

## 第3回核燃料サイクル技術評価検討会

### 議事録

#### 1. 日時

令和元年10月15日(火) 13:05～14:19

#### 2. 場所

原子力規制庁舎 13階会議室D

#### 3. 出席者

##### 外部専門家

榎田 洋一 名古屋大学大学院工学研究科マテリアル理工学専攻教授

木倉 宏成 東京工業大学先導原子力研究所准教授

村松 健 東京都市大学工学部原子力安全工学科客員教授

##### 専門技術者

玉置 廣紀 三菱重工業株式会社原子力事業部機器設計部主幹プロジェクト統括

##### 原子力規制庁

永瀬 文久 技術基盤課 規制基盤技術統括調整官

萩沼 真之 技術基盤課 企画官

皆川 武史 技術基盤課 技術研究調査官

迎 隆 安全技術管理官(核燃料廃棄物担当)

菱田 政清 核燃料廃棄物研究部門 統括技術研究調査官

後神 進史 核燃料廃棄物研究部門 技術研究調査官

#### 4. 議題

(1) 令和元年度安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価  
(核燃料サイクル技術 事前評価)

(2) その他

#### 5. 配付資料

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 「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」について

資料4 研究計画（案）

- ・ 使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究

参考資料1 研究計画（案）説明資料

## 6. 議事録

○永瀬規制基盤技術統括調整官 原子力規制庁技術基盤グループ技術基盤課規制基盤技術統括調整官、永瀬でございます。これより第3回核燃料サイクル技術評価検討会を開催いたします。

本日は、お忙しい中、検討会に御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2年度～令和5年度まで行われます1件の安全研究プロジェクトの事前評価として、研究手法や成果の取りまとめ方法などの技術的妥当性について、専門家の皆様方からさまざま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。

○萩沼企画官 技術基盤課企画官の萩沼です。

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。

まず、委員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、委員として名古屋大学の榎田委員、東京工業大学の木倉委員に御欠席いただいております。東京都市大学の村松先生は、ちょっと遅れているようでございます。

続きまして、専門技術者として三菱重工業株式会社、玉置専門技術者に御出席いただいております。

それでは、事務局から資料の確認をさせていただきます。

○皆川技術研究調査官 技術基盤課の皆川です。

お手元に、座席表とともに議事次第、名簿、それから、以降本日の資料を御用意してございます。資料1、申し訳ございません、こちら右肩に資料番号が抜けているものがある

かと思いますが、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を御用意しております。資料2としまして、今後の研究評価の進め方について（抜粋）を御用意しております。次に、資料3としまして、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」についてを御用意してございます。次に、資料4としまして、A3の資料でございますが、今回、事前評価の対象となる1件の安全研究プロジェクト、使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究の研究計画（案）を御用意しております。次に、参考資料1としまして、本日の御説明で使用させていただくスライドのコピーを用意しております。

それから、検討会委員の先生方には、技術的観点からのコメントを記載いただく評価シートを御用意しております。

以上が資料になりますが、過不足等ありましたら、事務局のほうへお知らせ願います。

○萩沼企画官 資料はよろしいでしょうか。

よろしければ、事前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ました資料1、原子力規制委員会における安全研究の基本方針、資料2、今後の研究評価の進め方について及び資料3、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」についてを事務局より簡単に御説明させていただきます。

○皆川技術研究調査官 技術基盤課の皆川です。

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。

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ございます。

安全研究プロジェクトの評価については、資料1の3ページ目に記載してございます。

原子力安全委員会では、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・終了時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としております。今回御議論いただきますのは、①の事前評価でございます。

今回の事前評価は、実施方針に従って計画された、令和2年度以降に実施予定の新規安全研究プロジェクトについて、当該分野の最新動向等を踏まえた成果目標及び研究手法・計画の技術的妥当性の評価を行うものでございます。

これらの評価の中で実施いたします研究手法、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、外部の専門家の委員の皆様、それから専門技術者から成る技術評価検討

会を開催しまして、御意見及び評価をいただくこととしております。

具体的な評価の内容につきましては、お手元資料の資料2、今後の研究評価の進め方についてを御覧ください。

まず3ページに行ってくださいまして、(2)の②になりますが、事前評価についての評価手法、評価項目、それから評価規準が定められてございます。

次に6ページを御覧いただきたいと思いますが、6ページにございます図1を御覧いただきますと、こちらは安全研究評価の全体概要を図示してございます。左側から、プロジェクト開始時の事前評価、中間評価、研究終了後の事後評価という形で示させていただいております。それぞれの評価の観点につきましては、縦方向に三つございますが、目標・成果の適切性、技術的妥当性、それから研究の管理ということでお示ししてございますが、本検討会におきましては、このうち技術的妥当性について御意見及び評価をいただくこととしております。

具体的には、本資料には記載してございませんが、主に次の四つの観点で評価及び御意見を頂戴したいと考えてございます。一つ目、国内外の過去の研究、最新知見を踏まえているか、二つ目、解析・実施手法、実験方法が適切か、三つ目、解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か、四つ目、重大な見落とし、例えば観点の欠落がないかでございます。

なお、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まして、原子力規制庁が行う安全研究の評価に御協力のほど、よろしく願いいたします。

続きまして、資料3、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」についてを御覧ください。

先ほどの資料1の基本方針において、委員会は、「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」を原則として毎年度策定することとしてございます。

令和2年度以降の安全研究の実施方針については、資料3の1ページ目に記載されております五つのカテゴリー、横断的原子力安全、原子炉施設、核燃料サイクル・廃棄物、原子力災害対策及び放射線規制等、五つ目としまして技術基盤の構築・維持、このカテゴリーに分類してございますが、本日の検討会で事前評価の対象といたします安全研究プロジェクトは、このうち核燃料サイクル及び廃棄物の分野に属してございまして、本資料の15ペー

ジ目、下のほうに⑨とございますが、このように記載されてございます。

最後に、外部専門家、委員の先生方をお願いさせていただき評価につきまして、御説明させていただきます。

委員の先生方には、準備させていただきました評価シートを御覧ください。先ほど御説明させていただいた四つの評価の観点での評価の記入をお願いしたいと考えております。評価シートにつきましては、手書きでも問題ございません。締め切りにつきましては、10月25日の金曜日までとさせていただければと存じます。もし本日御提出いただけるようでしたら、本検討会終了後に、事務局にお渡し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まして、評価（案）を今後原子力規制委員会に諮る予定としてございます。

