が出ておりますけれども、これをさらに工場で組み立てるところまで確認が進んでおります。

次のページ、お願いいたします。先生方、一番関心があるところかと思いますが、今後、STACYでどういう炉心を組むのかということ、ここに書かせていただいております。燃料デブリに関わる基礎データの取得目的といたしまして、これは主にJAEAのほうで、委託先で行っているものですが、四つの炉心を想定して検討をしております。

まずは、やはり一番重要なのは、性能が十分に保たれているのかということで、性能確認実験ということで、例えばですけども右側の上の体系、上から見た断面になりますけれども、横断面ですけれども、 $UO_2$ 燃料が黒、それからコンクリート棒が白というような体系で性能確認を行います。当然ながら、コンクリートが入っておりますので、この想定しているのは、MCCIAを起こしている部分というような体系でございます。

それから、乱雑配置の妥当性確認ということで、その下の図になりますけれども、 $UO_2$ と、それからコンクリート棒が乱雑に配置した場合にどうなるのかというのを確認していきます。それからサンプルワース試験、それから中性子減速条件試験ということで、四つの試験をまず考えました。

次、お願いいたします。本事業、本来であれば、実は令和3年度で終わるものでした。しかしながら、許認可の遅れもありまして、令和4年度から6年度まで延ばすことになりまして、規制庁としまして、やはり、せっかくだから、いい試験をやりたいということで、燃料デブリの性状をより現実的に考慮したような試験をやってみようということで、先ほどお示ししました既存の試験1～4番に対して、5～13番を当方から提案いたしまして、今、JAEAと議論と、さらに試算を開始しているような段階でございます。

次、お願いいたします。臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究ということで、やはり臨界を超過した際に重要なのは出力挙動になりますので、核計算、一点炉動特性ですけれども、それと熱伝導を合わせたAGNES-PをJAEAの側で開発しております。ここでは、まだ、何ていうんでしょうか、試算的なものですが、検証計算でございますけれども、ロスアラモスの臨界事故、1945年だったと思いますが、その事故を対象にいたしまして、基礎的な能力の確認を行いました。

さらに、臨界を超過した際の線量評価につきましては、米国原子力規制委員会NRCの軽水炉を対象としたRASCALコードというのがありまして、その臨界事故が起きたときに周辺

区域で線量がどうなるのかというのを、ここでS試計算しております。

次、お願いいたします。まとめでございますけれども、臨界管理手法の整備におきましては、核特性計算で幅広く使用されている解析コード、これはMVPですけれども、を用いて燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合をパラメータとした、臨界マップデータベースを整備いたしました。

それから、臨界実験の実施のために改造工事を進めるとともに、その試験内容を具体化し、事前解析を今まさに実施中でありまして。それと、相当アカデミックなものになりますが、炉心損傷・溶融進展解析コードの整備も併せて進めております。それと、臨界を超過した際の線量評価につきましては、その評価手法の検証を行ったところまで行っております。

次、お願いいたします。成果の活用ですけれども、プロジェクト期間内、令和6年度になりますけれども、なかなか、やはり東京電力も燃料デブリの取出し、かなり苦勞して、大量取出しはないと考えておりますけれども、臨界管理や安全確保の評価に本プロジェクトの成果を活用できるというふうに考えてございます。

今後の長期的な見通しですけれども、臨界管理評価手法に関する研究成果は、燃料デブリの本格的な取出し作業、それから取出し後の収納・輸送・保管において事業者が行う臨界管理の適否を判断する際に、適切な安全裕度が確保できているかの評価に活用できると考えてございます。

それから、超過した際の線量評価手法につきましては、万が一、臨界事故が発生した場合に、作業員の安全が確保されるような計画となっているのかという検証に活用できるというふうに考えてございます。

次、お願いいたします。成果の公表です。この事業、相当長くやっておりますので、論文等はかなり出ております。まず、規制庁の職員といたしましては、論文が5件、それからプロシーディングが1件、それから委託先のJAEA、やはりすぐれた研究機関でございますから、22件出ております。

