

## 第7回プラント安全技術検討会

### 議事録

#### 1. 日時

平成30年5月18日（金） 10:00～12:32

#### 2. 場所

原子力規制庁舎 13階 会議室A

#### 3. 出席者

##### 外部専門家

刃刀 資彰 京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻教授  
北田 孝典 大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授  
田中 伸厚 茨城大学工学部機械工学科教授

##### 専門技術者

新井 健司 株式会社東芝エネルギーシステムソリューション社  
原子力事業部技監  
梅澤 成光 MHIニュークリアシステムズ・ソリューション  
エンジニアリング株式会社技師長

##### 原子力規制庁

辻原 浩 技術基盤課課長  
青野 健二郎 技術基盤課企画調整官  
鏡 健太 技術基盤課技術戦略係長  
永瀬 文久 安全技術管理官（システム安全担当）  
井上 正明 システム安全研究部門 上席技術研究調査官  
山本 敏久 システム安全研究部門 上席技術研究調査官  
石津 朋子 システム安全研究部門 主任技術研究調査官  
小野 寛 システム安全研究部門 主任技術研究調査官

#### 4. 議題

- (1) 平成29年度 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) 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 平成29年度事後評価調査票

- ・使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究 (Phase-1)
- ・詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)
- ・高速炉に対するSA対策の評価に関する研究

参考資料 平成29年度事後評価調査票説明資料

#### 6. 議事録

○辻原技術基盤課長 それでは、定刻となりましたので、第7回プラント安全技術評価検討会を開催いたします。

私は、長官官房技術基盤グループ技術基盤課長の辻原でございます。よろしくお願いいたします。

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、平成29年度に終了いたしました3件の安全研究プロジェクトについて、専門家の皆様方から御助言をいただきたいと考えております。どうぞよろしくお願いいたします。

○青野企画調整官 技術基盤課企画調整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、私のほうで議事進行をさせていただきます。よろしくお願いいたします。

まず、本日御参加いただいております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（外部専門家）として京都大学の功刀委員、大阪大学の北田委員、茨城大

学の田中委員に御出席いただいております。

また、専門技術者としてMHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング株式会社の梅澤専門技術者、東芝エネルギーシステム株式会社の荒井専門技術者に御参加いただいております。

なお、東京電力ホールディングス株式会社の溝上専門技術者につきましては、本日、御都合により御欠席となっております。後日、書面にて御意見をいただく予定としてございます。

それではまず、事務局より資料の確認をさせていただきます。

○鏡技術基盤課係長 技術基盤課の鏡と申します。

私のほうから資料について確認させていただきます。

お手元に議事次第、名簿、本日の資料を御用意しております。

議事次第、名簿をめくっていただきますと、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、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平成29年度事後評価調査票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3件ございまして、使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究、詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備、高速炉に対するSA対策の評価に関する研究の順に調査票を御用意させていただいております。

なお、本日の御説明についてですが、調査票に基づきスライドで行わせていただきますので、参考資料としてスライドのコピーを用意させていただいております。

また、検討会の委員の先生方には、技術的観点からのコメントを記載いただく評価シートといったものを御用意しております。

過不足等がございましたら事務局のほうへ御連絡のほうをお願いいたします。

○青野企画調整官 引き続きまして、原子力規制委員会による安全研究の基本方針及び評価の進め方について、事務局から説明させていただきます。

○鏡技術基盤課係長 基盤課の鏡です。

まず最初に、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。

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な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ございます。

このいただいた御意見、評価結果につきましては、まとめまして原子力規制庁が行う総合的な評価に活用させていただくこととしております。

本日の事後評価の進め方ですが、原子力規制庁から主要成果、成果の活用などについて御報告させていただいた後に、専門技術者、外部専門家の方々の順に御意見をいただきますようお願い申し上げます。

次に、外部専門家にお願ひさせていただく評価について、私のほうから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ございます。

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、実験手法が適切か、解析結果の評価手法、実験結果の評価手法が適切か、重大な見落としがないかといった、このような観点から評価をお願いしたいと考えてございます。

なお、外部専門家の先生方には、本日、専門技術者の方々からいただきました御意見も参考としてコメント形式で評価いただきますようお願いいたします。

また、技術評価検討会の評価結果をまとめるに当たりまして、書面審議といった形でさせていただきたいと考えてございますが、評価が割れるといったような特段の場合については、再度、検討会をするといったことも考えてございますので、御了承のほどよろしくお願ひいたします。

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お願ひいたします。

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。

○青野企画調整官 本件について、御質問、御意見等がございましたら、よろしくお願ひ

いたします。

よろしいでしょうか。

よろしければ、早速、議題のほうに移りまして、平成29年度安全研究プロジェクトの技術的観点からの評価を進めさせていただきたく存じます。

まず最初に、使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究について、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小野主任技術研究調査官から御説明をお願いいたします。

○小野主任技術研究調査官 それでは、使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究ということで、システム安全研究部門の小野から御説明させていただきます。よろしく願いいたします。

目次ですが、最初に研究概要ということで、24年から29年度までの概要です。

2番目に主要成果としまして、2.1、使用済燃料プールの安全上の限界把握に関する熱流動実験です。

2.2については、臨界防止能力の確認実験ですが、これについては以前、中間評価で報告させていただいたものです。

3番目がSFPの挙動を評価する解析コードの整備を行いましたので、それについて御説明いたします。

1番の研究概要ですが、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定して、燃料集合体の著しい損傷の進行緩和、それと臨界防止にかかわる基準に関連して安全評価の高度化に資するという目的で、以下の三つを行っています。

スプレイを緩和設備として入れているわけですが、その燃料集合体の冷却性の限界条件を把握ということで、スプレイ冷却特性及び複数の燃料集合体間のスプレイ流量配分を調べる実験をしています。

また、臨界防止能力を確認する実験でコードの妥当性確認を行っていますが、これは中間評価で発表しておりますので、今回は御説明を省略させていただきます。

三つ目がSFPの挙動を解析するコードとして、3次元のシステム解析コードTRACEで実験の模擬解析をしているのと、数値流体力学コードCFDを用いて解析をしております。

主要成果です。

最初に、システム解析コード、RELAP5コードですが、これで予備解析を行って実験計画の立案を行いました。SFPの中には燃料集合体が複数入っているわけですが、解析では、

そのうち1体を取り出して上からスプレーがかかって、下から一体分に相当する破断流量を流すということでモデル化しております。スプレーの作動開始時間や注入流量等を変えて解析を実施しました。

解析結果でございます。

水位は徐々に低下していきまして、22時間でスプレーが入りますので増加に転じます。破断流は水位のヘッドによって流れますので徐々に低下していったら、22時間でスプレーが入って27、28時間のところでスプレーをまたふやしていくという挙動です。

これは燃料被覆管の温度ですが、赤い線、二こぶの山になっています。それが二つありますが、これは燃料集合体の上の方の温度ですけれども、それは二こぶになっています。それよりももう少し下のほうにある温度は二こぶにはならないで、ずっと上がりっ放しです。スプレー流量をふやしたときにクエンチして温度が下がるという状況になっています。

この結果から、注水が行われても流量が不十分な場合は冷却が不十分な可能性とか注水が全て燃料集合体の中に達しない可能性を考えました。

実験計画を立てました。

三つあります。Boil-off条件、BAF水位条件、全喪失条件ですが、Boil-off条件は、まだ上のほうの燃料は露出していますが、水位が残っていて冠水部で沸騰が起きて水位が周りのところよりも高いという状態になっていて、露出部に蒸気の上昇流が発生しているという条件です。

それから、BAF水位条件は、発熱部が全て露出して蒸気の発生はなくなりますが、残存する水があるために流路が閉塞されて、空気の自然循環がない状態です。

全喪失条件の場合は、水がなくなりますので空気が流れて自然循環するという、三つの条件です。

実験の狙いは、これにスプレーをかけますので、その冷却のメカニズムの解明、スプレー冷却の促進阻害要因の特定が狙いです。

スプレー冷却実験ですが、一体のBWR模擬燃料集合体を真ん中に置いて、7掛ける7の実長のヒーターロッドが入っております。この下のほうから補助容器に水がつながっております。ここで水位の調整をしております。水位をゼロにしたときはコンプレッサでここから空気を入れることが可能になります。

実験手順ですが、ヒーター出力をオンにして実験を開始しまして、そこが時刻ゼロになって、ヒーターの表面温度が150から300度ぐらいになったときにスプレー開始するという

実験条件です。

測定項目は熱電対で、ヒーターロッド表面温度を一番上がTC1ですが、その下に0.8m間隔でTC3、5、7、9と、順に上から下に配置しております。

それから、集合体の直上にスプレイの液滴径分布を測定しております。Boil-off条件のときのみ水位がありますので、差圧計等で水位を測定しています。パラメータは初期水位、ヒーター出力、スプレイ条件、ナノ計とか、そういったものです。

実験結果です。

Boil-off条件の場合には、横軸が時間で縦軸は温度ですが、赤のTC1というのが一番上の温度です。この黒の垂直の線がスプレイが入った時間です。

TC1が、最初にクエンチします。実線が初期水位1m、破線が初期水位2mですが、TC1はすぐにクエンチする。TC3、黄色ですが、これは一旦、上昇が緩やかになってからクエンチする。緑はその後。青と緑の順番が逆になっていますけど、基本的には上から下にクエンチしていく。

(b) については、BAF水位条件と全喪失条件です。

こちら赤、黄色、緑、青で上から順番にクエンチしていくという状況が見られます。

これらを見ると、ロッド表面を水が液膜として降下していることを示唆しているのだと思われれます。

それから、クエンチ開始位置の違いなどは、ケース間の相違は、空気、蒸気の上昇量の違いに相違するものと考えられます。

次に、SFPスプレイ流量配分実験では、先ほどは1体でしたが、今回は2掛ける2の4体でやまして、スプレイで上から水をかけて、それぞれ四つの燃料集合体から集合体計量タンクでどのぐらい水が入ったかというのを計量しております。また、横からコンプレッサのボイラーで空気を入れることができます。

主な実験結果ですが、横軸が上昇流のレイノルズ数で、レイノルズ数は空気の流量に比例するので、上昇流に比例することになります。

それから縦軸はドレナージですので、これは落水水です。空気の上昇流がふえていくと、ドレナージの落水水の量が減っていくというのが、それぞれあらわれているという結果になっています。

また、蒸気が上に上がっていく場合ですけれども、その場合も同じような結果ですが、少しばらつきが出ているという結果になっています。これは蒸気の凝縮で落水水量がふえ

ているのではないだろうかと考えられます。

次に、流量配分実験で、気体流量の増加による気液対向流量制限、つまり下からの流量と上からの流量で、落下流量が制限されるのではないかというのを見てみました。

そうすると、このグラフの横軸である $JL^*$ が落下水の無次元流量、縦軸が上昇気体流の無次元流量 $JG$ のルートを示しています。両方ともルートですが、それをプロットしますと、実線で書かれたところがCCFLの限界と想定されました。

実機は0.6ぐらいの蒸気流量なので、この辺ですね。あるいは、自然循環のときも0.3なので、このCCFLにひっかからないだろうという推定はできました。

臨界防止能力確認実験は割愛させていただきます。

解析コードによる模擬解析で、TRACEコードでもってSFP冷却実験の結果を見てみました。それから、CFDコードによって、システムコードでは直接取り扱えない詳細現象を見てみました。

分裂によるスプレイ水の微細化とスプレイ水液滴の上昇流との相互作用です。

これはTRACEコードで模擬した実験結果を模擬したのですが、BAF条件のときですが、TRACEコードだとクエンチする時間がほぼ同じぐらいで、余り変わらない。

実験の破線によりますと、上のほうから徐々にクエンチしていくということで、それは冷却水なしの空気冷却のほうでも同じようなことが言えますので、スプレイ注入時の液膜下降をTRACEコードは模擬していないことから、これらの挙動に差があったのではないかと思います。

それから、空気冷却のほうで紫の出口空気流量の挙動をTRACEコードは解析で出しているのですが、実験の方が、一定の値で実験しているので、そこで差が出ている可能性がございます。