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。

○萩沼企画官 本件について、御質問、御意見等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、令和2年度～令和5年度まで行われる予定の安全研究プロジェクトであり、今年度の事前評価の対象となる使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究について、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ核燃料廃棄物研究部門の後神技術研究調査官から説明させていただきます。

○後神技術研究調査官 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

今紹介のありました使用済燃料等の輸送・貯蔵の分野における最新解析手法に係る評価手法の研究の内容に関しまして、御説明させていただきます。

内容に関しては、1番目に背景、2番目に目的、3番目に研究の概要、4番目に研究計画、行程表を含めて御説明させていただきます。

まず、一つ目の背景についてなんですけども、許認可における遮蔽解析技術は、我が国の原子力黎明期に機器とともに米国より入手した解析コード及び断面積ライブラリが現在でも主に使用されているという状況にあります。ここでいう解析コード、断面積ライブラリについては、約40年ほど前に開発されて、それが今でも国内の許認可で使われているというのが現状です。それに対しまして、最新知見を反映させた新規技術の導入というものは進んでおりません。新しければ良い、古ければ良くないというわけではないんですけども、さすがに40年ほど前の技術となると、当時の計算機の性能を基に開発されているコードになりますので、解析対象が非常に狭い、解析の適用範囲が非常に狭いということがあ

りまして、そこから少しでも離れてしまうと、詳細な確認を一つずつ取っていかないといけない、そういう弊害が出てきたり、物によっては欠点・弱点といった、そういう特性を抱えているものも存在しております。それらの全てを理解して、解析側・審査側が評価をできればよいんですけども、なかなかそれらの技術伝承も難しくなってきましたし、見落としがあってはいけないということで、安全文化の観点からも、なかなか健全な状況ということは言い難いというのが現状になっております。それを生んでいる新規技術の導入が進んでいない要因の一つとしては、規制側が要求する精度検証等に係る審査プロセスというものが現在明示されておられません。したがって、申請者側としては、審査の場でどういった説明をすればよいか、どこまでデータをそろえればよいか、そういったものの対応準備が非常に困難である、そこが困難となってくると、それに審査期間がどれほど掛かるか想像がつかない、そういった状況がありますので、それは事業全体にかなりの支障を来すということが挙げられるかと思えます。一方で、規制側にとっても、そういった最新解析手法に基づく申請がなされた際に、それに対する評価手法に関する知見がしっかり整っていないと、適切かつ迅速な審査というものを進めるのが非常に難しくなりますので、規制側としても明確な審査プロセスを確立させる必要があると考えています。それに伴って、申請者側も、審査プロセスが確立されれば、何を用意して、どこまで準備すればよいかというの見通しが立ってくると。各々にとってメリットがあると考えています。

大きな背景としたこれらがあるんですけども、もう少し詳しく、一つずつ見ていきます。

下の一つ目ですけども、我が国の許認可における遮蔽解析コード使用の現状、これは輸送と貯蔵の分野に対してになります。従来は、先ほど御説明しましたように、数十年前に開発されたSnコード、それ専用の断面積ライブラリが主に許認可コードとして使用されているという現状があります。近年に関して言うと、申請自体は先ほどのSnコードを使ってなされるんですけども、その使い方、解析の手法、そういったことの妥当性を審査で確認していくんですけども、それに対する説明のために、最新知見に基づく遮蔽解析コードであるモンテカルロコード、これらを使って、申請側が自主的なクロスチェック解析など、そういった対応を行っているケースが最近増加しております。そういった状況を受けて、今後は許認可コードとしてモンテカルロコードが前面に出てくるといふ、そういう事態も考えられるということが我々としての予測としております

一方で、海外の状況を見ても、ここに挙げたアメリカ、イギリス、フランス、ドイツ、いずれの国もモンテカルロコードを許認可コードの主体としております。ドイツだ

け米国製のコードを使っておりますけれども、上の3カ国は、それぞれ自国開発のモンテカルロコードを主に使用しております。それらの中で、各国で検証なども精力的に実施されておりました、検証事例として、開発元が行ったりであるとか、国家機関がベンチマーク解析を行ったりであるとか、そういった調査結果が出てきております。

次に、アメリカに対するもう少し細かい状況の調査結果になりますけれども、まず、開発元におけるコード検証として、国際規格等に基づいてコード検証のプランを作成しているであるとか、明確なサブプロセスをしっかりと確定させて実施を進めているであるとか、他のコードとの結果の比較なども実施している、そういう調査結果が出てきております。二つ目として、コード検証に係る規制対応になりますけれども、アメリカの規制文書であるNUREGの中で、輸送のSAR、安全解析書に記載することが求められている項目として、例えばコード検証が行われたバージョンであることをはっきりと明記してくださいと。コード検証で確認した適用範囲内であることも明記してくださいと。それから、ベンチマーク解析のような、そういった実験等の比較、そういったものを示してください。こういったことがNUREGの中で記載されております。さらに、貯蔵のほうで見ると、これは必須ではないとは書かれてはありますけれども、実際の測定された線量率で検証することを推奨しているというのも出てきております。それに対する事業者のコード検証なんですけれども、これはアメリカのキャスクメーカーにヒアリングした結果なんですけど、独自の品質保証プログラムを策定して、アメリカ規制当局の承認を得ている。それから、上で、この検証は推奨であると言っているんですけども、最初のMCNPというモンテカルロコードを使って許認可申請をしたときは、NRCから実験的な分析結果を要求されて、それに対応もしていると。そういう状況にアメリカはなっております。

続きまして、新規技術導入に対して規制側が準備すべき知見等として、二つ挙げております。まず、解析コード自体の解析精度や信頼性等を確認するための検証（Verification）と妥当性確認（Validation）と呼ばれる二つのプロセス、二つ併せてV&Vという言葉で置き換えています。これに関する知見がまず必要です。二つ目、評価結果の妥当性確認手法に係る知見。先ほどもここで妥当性確認という言葉が出てきましたけれども、これはちょっと次のページでもうちょっと細かく説明します。下の評価結果の妥当性確認手法というのは、遮蔽解析コードを使って実際に解析を行ったときに、その解析プロセスが妥当であるかどうか、インプットデータが正しい、そのインプットデータを基にした物理量であるとか寸法であるとか、そういったものをどうやって決めていくか、解析