次、お願いします。本研究プロジェクトにおける臨界実験装置の改造、燃料調達を除きますけれども、その管理手法、それから超過した際の線量手法に関する研究が、概ね計画どおり進捗しております。それから、改造が少し遅れておりましたが、臨界実験の内容を、先ほど申し上げましたように充実させて、令和6年度までには目的を達成する予定でございます。

次、お願いいたします。今後の展開ということで示させていただいております。今日御説明いたしましたのは、左上の水色と緑の項目になります。当方で独自にいろんなことをチャレンジしておりまして、例えば左下ですと、燃料デブリの粒子が落下した際のkeffの変動、これを粒子法とカップリングさせて評価すると、こういうこともやっております。

さらに、右下に行きますと、規制ニーズに基づきまして、1F、これは2号機なんですけれども、セシウムの線量がどういふふう分布しているかというのをMCNPを用いて解析をいたしております。

さらに燃料デブリ近傍の作業環境、これはいろんな想定が入るわけですが、detectorのレスポンス等を評価できるようなことも並行して進めております。

御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。

まず、専門技術者の方々から御意見をお願いいたします。

新井さん、お願いいたします。

○新井氏 東芝ESSの新井でございます。

それでは意見を述べさせていただきます。

御説明ありがとうございました。まず、過去の知見を活用するという観点で、臨界マップデータベースと、STACYの試験について意見を述べさせていただきますけれども、臨界マップのデータベースの構築ということにおきましては、1F燃料の燃焼度の把握、それから核種の組成の評価ですね。それから評価に使用する解析コードの精度把握、そういったことが必要になってくるのかなと理解をしております。

それで、報告書のほうの10ページの軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定項目では、大飯4号、2F1号の照射済燃料の核種組成の測定値をSWATコードによる解析結果と比較するというようになっております。

で、過去の知見を活用するという観点で、過去にIRIDの研究において、東電さんのほうで1Fの1号、2号、3号の炉心運転履歴を考慮して、CASMOコードで燃焼燃料の核種組成の評価というのをされているかと思えます。こういった成果を活用するとか、あるいはCASMOも活用するというようなことも、効率的なマップ整備という観点の一つのオプションではないかなと考えます。

以上が1点目です。

それから、STACYの試験ですけれども、このSTACYの試験については、今日、御説明いた

できました様々な試験が計画されておりまして、我々もその成果に期待をしているところですけれども、その試験の条件の設定について、若干意見を述べさせていただきます。

これも過去のPCVの内部調査等の結果を見ますと、ペDESTALに溶融物が付着した炉内構造物が、ほぼ原形どおりの寸法で脱落しているというようなことも確認されていますので、そういったことも試験条件の検討の中では考えていく必要があるのではないかなと思っております。

それで、STACYの更新炉の試験において、今日のパワーポイントのほうにも図がございましたけれども、あるいは報告書の41ページのほうの図にも、コンクリート棒が示されておりまして、MCCIのデブリを考えていらっしゃるということでしたけれども、先ほど申し上げたように、炉内構造物に溶融物が付着しているというようなこともございますので、かなりの部分が炉内構造物SUSと混入している、あるいはSUS等に付着しているというようなところが想定されるというところで、SUS棒みたいなものも検討する必要があるのではないかなと見ております。

それから、最後ですけれども、この臨界マップのデータベースの規制審査で支援に活用されるということなんですが、その具体的にどのように活用されるかというところのイメージを、実は、私は、必ずしも具体的なイメージができていないんですけれども、その辺の具体的にどのように活用されるのかというところを少し明確にさせていただいたほうがいいのかなと思っております。

水中工法ですとか、気中工法ですとか、あるいは、その取出しの工法によってもシナリオが違うでしょうし、最初の背景のところにもございましたけれども、状況が時間経過とともに変化するというようなことも想定されます。

それから、評価コードの不確かさのほうは定量化できたとしても、評価条件ですね、そちらの不確かさの定量化というのが、なかなか難しいのではないかなというようにところで、いろんな不確かさを入れ込んだ場合に、そのデータベースの使い方によっては、過度に保守的な評価になってしまうというようなことがあるかもしれない。ちょっとこれは具体的にどういうことになればそうなるかと、今、頭にあるわけではないですけども。