これがCFDで詳細な模擬をしたものですが、これは落下したときに微細化するかどうかというのですが、オイラー二流体モデルでやった場合はそのまま落っこちてしまうのに対して、VOF法のMULES法でやると、だんだん変形しますが、まだ液滴にはならない。HiRACの方は液滴まで行くという結果になっております。

それから、これは蒸気の流速を上向きにとって、ここに燃料集合体があるのですが、ここから上向きの蒸気流量が出ている。上のほうに行くと、もうそれが影響がなくなってしまう。

こちらの絵は、液滴が下向きに上から落っこちていって、これは次第に加速していくの



ですが、集合体付近で遅くなるということで、影響が定性的には再現しているというふう  
に考えられます。

まとめですが、スプレー冷却実験と流量配分実験を実施して、冷却メカニズムに関する  
知見を取得して、冷却阻害要因となるCCFLがSFPの条件では発生しないのではないかと今  
は推定できています。

それから、多くの実験をしましたので、実験データベースを構築しています。

それから、解析コードについてはシステム解析コードで課題を抽出して、CFDコードで  
詳細なスプレー挙動評価の適用性検討を行っております。

大体、以上です。

○青野企画調整官 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、最初に技術専門家の方々から御意見等をいただきまして、次に、  
委員の方々から御質問、御意見をお願いしたいと考えてございます。

それでは、専門技術者の方々から御意見をよろしくお願いいたします。

新井さん、よろしく申し上げます。

○新井氏 それでは、主に研究プロセスという観点で、4点の意見を述べたいと思います  
けれども、1点目は試験の条件なんですけれども、このパワーポイントのほうには出てき  
ませんでしたけれども、調査票のほうには燃料の集合体として、試験の燃料集合体として7  
掛ける7の燃料集合体でやりましたというようなことが書いてありましたけれども、7掛け  
る7の燃料集合体を選んだことの適切性といいますか、代表性というか、その辺のところ  
はどういうふうに考えていらっしゃるのかということです。

それから、試験の条件で、パラメータとされたのが熱出力模擬の電気出力ですね。それ  
から、スプレー水の条件、それから、スプレー水の分布を調べる試験のほうは恐らく吹き  
込みの蒸気流量をパラメータとされているのではないかと思いますけれども、この辺の試  
験条件の適切性についてはどういうふうに確認されているのかというのが1点目です。

それから2点目は、スプレー試験で模擬しているのはスプレーが降る条件ということな  
んですが、代替注水を考えると、下部から冷却水が浸水して行って、液滴まじりの蒸気流  
で、下部からクエンチしていくということも考えられるわけなんですけれども、そういうこと  
についてはどういうふうに。それはまだ試験は必要ないんだろうかというのが2点目です。

それから3点目は、試験成果の活用なんですけれども、TRACEで比較されていますけれど  
も、試験データの活用ということをダイレクトに考えると、例えば、試験のほうでスプレ

この熱伝達係数を計測して、それを解析モデルの最初のところで目的も解析手法の高度化というところがありましたので、解析手法の高度化ということを考えると、そういう試験データからスプレイの熱伝達係数を出して、試験モデルに反映するというのがダイレクトなやり方としては考えられるかなというふうに思うんですが、そういう熱伝達係数等が算出できるような計測になっていたんでしょうかということと、それをそもそもやられる予定はあるんですか。

あるいは、それ以外のやり方として、どういうふうに解析モデルの改良に反映させるということを考えていらっしゃるのかというのが3点目です。

それから4点目は研究のスコープなんですけれども、今回、この試験で対象としている現象のリスクの度合いですとか、あるいは、事象の時間スケールというところを考えると、私の個人的な意見としては、主要な現象が、ある程度の精度で把握できていればいいのかなど。余り詳細な部分に踏み込む必要も必ずしもないのではないかなというふうなことを個人的には思います。

規制庁さんとしては、規制研究としてどこまでやられればゴールになるのかというところをどういうふうに議論されているのかというところを教えていただければと思います。

以上、4点です。

○小野主任技術研究調査官 システム安全、小野でございます。

まず、7×7でやったことの代表性ということですが、今使われている燃料だったら9×9燃料でということだと思いますけれども、今回、9×9燃料でやるというよりは、ある程度、分布を持ったものが模擬できれば、研究としてはいいかと考え7×7燃料でやっております。

あと、電気出力等のパラメータについては、今データが手元にないので、後で回答させていただきます。

それから、スプレイ試験について、代替注水系が入ったら下からクエンチする場合はどうなのかという話です。

これは、新規制基準で、最初は、54条というところに相当していて、第1項が冷却機能が喪失した、第2項は大量の水が喪失して水位がなくなってしまったということで、大量の水ということは、下からじゃんじゃん漏れいしている状態ということかと思っておりますので、そのときにそれを補完する水がそこまで大量に入れられるかということはあるかと思いません。今回は、水が抜けてしまった状態について、まず54条の2項に相当してやってみました。

それから、活用ですが、54条第2項には、大量の水が抜けた場合に、スプレイをかけて燃料破損を緩和をすればよいという要求になっていますが、その効果はどの程度かを見るものです。

それについて、本当に冷えるのかということ、どういうメカニズムで冷えるのかという観点から、液膜が落ちこちてくるという、まず、そのメカニズムを確定したかった、推定したかったというところを今回はやっています。

熱伝達係数自身は今回はまだやっていないのですが、実験データはたくさんありますので、今後、そういうことをやっていくこともできるかと思えます。

研究スコープについては、余り詳細なことまでやらなくてもという意味と考えますが、先ほど言いました54条の第2項は、防止をしろと言っているのではなく、緩和しろというふうに書いてあるので、入ればいいだけなのですが、研究としては、一体そのときにどういう事象が起きてどうなっているのかというのはきちんと把握したいと思っているので、今回、我々は詳細な研究をしております。

以上です。

○永瀬安全技術管理官 システム安全を担当しています永瀬と申します。

試験体系とか、それから、試験パラメータ、試験条件の設定に関連してなんですけども、小野のほうから説明がありましたように、そもそも今回の研究を始めた動機というのが、大規模損壊を想定したときにスプレイがどれだけきくのかなという、熱水力的な疑問に対して、ある程度の答えを持ちたいというのが動機でございます。

したがって、裏返しますと、どうだったら冷えなくなるのかということで、そういった限界の条件を把握したいということを考えております。

したがって、必ずしも現実的なところだけを攻めるのではなくて、ある程度、極端といいますか、限界を把握するようなところまで広げた形で実験パラメータを設定しております。

○青野企画調整官 よろしいでしょうか。

○梅澤氏 それでは、続けて御質問させていただきます。

4点ございます。

まず、試験条件で、7ページで、Boil-offとBAFと全喪失条件ということで検討されているんですけども、全喪失条件の場合は、空気の地点循環冷却だけで燃料はある程度、温度は上がるんだけど、水の冷却はなくても冷えるというような解析的な知見は既にあ

るかなと思います。

実際に、いろんな試験をされているんですけども、スプレイなしで、どの程度まで自然循環で冷えるかというような試験はされているのでしょうかというのが1点目です。

それから、実験において、スプレイノズルとバンドルの間隔というか、その辺が固定されているんですけども、先ほどの実験条件等の話も関係するんですけども、実際はもっと高いところにスプレイノズルがあって、より広い範囲をスプレイでカバーしなきゃいけないというところがあるんですけども、そのあたりで、実機との崩落性というか、実機条件での崩落性みたいなところは、そのあたりも検討されているのでしょうかというのが2点目。

それから、13ページにウォリスのCCFLの式があるんですけども、CCFLというのは体系依存性が非常に高く、この式自体は、どういったところから係数とか持ってこられたのかなど。体系依存性が強いので、比較対象として適していない場合もあるので、そのあたりはいかがでしょうかというところです。

あと、全般なんですけど、成果の公表として、学会発表がいろいろされているということも挙げられているんですけども、技術的な話じゃないんですけど、このような試験に係る情報というのは、かなり重要と思っております、米国とかだとNUREG/CRとか、あるいは旧原研さんとJAEA Reportといったような形で、ただ結果を参照するだけじゃなくて、自分たちでバリデーションとかに使いたければ、ちゃんと使えるような情報がしっかりまとめられているというようなレポートが結構出ていまして、我々は今でも重宝しているんですけども、そういった形にぜひまとめていただきたいなど。公表するかどうかはその後の段階だとは思いますが、そのあたりをお願いしたいなと思います。

以上です。

○小野主任技術研究調査官 システム安全、小野でございます。

スプレイなしで温度が冷えるのかというのですが、それは、今回は試験はやっていないです。全喪失条件の破線のものでも、スプレイをかけて温度を冷やしているという試験です。

それから、スプレイノズルとバンドル間隔が固定されているので、実際とは違うとは思いますが、一つ一つのプラントの実際の条件を反映するというよりは、事象がどのように発生しているかというのを見たかったので、今回はやっております。

それから、ウォリスの体系依存性があるって、係数がどのようになっているかということ

ですが、これは確かに大分試験結果がばらつくので、うまくフィッティングするというのは大変難しいことではあります。

○梅澤氏 その係数自体は、試験に合わせて引いたものという意味ですか。

○小野主任技術研究調査官 そうです。ECCSで炉心注入スプレイの場合の場合は1.0ぐらいだったかと思いますが、それとは少し変えて引いたものです。

それから、学会発表等をしているけど、試験データをしっかりまとめたらどうかという御提案なので、今後は、そのような方向を考えていきたいと思います。

○梅澤氏 ありがとうございます。

○青野企画調整官 ありがとうございます。

よろしければ、続きまして、委員の方々から御質問、御意見をいただきたいと思います。よろしく願います。

切刀委員、願います。

○切刀教授 何点かあるんですが、1体分の模擬をしてRELAP5を使って実験条件を決められたと、実験計画を決められたということも含めて、先ほどの専門家の方からも質問が出た実験条件の適切性ですね。

ここは、単に研究としてやりたいからやる、見たいから見るのではなくて、それなりの物理的な根拠をちゃんと持って計画しなきゃいけないし、RELAP5で計画しておいて、後はTRACEになっているというところも、その辺も不思議な気がしますので、やるんだったら、最初はRELAPで始めてしまったということであれば、後でRELAPとTRACEの相対比較をちゃんとして評価しておく必要があるんじゃないかということです。

解析のほうで、液膜流が重要だということで、そういう知見を得られて、実験のほうでも、そういうふうなことで、幸いCCFLに至らない条件だったということなので、この実験はうまくいったというふうに思われますけれども、先ほどの質問にありますように、体系依存のCCFLの係数等とフィッティングで得られて線を引けたから、CCFLは起こらなかったという結論はまずいんじゃないかなと思いますね。

理論的に引いて、これよりどうだからというのは議論できると思うんですけど、実験値をフィッティングしたために、これだとかかなり恣意性が入ってきてしまって、起こらない条件を探そうと思えば幾らでも探せるということになってしまうので、それが確証にはならないというふうに思います。

それから、スプレイ挙動の詳細評価のCFD解析なんですけども、この意味がよくわか

らなかった。これは何に使おうと思っておられるのか、結果をですね。

それから、二つのコードを比較して、いいとも悪いとも言っていないんですけど、状況が違うねと。スプレーした後の液滴が分裂するCFDのコードですね。二つ、VOF法なんですけど違うねというのは、いいとも悪いとも言っていないんですけど、それで何という、それでどうするんですか、これはという。この後がよくわからないということです。

それから、前のことでもう一つだけ。

液滴をはかっておられますよね、測定項目で。

集合体直上でのスプレーの液滴径を計測されているようですが、状況を見ると、例えば、下から入ってきて、先ほどどなたかが言われましたけど、蒸発して行ってスプラッシュするというような形で蒸気流が早いので液膜ができていて、そこから液滴が出る。そうすると、出口ではかるというよりは、本当は中間ではかからないと。出口が一番最後の状態であって、本当は熱交換のためには一回できた液滴が再付着する。

だから、放出率と付着率と両方をカウントしないと、液膜の厚さとしての評価はできないというのは昔から知られていて、そのエントレインメント・デポジションのレートをはかるような実験にしてほしかったなというふうに思います。