機能としてどんなものを使って、出てきた数値をどのように評価したか、一般的に許認可の中で毎回毎回見ている、そういうプロセスをここでは評価結果の妥当性確認という言葉で表現させていただいております。主にこの二つを準備する必要があると考えています。

最後になりますけども、事業者による新規技術導入の動向として、まず、Snコード、長年、数十年にわたって使われてきたコードに付随している専用の断面積ライブラリに考慮すべき特性があることを確認されています。これは、下の表のところでも示しているんですけども、これは規制庁の内部の検討会で報告した内容になるんですけども、DLC-23/CASKライブラリという、Snコード用のライブラリを使ったときに、鉄だけを中性子が透過していくときに過小評価されるというデータが出てきているというものが報告されています。許認可の審査の場合でも、このライブラリが出てきたときは、毎回毎回これを確認して、安全上特に問題ないということは毎回毎回確認はしているんですけども、その確認の仕方として、この妥当性確認のためにモンテカルロコード等による比較解析、先ほども少々言いましたように、申請者側で自主的なクロスチェック解析、モンテカルロコードを使って行っている場合が最近頻繁に見られるようになってきた、それに当たって新規技術が徐々に活用されている傾向にあるというのが、事業者における動向の現状であります。

これらの背景を基にして、今回の研究の目的になりますけども、許認可審査において、事業者が実施した最新知見に基づく遮蔽解析コードであるモンテカルロコード及び専用の連続エネルギー断面積ライブラリを用いた遮蔽評価結果に対する妥当性確認を適切に実施するため、当該コードのV&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充を実施すると。この知見拡充を実施した上で、これらを審査において確認すべきポイントとしてまとめまして、それを審査で活用していく。申請者側は、こういったところが確認されるんだという情報を事前に入手できる。そういう状態に持っていきたいというのが目的になります。

下に、V&Vに対して、もう少し定義を書かせていただいております。まず一つ目、Verificationについては、解析コードの基礎となる物理モデル、方程式等が妥当であることを確認し、それらの数値解をデジタル計算機が許容範囲内で導出できることを確認する実施プロセス。つまり、解析コードの主体となっている物理モデル、理論式、経験式、そういったものの精度がそもそもどれぐらい正しいものであるか、それをコンピュータプログラムとして落とし込んだときに、それがどれだけうまく再現できているか、当然、プログラミングに間違いがないかどうか、そういったところを見るのがVerificationになります。下のValidationのほうは、対象とする実現象を満足できる範囲内で予測できることを



確認する実施プロセス。つまり、実験データと比較して、ベンチマーク解析を行って比較して、このコードは、その対象に対してはどの程度の精度があるかというのを確認していくプロセス。この二つから成り立っています。

次は、具体的な研究の内容になっていきます。

まず一つ目、V&V手法に係る知見の拡充として、まず第一段階として、諸外国の動向や国内有識者の意見等を聴取しながら、許認可の場面での使用を想定したV&Vの実施手順案を作成、まずは素案を作成します。でき上がった素案を基に、それがしっかり適用できるかどうかを確認する必要がありますので、実際に、その手順に従ってV&Vの作業を行っていきます。実際にやっていくために、対象解析コードが必要になりますので、ここでは国内産のモンテカルロコードのPHITSを想定しています。そのPHITSを題材として、VerificationとValidationの作業を実施していく。それらが一通り終わった段階で、その手順案の検証や考察を行って、また、そこでも当然国内の有識者の意見などを聴取しながら、最終的に確立の段階まで持っていくというのが一つ目のV&V手法に関する研究です。

二つ目の評価結果の妥当性確認手法、これはインプットデータの作り方であるとか、解析の手法であるとか、そういったところの確認方法です。こちらに関するモンテカルロコードに特化した知見の拡充になります。これも同じように既存の研究結果や国内有識者の意見などを参考にしながら、まずは手法の案というものを作成していきます。上記のコードの妥当性確認作業というのは、こちらでValidationの作業、ベンチマーク解析の作業になります。ここで解析作業が出てきますので、この作業を利用して、案として立てた手法の適用性を確認していきます。三段階目として、それらの一連の作業結果を基に、やはり検証と考察を行って、またそこで有識者の意見なども聴取しながら、最終的に確立の段階まで持っていくという手順になっています。

これら二つの手法について結果が出た段階で、それらをもとに審査における規制側の確認ポイントを整理して、研究成果としてまとめていきます。まとまった結果は、最終的には技術文書、これが研究論文となるか、NRA技術報告となるか、審査ガイドのようなものとなるかというのは、現時点ではなかなかちょっと確定しづらいところがありますので、研究を進めて、内容を見ながら、また、審査現場におけるニーズを確認しながら、最終的にこういった形で出すのが適切かというものを考えながら、最終的には文書として公表を考えております。

一連の流れはこういった感じなんですけども、少し、やる内容というのが分かりづらい

かと思しますので、幾つか例示として図や表で示していきたいと思ひます。

まず、V&Vの実施手順に関することなんですけども、右下にありますように、この四つの四角囲いのフロー図なんですけど、これは日本原子力学会標準の「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015」というものに定義されている、V&Vに相当するコード検証の一連の流れになります。これは遮蔽解析コードに特化しているわけではありませんで、これを特にモンテカルロの遮蔽解析コードに特化した具体的作業内容として落とし込んでいきます。例えば数学的モデル化の数理モデルへの変換というものは、モンテカルロコードに当てはめたときに、一体何に相当して、どういった具体的な作業が必要になるのか、物理的モデル化の中の実験というものは、モンテカルロコードを検証するための遮蔽実験の必要な要件というのが一体何なのか、そういったものをこういった一連の流れに当てはめていって、最終的にこのシミュレーションモデルの予測性能というものの判断につなげていけたらと考えています。同じように、後、コードの適用範囲。モンテカルロコードは遮蔽解析に特化しているわけではありませんで、遮蔽解析の機能をどこまで見ていくか、そういった適用範囲をどう考えるか。それから、一度V&Vの作業が終わってしまうと、そのバージョンしか使えなくなるということではちょっと困りますので、バージョンアップが行われた際、どう考えるか、細かいバグ修正が入ったときにどう考えるか、何か確認する必要があるのか、そういったところの対応方針も検討内容に含まれています。