そういう観点で、やはり今年度から開始される試験的取出しですね、そういう結果も参照していただいて、どういうシナリオになりそうなのかと、あるいは、どういう情報が得られると、あるいは情報が得られないというような条件で、そのシナリオベースですね、どういうふうを活用すれば適切な評価になるのかというようなことを、ぜひ検討をしてい

ただきたいと思っております。

以上でございます。

○大川主任技術研究調査官 ありがとうございます。規制庁の大川です。

まず最初の組成の件は、正直申し上げますと、これはSWATコードの妥当性をJAEA側で確認したいという研究的な背景がありまして、先生が御指摘のようにCASMOであるとか、いろんなものを参考にしてやっていきたいというふうに思っています。

それから、STACYのほうです。確かに御指摘のようにハンドリングヘッドが脱落していたとか、いろんな状況が考えられるということで、まず第一、想定が非常に難しいのもあって、まずは基礎的なデータを取るというのがJAEAの側の試験の提案です。炉心の構成については、やはり非常に難しく、今までちょっと手をつけれていなかったんですが、シビアアクシデントの知見をやはりこの試験にうまく入れ込んでいきたいというのが、我々の考えで、今、まさにJAEAと議論を開始したような段階です。

それから、先生から御指摘のありました鉄の棒です、こちらも入れていく考えです。

それと、臨界マップの活用です。これは、やはり本事業の範囲外になってしまうところがあるんですけども、まずは今事業ではマップをしっかりとつくるというところまででして、その先の運用については、少し規制部側としっかりと議論していかなきゃいけないというふうに考えてございます。

以上になります。

○新井氏 ありがとうございます。よろしく願いいたします。ありがとうございます。

○青野企画官 ほかに御質問、御意見等はございますでしょうか。

梅澤さん、お願いいたします。

○梅澤氏 MHI NSエンジンの梅澤です。

大きく四つあるんですけども、まず臨界管理評価手法に関して、燃料デブリ体系の実効増倍率評価ということで、Solomonというコードが開発されているということを伺いましたけれども、何か資料の記載内容からは、次々に機能を追加してベンチマークを行ってというさましかなかかなか読み取れなくて、全体像がよく分かりませんでした。

例えば、その安全解析手法なんかでは、一般にPIRTというPhenomena Identification and Ranking Tableですけれども、こういった燃料デブリの臨界評価上、影響するその物理現象とか要因をちゃんと全部取り出してみても、結果への影響が大きいと考えられるモデルを明確化してといったところで、抜けなく計画的に開発が進められているさまというの

は、もうちょっとちゃんと説明されたほうが分かりやすいかなというふうに思いました。

それと、新井さんもおっしゃったんですけども、不確かさがどのように評価され、考慮されているといったところが、もうひとつよく分かりませんでしたので、特定の条件によるベンチマーク試験の予測精度だけでは、やっぱり不確かさの一部しか見ていないと思いますので、その辺りを整理されたらいいのかなと思います。

あと、次に三次元の炉心損傷と、それから熔融進展解析コードを開発されているといったことなんですけれども、燃料デブリの性状とか分布を詳細に把握するというのが目的ということのようなんですけれども、資料にも複雑な幾何形状を持つBWRの炉心支持板領域における構造物変形とかということで、非常に多くの不確定要素が含まれていると考えるわけなんですけれども、仮にその解析コードによる評価でもってデブリの組成を出していこうということであれば、評価結果だけでなく不確かさをやっぱり定量化していく必要があると思うんです。ただ、要因が多過ぎて不確かさが定量化できるのかどうかちょっと疑問に思っていて、その辺りはいかがかなと思います。