この使い方は、昔はこういうふうにやっていたんですけど、これだと結果として出てきたものしかわからないので、そうすると管の中で起きている事象については余りよくわからないですね。差し引きの量しかわかっていないので、だから、本当はそのところが、本当は液膜の厚みも決めているし熱伝達量も決めているということで、その辺がはかっておられるとよかったなというふうに思いました。

私のほうからはそんなところですよ。

○小野主任技術研究調査官 システム安全、小野でございます。

実験条件を物理的根拠をしっかりと決めなさいという御意見なので、決めた根拠があるんですけども、今はすぐに答えられないので、申しわけございません、後で回答いたします。

それから、ウォリスの式はフィッティングだけで決めないで、少し理論的に考えなさいというお言葉かと思っておりますので、データがとれたばかりのところなので、少しまとめてやっていきたいと思っております。

それからCFDは何に使うか。今回、まずはやってみたという位置づけにしかならないんですけど、VOF法、MULESで1次精度のものより高次精度のほうが微細な粒子になるだろう

と考えます。HiRACのほうが近いのではないかなというふうには思います。

○ 刃刀教授 これでは計算してもどうやってバリデーションするのかということと、それから、液滴のサイズはメッシュサイズにすごく依存するので、この方法は。だから、実験との比較をちゃんとして、どちらの手法のほうがより現実に近いのかということ。

私も、さっき専門家の方からもありましたけど、ここは本当に必要なんですかね、ここまで。よくわからないですけどね。こういうスプレイの表面波の液滴形成が本当に必要なんでしょうか。

スプレイ量としては、入ればいいというか、マスがあればいいだけのようには思いますので、このところを一生懸命解析しても、余り、どうかなというふうに思いました。

○ 小野主任技術研究調査官 御意見、拝聴いたします。

○ 青野企画調整官 ほかに御意見、御質問はございますでしょうか。

北田委員、お願いします。

○ 北田教授 皆さんが言われているのとかかなり近いんですけども、そもそも最後のまとめのところでは書かれていた、SFPの条件下では発生しない見込みであるというふうには書かれていたところに関係するんですけども、今回やられている実験というものが、実際でしたら多分起こらないと言おうとすれば、多分、厳しい状態をある程度、当然想定されて、これだけ厳しいところでも起こらないので、実際の場合では起こらないみたいな、多分そのような実験条件のクライテリアというのか、そういう設定のされ方をするのではないかなと思うんですけども。

そのあたりのところがよく見えなかったもので、そのあたりをもう少し明確にしていれば、この結論というのが妥当なのかどうかというのが、私は判断つかねたところがありましたので、そのあたりを明確にしていればというのが一つです。

もう一つ、実は、これは質問になるんですが、先ほど専門家の方が言われた、10ページ、Boil-offのところなんですけれども、10ページのところで、ちゃんと冷却できるんですというふうな形のところで、結果としてグラフが示されていた。

10ページの左のところというのがBoil-offのときのだと思うんですけども、私は、この図を見たときには、普通のBoil-offなので、水位は当然そうなんですけど、温度がどんどん、どんどん上がって行ってスプレイを入れるまでは温度が上がり続けているので、これはスプレイを入れない限り冷却ができないものだというふうに私は判断していたのですが、という判断は間違っていますかね。

○小野主任技術研究調査官 これは崩壊熱といいますか、それが持っている熱量が高ければ、かなり高い状況でやっているのです、イエスです。

長いこと冷やした後に、それで水が減った場合には、なくてもオーケーです。

だから、そのときの状況によります。

○北田教授 それは恐らく、初めの一つ目のことに言わせていただいたことと一緒に思うんですが、本当に厳しい条件というのが、どういうときがそれに対応していて、そうでない場合と、厳しい場合というのを、ちゃんとうまく分けて、崩落する範囲がここですというふうな示し方をされたほうがいいのではないかなと思います。

以上です。

○青野企画調整官 ありがとうございます。

田中委員、お願いいたします。

○田中教授 3点ほどありまして、最初の1点は今までと同じかもしれませんが、予備解析が、この資料でも実験のどこに生かされているのかがよく見えないような感じになっているので、そこの説明を、もしかしたら聞き忘れているのかもしれないんですが、そのあたりを追加したほうがいいかなというのが1点です。

それから2番目は、液膜をシステムコードとかでは解析していないので合わないというのが17ページあたりにあったと思うんですけれども、これは今後の方向性として、例えば国産コードとかが開発されていると思うんですけれども、そういうところに液膜モデルを入れた形でやって、あるいはTRACEコードを改良して、このあたりが解析できるようにしようということなのか、そのあたりをどういう方向に持っていくのかというのが見えないというのが2点目。

あと3点目は、さっきの詳細解析の件なんですけど、もし間違っていたら教えていただきたいんですが、これは上の部分を3次元解析して、結局、システムコードは下の部分を解析するとすると、分布が多分システムコードでは出ないので、入り口条件を決めるために3次元解析をやって、入り口の液滴の分布とか、例えば一番厳しいのはこの辺だから、そのあたりは入り口条件としてこれぐらいを与えてと、そういう感じのシステムコードとのつなぎに使うのかなと思ったんですけど、そのあたりがどういう考え方なのかというのをお聞きしたいということです。

○小野主任技術研究調査官 小野でございます。

予備解析と実験の関連ですが、上のほうはスプレーが入ると温度が下がる。だけど、こ



れだけじゃ足りなくて上がっていってしまう。ふやせばまたクエンチする。下のほうは、ほとんど温度が下がらないということで、流量が不十分だということをこれは見ることができます。

あと、注水が全て燃料集合体に入ったか入っていないかというのも一応確認するためというのもあると思いますので、予備解析とあと文献調査みたいなことをやって決めたということですね。

○田中教授 それで、その後の実験に生かされているということなんですね。

その次に多分実験が出てきますけど、そのあたりが、どのあたりに生かされているのかが見えなかったのですね。

○小野主任技術研究調査官 注水流量が不十分になる原因は、CCFLがあるのではないかと。

○田中教授 そうか。それでそのあたりを調査したということですね。

○小野主任技術研究調査官 17ページの液膜についても、実験データがいっぱいありますので、まずその整理からやらせていただきたいと思います。その後、個々については考えたいと思います。

詳細解析で、システムコードの入力条件を決めるためにやったのかということ、そうではなくて、これも、まずCFDで現象をつかむための第一歩の参考解析の位置づけです。

以上です。

○青野企画調整官 ありがとうございます。

ほかに御意見、御質問等はございますでしょうか。

切刀委員、お願いします。

○切刀教授 もう一点だけ。先ほど、17ページのTRACEでは右側の図のピークが出てくると思うんですね。空気流量ですかね。

それが、記載上はぴゅっと上がっている。実験のほうはほとんど一定だとかと言われていましたけど、その辺をもう一回説明してくれませんか。

○小野主任技術研究調査官 実験の方は、自然循環量をコンプレッサで入れているので、一定値を入れているだけなのに対して、TRACEのほうは自然循環を計算できますので、それを解析したので、そここのところの差が出ているという、そういう意味です。

○切刀教授 わかりました。

○青野企画調整官 よろしいでしょうか。

よろしければ、続きまして、詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備について、引き続き、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小野主任技術研究調査官から説明させていただきます。

○小野主任技術研究調査官 システム安全の小野です。御説明いたします。

目次としまして研究概要、それから、主要成果としては2.1で熱流動安全解析の整備と、核特性解析手法の整備の二つに分かれています。

最初のほうは私が御説明いたします。核特性の方は山本が御説明いたします。

本プロジェクトでは、軽水炉の安全審査で要求されている運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、それから、重大事故に至るおそれのある事故の対策の妥当性評価に資するために熱流動及び核特性の安全解析手法の整備を行っております。

DBA解析手法については従来手法がありますけど、これを高度化するためにBEPU、つまり、Best Estimateコードをどのように使っていくかを検討しました。それからFFRD、つまり高燃焼度燃料がLOCA時にフラグメンテーション、微細化してしまうことをどう考慮するかというもので、LOCA解析手法の高度化をしています。

それから、B-DBA解析においては、重大事故に至るおそれがある事項に対する解析手法として、3次元核熱結合コードの整備を行っております。そのほか、溢水時の蒸気影響評価というのが途中から入りましたので、これも整備しています。

表1で見ますと、プラントの異常というのは、運転時の異常な過渡変化は寿命中に1回ぐらい起こるもの、プラント寿命中には起こらないだろうけど、安全設計のために必要なものを想定する設計基準事故があり、さらにここで使っている緩和系もECCSも動かなかったような設計基準事故を超えるような事故がありまして、このB-DBAも二つに分かれていて、重大事故に至るおそれがある事故と、重大事故となります。重大事故は、炉心損傷して格納容器損傷防止に至るものです。

我々システム安全のグループでは、運転時の異常な過渡変化から重大事故に至るおそれがある事故までを担当しております。重大事故のほうはシビアアクシデントグループで評価を担当しております。

今回は、この中のLOCA、それから原子炉停止機能喪失、ATWS等について御説明したいと思います。

私どものやっているプロジェクトはほかにもありまして、全部で四つあります。

今回は、黄色で示した安全評価手法の整備が29年で終わったのでその説明をしますが、。

そのほかに、整備した手法を用いて多重故障事象、つまりB-DBAの解析ですが、それを実際に評価していくというものであり、これは昨年、28年度までやっていました。安全解析手法で整備した解析コードを使ってこちらで評価して、解析整備が必要な場合は、またフィードバックしていくという、そういう相互の関係でやっておりました。

また、国産システムコードを開発しておりますので、これは平成30年度までに、米国のTRACEというコードがありますけど、これと同等なものをプログラミングして動作確認までをするというのが平成30年度です。その後はV&Vをやっていくという形になります。

また、事故時の熱流動評価に係る実験です。これをやって妥当性確認のためのデータを取得しております。今日はこの黄色の部分について説明いたします。

最初に、不確かさを考慮した最適評価手法（BEPU）、Best Estimate Plus Uncertaintyという手法ですが、これはOECD等でも検討が進められて、海外の規制では取り入れられているところもありまして、我が国でも課題となっておりますので、技術的基盤を把握するというのが重要です。

我々が持っているPWRの標準データを使って適用性を確認して、知見を整備します。BEPUの手法は大ざっぱに言って、対象事象(LOCA)、解析コード、プラントを決め、LOCAの解析条件はどういうものを設定するんだとかいうのを決めて、不確かさの定量化をして、一つ一つの因子について感度解析を行い、最後に全てを統合した統計解析で評価をするという方式でやります。

これは感度解析の例ですが、例えば燃料の熱伝導は、最初にLOCAのときのブローダウンPCTで1回ピークが出て、2回目、再冠水のとくにピークが出るという結果になっていて、それが燃料熱伝導度に対して感度を持っているという結果が出ているものです。

これは感度解析の結果です。最初のブローダウンのほうは、熱伝導だとかギャップコンダクタンスとか、燃料関係のものが影響する。

それに対して、再冠水のときは、もちろんそういうものも影響するのですが、膜沸騰熱伝達係数とか、そういったものも大きな影響を持っているというような感度を把握した上で、最後に統計評価をするときには、これは181回やっているということですが、こういった一つ一つのパラメータに全部統計分布を持たせて、一緒にばらつかせてやる解析を181回繰り返したという結果です。

これをヒストグラムに書くと、正規分布に当てはめると黄色いところで95%の値が出てくる。正規分布曲線に当てはめたという意味でパラメトリック手法です。

それから、全く正規分布を仮定しないで順序統計というものを使えば、95%確率、95%信頼水準というのが出てきますので、それでやると181個のうち、上位5番目がそれに相当します。それでやると、累積確率より保守的に高いところに95%のものが出てくるということになります。

感度解析でもって、どのようなものに影響があるかということと、統計解析にはどういう特徴があるかということ、こういうものを知見として、今後、検討していきたいと思っております。