次なんですけど、ここに出てくる実験の話です。

これは既存のベンチマーク実験の例なんですけども、まず左側、これは青森県のリサイクル燃料備蓄センターの許認可の際にMCNPコードというモンテカルロコードが使用されたんですけども、そのための検証実験として専用に行われたものです。これは今回の我々の研究内容に非常に似ているというか、そのままにもなりますので、こういった既存の実験がそのまま使えるか、必要十分条件をしっかりと捉えているか、足りないものがあるのであれば追加の実験が必要かどうか、そういったことも考えていきたいと思ひます。

右側のほうは、これはかなり昔の、もう40年以上前になるんですけども、アメリカのカンザスで行われた $\gamma$ 線のスカイシャイン実験のデータも論文として公開されています。こういった簡単な体系から $\gamma$ 線を上部に飛ばしたときのデータになるんですけども、こういったものがどこまで使えるかであったり、これは $\gamma$ 線だけですので、当然、中性子も評価する必要がありますから、そういった同じような実験があるのかどうかの調査も行って、そういった過去のデータが使えるのであれば、積極的に利用していきます。足りない情報

があるのであれば、自前で実験していくという選択肢も考えられるかと思います。

続きまして、これはV&Vではなくて、評価結果の妥当性確認手法の確認フローのイメージ図になりますけども、モンテカルロコードで遮蔽解析を行おうと思うと、分散低減法という特殊な機能を使うことが大いに想像されます。こういった特殊機能を使おうとしたときに、どういう順番で何を考えていけばいいか、その中で審査として確認すべきなのはどの点か、その中の何をどこまで確認していけばいいかということ、こういったフロー図から考えることができないかと今のところ少し考えておりました、これの出典なんですけども、下にあるように、日本原子力学会で平成23年に報告書として上がっている作業部会の研究成果になるんですけども、既存の研究成果としてこういうものがありますので、使えるところは使って、足りないところがあれば、そういったところの検討も進めて、最終的にこういったフロー図になるかどうかは、まだ検討しながらでないともわかりませんが、最初の第一段階のステップとしては、こういったものが存在します。

スライドとして、こちらで最後になりますけども、最後に研究計画になります。初年度の令和2年度は、V&V手法及び評価結果の妥当性確認手法の知見拡充とありますけども、これは最初の素案を作成する段階です。それに先立って、諸外国に対する先行調査というもの、2年前から行っておりますので、今年度も現在調査中の内容もありますので、それらを基にして、更に国内の有識者の意見なども聞きながら、まずは素案を作成していきたいと思います。令和3年度・4年度で、具体的なVerificationとValidation作業。まずはコードの中身のプログラミングの部分を見ていくVerification作業からスタートして、これがある程度進むとValidation、実験との比較の段階で、こういったところを見ていかないといけないかというのがある程度見えてくると思いますので、その段階から実験をやる必要があるのか、既存のデータで対応できるのか、そういったところの見極めから始めて、実験が必要であれば、そういったデザインも進めていくことになるかと思います。それらのプロセスが一段落全て終わったところで、最終的に各手法の確定として、また国内有識者の意見なども参考にしながら、最初の案を発展させて、最終的な確定バージョンまで持っていく、研究成果としてまとめられたものを技術文書として公表するというのを4カ年計画として考えております。ただし、令和5年度が終わらないと、何もこれに関して審査で活用できないかというわけではなくて、研究過程で得られた知見というものは、適宜、審査に活用できるものが得られれば、どんどん活用して、審査の高度化は常に進めていきたいと考えております。

内容の説明は以上です。

○萩沼企画官 ありがとうございます。

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から御質問、御意見をいただき、次に委員の方々から御質問、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から、御意見があればよろしくようお願いいたします。

○玉置氏 三菱重工業、玉置でございます。

御説明どうもありがとうございました。

まず全般には、最近、貯蔵燃料の乾式貯蔵の議論の中で、遮蔽評価の妥当性とか、過剰な保守性とかということが、かなり議論になりましたので、そのような議論をしていただくということは、非常に有意義なものだというふうに考えてございます。

質問ですけれども、まず実験のお話ですが、今後の中で実験の可否を御判断されるという御説明でしたけれども、今の予想として、追加の実験をされる御予定が想定をされているのかどうか。その場合に、例えばこれはロシアでされた実験だと思えますけれども、既存の施設を使って、あるいは同じような体系で、MCNPとのベンチマークのような形で比較評価をされていくような御予定があるのか、その辺、お伺いできればと思います。

○後神技術研究調査官 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

まず、今後の実験の予定なんですけれども、今現在、はっきりとこういう実験をしようというところまでは進んではいないんですけども、例えば今データとして足りないのではないかと考えているのが、中性子のスカイシャインであるとか、貯蔵建屋からどれだけ中性子が漏れてくるだとか、特に中性子がどこまで遠くまで飛ぶかという実験結果というのが、あまり過去に例がありません。特にスカイシャインとなりますと、環境中にばらまくようなイメージがどうしても出てきますので、それをそのまま特に国内でできるわけでは当然ありませんし、そんな簡単に諸外国にもお願いできるような話でもありませんので、この右側に出させていただいていますアメリカの実験のようなことが、今現在行えるかどうかと考えると、ちょっと難しいのではないかと考えていて、となると、代替の実験であるだとか、既存のコードの比較であるとか、そういったところでの対処になるかもしれませんけれども、何かしらのことはやらないと、恐らくデータとしては不足するのではないかと思っています。

左側のキャスクの体系であるとか、コンクリートをどれだけ透過するかであると、この

左側の実験であると、かなり実験の詳細、寸法であるとか、データであるとかが確認できますので、もう一度、これを現地に行って再現するところまでは、やらなくても大丈夫かなとは考えていますけども、それもやはり詳細を確認して、今回考えている、先ほどお示ししました、こういった要件を当時の実験が全て再現できているかどうか、再現できていないのであれば、不足している実験をしないとイケなくなるかもしれませんし、大丈夫であるとなったら、過去のデータを貴重なデータとして使用させていただきたいと考えています。

○玉置氏 三菱重工、玉置です。

どうもありがとうございます。

もう少し追加の御質問ですけれども、先ほどの左側の中性子体系の試験は、 $\gamma$ 線を測っておられないということと考えております。こういった施設そのものもそうなんですけれども、もともと、背景で御説明があったように、この評価の発端として、キャスクの表面線量率の評価に対しての問題点がありましたけれども、いろんなこういった貯蔵施設でありキャスクであり、いろいろな体系が考えられるのと、 $\gamma$ とニュートロンのそれぞれに対して、どのような比較評価を行っていくかということがポイントかと思っておりますけれども、キャスクそのものについての検証等は考えていらっしゃるかどうか、お聞きしたいと思えます。