あと、具体的にその解析コードをどのように活用されるかというのが、もうちょっと明確に書かれていたら、その辺りの必要要件というのも明確になってくるのかなと思います。

次に、臨界を超過した際の線量評価に関してなんですけれども、臨界事故で発生する総発熱量から燃料デブリが熱によって損傷する可能性を評価して、損傷した場合に、漏えいするよう評価するというふうに、で、それをもって環境への影響を見るということなんですけれども。この放射性物質が幾ら出てくるかというのを、発熱量からどうやって評価するかというのが、ちょっと記載がなかったかなと思います。

デブリの性状も不明ですし、熱によるデブリ損傷の有無がどう判断されるかとかですね。熱によってFPがどれだけ出てくるかというところを明確にする必要があるのではないかなと思います。

最後に、RASCALを線量評価で用いるということで、従来の安全評価の、要は最適な手法ではなくて、これはNRCのことなんですかね。これを用いた評価を行うということなんです。具体的に何をどのように使うかというのが、ちょっとよく見えませんでした。機能として、その気象データをインターネット経由で自動収集する機能とかといったことも書かれていたんですけども、実際に臨界事故が起こった場合に、その敷地内での線量分布をシミュレータ的に求めるわけではないと思うんですけども、実際どのように使われるのかというのをちょっと明確にしていいただければと思います。

あと、RASCALコードを用いることで発生する線量率が評価できることを確認されたということで、1F事故当時の線量マップのようなものを敷地内の分布というのを出されているんですけども、図からは、計算結果が測定値に対してどの程度保守的に評価されているというのは読み取れませんでした。実際に1Fのような特殊な条件下でそのFPが出てきた場合に、実際にRASCALが適用できるのかということについても、もっと丁寧に説明いただく必要があるのではないかなというふうに感じました。

ちょっと長くなりましたけども以上です。

○大川主任技術研究調査官 ありがとうございます。非常に多岐にわたる御指摘というか、我々も悩んでいるようなところを御指摘いただき、ありがたい御指摘です。

まず最初にSolomonの開発につきましては、Solomonは、実はMVPコードをC言語化するというようなところがまず主体になります。

それと、先ほど特徴的な乱雑モデルのところは、それは、計算コードの中のモデリングのところにして、乱雑配置をするためのモデリング開発を別途行ったというのが実態的な内容になります。

それから、不確かさの考慮のベンチマークですね。これは非常に先生から御指摘いただいたとおりでして、我々も頑張っってそこをやってまいりたいというふうに思っています。

それから、炉心損傷コード、計算なのでどこまでいくのかという御指摘だったと思います。確かに難しい面がありまして、これを狙っているのはベスト・エスティメイトです。リアリスティックに追っていかうというところで、そうしますと、例えばCRGTの中に $UEO_2$ が多く付着しているんじゃないかとか、その方向性が見えてくるんじゃないかというふうに思って、この研究を進めております。

さらに、臨界を超過した際のところ、様々な御指摘をいただいております、そのおっしゃるとおりな面がありますけども、まずAGNESのほうで総fission数を求めまして、その総fission数を実はRASCALに入れるというようところが入力パラメータとなっています。で、RASCALのほうは、かなり保守的な評価をすることになっていまして、格納容器内のバリアみたいなのを考慮しないで、発生源からすると抜けていくというようなモデリングを今、モデルというか計算のオプションを使って計算しています。

ですので、我々がどう活用していくのかということにつきましては、万が一、臨界事故が起こってもこの程度だと、もしくはこうなってしまうというような感度的なものが見えるというために、このRASCALを使う予定でございます。

以上になります。

○梅澤氏 ありがとうございます。

○青野企画官 続きまして、溝上さん、お願いいたします。

○溝上氏 東京電力ホールディングスの溝上でございます。

私も、前の方の質問と似たようなところはあるんですけども、こちらのシステムとしては、現在、デブリの情報がない中で作成されているということで、また、デブリの情報が出てきたら、それを基にデータベースを更新していくというようなものということで、今後の規制等とも支援に使われるということで、我々としても、そういったものを整備していただけるというよいかなというふうに考えています。