LOCA時の燃料挙動評価では、先ほど申しましたFFRD (Fuel Fragmentation Relocation and Dispersal) について、高燃焼度まで燃えた燃料をハルデン炉に入れてLOCA実験をしたら、燃料ペレットの細片化とか被覆管の膨れとか、それから破裂部からの放出現象が起こったという実験的知見がありましたので、これを解析コードで模擬して挙動評価をできるようにするという事です。

FFRD現象を模擬するFRAPTRANというコードを、TRACEコードと結合して、まずは燃料棒1本でこの状況を模擬するように結合して、それからTRACE熱流動解析コードと集合体の複数の被覆管の解析ができるFRETA-Bコードで解析して、流路閉塞率を計算して、これを入力するシステムをつくって解析しております。これでもってハルデンLOCA実験解析と3ループPWR実機のFFRDの影響を試解析しています。

こちらはハルデンのLOCA実験解析ですが、ここの部分が被覆管の膨れと破裂が起こったところで、燃料は細片化されて下に落ちこちてここに詰まるので、ここで一番高い温度が出てくるという状況になります。

ここには燃料がないという状態です。TCC1計測位置というのがこちらの実験結果の赤で示され、これがここの位置での温度をあらわしてしまして、破裂以降も、ここでFFRDが発生して温度が上がっていく。ここでスプレーにより冷却されます。

こちらの青のほうは、TCC2計測位置を示します。LOCAが起こって温度が上がってFFRDで破裂が発生してもあまり上がらないのは、ここにもう燃料がないからです。

我々が解析したのが赤と青の実線で、赤のほうは大体、燃料温度挙動を模擬できるかと思うんですけど、青の方が離れているのは我々のコードだと膨れが少なく下まで行かなくて、ここにまだ燃料があったので高くなるという評価です。

こちらがPWR3ループでの実際のLOCA解析にこのモデルを入れてやった結果、この解析では60℃上昇する結果になっています。

また話が変わってしまうのですが、今度は原子炉の停止機能喪失、所謂ATWS事象の解析を炉心3次元の核熱結合解析でやりました。

この事象は不安定な状況になっており、100秒から200秒の間に中性子束と流量が、二、三秒周期で振動するという事象が起こるので、それを模擬するために三次元核熱結合コードで解析をやっています。

TRACE/PARCSコードの妥当性確認をするために、Ringhals-1号の不安定性試験および、oskarshamn-2号で発生した不安定性事象について実験解析を実施しています。

こちらがRinghals-1号の領域不安定性事象をしめしており、上と下で反対側にふれるという領域振動を模擬できたということと、それからoskarshamn-2号の不安定の解析も模擬できています。

これらのATWS解析で得られた知見で重要なポイントとしてピックアップしたのは、燃料集合体の軸方向の分割。普通は等間隔に分けますが、クーラン条件を考えると、下を小さく、上を大きくするようにしないと、うまく評価ができないのではないかとということと、この100秒間から200秒の間は給水温度が低下して出力が上がるために振動が起こっている、それを模擬するために圧力容器の詳細分割が必要だということがわかりました。

それでは、核特性のほうについて説明いたします。

○山本統括技術研究調査官 続きまして、核特性関連の御報告をさせていただきます。

まず1点目でございますが、CASMO-5コードによる燃焼計算の不確かさ評価。

CASMOコードは商用のコードでございます、うちで主役で使っているコードでございます、燃焼計算につきましては、実は実機の商業炉であぶられたものが幾つか、大部分は公開データとしてデータベースにまとめられています。一部非公開のものもありますが、そういったPWR、BWRで出されていた燃料のものをある程度燃えた後、炉内から取り出しまして、それを分析して核種がどの程度残っているかというのを見る。こういう照射後試験と言うんですが、そういったもののデータベースがございます。

これを、ここでは50試料ほど集めてまいりまして、それでCASMOコードで解析したら、どの程度合っているかというのを核種ごとに見たというものでございます。

ここでは簡単にPWRで一番燃えているもので72GWd/t。これは海外の照射試験なんですが、これについて一例を挙げてございます。使っているのはJENDL-4でございます。

これが結果でございます、ゼロのところは実験とぴったり合っているということで、これが上に来る場合は計算値が過大評価、下が過小評価というふうになってございます。

特に、燃焼後の燃料というのは特に臨界性とかによく効いてまいります。これはSFPに置くときに、今はやってはおりませんが、将来的には使用済燃料の燃焼度によって扱い方を変えるという、燃焼度クレジットと言われているものがございまして、そういったものが、将来、本格的に適用される可能性がありますので、そのときに、ちゃんとこういう核種の組成が計算できるのかどうかというのを見るのが重要でございます。

そういった意味では、特に臨界性に効くU-235、これはほとんど燃え残りなので、誤差は大きく見えますが、かなりよく合っている。Pu-239についても、かなりよく合っている。

非常に高燃焼度になってまいりますので、アメリカウムとキュリウムとか、この辺が少しばらつきが多くはなっていますが、実際、あまり臨界性には効いてこない。むしろ、被ばくですか、これは中性子とかが出てまいりますので、そういった方面で被ばく評価の上では課題があるかもしれないというような結論が出ております。

2点目でございますが、同じくCASMO-5を用いた不確かさ評価の結果でございます。

これは先ほど小野のほうで説明がございましたように、BEPUの一環、これは核特性の場合にはいろいろな要因があるんですが、一番大きいものが各データライブラリの誤差でございます。そういう意味では、核特性という観点からは、いわゆる不確かさ要因としては核特性の核データ起因の不確かさを考慮して、同じようにやってみたということでございます。

対象といたしましたのは、OECDのUAMベンチマークというのがございまして、全て三つのphaseがございまして、

そのうち、phase-1というのが核特性に限定されているということで、それに、さらに三つのエクササイズがございまして、一つ目がピン体系で、二つ目が集合体、3番目が炉心全体という大がかりな問題がございまして、

ここで御紹介するのは2番目でございますが、しかもPとBがございまして、こちらはBWRでやられましたPeach Bottom2号炉の結果を示してございます。

こちらの左側にお示ししましたのが国際ベンチマークで参加された参加機関が出してくるわけでございますが、その平均値が赤で示されておまして、我々もやりました結果を比較して示しているところでございます。

完全に一致しているわけではないですが、参加機関がそれぞれ使っているコード、特に核データライブラリが全部違っていて、そこに含まれている不確かさ評価も違いますので、当然ばらつきがあるものでございますが、それと比べてもそれほど大きな差は見ら

れないということがわかってございます。

こちらの右側は、さらにこれの無限増倍率について、じゃあ、どの反応に差が出ているのかというのを少し分析したものでございまして、大きく目立つものとしましては、水素の  $(n, \gamma)$ 、核反応、それから、U-235の核分裂中性子生成数ですか、 $\nu$ と呼ばれているものです。それから、さらにはU-238の  $(n, \gamma)$  というので、三つぐらいが、かなり核データ上の誤差が大きいというのが、それが効いているということが確認できました。

それから、三つ目でございますが、これはドップラー反応度の計算方法についての評価でございまして、これは、厳密モデルと書いてございますのは、少し前置きが長くなるんですが、ドップラー反応度を解析する上では、原子核の熱運動を模擬しまして、それによって中性子のエネルギーがぶれると申しますか、熱運動のために広がりを持つ、ドップラーブロードニングと申しますが、それを解析的に追っかけているわけでございます。

そのときに、実はU-238などは捕獲以外にも、特に散乱断面積にいわゆる共鳴がございます。共鳴だと断面積が非常に急激に変化するんで、式の上で扱うのが非常に面倒だということもあって、これはドップラーには直接効かないだろうということで、従来は、一定近似でばさっとやるのが一般的にやられていた。ずっと使ってきたんですが、2009年あたりに、スタツビックの方が初めて、ちゃんと扱うと随分変わるんですよということを言い出しまして、それで、それを受けて同じ2009年、JAEAの森さんが、MVPを使って、JENDL-3.3ベースですけども、やはり同じような結論を出されて、大体10%ぐらい、ドップラーへの効果がありますねという論文を出されております。

ということもありまして、我々のほうでは、それをJENDL-4.0に適用いたしまして、実際にどうなるかということを確認したということでございます。

ここでは、全部で、お示ししましたPWR、BWRそれぞれいろいろな格子条件とかも違ってございます。ちなみに、濃縮度依存性なども報告されているんですが、傾向がばらばらということもありまして、そういう意味では、燃料集合体の構造とか、濃縮度分布によっても変わってくるというものでございます。

その結果、平均的に見ますと、大体8~10%程度、やはり大きくなるということがわかったということを示してございます。

以上でございます。

○小野主任技術研究調査官　まとめとして、過渡、事故において、標準データを用いてBPU解析を実施して順序統計法の課題を把握したということと、FFRD現象に関する解析コ

ードを整備して、実験解析、プラント解析を行いました。

それから、ATWSで3次元核熱結合解析をやって、課題を整理しております。

それから、今日は言いませんでしたが、溢水時の蒸気影響評価等についてもやっております。

また、核特性の安全解析手法について、二つほどやってございます。

以上です。

○青野企画調整官 それでは、質疑とさせていただきます。

まずは、専門技術者の方々から、ご質問、ご意見をお願いいたします。

新井専門家、お願いいたします。

○新井氏 それでは、意見を4点述べたいと思います。

まず、熱流動安全解析手法の整備の不確かさを考慮した最適手法のところですけども、これは不確かさの定量化というところで、どういうモデルを選ぶんですか、どういう入力パラメータを選んで不確かさを考えるんですかという、最初のところは、これはご説明があったかと思うんですけども、そのモデル、あるいはパラメータについて、どういう幅で不確かさを考えて、どういう分布を考えるんですか。その辺の根拠ですね。それが非常に重要なところだと、御承知だと思いますけども。ということですので、その辺のところを明らかにしていただいて、それを専門家とよく議論を進めていただきたいというのが1点目でございます。

それから、2点目は、FFRD現象の話ですけども、これはまとめのところ、FFRD現象を検討する解析コードを整備し、ハウゼン実験等を対象とした解析を実施して、解析コードの妥当性を確認したということでもまとめてあるんですが、これは恐らく、この結果としては、パワーポイントの9ページの絵をもって、このまとめをされているんだと思うんですけども、そもそも、確かに破裂した後で温度が上がるという現象そのものは、モデル化というか、計算結果としては出ているというところは認めるんですが、現象そのもののメカニズムという点で、本当にこれがモデル化できているんですか。あるいは、モデル化そのものが一般性があるって、実験の解析に適用できるんですかというところの議論は必要だと思いますので、その辺のところをよく議論していただきたいというのが2点目です。

それから、3点目は、3次元核熱結合解析手法の件でございます。これは、これも御承知だと思いますけども、非常に通常の運転状態から逸脱したような条件で、非常に早い振動的な現象の解析だということですから、そういうものの解析ということになると、実



際の使っている解析モデルが減少に追従して、適切なモデルが適用されているんですかというところの確認が非常に重要だと思いますので、その辺の確認を、これは解析そのものはTRACEでやられていますから、米国等でも、恐らくいろんな検討がされていると思いますので、そういうものを含めて、適用するモデルの適切性というところの確認についての議論というのをよくやっていただきたいということと、それから、解析結果にどれぐらい不確かさがあるんですかというところで、どういう幅で見れば解析結果を捉えられるのかというところが、特にこういう早い振動の場合は必要かと思いますが。

そういう観点で見ると、Ringhalsの解析結果ですとか、あるいはオスカーシャムの解析結果、11ページですね。

これは、現象としては確かにモデル化できているように思いますけれども、定量的に見ると、かなり乖離があるようにも見えます。特にオスカーシャムのほうは、ピーク値で見ると、かなりTRACEではオーバーエスティメートしているように見えますので、どういう幅でその解析結果を見ておけばいいのかというところの議論というのを、検討といいますか、そういうところをよく進めていただきたいというのが3点目です。

それから、最後、これは、この研究のスコップではないのかもしれないんですけど、最初のところで、国産コードのお話が若干ございました。それで、今年度は機能確認までやるというお話でしたけれども、この辺の進捗というか、内容につきまして、成果として公表されて、いろんなところで議論されているのかどうかというところ。もし、されていないのであれば、ぜひそういう外部との議論を進めていただきたいというのが4点目です。