○後神技術研究調査官 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

当然、キャスク自体に関しても、内部に装荷した使用済燃料から透過してくる中性子、 $\gamma$ 線に対する遮蔽性能の評価というものは、想定範囲内に入っています。キャスクの測定結果というのは、割とたくさん存在しますし、過去、ベンチマーク計算が行われたという情報もたくさんありますので、そちらが使用できれば、したいなどは考えているんですけども、そちらでも、今のところ足りない情報としては、内部に収めている使用済燃料の強度がどこまでの精度で評価できているか、それが確認できて、こちらで求めている精度の範囲内に入っていれば、それでいけるかと思うんですけども、もっと高精度にやらなければならないという、そういう話になってくれば、そこからまた実験を行うべきかどうかという検討に入るかと思えます。

○玉置氏 三菱重工、玉置です。

どうもありがとうございます。

最後の御質問なんですけれども、PHITSを想定されているということでお伺いしました

けれども、PHITSそのものの現状でも、V&Vという内容はされていると思うんですけども、それと今回実施される内容と、どういった相違があるのかお伺いできればと思います。  
○後神技術研究調査官 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

PHITSコードに関しては、当然、開発元でかなり細かいバージョンアップがされていますので、その都度、いろいろ検証をされているとは聞いております。ただ、PHITSコードに関しては、あまり許認可に対する実績がないというのが実情であります。特に原子力機器に関してはなりませんけども。そういったときに、やはり何をどこまでやらないといけな  
いか、どういった機能を使っていいのか、使わなくていいのか、そういったところのより  
分けまでは多分されていないと思います。開発元として責任を負っているのは、やはり  
PHITSコード全体がどこまでうまく動いて、どこまでのことができるかという、広い適用  
範囲のところを考えていると思うんですけども、我々が求めているのは、やはり原子力関  
係の我々規制庁が所掌している範囲内、そこに例えばニュートリノの解析性能が幾ら高く  
てもあまり関係ない、逆に $\gamma$ 線や中性子は高精度で評価できないと意味がない、そうい  
ったところがありますので、そういったところに特化して、我々が求める機能が正確に動い  
ているかどうか、それだけを使用した際にどれだけの予測性能が出せるか、そういったと  
ころをはっきりさせていくことと、それを審査で何を聞いていけばいいか。申請者側とし  
ては何を説明すればいいかということを確認にしたいということを考えています。

○玉置専門技術者 ありがとうございます。以上でございます。

○萩沼企画官 それでは、続きまして、委員の方々から御質問、御意見をお願いいたしま  
す。

よろしくお願ひいたします。

○木倉委員 東京工業大学の木倉です。

この評価委員会ですけれども、事前ということで承っているわけですが、恐らく時間の  
都合上、細かいお話ができなかったと思うんですけども、表題から使用済み核燃料等の  
輸送・貯蔵の分野におけると、しかも最新解析手法。どういう分野で、どういう解析手法  
があって、その中で、なぜこの遮蔽解析かというところの簡単な説明等があると、もっと  
事前ですから、分かりやすかったのかな。

ただ、多分ここは時間の都合上、省略されたのではないかなと思うんですけども、  
これ、輸送の分野ではどういう課題があって、どういう問題があって、過去の解析では、  
こういうところが今、課題になっているんだなというところは、いろいろと知見がおあり

で、そういうところを御説明されたかったのではないかなと思うんですけども、そういうところはちょっと足りなかったのかなと思うんですが、ちょっと補足がもしあれば、冒頭の初めの事前の評価のところではありますので、御説明いただけると国民にも分かりやすいのかなと思うので、簡単に何か御説明はありますでしょうか。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

背景の更に元になった背景という話だと思うんですけども、まず、我々が所掌しているのが、やはりサイクル施設関係でありますので、特に原子炉側がどういった事情であるかという深いところまでは、ちょっとここで御説明はできませんので、あくまで特に今回、題材にしています輸送貯蔵の分野の背景に限らせていただきますけども、まず、話の発端として出てきているのが、こちらの下の方の話になります。

これは、先ほどの御説明でも出しましたけども、輸送や貯蔵の遮蔽解析で特に使用されています断面積ライブラリDLC23/CASKというライブラリが頻繁に使用されてきたんですけども、こちらで鉄だけを透過していくときに中性子が、この値が大きくなると過小評価を導くという結果になるんですけども、こういうのが出てきています。

これは、過去からこういうことはある程度分かってはいたんですけども、なぜ、今になってこうなんだという、もともとこのライブラリというのは、輸送キャスク専用を想定されて開発されたライブラリになります。最近よく出てくるのが、貯蔵キャスクなんです。

輸送と貯蔵で何が違うかといいますと、緩衝体が付くか付かないかが大きく違ってくるようになります。

輸送キャスクの場合は、輸送時の事故を想定して緩衝体が付いて、その緩衝体の表面がキャスクの表面になるんですけども、貯蔵キャスクというのはその緩衝体を付ける必要がありませんので、キャスクの胴の表面がそのままキャスクの表面になります。そうすると、内部から抜けてきた中性子が鉄だけを通してキャスクの表面まで出てくるという透過経路ができてしまうんですね。

輸送キャスクの場合は、その外側に緩衝体が入りますので、そこでこの効果というのがかなり薄らいでしまいますので、これまで特に問題はなかったんですけども、この輸送キャスク専用のライブラリを貯蔵キャスクに当てはめたときに、ちょっとそういう問題が出てきます。それはちゃんと解析してみれば分かりますので、これまでの許認可では、ここに書いてあるように、例えばモンテカルロコードとの比較。モンテカルロコードで同じ体系を解いてみたら、この程度になりますよと。それでも基準値を下回っているから、安

全上は問題ありませんと。確かにそうですねという許認可を進めてきたんですけども、毎回毎回それをやっていると、どこかでやっぱり間違いが出てくる可能性もありますし、毎回違うコードの比較というのが必須になってきてしまいますし、作業プロセスが増えるとう当然そこにエラーが出る確率も上がってきますので、そういう観点から考えると、あまりこの状態というのは安全文化上、そんなによろしい状態ではないかなと考えております。