一方で、やはり規制の審査という観点から言いますと、多くの場合、取り出す前に実施されると思いますので、その現行できている分のこの十分性というところが話題になるかと思えます。その際に、今の段階でも混ざりかげんの、どんな元素がどのように混ざってというのは、かなり工夫をされて、総当たりでやることは難しいので、かなり工夫をされて設定されていると思いますけれども、その辺の工夫されているところをもうちょっと丁寧に記載いただけるといいのかなと思うのが一つ。

もう一点が、デブリそのものは出ていないんですけども、先ほど新井さんから炉内構造物がという話もありましたし、我々のほうでアルファ汚染物みたいなものをサンプル分析をして、その中のウランの濃縮度がどのくらいかみたいな情報も少しずつ出てきています。それを見ても、意外と多くのデータが、ウランの濃縮度が炉心平均の濃縮度に近いというようなデータが出ていますので、意外と混ざっているなという認識を持ってございます。ですので、そういったデータも見ながら、効率的にマップを整備していくところがいいのではないかなというふうに考えております。それが1点。

もう一点が、STACYの実験の話なんですけれども、こちら、ウラン棒とコンクリート棒を組み合わせるとい話をされていたんですけども、そのときの実験結果というのも、今後の構造のバリデーションとかで重要な役割を果たすと思うんですけども、狙っている無限増倍率の範囲ってどのくらいなのかというのをちょっと教えていただければと思います。

というのも、もちろん臨界という観点では、臨界に至るか、そして臨界超過しちゃった場合にはどうなるかということも、もちろん重要ではあるんですけども、中性子被ばくという観点では、未臨界であっても臨界に近いところとかなり遠いところでは、それなり

に数値が変わってきますので、それこそ作業の安全性という観点では、10分作業できるところが5分になってしまう、2分になってしまうみたいなどころもありますので、広い範囲で未臨界の部分についてもしっかり見ていただけるといいのかなというふうに考えております。

私のほうは以上でございます。

○大川主任技術研究調査官 御指摘ありがとうございます。ほかの場面でも、学会等でも溝上さんからはいろいろ有益なコメントをいただいています、まず、このマップの充分性ですね。これにつきましては、相当広い範囲の計算を行っていますので、充分性はあるのじゃないかなというふうに思っています。逆に言うと、取り過ぎというような範囲で計算は行っております。

それから、先ほど御指摘ありましたアルファ汚染ですね。私どもも東電のMAAPの結果であるとか、TMIの結果であるとかよく見ておまして、さらに測定結果もよく拝見しています。そういったところを見ながら、この事業を進めてまいりたいというふうに思っています。

それとあと、一番御指摘をいただいてありがたかったのは、STACYの未臨界度というか、どこを狙ってくるのかということと、当初は、どちらかというとき臨界したとき、臨界を狙うみたいなどころがあったんですけども、やはりそれに至るまでの未臨界度の深いところも、やはり追っていかなくちゃいけないんだろうというのがあって、我々から提案したところで、溝上さんの御指摘そのものではないんですが、やっぱり線量もしっかり見ていこうということで、中性子のdetectorであるとか、ガンマ線のdetectorを炉室に配置してどうなるのかというふうなのを見るというのも、今の計画に入っております。

以上になります。

○溝上氏 ありがとうございます。

○青野企画官 続きまして、外部専門家の方々から、御意見をお願いいたします。

北田先生、お願いいたします。

北田先生、すみません、マイクが入ってございませんので、お願いいたします。

○北田教授 失礼いたしました。大阪大学の北田です。

確認させていただきたい点などを述べさせていただきます。

まず最初に、臨界管理ということでやられているということで、作業前の臨界安全の確認、また、臨界超過した場合の線量評価という二つになっているかと思いますが、臨界管

理として、例えば作業をしている、取出し作業そのものをしているときなどとか、実際には形状が変化するときみたいな、また、どのようなところで臨界になりやすいのかなんていうところというのは、別途、当然把握されているということの上でやられているという理解でよろしいでしょうかというのがまず一つです。