以上です。

○小野主任技術研究調査官 システム安全、小野でございます。

入力データの分布がどうなっているかというお話ですが、今回、一つ一つの入力データについて、そのばらつきはどうかというのを調査はしているのですが、この解析にはそこまで反映できていなくて、基本的に正規分布を適用しており、出力と圧力だけは一様分布でやっています。

ここは試解析的な意味合いがあります。

○新井氏 ですから、そういう考え方を、ぜひ明らかにしていただいて、議論を進めていただければなというように思っています。

○小野主任技術研究調査官 破裂のメカニズムがちゃんとできていて、一般に適用できるのかというご質問については、この事象は、まだ研究段階的な、世界的にもそういう感じ

がありまして、完全にメカニズムを追い切れてはいないとは思いますが、比較的、単純なモデルでここまで模擬しているという感じです。

ですので、ここで60°C超えたとかいうような値に、定量性はまだあまりないかと思いますが、上がるという傾向は見てとれたということかと思えます。

おっしゃるとおり、このモデルが本当に適用できるのかということが気になったので、Ringhalsだとかオスカーシャムの実験データを使って解析してみて、その結果、下のほうにあります軸方向分割だとか、压力容器の詳細分割が大事だということを見てとったというところがございます。

○新井氏 ですから、定量的に何か判断されるというときには、また別のある幅で見ていくというような、その幅をどういうふうに、これから詰めていくのかという検討が必要だという認識です。

○小野主任技術研究調査官 国産システムコードについては、去年の秋の学会だったと思いますけれども、概要について説明しております。

○新井氏 わかりました。ありがとうございました。

○青野企画調整官 ありがとうございました。

梅澤専門家、お願いいたします。

○梅澤氏 4点ございまして、まず、BPU手法についてなんですけれども、正規分布曲線を出されているんですけれども、これは、181ケースの結果をフィッティングしたというふうに、さっき伺ったように思うんですけれども、この順序統計法の場合は、上位五つをとることで95%信頼度ということに入れてるんですけれども、フィッティングによる95%値というのは、どういう位置づけというか、信頼度はどうかというあたりは、どう考えられているのか。

順序統計法をメインとして考えていて、このパラメトリックによる比較というのは、もう傍証として出したものかといったところが、確認したかったというのが1点です。

あと、ろ過時の燃料挙動評価で、8ページのところに、FRAPTRANとTRACEを同時計算するということで書かれているんですけれども、FRAPTRANから何かTRACEにフィードバックがあるのかなと思ったんですが、もしかフィードバックがないのであれば、TRACEの結果を単純に強化条件として使用するだけでよくて、同時計算するといったような作業というか、そういった検討は必要なかったのではないかなというふうに思いました。

それから、プラントのSI解析。

9ページに記載があるんですけども、運転サイクル末期を想定というふうに書かれているんですが、対象とした燃料は、当然、FFRDということなのでEOL燃料かなと。燃焼度末期の燃料が対象なのかなと思ったんですけども。燃焼度末期の燃料というのは、線出力密度がだんだん、結構下がってきますので、モデル適用までは全く結果が重なっているんでBOL条件でそこまで計算されたのかなと思うんですけども、実際の線出力は低いので、赤のように、すごく高くなっているという結果には多分ならないと思います。

このFFRDという現象がどれぐらい重要かというところにも関わってきますので、線出力密度の低下だとか、あるいは、運転サイクル末期だったら、反応度係数とかも、密度計算が相当が大きくなって出力の低下も早くなりますので、より現実的な条件で評価してみて、このFFRD現象というのはどれぐらい大事なものか、今までを超えてしまうようなものかというところは、ちゃんと検討されていったほうがいいんじゃないかなというふうに思います。

あと、事後評価調査票の、そのパワポの資料ではないんですけども、14ページの「成果の活用について」というところに、申請者のM-RELAP5に関する説明内容の確認に、解析を通じて得られた技術的知見を活用したというふうに記載があったんですけども、どの研究が対応しているのかわからなかったのも、可能であれば教えていきたいみたいなのというふうに思いました。

以上です。

○小野主任技術研究調査官 システム安全、小野でございます。

順序統計が主で、パラメトリックは補助かというご質問ですが、きちんと正規分布になるような事象だったら、正規分布は使えると思いますけれども、1,000°C以上付近になってくると、例えば、ジルコニウム-水反応だとか、そういう正規性を超えるものが出てきたら、順序統計のほうがよろしいんじゃないかというようなことを、考えます。

FRAPTRANコードで、これはフィードバックはあるか、ないかというご質問については、今、存じ上げていないので、後ほどということでお願ひします。

それから、プラント試解析ですが、確かに高燃焼度化した燃料の出力というのは、後で出力制限をかけて運転しているんだと思いますね。

○梅澤氏 実際にフィッサイルが下がってきますので、出力は出ないんですね。

○小野主任技術研究調査官 ですから、そういうふうになって、出力が出ないんだとかいうようなことはあると思いますけど、それがなかったら、FFRDのようなような話はあり得

るなという感じだと思いますけども。

あとは、M-RELAP等の審査で活用したとかいうことで、ここで手法を整備して、その整備した手法でもっていろいろ解析をやっておりますので、そこでいろいろと得た知見とか、そういったものを、審査において解析コードを検討というのをやっていたので、そのときに反映したという感じになるかと思います。

○梅澤氏 クロスチェックのような位置づけで使われたというか、確認解析をNRAさんの中でされて、それにこの。

○小野主任技術研究調査官 そのときに、現象をどういうものを見なきゃいけないとか、そういうことが出てくるので、そのときに、質問のときにいろいろ活用したということです。

○青野企画調整官 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、委員の方々からご質問、ご意見をいただければと思います。

切刀委員、お願いいたします。

○切刀教授 3点ほど。

最初は、6ページのところのBPUの手法で、これは、そういうシナリオというか、あらかじめ抽出した現象に対して、こういうことをやるというのは、これまでずっとやられてきたわけなんですけれども、私たちは、原子力学会の熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップとかというロードマップの検討をしている中で議論をしているところなんですけれども、想定する事象の抽出の不確かさですね。これは実は、これまで全然やってきていない話なので、決め打ちの不確かさ評価なんです。現象を決め打ちして、その不確かさ評価を十分やってきていると思うんですけど、それから、手法も開発されているんですけど、抽出するときの不確かさについては、どういうふうにされるつもりなのか、お聞かせ願いたいという、それが第1点であります。

それから、先ほどからも議論になっていますパラメータ抽出についての統計評価なんですけど、これは、7ページですかね、たくさん出されていて、それで統計的な広がりを考えてやっている。

それぞれが独立事象であれば、そういうことでいいかと思うんですけども、熱水力の場合、非常に強い相関関係があるので、なかなかこういう形での抽出というのが、意味のある抽出になるのかというのが、難しいところかなというふうに感じました。

単純に、本当に独立に事象が残っていてやるのであれば、もう、いいかと思いますが、

その辺、どのようにお考えかということです。

それから、第3点は、先ほどもご紹介がありましたけども、国産システム開発コードの開発の経緯は学会で紹介されているということですけども、30年以降の、例えばSAまで含めた安全評価解析、総合的な国産の安全評価コードの体系化というか開発について、ぜひ、原子力学会の委員会のほうでも、ぜひ進めてもらいたいという意見が出ていますので、私は安全評価の主査をやらせてもらっているもので、今、いろんなコードが林立状態になっていて、どのコードが、どの条件で、どの範囲をカバーしているかということはそれぞれ違うのに、あるいは、欠けている部分もあるかもしれないのに、適当につなげて——「適当」というのは失礼かもしれませんが、そんなに十分吟味された上でなくて、ある物を使っている状態なので、そうではなくて、全部を一応、洗い出して、考えるべき範囲を、対象とすべき範囲とか、考えなければいけない範囲、先ほど、のどこまで考えるべきかということも含めて、再検討しようということをして今しています。

そういうことも含めて、30年以降の国産システム解析コードを、ぜひ、国としても進めてもらいたいと、学会としても強く思っているもので、もしそういう計画があれば、ぜひ教えていただきたいというか、推進していただきたいというふうに、これはお願いも含めて。

以上でございます。

○小野主任技術研究調査官 想定する事象の不確かさですが、大破断LOCAとか書いてありますけど、今は規制上、要求されているものに対して、やっております。

シナリオのバラエティーという話になりますと、PRAですとかPSAとか、そういったものと関係してくるという感じを受けます。

○切刀教授 そうですね。委員会のほうでも、例えば、……先生は、国が求めている、そういう新規制基準で指定されていることをやればいいんだという考え方もありますけども、包絡的にいろいろ考えようとする、そういうところも、事象の抽出の不確かさについても、ある程度検討しておかないといけないかなというふうに、ある程度の物理的な根拠を持ってやっていく必要があるんじゃないなという、そういうふうに議論している最中ですので、ご意見をお伺いしたということです。

○小野主任技術研究調査官 パラメータ抽出については、これは一つ一つが独立なら問題ないけど、そうではないでしょうということであればおっしゃるとおりでございます。

解析では、それぞれを変化させて入力させているので、一応、複合して、中のモデルも相関が入って計算している、モデル的には、相互事象は入っているとは思いますが

も、そういったものを単純な順序統計でやるかどうかというところは課題かなと考えます。

○ 功刀教授 もう既に入っているのであれば、少し仕分け方が違うと思います。

○ 小野主任技術研究調査官 と思います。

あと、国産システムコードは、今年30年度までに、必死で動作確認をやっているところで、それは、米国のTRACEコードが一番先行しているので、それと同じ機能を、まずは持たせるというところまでやって、自分たちでベースを持って、かつ、今後新しいいろんな現象があったときに、すぐに自分たちのコードに反映できるというところを目的とするという感じでやっております。

○ 功刀教授 私も、機関コードという意味では、それまで一応到達するというのはいいと思うんですけど、まだやらなきゃならないことが山ほどあって、それは、しかもSAまで含めようとする、もうちょっと大きなスコープでコード開発を進めるべきではないかなというふうに考えていて、規制庁さんの、そちらのほうも少し取り組んでいただけるとありがたいという、これは要望です。

○ 小野主任技術研究調査官 はい。以上です。

○ 青野企画調整官 続きまして、北田委員、お願いいたします。

○ 北田教授 もう時間もあれですので、一つだけ追加という形で、最後のほうの17ページのところの、不確かさの絡みの話なんですけれども、核データに起因する不確かさということやられていて、実際に、よく共分散のデータを使われてやられるというのが多いと思うんですけれども、共分散のデータというのが、最近、同じくOECDのところでも、同じように過大評価しているという話がずっと出ております。

実際には、共分散データは微分値としてのデータだけを使って評価されていて、一方、断面積のほうのデータは、もう通常は積分データを本当に使い込んできれいにつくられておりますので、整合性がとれていないということで、そのあたりはもう核データの不確かさというのは常に過大評価してしまうということが言われておりますので、そのあたりのことを今後は気をつけられて、検討されたほうがいいかなということを追加のコメントとして挙げさせていただきます。

○ 山本統括技術研究調査官 システム安全の山本です。

どうもありがとうございます。

今後の研究の際に参考にさせていただきます。どうもありがとうございます。

○ 青野企画調整官 ありがとうございます。

続きまして、田中委員、お願いいたします。

○田中教授 私もコメントなのですが、多少、BPUとかに絡んでいるもので、先ほどのデータの依存関係みたいな話なのですが、6ページのところで、パートとか、感度解析という手順があるので、このあたりで抽出したというか、パラメータとか依存関係があるのかわからないのかを、あらかじめチェックする必要があると思いますので、そのあたりを慎重にやっておけば、ある程度は防げるとと思いますので、そのあたりを少し検討されるといいかなと思います。

○北田教授 もう一つだけ、すみません。

先ほど、共分散のデータということで、追加でもう一つ。

共分散は、核データによっては、核種が共分散を想定されていなかったり、もしくは反応で欠けていたりということがありますので、ADSのときなんかは、それで問題になりましたので、そのあたりも少し気をつけられたらということで、よろしくをお願いします。