当然こういう知見がありますので、これを踏まえてちゃんと解析して、例えば半分の過小評価であるというのが分かっているんだとしたら、最終的な数値に安全裕度として例えば2倍、3倍、4倍掛ければいいじゃないかという話にも収まるかと思うんですけども、それを毎回毎回やっぱり確認は当然していかないといけないので、キャスクのやっぱり一つ一つ形が違いますし、出てくる中性子の質もやっぱり違ってきますので、あっちのキャスクでよかったから今回も大丈夫というわけにはなかなかいかないという事情もありますので、その分やっぱり審査期間が延びてしまったりだとか、お互いの作業が非常に煩雑になってしまうだとか、そういったところで当然見落としが出てきてしまっては困るので、であれば、そういった問題点が解消されたようなコードが既にあるのであれば、そういうものを使っていくほうが安全文化の観点からは健全ではないかなと、そういったところからも話が出ているというのが今回の話です。

これでどうでしょうか。

○木倉委員 ありがとうございます。

もっと簡単に、多分、絵だとか写真だとかはお出しできないのかもしれませんが、簡単な絵だとかを示して、輸送キャスク、貯蔵キャスクとはどういうもので、どこに燃料があって、その中でどういう解析問題があって、その中の遮蔽がこういう安全面に対して重要で、その解析をするためには、遮蔽の解析をするためにこういう材料を通ってくるからこうですよというような御説明があるとよかったかなというところでありましたので、もし、そういうような資料の作り方が今後できれば、より分かりやすいかなと思った次第です。

多分お時間の都合上省略されたと思うんですけども、ご検討いただければと思います。すみません、よろしくお願ひします。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

内容は非常によく理解いたしましたので、これからこういう機会があれば、元のものが何であるかがはっきり分かるように、目で見えてイメージができるように、そういったこと



を考えながら資料を作っていきたいかと思えます。ありがとうございました。

○萩沼企画官 御意見をありがとうございました。

ほかにございますでしょうか。榎田先生、お願いします。

○榎田委員 名古屋大学の榎田です。

今後の来年度からの4年間の計画に特にかかわるところについて、二点質問させていただきます。

一つ目は、既にかなり踏み込んで説明いただいているところなんですけれども、特に実験に対する計算の検証という意味でベンチマークの問題が重要だというお話をいただいて、ただ中性子の例えば環境中での減衰等あるいは散乱等について、実験を追加する必要があるということになっても、非常に国内はもちろんのこと、海外でも難しいというお話をいただきました。

一方で、国外の様々な調査を令和2年度にするという計画になっているということで、その内容について少し確認の質問をまずさせていただきます。

内容は、例えば裸の原子炉をつるして中性子の挙動を見るというような実験が、例えば米国のORNL等で過去に行われたと思うんですけれども、情報が十分に現在残っているのかどうかを、非常に調査してみないと分からないところがあるんじゃないかなと思うんですが、そういう意味で来年度に予定しております国外の調査で、こういうところをポイントにしてベンチマーク実験に関するデータを取得するつもりであるという何か眼目というか、そういうのがありましたら教えていただきたいと思えます。いかがでしょう。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

今、御紹介いただいたデータの話なんですけれども、アメリカに関しては昨年度、スライドでもある程度御紹介しましたけれども、その中でベンチマーク解析、そういった実験の事例も調査しています。

今の話は出てきませんでした。ということは、多分、恐らくになって申し訳ないんですけれども、公式の文献としてそういうものが存在しないか、少なくとも公開の情報としては得られないか、そういった扱いになっているかと思えます。

やっぱり放射線の話になりますので、なかなか公開としては当然検索なんかでは出てきませんし、現地調査をしても教えてはいただけませんが、そのデータを出してくださいというところまでなかなか踏み込むのも難しい状況にはなっています。

今年度は、同じようにイギリスを相手にそういったことを計画して、今、調査の準備を

進めておるところなんですけども、状況としては恐らく同じようなもので、アメリカで出てこないものがイギリスで大量に出てくるというのはなかなか世界情勢からして難しいかなとは考えてはいますけども、アメリカとイギリスではやっぱり考え方も違いますし、対象としている解析コードも違いますし、そういったところから違う情報が得られるかとは考えています。

研究を進めていく上でのベンチマーク実験の補足情報であるとか参考情報の調査として考えられるといっても、やっぱりまずは公開情報から当たらざるを得ないところもありますし、現地に行ってヒアリングなり、文書ベースで回答をお願いしたり、いろいろやっではいるんですけども、そこでも出てくるものというのと、やはり皆さんがよくご存じのものがやっぱり大半を占めていて、先ほどこちらでご紹介したデータも、そちらの専門の方ならもう必ず知っているようなデータになっておりますし、今現在調査を進めていて、私も知らなかったというものがそんなに出てきてはいない状況にありますので、恐らくは今、専門家の皆さんが知っているデータの中からある程度より分けて、それが我々が求めるデータがそろっているかどうかを確認して行って、足りなければ仕方ないので自前で実験を考える、そういった進め方になるのではないかと現在では考えております。

○榎田委員 名古屋大学の榎田です。ありがとうございます。

得ることが可能なのは限られる条件の下ということで、その中で最大限の努力を費やして、このプロジェクトで既に、あるいはこれからヒアリングや調査の計画が練られているというふうに理解しました。ありがとうございます。

二つ目なんですけれども、確認しておきたい内容としましては、モンテカルロ計算コードということで、具体的には申請にPHITSが使われてきたときに十分対応できるようにということでしたけども、この4年間の計画の中でPHITSに非常に特化した部分と、モンテカルロ計算に対して少しPHITSに限らず安全研究、あるいは国税を投じた研究ということで、少し汎用的というか、横断的に演繹的な知見も整理できるといいでしょうか、方向性だけでもですね。非常に有益だと思うんですが、何かPHITSに特化したものでないことで、こういうことはモンテカルロ計算コードのValidationとか、Verificationという意味で、ここを押さえることができるんだということがありましたら、明確化していただくと大変評価上ありがたいというところなんですけども、いかがでございましょうか。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

今回の研究で題材としてPHITSを取り上げますと御説明しましたけども、もともとのこ

のV&V手法の研究というもので、必ずしもPHITSだけを見ているわけではありませぬので、できれば広く遮蔽解析コードに対するV&V、特にその中でもモンテカルロコードにある程度特化させて、それが例えば別の国のモンテカルロコードが同じように申請で使われた際に、それをV&Vするためには何が必要であるかの情報がちゃんと網羅できているという状態が目指すべき姿であると考えています。