二つ目が、その臨界管理に関係して、実際に線量評価、超過した場合の線量評価ということなんですけども、資料を拝見した上では、基本的には、定性的には当たっていますというぐらいのように読めてしまい、私は読みました。ですので、梅澤さんも言われていたかと思いますが、定量的にどれぐらいずれがあったのか、そういうふうなところというものも明確にして、そうでないと実際に被ばく評価というところに、なかなかつなげにくいんじゃないかなというふうに感じた次第です。

もう一つ、それとは別に、あとSTACYに関する事柄についても併せてです。溝上様の御質問の中でも出てきましたように、STACYの実験、恐らくかなり未臨界のところを対象にした実験だろうと。臨界の実験もなされるだろうとは思いますが、背景を拝見するに、かなり未臨界の場合が想定されているだろうというふうに予想しました。

そうしますと、実際に実験は進めていただくとしても、予測との一致というのがかなり悪いときというのが出てくるだろうなという予想をしました。実際には未臨界、どのように図るかというところもございませうけれども、そうした場合に、今現状、例えばこういうSolomonだとか、いろいろとそういう計算コードも開発されてきてはいるということですが、結構予測が外れるんじゃないかなと。計算コードで計算しても、一致が悪いようなところも見え隠れしてくるかなというのも、ちょっと気になるところです。

そうした場合に、実際には、場合によれば少し計画として、場合によればその手法の整備というところをまた盛り返して、もう一度やるなんていう、そういうような計画の見直しなんていうところも視野に入れておくべきではないのかなというふうに感じた次第です。

あともう一つは、そのSTACYでの実験ですが、乱雑な配置を使ってコンクリートとか、構造材だとかも入れた乱雑な配置を使って実機を模擬するような、実際に模擬するという狙われているということはいいんですが、どの程度、本当に模擬できているのか。背景としては、幾らでも乱雑な状態というのをつくってしまおうわけでしょうけれども、どのような場合というものが、どれぐらいの状態を模擬できているのか、いわゆる模擬性というか、この体系で評価していれば実際のこれぐらいの範囲のところカバーできている。そのような模擬性にいったところというのも併せて示していただけるようにする

と、実験として、大体これが網羅できているなというようなことが判断できるかと思えますので、そういうふうな評価というものを併せて実施していただければと思った次第です。

すみません。以上となります。

○大川主任技術研究調査官 ありがとうございます。大変ですね、我々として悩ましいところを全部御指摘いただいたんで、ちょっと答えづらいところなんですけど、まず現状、燃料デブリ、私も深い未臨界であると思っています。やっぱり作業中が重要だというふうに思っていて、そこにつきましては、IRIDさんとか、東京電力の作業の、こういった場合に臨界になりやすいかというのも、我々は見て、考えてやっております。

それから、線量評価のところは、北田先生の、もうまさに御指摘のとおりで、まずこれ、試してみたというようなところが、試算してみたのと、検証してみたというようなところが主体的でして、定量評価は、今後、しっかりやってまいりたいというふうに思っております。

それから、STACYの未臨界ですね。先生御指摘いただいたように、フィードバックも考えなければいけないし、また、先生が関わられた原子力学会の未臨界の評価手法の報告書も拝見しています。やはり計算がうまくいかないところもあるだろうというふうに、私も思っていて、そこは、よくこれから検討してまいりたいというふうに思っております。

それから、乱雑配置のところですね。ここが非常に悩ましいんですけども、先ほどから何度か申し上げていますが、やっぱりサンプルがそんなに取れないだろう、それから、いまだにちょっとよく分からないというものもありますので、シビアの知見をちょっと入れながら、やっぱり炉心体系を検討しなければならないのかなというふうに思っています。

あわせて、ちょっとここで申し上げていいのかどうか分からないんですけど、類似性とかも評価しながら、その炉心が妥当かどうかということも見ていきたいというふうに思っております。

以上となります。

○北田教授 御説明ありがとうございます。未臨界の深さ、深い未臨界のところでの実験におきましては、私の感覚としましては、深い未臨界のところですから、臨界安全というところから、ある意味、除外するとちょっとよくないことはよくないですが、あまり気にしなくてもよいところであって、臨界に近づくというような、そのような、ただ追うことができるようになっていけば問題ないだろうと考えています。