○山本統括技術研究調査官 どうもありがとうございます。

実は、うちも、ちょっと困ってまして、JENDLですと、共分散データは全ての核種やるわけじゃない。しかも、FPとかがかなり欠落していて、今後、これを燃焼度クレジットに使おうとすると、当然、問題になる。

それが原因かわかりませんが、最近、事業者のほうも、ENDFを使い出してきておりまして、このままいくとJENDLを使う人はいなくなるんじゃないかというのも懸念してございます。そういったものを含めて、今後、注視していきたいと思います。どうもありがとうございます。

○青野企画調整官 ありがとうございます。

ほかに何かご質問、ご意見等はございますでしょうか。

(なし)

○青野企画調整官 よろしければ、続きまして、高速炉に対するSA対策の評価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のシステム安全研究部門 井上上席技術研究調査官から、ご説明させていただきます。

○井上上席技術研究調査官 システム安全研究部門の井上でございます。

それでは、高速炉に対するSA対策の評価に関する研究の事後評価について、ご説明いたします。

ご報告する内容ですけども、まず最初に、研究概要について簡単にご説明させていただきます。

きます。研究期間を通じた主要な成果としては三つに分かれております。一つは、炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性に関わる検討。

二つ目は、炉心の著しい損傷が起こった後に、格納容器の破損を防止するための対策の有効性に関わる検討。

その二つの項目に対して、必要となる高速炉の安全解析手法の整備と、リスク情報を活用した安全規制に関する検討という、三つに分かれておりますので、順に沿ってご説明させていただきますと思います。

まず、研究の概要ですけれども、この研究は、平成25年度から平成29年度までの5カ年間で行ったものになります。

目的としましては、高速炉の新規制基準で要求されております重大事故の拡大の防止に関しまして、重大事故時の挙動の評価と防止策の有効性評価に必要となります安全解析評価手法、それと解析コードを整備していく。

それらの手法、解析コードを活用しまして、実機解析に基づいて重大事故時の挙動及び防止策の有効性に関わる技術的な知見を獲得しまして、審査に活用していきたいというところを目的にしております。

評価の対象ですけれども、当初は、原型炉「もんじゅ」を対象として研究を開始したんですけれども、御承知のように、平成28年12月に、政府方針として「もんじゅ」の廃炉が決定しまして、それ以降、昨年3月末に実験炉「常陽」の新規制基準に基づく設置変更許可申請が出されましたので、「もんじゅ」の廃止の決定以降は、実験炉「常陽」を対象に、研究の内容を移行したという形になっております。

研究期間を通じた主要な成果として、今日ご報告する内容ですけれども、先ほど申しました3項目について、ご説明いたします。

2.3の安全評価手法、解析コードの整備につきましては、隣におります石津のほうからご説明させていただきます。

まず最初に、炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性に関わる検討ですけれども、この研究の中では、まずは内的事象に対するシビアアクシデント対策の有効性に関わる検討を行っております。

高速炉の内的事象に関しまして、レベル1PRAの結果、これは事業者であるJAEAさんと、我々の前身であるJNESが過去に行った実績から、炉心損傷頻度の高い主要な事象として、以下の三つの事象が挙げられる。



一つは、高速炉特有の名称になりますけど、PLOHSという、原子炉停止成功時に除熱源が喪失する事象で、福島事故で問題になったSBOとか、そういったものが該当する事象になります。

二つ目は、LORLという、原子炉容器の液位確保に失敗する事象で、ナトリウム漏えいが一次系で生じて炉心が裸になるという事象になります。

三つ目は、軽水炉と共通ですけども、ATWS。

このうち、ATWSについては、「もんじゅ」、「常陽」とともに、具体的な防止策の適用というのが示されていないということで、この検討の中では炉心損傷に至るものとして扱って、その挙動評価については、あとの2.2のほうで述べております。

LORLにつきましては、防止策としてはナトリウム漏えいの停止ということになりますので、その成否は運転操作のみに依存するというので、燃料が露出するまでの除熱挙動につきましては、PLOHSに包絡されるというふうに考えております。

したがって、今日ご説明する内容としては、PLOHS対策の有効性評価に絞ってご説明いたします。

それで、一つ目として、空気冷却器を除熱源とした自然循環除熱の有効性に関わる検討というのを行っております。高速炉の一つの特徴として、自然循環除熱ができるんだというのが言われております。

これについて、「もんじゅ」、「常陽」それぞれを対象に検討を行いました。

確認事項としては、炉心の冷却が可能であるということと、「もんじゅ」と「常陽」の特徴を考慮した課題として、どういう課題があるのかというのを検討していくということになります。

その特徴ですが、「もんじゅ」につきましては発電炉ですので、出力運転時の除熱と崩壊熱除去というのは別の系統で行っていて、崩壊熱除去は、専用の空気冷却器で行っているという形になります。

崩壊熱除去系として、「もんじゅ」の場合は独立した3系統があって、設計上は1系統でも除熱が可能だということ、そういう設計になっています。「常陽」につきましては、発電炉ではなくて、通常運転時も空気を除熱源とした運転を行っております、出力運転時も、除熱と崩壊熱除去が同じ系統設備で行われているということで、ここには書いておりませんが、出力運転時の除熱量と、崩壊熱の除熱量というのは大きく違ってくるので、その辺で課題が出てくるのではないかとということで検討を行っております。

簡単なお説明になるんですけども、「もんじゅ」のほうにつきましては、これは前回、中間報告でもご説明した内容なんですけども、課題として、必要な系統数がどのぐらいになっているのかというところを、まず検討いたしました。

「もんじゅ」につきましては、これが1ループ除熱で自然循環を行った場合で、赤い線です。緑が2ループ、青が3ループの除熱で、3ループあれば特に問題なくて、2ループでも、ほぼできている。1ループの場合は、これは放熱を無視した形なんですけども、放熱を無視すると1ループの除熱では難しい。それが、破線になりますと、これは放熱を考慮した場合なんですけども、温度は若干高くなるものの、冷却できる傾向に推移しているということで、そういう放熱モデルを取り入れることによって、1ループでも除熱ができるのではないかという結論を得ました。

「常陽」のほうは、先ほど申しましたように、出力運転時と崩壊熱の除去運転時で同じものを使っているということで、大きな課題としては、空気冷却器で除熱をしているんですけども、そこで過冷却が生じてナトリウムを凍結させてしまうおそれがあるのではないかと。

この赤線が、これは空気冷却器の入り口側の温度、それから、破線で書いているものが出口側の温度なんですけども、赤いほうはベーンの開度を10%で固定して、トリップ直後の条件なんですけども、そのまま温度制御を行わなければ、書き切れていませんけども、約98℃でナトリウムは凍結しますので——破線じゃなくて、青が空気冷却の出口側ですね。約15時間後には98℃を下回るという結果になっています。

一方、何らかの故障があって、ベーン、ダンパが全開であった場合に、特に「常陽」の場合は、空気作動でベーン、ダンパを開度の調整を行っておりますので、空気が抜けてしまったという場合には、フェールオープンで開いてしまうということで、そういった事象が起こりますと1時間足らずでナトリウムが凍結するという事象が起こり得ますので、その辺を、今後、課題として審査の中で活用して生かしていきたいというふうに考えております。

続きまして、自然循環が大きな特徴とされているんですけども、それに失敗した場合の対策について、検討しております。

これは「もんじゅ」「常陽」とも共通なんですけれども、ナトリウム漏えい時には、原子炉容器液位が出口配管ノズルを下回りますと冷却系による自然循環が行えないということで、その対策として、「もんじゅ」の場合は、メンテナンス冷却系を緊急起動するんだ

という対策が考えられている。「常陽」の場合は、メンテナンス冷却系と同じようなものを補助冷却系という設備で持っているんですけども、若干、設計の考え方が違って、通常の除熱、トリップ後の除熱でも、その系統を使っています。またそれにかわるものとして、「常陽」の場合は、これは原子力学会等でJAEAさんが公表されているんですけども、原子炉容器壁を窒素ガス冷却で冷やすことによって、原子炉容器内に自然循環を生じさせて除熱するという概念が考えられております。

これは、原子炉容器とその外側に、ナトリウム漏えいの対策としてリークジャケットというものが設けられているんですけども、その間に窒素ガスを流してやることによって、1MWの除熱ができる設備となっていて、これで炉壁を冷やすことによって、炉心と原子炉容器壁の間でナトリウムの自然対流を生じさせて冷却を行うと、そういう概念になります。

その評価結果の一例なんですけども、わかりにくいんですが、こちらが窒素ガスの冷却系を示しております、窒素ガスは上から入って、下から抜けていくという形になっています。この一番際のグレーのところは原子炉容器壁になります。その外側にリークジャケットの壁があって、その間を窒素ガスが流れていく。これによって、炉壁近傍なども冷やしてやる。

一部、下部のプレナムと上部のプレナムの間にリークパスがあるので、冷やされたナトリウムが下に回り込んで炉心部分を流れていくという形で、こういう対流が生じて炉心を冷やすことができるという概念になっています。

挙動としましては、温度の成層化が起こって、上部プレナムの上方側については、窒素ガスの冷却によって徐々に温度が下がっていきます。

この中でぐるぐる回っているところの一番際のところの赤いところの温度なんですけども、最初は崩壊熱よりも除熱量が小さいものですから温度上昇が続いていくんですけど、約1時間後ぐらいで崩壊熱が1MW以下になるので、その後、徐々に下がっていくという、そういう挙動になっています。

窒素ガスについては、除熱量が1MWに固定されておりますので、入り口温度が、当初は40℃ぐらいのところから相当高い温度まで、それをそのまま上げた形での解析を行っております。

課題としましては、こういう温度振動が生じているんですけども、この微小流量が炉心部分と遮へい体部分を通っていくときに、流量の振動が生じているのが温度条件にも現れているので、そういったところの解析モデル上の妥当性とか、そういったところをさらに

確認する必要があるというふうに考えております。

続きまして、格納容器の破損を防止するための対策の有効性についてですが、ここでは、ATWS時に生じる事象の進展と、それによって生じる放出エネルギーをまず検討しました。「常陽」と「もんじゅ」をそれぞれ対象にして行っておりますが、「常陽」についてのみ結果のご説明をいたします。

「常陽」につきましては、これは申請炉心の前の炉心なんですけども、MK-III平衡炉心ということで、出力140MWの炉心を対象しております。特徴としては、「もんじゅ」とは違って、負のボイド反応度を持つということでありまして。対象事象としては、UTOP-LOF事象の重畳を保守的に想定しているということで、制御棒の誤引き抜きによって正反応度の印加率が $3\text{¢/s}$ へ入っていくということで、スクラム信号は出るんですけども、ポンプトリップには成功するものの、制御棒挿入には失敗するという、そういう事象を想定しています。出力は一定で上がっていく中で、ドップラー効果ですとか、ボイド反応度等の効果で若干の出力上昇、反応度は $0.2\%$ ぐらいの上昇にとどまっている。やがて、燃料のほうは溶融します。20秒ぐらいで溶融して、その後、負の反応度が入って、正味の出力もどんどん下がっていくと、そういう結果になっております。

ただ、課題としては、反応度時の上昇は小さいんですけども、溶融した被覆管スチールが燃料ピン束間に侵入して、固化、閉塞するような事象も見られておりますので、そうなりますと溶融炉心プールが形成される可能性があるんで、その辺を含めて、さらに検討を進めていきたいなというふうに考えております。

放出エネルギーの影響ですけども、放出エネルギーの影響としましては、まず、中で炉心膨張過程という形で急速な圧力上昇が起こって、それがカバーガスを押し上げて遮へいプラグとの間にすき間を生じさせて、ナトリウムをオペフロの上に噴出させるという挙動がありますので、その評価と、原子炉容器ですとか、一次系の配管の構造健全性についても評価しております。これについて、内容については省略させていただきます。

今度は、著しい損傷後に原子炉容器のバウンダリーが破損した場合なんですけども、「常陽」の場合は、原子炉容器の外側に中性子の遮へい体として黒鉛の遮へい体が全部を覆い包むような形で形成されている。さらに、その外側に、炭素鋼製ですけども、安全容器というものがあって、バウンダリーが形成されている。これの健全性について、3次元のFEM解析によって確認しております。