モンテカルロコードではない場合、例えば簡易解析コードのような場合であると、特殊目的のために簡単なものを作ってきましたということが考えられますし、これまで使ってきたものをまた新しくもっと高度に作り変えました、それを使いますということも考えられないわけではありませぬので、できればそういうものが出てきたときもこれを参考にすれば、ある程度のことにはわかるという状態にしたいとは考えています。

PHITSを使うというのは、ここの行程表で言うR3年度とR4年度。最初の2年度で作った素案を基に、具体的にVerification、Validationをやってみましょうというときに、やはり具体的な対象がないとできませんので、そうであれば何があるかと考えたときに国産コードで使えるものとなると、恐らくPHITSしか皆さんは頭に浮かばないかと思えますけども、仮にこれをMCNPでやろうとすると、Verificationができません。コードの著作権の関係で、今現在MCNPのソースコードが非公開になっていますので、それを我々が勝手に検証したりということができません。そういうことを考えるとやはり国産コードになりますし、実際に開発側とも連絡も取りやすいところ。具体的に、現在も広く使用されていて、バージョンアップも精力的に行われているということでPHITSを考えているわけですけども、この中でVerificationの作業はもうPHITSの開発側にある程度お願いしないとできない範囲かと考えていますし、Validationになると、当然解析だけであれば我々でもできますし、どこかの業者さんをお願いするにしてもできるかと思えます。

そうやってやった結果が、最終年度、R5年度に最終手法の確定としてまとまりますけども、それを見たときはPHITSをこうやってV&Vすればいいんだという結果ではなくて、遮蔽解析コード、特にモンテカルロコードをしっかりと検証しようと思ったら、こういうことをやらないといけませんねという確認ポイントがまとまっているという状態、それを目指して研究を進めたいと思っています。

○榎田委員 名古屋大学の榎田です。

最後に強調いただいたところは、非常に私も重要かと思いましたので、どうぞよろしくお願ひします。ありがとうございました。

○萩沼企画官　じゃあ、村松委員、よろしく願いいたします。

○村松委員　東京都市大の村松でございます。

幾つかあるんですけども、まず、基本的な条件について、すみません、その前に最初に申し上げたいのは、モンテカルロコードの利用というのは新しい技術で、より合理的かつ信頼度の高い計算ができるようにするというので、研究の目的そのものは非常に良いものだと思います。これは榎田先生も木倉先生もおっしゃったことですけども、私もそう思います。

それを実現するための方法なんですけども、まず基本的な考え方として、コードのValidationというか計算結果のValidationなんだと思うんですけど、その場合に大きくは二つの領域があって、計算コードのVerificationと一般的な意味でのValidationという部分が一つありますが、それとある特定の評価しようとするものができているというか、設計ができているときに、それに対する計算の品質保証という分野があると思うんですね。

ここで目指しているのは、最終的には規制機関が見るわけですから、最終的なものの中に、しかも特定の廃棄物が入っている状況で出てくる放射線の計算結果がどのくらい正しいかというのを見ようとしておられるんだと思うんですね。

そうすると、検証のため、検証というのは、入力データを作るとか、コードの計算結果、さっきの鉄の話のように、その特定の問題においてコードが持っている能力がどういうふうに通常と変わってきているかということまで含めた検証でなければいけないんだと思うんですけども、この5年度までのものによって、その後者のほうですね。はどのぐらいできることになるんでしょうか。そこまで完成している形を目指していらっしゃるんでしょうか。

○説明者（後神）　核燃料廃棄物研究部門の後神です。

今、我々として想定しているのは、分かりやすいようにVerificationとValidationという二つの作業でそこは御説明しましたけども、まずVerificationのほうでは、一個一個の物理量をちゃんと扱えていますかというところの証明になっていくと思います。それがたくさん寄り集まって一つの状況を作ったときに、ちゃんと解析結果を返せますかというのはValidationになりますけども、それも対象がやっぱり多岐にわたってしまいますので、一回Validation作業をやればそれで全て終わりというわけでは当然ありませんので、アメリカ側の考え方でも、コード開発元はVerificationはしっかり見ますよと。Validationはそれを使うユーザーのほうで、自分の解析対象を考えた上でやってくださいねって、そう

いうすみ分けがなされています。

今回の我々の研究も、当然全ての型式に対して我々がValidationをやっていくわけではありませので、Validationをやるのはやっぱり使うユーザーさん側、許認可で言えば事業者側の責任というふうになってしまいますけども、それを出されたときに、あなたの解析対象はこれだから、ここまでやってくださいという知見が我々になれば、それを評価できませんので、我々が欲しいのはやっぱりそこなんです。

やはり一回はこちらでやってみないと、さじかげんというところちょっと乱暴かもしれませんが、やったこともないのにそんな人たちに審査されたくないというのは恐らく申請側の本音だと思いますので、我々としてもそういう知見、経験を積まないといけないというところで、まず一回はやってみないといけません。

対象としてはPHITSを使いましょうと。対象の機器なり施設なりはこれからちょっと選定していかなければならないですけども、少なくともスカイシャインが関係するような対象であるとか、あとキャスクのような体系であるとか、輸送・貯蔵の分野で使われるような体系を少なくとも一つ一つ、輸送一つ、貯蔵一つ、そんな感じでやっていこうということとは考えてはいます。

実際にそのコードを許認可で使う場合は、申請者のほうでこの申請対象に対して解析コードが有効であるということを示すというそういう作業が必要になって、当然申請書にそれが補足資料か何かにそれが書かれて出てきた際に、我々が「それで大丈夫です。」と言えるかどうかの知見を貯めたいというのが規制側の狙いですので、今回の作業で全ての対象に対してPHITSを保証したいというわけではないと。そこがちょっとなかなか分かりにくいところはあるんですけども、我々は特にPHITSに保証を付けたいわけではなくて、ただ、我々がやった成果で、PHITSにある程度の保証がつくかもしれないし、それをもとにして申請者側が何か参考資料として扱っていただいても構わないかと思っています。

けども、最終的には申請側の責任で、自分たちがやりたいことの証明は立ててくださいという、そういう結論になるかと思っています。

○村松委員 ありがとうございます。

ちょっとまとめさせていただくと簡単過ぎるかもしれませんが、基本的に個別の計算について、そのValidationをするのは事業者であると。しかし、規制庁としては、それを審査する、評価する能力は持ちたいということでございます。