ですので、深いところまで、その臨界に近いところの精度に合わすというのは不可能だと思っておりますので、それは使い方というところも含めて御検討いただければと思う次第です。

以上となります。

○大川主任技術研究調査官 大変ありがとうございます。拝聴しました。

○青野企画官 続きまして、五福先生、お願いいたします。

○五福教授 ありがとうございます。岡山大学の五福です。

ちょっと専門が違いますので、ピントの外れた質問をするかもしれませんが、マップデータベースと、STACYと、解析コードとそれぞれ一つずつお伺いしたいと思います。

まず、臨界マップデータベースのことなんですけども、今回、燃料デブリを取り出すときに臨界が発生するかもしれないという、そういうような状況を想定して、様々な成分によるデブリですね、それで、どういう条件になったときに臨界に至るかという、その辺をシミュレーション、予測するためのマップデータベースをつくられていると思うんですけども、実際の取出しのところで、どんな場面でそういうような状況が発生するかということも、ちょっと私、よく知らないもので、まず教えていただければありがたいです。

それから……、先に質問してしまいませんか。二つ目のSTACYに関しましては、規制庁さんのほうで新しい提案を幾つかされて、いいデータを取りたいという、そういうような御説明だったんですけども、そういう新しい実験テーマをやることによって、どんなことが分かりそうかという、その辺についての関係づけというのが、御説明あるいは報告書の中にもあまり書かれていないような気がしましたので、ちょっとその辺を明確にされておくと、例えば、全ての実験はできないと思いますけども、こういう範囲が分かるとか、こういう重大なことが予想できるとか、そういうようなことで研究成果の使い方のつながりにもつながるかと思えます。

それから、三つ目の溶融の解析コードに関しましては、これは多分、取出し計画、あるいは取り出すときの臨界安全を評価するときに使われると思うんですけども、非常に、溶けて、混じって、堆積するというシミュレーションは、境界面が変わりますので非常に難しいとは思いますが、この御研究では、残り3年ですか、どこら辺りまで進めようと思われているのかということについて、一応、確認したいと思います。

○大川主任技術研究調査官 五福先生、ありがとうございます。

どんな場面でということ、実は、IRIDであるとか、みんなですね、いろんな臨界のポ

テンシャルみたいなものを評価しているマップがございますけども、今後の展開とかで御紹介したところでして、例えばですけれども、RPVのところから富化度の高いとか、濃縮度の高い燃料が下に落下して、そのときにちょうどいい体系になってしまって臨界とか、そういう場面が考えられるだろうというふうに思っています。

そのいろんな場面でというのは、やはり、我々だけですと、少し抜け落ちがあるかと思っておりますので、IRIDの報告書とかをよく拝見して、その重要な場面というのを認識しているつもりです。

それから、STACYの成果、確かに今回ですね、まさに議論中のところをお示ししましたので、STACYの試験内容、特にNRAからの提案内容は十分じゃなかったと思います。で、我々としては、やはり取出し作業時の安全裕度を見たいというようなところが主眼でして、そういったところを見るための試験を提案しているつもりです。その、先生の御指摘は、今後、この事業の中で反映して、しっかりやってまいりたいというふうに思っております。

それから、計算コードのところにつきましては、そもそも先生からすると、このコードは妥当性確認をやっているのかどうかというのが気になるかと思っております。妥当性確認については、基本の研究でやっております、炉心部で言うと、例えば現在のKITのCORA試験であるとか、それから炉心支持板につきましては、サンディアのXR-2試験、それから支持板以下のところは、微粒子化するFARO、KROTOSと、こういったものと妥当性確認をやって、突き合わせております。

ですので、最終的には、やはりRPVの底部にセトリングする燃料の組成が追えるところ、それから、構造材が破損する模様、それプラス、思わぬところに付着してしまっているようなもの、先ほど申しあげました制御棒の案内管とか、そういった中に入ってしまったようなものまで評価できればというふうに考えてございます。