まだ、最終的な評価までは至っていないんですけども、これは安全容器の本体胴の応力

分布、それと安全容器の底板の応力分布になりますけども、溶融燃料が溶け出たことによって温度が上がって、底板の応力がかなり高目に出てくる。それから、安全容器の一番応力が高くなるのは、ベローズでこれは事故後の熱膨張差を吸収しているんですけども、その際に上側の安全容器のところで応力が高くなっているという結果になっております。

この辺については、まだモデルの妥当性とか、条件の妥当性について、さらに検討が必要かなというふうに考えております。

続きまして、説明者がかわります。

○石津主任技術研究調査官 それでは、2.3から、システム安全の石津が説明させていただきます。

2.3は、安全解析手法の整備と、リスク情報を活用した安全規制に関する検討ということで、特に本日は、(3)から(5)までの三つについてご説明させていただきます。

(3)の炉心損傷事象評価手法のうち、ASTERIA-FBRの妥当性確認につきましては、これは中間評価でも一度ご説明させていただいておりますけれども、右の図にありますように、ASTERIA-FBRは三つの主要なコードから成り立っておりまして、高速炉の炉心損傷事故時の再臨界の可能性がある過程を一貫して解く構造になっております。

成果の概要を簡単に説明させていただきますと、このコードについては、主要なコードのうち、それぞれにつきまして炉内・炉外試験解析を通して、モデルの妥当性を確認しております。また、「もんじゅ」「常陽」を対象に、その適用性を確認しておりまして、その成果は国際会議等へも公表しております。

また、OECD/NEAのEGIFプロジェクトでベンチマーク解析を行っておりますので、それを活用した燃料挙動計算モデルの妥当性確認ですとか、CDA解析手法の開発に実績のあるドイツ(KIT)による物理マニュアルのピアレビュー等も行っております。

続きまして、③ですが、現象相関ダイアグラムを用いた放出エネルギーの評価手法の検討ということで、17ページと18ページはシリーズになっておりまして、同じ手法の検討になっております。

17ページのほうは、こちらも中間評価で説明させていただいたものですが、炉心膨張過程におけるエネルギー転換ということで、左側の図にありますように、即発臨界が起こった後の炉心から、CDA気泡という燃料蒸気ですとか、スチール蒸気が上側のナトリウムプールを押し上げて、その機械的エネルギーが遮へいプラグ、あるいは、炉壁に影響を与え健全性を脅かすというような過程になっております。

こちらにつきまして、現象関連ダイアグラム（PRD）というものを用いまして、熱的エネルギーから機械的エネルギーへの転換過程を確率論的に評価する手法を検討いたしました。データベースとしては、中・小型の炉心を対象としておりまして、@RISKという市販コードを使って評価しております。

評価の結果が右側に示してありますけれども、その評価の過程では、ナトリウムプール中で、CDA気泡が上部のナトリウムに運動エネルギーとして与えるエネルギーの転換が一番支配的であるということがわかったということと、右の図11に示されておりますように、最も高い確率密度のエネルギー転換率は0.15から0.3%である。この結果は、原型炉級炉心に対する炉心膨張過程解析結果、あるいは、書いてありませんけれども、THINA試験ですとか、既往試験の結果と比較しても妥当なものであり、手法が有効であるということが確認できました。

また、先ほどの炉心プールの条件になります即発臨界時の炉心の熱的エネルギーの分布につきましても、同じような方法で評価を行っております。

ここでは、炉心溶融燃料プールのスロッシングに起因する再臨界シナリオに着目しまして、図12にありますように、四つのサブPRDを展開しました。この中身につきましては、それぞれ素事象と関数ゲートを用いまして、例えばプールの組成ですとか、プールの温度、それから、アスペクト比などをパラメータにふって、それぞれエネルギーの伝達を確率論的に評価しております。こちらでも中・小型の炉心を対象にしまして、モンテカルロ計算で定量化を行いました。

右側の図13に、その評価結果の一例を示してございますけれども、ULOF遷移過程での熱エネルギーは、全計算ケースの95%で、炉心燃料平均温度が5,000K以下であるということがわかりました。また、6割で炉心燃料平均温度が2,500から4,000Kになると、存在するということも明らかになっておりまして、この結果も、炉心損傷解析コードは、ASTERIA等の解析結果と定性的には一致しておりまして、この熱的エネルギーの確率密度を評価する方法としても有効であるということがわかりました。

次に、④の機械的エネルギーの発生メカニズムに関する検討について説明させていただきます。

これは九州大学への委託研究として実施したもので、即発臨界超過時の溶融燃料プールのスロッシングによってエネルギーが発生するメカニズムを試験、解析の両面から調査したものです。

具体的には、溶融燃料プールの運動によって放出されるエネルギーに上限値があること。その上限値の発生メカニズムを機構論的に明らかにすることということで、右側の図にありますように水流動試験を実施しております。これは、矩形プールに水をためまして、下側から窒素ガスで周期的に窒素ガスを注入しまして、スロッシングを起こさせて、外乱を与えることによって、どういう減衰現象になるかといったものを高速度カメラ等で捉えたものです。

こういった実験的な検討とともに、解析的な検討も行っておりまして仮想的な炉心燃料プールの反応度挿入メカニズムを整理しました。この機械的エネルギーが反応度挿入率によって支配されるということがわかっておりますので、その評価関数を、下の図15のように構築しました。

さらに、その検討を進めまして、支配因子に関するパラメータ解析を行った結果、即発臨界超過時には液体燃料の熱膨張によって反応度上昇が抑制されるということがわかりまして、この放出されるエネルギーの大きさが制限されるということを機構論的に示すことができたということが成果として得られました。

次に、こちらは、また違う取り組みですが、(4)は、格納容器健全性評価手法ということで、当庁が整備しておりますAZORESの改良に関する内容になっております。AZORESも、ATWS事象発生後の溶融コリウムの移動挙動に着目しまして、モデルを改良しておりまして、具体的には制御棒案内管から、下側へ流出する挙動をCFDを使って確認できるようにしたというような内容になっています。

また、下にありますように、デブリベッドでの再臨界可能性にホウ素の分離挙動が非常に影響がありますので、それにつきましても、ドイツのITUと協力して熱平衡計算を行うなどの検討を進めました。

最後に、(5)は、線源挙動評価手法の検討ということで、セシウムエアロゾル挙動の試験によって確認した成果について、簡単に説明します。

高速炉におきましても、シビアアクシデント時に放出されるセシウム量は、100TBq以下に制限する必要があります。高速炉特有のシビアアクシデント時のFP挙動を適切にモデル化することを目的としまして、セシウム及びナトリウムエアロゾルの湿分条件での沈着・沈降挙動の試験に着手をしました。

右側にエアロゾルの挙動試験装置を示してございますけれども、ナトリウムエアロゾルとセシウムエアロゾルを、このガラス円筒体系のチャンバーの中に、アルゴンガスで流入

しまして、その沈着状況ですとか、粒子径の変化を、こういった制御計測装置で計測する。

さらに、そこに湿度影響、湿分条件が加わった場合には、どのように変化するかといったところの試験計画を、昨年度からこの試験研究を始めました。試験計画を立案するですとか、右側に予備試験の例として粒子径の分布を示してございますけど、こういった計測技術を整備したりしております。

こちらにつきましては、まだ予備試験という形で、試験研究は継続していきたいと思っています。

○井上上席技術研究調査官 最後にまとめですけども、炉心損傷の防止対策、それから格納容器の破損防止対策の有効性評価に関する技術的知見の拡大、向上に向けて、安全研究を実施しました。先ほど申しましたように、初めは「もんじゅ」対応として行っていたんですけども、その後、「常陽」にターゲットを変えて、タイムリーに研究計画を見直して進めていきましたというところです。

得られた成果と知見につきましては、今年度中ごろに「常陽」の設置変更許可申請の補正が出されることになっておりますので、その後、始まる審査において有効なものとして活用していきたいというふうに考えております。

一部の評価検討につきましては、今、「常陽」の審査に向けて、このプロジェクトは昨年度で終わりましたけども、それとは別の枠で今後も検討を継続することで考えております。

以上です。

○青野企画調整官 それでは、質疑とさせていただきます。

まずは、専門技術者の方々からご質問、ご意見等をお願いいたします。

新井専門家、お願いします。

○新井氏 それでは、1点だけ、全般的な意見になりますけれども、述べたいと思います。

先ほど、最初のところでも、今のこのまとめのところでもご説明がありましたけれども、調査票の研究概要のところの記載として、こういう記載がございます。「もんじゅ」への適用を主たる目的とした、安全研究から「常陽」の安全審査時に活用可能な評価手法、技術的知見の獲得を目的とする安全研究に重点を移したという記載がございますので、この観点で解析と、それから解析手法の整備に関して意見を述べたいと思うんですけども。

まず、解析については、レベル1のPRAをやって、あるPLOHSの事象を炉心損傷防止のところについては選びました。それから、格納容器破損防止についてはATWS。



このレベル1のPRAの解析は高速炉ですということだったんですが、「常陽」の安全対策設備というものの説明がないので、そこの対応がよくわからないんですけども、「常陽」の安全対策設備等の関係を考えても、あるいは、レベル1PRAの結果を考えると、こういうPLOHSの解析なり、あるいは、ATWSの解析が、リスク的に最も重要ですよ、安全審査上、最も重要なんですという、その辺のロジックと申しますか、プライオリティづけのロジックについて、ご説明が必要じゃないかなというふうに、ひとつ、思っています。

それから、解析手法の整備に関しては、これは、まだ継続しているというふうにも理解できたんですけども、先ほどの安全研究の重点を移したという観点で、どのような見直しをされたのか、あるいは、「常陽」の安全審査に必要な手法を効率的に整備するという観点で、どこまでやっておけば十分なんですかというふうなところのロジックと申しますか、対応ですね、そういうものをぜひ明確にしていきたいなというところですね。

以上です。

○井上上席技術研究調査官 システム安全の井上です。

まずPRAのところですけども、我々の前身であるJNESとJAEAさんの「もんじゅ」を対象にして内的事象のレベル1PRAをやっています。

JAEAさんのほうにつきましては、「常陽」を対象に、同じように内的事象のレベル1PRAを行われていて、その結果は、「もんじゅ」とほとんど変わらない、事象として大きくは、先ほど申し上げたPLOHS、LORL、それとATWSの3事象で、ほぼ大部分のものは占められるという結果は、「もんじゅ」と「常陽」については変わらないという結果になっておりますので、「常陽」についても、対象としてはPLOHSが一番、ここの対策という観点で検討していく上では、そういったものがないのではないかと申しますように考えております。

重要な対策について、なかなかうまく説明をまとめきれってなかったんですけども、PLOHSの対策としては、「もんじゅ」も「常陽」も、基本的には自然循環による除熱というのが一番大きな対策としてはあります。

それがだめなときに、先ほどご説明しましたけども、「常陽」の場合は、原子炉容器壁を冷やすことによって、炉容器内にナトリウムの循環を起こさせて冷却するんだという対策があるので、それに特化した形で「常陽」について検討させていただいたというところがございます。

「もんじゅ」のほうの対策というのは、最後が、自然循環がだめな場合には、ちらっと書いていましたけども、メンテナンス冷却系という別系統の冷却系を緊急起動して、その

システムは、もともと低温設計なので、最後の手段としてそれを使って冷やすという対策がとられているので、そちらのほうは、設計条件での冷却性能を高温側で使うということだけになるので、そちらのほうの性能については、特に問題ないというふうに考えておりました。直接的な評価をやらないで、ここでは「もんじゅ」については自然循環のみ、それから「常陽」については、自然循環と、先ほどの炉壁冷却というものをやらせていただいているという形になります。

それで、解析の手法ですけども、一応、「もんじゅ」ターゲットで、いろいろ解析手法を整備させていただいております。それで、途中段階で「常陽」への適用というふうに考えた場合に、「常陽」の特徴として小型炉であるということに伴って、その炉心損傷時の挙動が違ってくると。その辺が、従来の手法でそのまま使えるのかというのを解析しながら確認させていただいているという形になっています。