では、次に、そういうふうな形で審査をしようとしたときについての御質問なんです。

れども、原子力学会のシミュレーションの信頼性に関する標準を参考にされているということなんですけれども、そこの中で特に不確かさをどう見るかというのは、非常に判断のときに重要なポイントになるんじゃないかと思うんですけれども、特に学会のものを私は読んでみて、なかなか解釈が難しいなと思うところもあったんですけれども、その一つはいわゆる計算コード、モンテカルロ法みたいなものは当然統計的なばらつきというのは当然出るわけなんですけれども、コードに入っていない現象、あるいは簡略化していることによる不確かさみたいなものも、自分たちで専門家判断等を入れて基本的には見積もりをします。その見積もりがない場合よりはずっといいと。これで正しいんだと言い切ることはできないかもしれないけれども、そういう見積もりをすることのほうがいいんだということが言われていると思います。

実験データについても全く同じですけれども、単に放射線というのはランダムなものだということによる不確かさじゃなくて、実験値を求めるときのいろんなプロセスにかかわってくるであろう不確かさを評価して、それを使わなきゃいけないということに世界的にもなっていると思うんですね。

そうすると、そういう不確かさについての判断の仕方というものも、ある意味定式化しておくとか、ルール化をしておく、少なくとも基本的な考え方をしておくということが非常に重要なのではないかと思うんですが、そこら辺のことはこの研究の中では入ってくるのでしょうか。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

非常に難しい問題だと、こちらでも認識はしているんですけれども、まず、こちらの今スライドで示しています学会標準のガイドラインなんですけれども、今のところは何もないところからスタートすると非常にしんどいので、まずはこれ、こういったしっかりとした研究成果がありますので、これをひな形にして、ここから議論のスタート地点にしたいなと考えていますので、最終的にどういった着地点になるかは分かりませんが、当然シミュレーションの信頼性を考える上で不確かさは避けては通れませんので、何かしらの考察を入れていくことにはなるんですけれども、許認可において不確かさを考えるときと、特に研究の現場で不確かさを考えるときと、やっぱり大きく違いが出てきます。

研究現場では、とにかくなるべく不確かさをゼロに近づけたい。許認可の場合は、最終的に荒っぽく言えば安全であることが証明されればよいという立場を取りますので、それを踏まえた上でどういう考え方にすればいいのかという方向性で、恐らく専門家の先生方

に意見を頂戴しながら議論を進めていくことになるかと思えます。

その着地点が、最終的に例えばPHITSで出てきた数字の2倍をとっておけば不確かさを考えても問題ありませんという評価になるのか、また別の何か評価、手法があるかは分かりませんが、完全に無視することはないとは思いますが、ここにある不確かさの定量化というところまで突っ込むかというところまではいかないかもしれないというのが今のところの見込みだと考えています。

○村松委員 私、今の質問ですね。答えづらい質問だろうとは思いますが申し上げていたんですけれども、基本的な考え方はまさにおっしゃったようなことだと思うんですけれども、二つほど検討をお願いしたいことがございます。

一つは、まさに研究者が見るときの不確かさの考え方と、規制者が見るときの不確かさの考え方は違うということなんですけれども、ぜひ、私も全くそう思います。ですから、不確かさというのはそんなに厳密に定量的じゃなくて、あるオーダーでもいいし、ファクターレベルでもいいけれども、研究者は大体のところを言うと。

それに対して、規制側は、その最終的な人間を守るために必要な値と、それからその誤差との関係ですね。一桁差があるところを2倍、3倍の誤差であれば全然問題ないわけですから、ある種のグレーデッドアプローチのようなものの考え方と、一体で運用すべきものだと思うんです。そういう考え方を示すこと、この結果と同時に、同時に示してこそ価値があると思うんです。一体で使ってこそ研究成果が役立てられるんだと思いますので、そういうところをひとつ、ぜひこの研究と並行してか、研究の中かで入れていただきたいということ。

それから、その不確かさについても、不確かさの示し方ですね。についても一緒に考えてくれるように、受託する方にはお願いしていただきたいということがございます。それは、決して計算コードのばらつき解析をやるという方法だけではなくて、コードに入っていないようなものだったら、感度解析でもってある程度の幅だけ押さえるということも一緒に含めなきゃいけないものなので、そういう総合的な意味での不確かさの見方というものを、少し提案するように考えていただけないかと思うんですけれども。

以上です。

○説明者（後神） 核燃料廃棄物研究部門の後神です。

非常にありがたい御意見だと思いますので、それを肝に銘じて研究を進めていきたいと思えます。ありがとうございました。

○萩沼企画官 よろしいでしょうか。

それでは専門技術者の方、委員の方から一巡御意見をいただきましたので、そのほかに何か御意見があれば、まだちょっと時間も残っておりますが、いかがでしょうか。よろしいでしょうか。

じゃあ、それでは特に全体を通して何かコメント等があればお伺いいたしますが、よろしいですか。

それでは、本日の研究担当課の管理官の迎が出席しておりますので、一言御挨拶をお願いします。

○迎安全技術管理官 安全技術管理官の迎です。

本日はどうもありがとうございました。いただきました御意見を踏まえまして、本当にいい成果が出るように努力していきたいと思えます。

特に、今、村松委員からもあった不確かさの問題というのは、特に規制との関係における不確かさというのは、遮蔽だけじゃなくてほかの分野、全ての分野に共通する問題で、かなり難しい話になってくるとは思うんですけど、一応遮蔽の分野でどこまでできるかという、ちょっとそこで限定はさせていただくことになるかもしれませんが、一応チャレンジしていきたいというふうに考えています。

本日はいろいろ御意見をありがとうございました。

○萩沼企画官 ありがとうございました。

最後に事務局から連絡事項となります。

検討会委員の先生におかれましては、技術的観点から評価シートをお配りさせていただいております。

お忙しいところまことに申し訳ございませんが、10月25日までに事務局に御送付いただければと存じます。

なお、本日御提出いただけるようでしたら手書きでも結構ですので、検討会終了後に事務局にお渡しいただければと存じます。

いただいた御意見は事務局で評価取りまとめ案を作成した上で、書面により審議をさせていただきます。

具体的な進め方は、後ほど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3回核燃料サイクル技術評価検討会を終了いたします。

本日はありがとうございました。