以上になります。

○五福教授 ありがとうございます。一つ目のマップデータベースに関しては、作業場でミスが生じたりとか、あるいは脆弱な部分があって、たまたま崩れてしまうとか、そのようなところで臨界が発生する可能性があるということで承知しました。

あと、解析コードについては、方向性について御説明ありがとうございます。また、精度についても、ある程度確認しながら進められていくということ、よく分かりました。ありがとうございます。

○青野企画官 続きまして、山路先生、お願いいたします。

○山路教授 早稲田大学の山路です。

御説明ありがとうございました。もう大分議論も尽くされたかと思しますので、一つだけなんですけども、基本的には、その臨界性評価というところが、このプロジェクト全体、臨界性と反応度と線量評価というところが全体のスコープだとしたときの伝熱の炉心損傷過程を見る解析コードのほうなんですけども、熱流動のほうですね。

それで、実験とのバリデーションなどもされていて、たしか、どこかに排出速度が大体実験と一致したという御説明があったんですけど、最終的に臨界性と見るときは、多分、どこに、どういう物質が、どれだけ堆積して残ったかというところだと思うんですけど、そうすると、必ずしもその実験の最中に測定された流量ですとか、その最中のことというよりは、最終的にどこまで溶けて、どこまで移動していったのかというところだと思います。そういう意味では、過去にCORA試験とか、過去にその実験されたものでは、多分、 $UO_2$ もが大規模に溶けるといふところまでは実験されていないくて、一方で、1Fの事故では、それなりにやっぱり $UO_2$ も、動きによっては溶けていると考えると、その辺りの $UO_2$ がどこに行ったのかというのを、熱流動側の試験でどこまで、何ていうんでしょうか、検討する課題として今、捉えていられるのかというところを教えてくださいました。

以上です。

○大川主任技術研究調査官 先生、ありがとうございます。実は、先生の研究成果も、私、拝見しております、やっぱり炉心支持板のところ複雑なので、どういうふうに物がリロケーションしていくかというのが、非常に重要だと思っています。ですので、これ実は単年度の成果を書きってしまったのでよくないところはあるんですが、やっぱり、損傷初期の金属物質の流出、もしくは、そのときにどういうふうに構造材が変形していくのかというのを見たくて、今回お示した解析をやっております。

酸化物については、先生、まさしく御指摘のとおりでCORA試験でも $UO_2$ は溶けておりません。ただし、最近のJAEAがやったCMMR4ですね、これにつきましては模擬物質、ジルカロイ酸化物を使っておりますけれども、 $UO_2$ 相当のものがどういうふうに落ちこちていくのかというか、残留している様子が見れていますので、実は昨年度ですね、その計算にトライしてみました。ですけど、実は計算がうまく収束しなくて、計算結果としては、あまり美しい状態になっていないんですが、酸化物の移行は私も非常に重要だと思っております、そこまで今後、しっかり解析していきたいというふうに考えてございます。

以上になります。

○山路教授 どうもありがとうございました。

○青野企画官 ほかに御質問、御意見等はございますでしょうか。よろしいでしょうか。

本日の御説明は、以上となります。全体を通じまして、何かコメント等はございますでしょうか。

よろしければ、システム安全研究部門安全技術管理官の田口から、一言御挨拶をさせていただきます。

○田口安全技術管理官 システム安全研究部門の田口でございます。

本日は、どうも長時間にわたりましてありがとうございました。また、本日は、二つの事業につきまして御意見等をいただいたわけでございますけれども、いただきました御意見の中には、これ以外の事業の進め方、あるいは今後の成果の公表等に大いに参考となるものをいただきましたので、今後そういったものに生かしてまいりたいと思います。今後とも、引き続きよろしく願いいたします。

本日は、どうも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おります資料4の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25日までに記載の上、事務局まで御送付いただければと思います。

いただいた御意見は、事務局で評価取りまとめ案を作成させていただき、また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12回プラント安全技術評価検討会を終了させていただきます。本日は多くの貴重な御意見をいただきまして、どうもありがとうございました。