あと、先ほどありましたけども、原子炉容器の外側に黒鉛遮へい体と安全容器で形成される、もう一つ、バウンダリになり得るものがあるので、それについては「もんじゅ」にはない体系でしたので、新たな取組として、そういうところのモデルの検討をさせていただいて、構造健全性の評価を進めているところであります。

全体として、「常陽」については1年足らずの間で、今ぐらいのところで検討した結果ですので、安全研究の中だけではクローズできていないので、まだ、さらに検討が必要と、そういう段階にはなっています。

以上です。

○青野企画調整官 ありがとうございます。

続きまして、梅澤専門家、お願いいたします。

○梅澤氏 2点なんですけども、1点目は、新井様がおっしゃったこととほとんど同じなんですけれども、コードの開発というのは対象プラントと、それから対象とする事項というのは明確にした上で進めるべきと思いますので、ぜひ、先ほどご説明いただいたようなところを、開発マップというような形で「常陽」としてこれが必要だという説明性を高めていただければなというふうに思います。

もう一点は、線源挙動の評価手法のところ、21ページなんですけど、エアロゾルの挙動のところ、ナトリウムとのエアロゾルとの関係とか、そのあたりが述べられているんですけども、記述としては、「SA時のセシウムが主にCsOHあるいはCsO<sub>2</sub>のエアロゾルとなり」というふうに書かれているんですけど、大量のナトリウムエアロゾル関係で、エアロゾ

ルが発生するというので、基本的にはナトリウムエアロゾル支配で、それについていく形になるのではないかというふうに考えられるんですけども、そのあたりはいかがでしょうということと、あと、NaClが図9にあるんですけど、このClというのはどちらから来ているのかなというのがわからなかったのですが。

○井上上席技術研究調査官 最初のほうは、まさにご指摘いただいているとおりで、軽水炉の挙動とは全く違って、ナトリウムが外に出ていて、大量のナトリウムのエアロゾルが発生している条件下で、同じアルカリ金属であるセシウムのエアロゾルもあるということで、それがナトリウムのエアロゾルに引っ張られるような形になるのか、あるいは、セシウムのエアロゾルとして、ナトリウムのエアロゾルとは全く独立の挙動を示すのかとか、そういったところをこの試験で確認したいなというふうに思っています。

二つ目のご指摘で、NaClなんですけど、これはエアロゾルを発生させる試薬として用いたものなので、このままNaClでいくかどうかというのは、まだ検討の段階で、条件としては、ナトリウムとかセシウムをそのまま、もう液体金属からエアロゾルを発生させるものが一番適切と考えていますので、その辺は今後の検討の中で詰めていきたいというふうに思っています。

○青野企画調整官 よろしいでしょうか。

続きまして、委員の先生方からご質問、ご意見をお願いいたします。

切刀先生、お願いします。

○切刀教授 ちょっと、二つほど。一つは、ULOFのときの炉心膨張過程のとき、熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換過程を確率論的に評価するというんですけど、通常のエネルギー変換のときは、物理過程をまず考える。だから、やり方が逆で、確率評価してから機構論に行っているんですけど、普通は逆に、機構を検討してから、後で起こる確率を評価するんじゃないかと思うんですけども、何かやり方が逆なような気がして。

それで、ここに書いてあるときはわからなかったんですけど、次の19ページを見たら、ああ、こういうことなのかということで、即発臨界発生でスロッシングするような状況で機械エネルギーに変わるんだということなんだそうなんですけど、この一つの実験結果から、こういう推定をできるのかどうか、相似則とか、何かそういうことがわかってやっておられるのかどうかというのが1点です。

もう一つ、妥当性評価のときに、原型炉級炉心に対する炉心膨張解析結果と比較して妥当なものというのが、私にはぴんときませんで、計算結果と計算結果を比較して妥当だと

というのは乱暴な言い方ではないかというふうに思います。

実験的な事実とか、何かそういうことがあって、それが妥当かどうかというのは、物理として妥当なのか、計算結果、そのプログラムとして妥当なのか、モデルが同じような結果を出すから妥当なのか。何が妥当なのか、よくわからないというですね。

大体そこに二つ入っている。以上ですけど。

○石津主任技術研究調査官 先ほどご指摘いただいた定量化の方法ですけども、これは、当然、事象としては下から上に上がっていくといたしますか、即発臨界から機械的エネルギーにエネルギーが転換されていきますので、データベースとなっているのは、もちろん機構論的解析コードで解析した解析結果がベースになっています。

この黄色い括弧のそれぞれにおいて支配因子を抽出しまして、それに対して不確かさを考慮して、モンテカルロ法で計算していますので、先ほどご指摘がありました相似則ですとか、支配因子の影響ですとかは、それぞれの因子の影響度という形で、具体的にはエネルギー伝達因子と私どもは呼んでいるんですけども、そういう形で最終的には機械的エネルギーに反映されていくということ。

○切刀教授 非線型現象を取り扱っているわけですね。だから、もともとの物理現象。

それを確率論でやったときに、本当ですかという疑問があるんですけど。

○石津主任技術研究調査官 ただ、ここでインプットとなっておりますのは、もう即発臨界が起こった後の炉心の温度ですとか分布ですので、それが、どのようにエネルギーを炉心プールに伝搬していく、あるいはカバーガスへ伝搬していくかという。

○切刀教授 それはジオメトリカルなパラメータが、ある程度イーブン（平衡）であれば、大体最大スケールが決まってきて、事象の大きさがどうなるかというのは予想できると、そういうことですね。

○石津主任技術研究調査官 非線型ではないと考えます。

○切刀教授 現象は非線型だけど、結果としては、統計的にまとめると最確値ですか、そういうような形でまとまる。ベイズ推定みたいなやつですかね。何かそういうことかもしれません。

○石津主任技術研究調査官 もう一点のご指摘のほうは、おっしゃるとおりでして、解析結果と解析結果を比べても妥当とは言えないのではないかという、そのとおりなんですけど、もちろん、この黄色い四角のところには、実験的な知見ももちろん入っておりまして、そこから流動がどうあるべきかといったようなものが、先ほどのエネルギー伝達因子のほう

に全部入っているんですけども、ここでは、特にその核計算と熱流体のカップリングで、燃料プールのエネルギー、熱エネルギーを決めておりますので、それをカップリングした結果となりますと、なかなか実験で確認するとかという、その知見があまりないという背景があります。

○ 岡田教授 積み上げてきた基礎的なデータのところに、実験値との比較検討が積み上がってきているんだということが見えるような形でしていただけると、見ているほうは安心できるという。

○ 石津主任技術研究調査官 はい。ありがとうございます。

○ 青野企画調整官 ありがとうございます。

続きまして、北田委員、お願いいたします。

○ 北田教授 ほとんど同じなんですけれども、結果というものが、結局、対策が有効であるかどうかという評価されるということですから、結果がというのは妥当であるのかどうかというところが見えるような、先ほど岡田先生が言われたのと同じなんですけれども、解析しました、こうなりましたというふうに見えてしまうところが幾らかありまして、それが、じゃあ、こういうデータに基づいてやられているんですけど、この部分で、これは検証されている部分があって、それを積み重ねて、こういうふうになっているんですけどいうふうな、そのような妥当性というか、評価の信頼性を示されるような、そのような形でしていただけるとありがたいかなと思います。よろしくお願いいたします。

以上です。

○ 青野企画調整官 続きまして、田中委員、お願いいたします。

○ 田中教授 ①の結果だと、結構、空気冷却でナトリウムが固まってしまうような結果になっていったと思うんですが、2番目の結果は、逆に、冷やすために周りを窒素でということなんですけど、多分これは、漏えいの仕方にもよると思うんですが、同じように局所的に固まったりとかというリスクが、システム構造的にやっちゃうと大丈夫なだけで、3次元的に見ると、結構分布があったりとか、壁面近くで固まったりとか、そういう可能性はないのかなという気がするんですけども、そのあたりはいかがでしょう。

○ 井上上席技術研究調査官 空気冷却器の出口近傍で固まる場合のナトリウムの温度というのは、伝熱管の中であったり、大きなところでも配管という限られた空間の中での話になりますので、そこで過冷却が起こりますと、冷却速度が早ければ、徐々に温度が下がって行って、凝固点近傍まで過冷却が進みますと、その場で固まって閉塞してしまうという

事象があると思うんですけども、この炉壁冷却の場合ですと、周りには、大量のナトリウムが存在しておりますので、今のこの段階では、まだ、400℃近くまで、低いところでもあるので、そういう状況にはなっていないんですけども、さらに冷却が進んだ場合ですけれど、そこまで冷やすのには、かなり相当の長期の時間が必要なもので、それまでには、設備の回復とか、そういったところもある程度期待できるのかなと思います。結論としては、周りに大量のナトリウムがあるということで、局所的な過冷却で、そこでナトリウムが固まるという事象というのは、配管の中で冷やす場合に比べて、ちょっと考えにくいのではないかなというふうには考えています。

○青野企画調整官 よろしいでしょうか。

それでは、本日の発表は、これで以上となります。全体を通じまして、何かコメント等ございますでしょうか。

○永瀬安全技術管理官 システム安全担当の永瀬です。

今日は時間を超えてご審議いただき、ありがとうございました。最後に、今後の取組について、一つだけ紹介させていただきます。

今日のご審議の中にもありましたように、実験条件とか、パラメータの設定の根拠とか、それから、結果の妥当性とか、一般性というところでご質問、あるいはご指摘があったように感じています。多分、評価手法の中でも、そういったところが多く指摘されるのかというふうに考えております。

我々としても、そういったところのチェック等について、問題視といいますか、懸念を持っておりまして、さっくばらんと言うと、やりっ放しというか、取りまとめをきっちりしていないとか、外部の技術的な評価を広く受けていないというところを心配しております。今週と、それから先週の規制委員会でも議論をしていただいたんですけども、今後は、一つのプロジェクトが終わる、あるいは進んでいく中で、きっちり取りまとめをやって、できれば、その中身について外部の評価、先生方の評価とは別に、例えば、投稿論文として、その結果の妥当性とかをチェックしてもらおう。その上で、プロジェクトの評価をやるというふうに、さらに、その後の研究の進め方に反映させるという方向で実施するというふうにしておりますので、今回は、先生方が指摘されているところに答えるような答えを十分に準備できませんでしたけども、今後は、今回受けた指摘を含めて、きちっと研究を進めるというところに反映させたいというふうに考えております。

以上です。

○ 功刀教授 一つだけ。先ほどの小野さんの発表のときも、いろいろコメントというか、お願いしたんですけども、もうちょっと今のことも含めて、学会との連携とか、もっと話し合いをする場を持つとか、評価についても、ここにいる先生方以外にも、たくさんの専門家の先生がいらっしゃいますので、国産コードの今後の展開を含めて、ぜひ、規制庁のほうと、学会との活動との、どこかに接点があるといいと思うんですけども。ぜひ考えていただければありがたいなど。

学会のほうも、やっとならぬワーキンググループが動き始めたところなので、一回はまとめたんですが、まだもう一回、見直し作業を始めたところで、齟齬がいっぱい出てきていて、大きな課題ですので、ぜひ国産コードの開発を継続的に続けていってほしいなというふうには、そのときには学会としても、ぜひ協力したいというふうに考えています。

よろしくをお願いします。

○ 青野企画調整官 よろしいでしょうか。

それでは、最後に、事務局からの連絡事項になります。

検討会委員の先生方におかれましては、技術的観点からの評価シートということで配付させていただきましたけれども、お手数をおかけいたしますが、5月24日の木曜日までにコメント等を記載の上、事務局のほうまでご送付いただければ幸いです。よろしくお願いたします。

○ 功刀教授 電子ファイルについては。

○ 青野企画調整官 電子データにつきましては、後ほどご送付させていただきます。

また、先生方からいただきましたご意見は、事務局で評価・取りまとめ案を作成の上、書面による審議をさせていただきますので、事務局より後ほどご説明させていただきたいと考えてございます。

それでは、これで第7回の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、貴重なご意見をいただきまして、どうもありがとうございました。