

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第417回

令和3年10月4日（月）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第417回 議事録

1. 日時

令和3年10月4日(月) 14:00～17:10

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

山中 伸介 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

小野 祐二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

志間 正和 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

菅原 洋行 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

有吉 昌彦 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

小舞 正文 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

片野 孝幸 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

島田 真実 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

羽賀 一男 技術参与

日本原子力研究開発機構

吉田 昌宏 大洗研究所 高速実験炉部 部長

高松 操 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 課長

小林 哲彦 大洗研究所 主幹

山本 雅也 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 マネージャー

齋藤 拓人 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査

権代 陽嗣 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査

飛田 吉春 大洗研究所 高速炉リサイクル研究開発センター 嘱託

田中 正暁 大洗研究所 高速炉解析評価技術開発部 炉心・プラント解析評価Gr

マネージャー

森 健郎	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	炉心・プラント解析評価Gr
深野 義隆	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr 主幹
清野 裕	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr 主幹
小野田 雄一	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr 副主幹
田上 浩孝	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr
石田 真也	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr
曾我部 丞司	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr

4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用等原子炉施設(高速実験炉原子炉施設(常陽))に対する新規制基準の適合性について

5. 配付資料

- 資料1 第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)に係る説明書
炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置(機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価を除く)の有効性評価に係る計算コード説明
- 資料2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」)
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて
- 資料3 第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)に係るコメント
回答
- 資料4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」)
第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)に係るコメント
回答
- 参考(1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構「常陽」質問管理表

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、ただいまから第417回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を開催します。

議題は、お手元にお配りの議事次第に記載のとおりでございます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策への対応を踏まえまして、申請者はテレビ会議システムを利用した参加となります。

本日の会合の注意点を申し上げますが、資料の説明においては、資料番号とページ数を明確にし、説明をお願いいたします。発言においては、不明瞭な点があれば、お互いにその旨を伝え、再度説明や指摘を繰り返していただくようお願いいたします。会合中に機材等のトラブルが発生した場合には、一旦議事を中断し、機材の調整を実施いたします。

議事に入ります。

本日の議題は、議題1、日本原子力研究開発機構大洗研究所の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））に対する新規制基準の適合性についてです。

前回の審査会合では、JAEAから53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて説明をいただきましたが、本日は、前回の会合に引き続き、解析コードの説明と前回審査会合での審査チームからのコメントに対する回答をいただく予定でございます。

資料1及び資料2の有効性評価に用いる解析コードの説明については、長くなりますので、四つに分けて審議を進めたいと思います。

それでは、JAEAから説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） それでは、原子力機構の田中のほうから御説明をいたします。

資料のほう、共有いたしますのでお待ちください。なお、共有している間、先ほど御紹介いただきましたとおり、まず、資料が長くなりますので、共通する項目を説明します。その後、各コードの説明となりますが、Super-COPDの説明、そして、その後、ASFRE、FLUENTの説明、そして最後、CONTAIN-LMRの説明と。4部で御説明をいたします。

まず、それでは共通項目のところについて御説明をいたします。

まず表紙ですけれども、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがある事故に対して講じます炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に適用する計算コードに関する説明を行います。また、御紹介ありましたとおり、格納容器

破損防止措置のうち機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価、これにつきましては、前回御審議いただきましたので、本日の説明からは省かせていただきます。

それでは、1ページ目、お願いします。なお、資料のほう、右上にページ番号を付してございます。それでは、説明を始めます。

まず、計算コードの説明ですけれども、この資料、軽水炉の計算コードの適合性の説明と同様に、まずは有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出、そして抽出された物理現象に対する階層分析による確認、有効性評価に適用する計算コードの概要、そして最後、有効性評価への適用性について御説明をいたします。また、この共通する項目に続きまして、各計算コードごと、第1部のSuper-COPDから第6部のCONTAIN-LMRまで説明を記載してございます。

本日の御説明では、まず有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出について説明を行った後、各計算コードにおける重要現象の特定、重要現象に対する解析モデル、解析モデルの妥当性確認、有効性評価への適用性について、順次説明をしてまいります。

それでは、2ページをお願いします。有効性評価における物理現象の抽出について御説明します。

物理現象の抽出におきましては、下のレ点で示していますが、炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）から始まりまして局所的燃料破損（LF）まで、七つの事象グループを対象としてございます。これに対して、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価を行っていくということになります。

まず、このスライドの下半分のところに、炉心損傷防止措置の有効性評価に当たって対象とする評価指標を示してございます。まず表中、左側に示しました各評価項目に対し、評価指標を燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度、被覆管累積損傷和、原子炉冷却材バウンダリ温度としまして、それぞれに判断基準を設定してございます。

では、3ページをお願いします。次が格納容器破損防止措置の有効性評価に係る評価項目と、対応する評価指標及び評価基準を整理して示してございます。

格納容器破損防止措置に係る評価項目は、（1）～（6）まで設定しておりまして、対象とする事象グループによって、必要な評価項目及び評価指標は異なってまいります。また、それぞれの評価指標に対応した判断基準というのを設定してございます。

それでは、4ページをお願いします。4ページでは、2ページ及び3ページで示しました有効性評価における評価項目、これに対する評価指標について、具体的な対応関係を示して

ございます。

では、炉心損傷防止措置に係る有効性評価になりますが、まずULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS及びSBOにつきましては、有効性評価の評価項目である燃料最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度、これに対応させまして、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度、これを評価指標としております。LFでは、有効性評価の評価項目のうち、被覆管最高温度及び冷却材最高温度に対応しました被覆管温度と冷却材温度を評価指標としております。なお、評価項目④のところに被覆管の累積損傷和がございますが、これは被覆管温度の高温維持時間に応じまして、必要な場合に評価を実施することとしてございます。

次に、格納容器破損防止措置に係る有効性評価でございます。ULOF及びUTOPのうち、「再配置・冷却過程」では、評価項目（2）の炉心の著しい損傷に至った場合における損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度を評価指標としております。ULOHSでは、評価項目（1）の負の反応度フィードバックに関わる項目に対して、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標としてございます。LORLでは、評価項目（4）の安全容器内での保持・冷却に対しまして、損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリ健全性を評価指標としてございます。最後、ULOF、LORL及びPLOHSうち、「格納容器応答過程」につきましては、評価項目（3）及び評価項目（6）に係ります、格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度を評価指標としてまいります。

なお、格納容器破損防止措置の有効性評価では、複数の事象過程を対象として、少し分かりづらくなっておりますので、ULOF及びUTOP、そしてLORL及びPLOHSについて、次のスライドで改めて御説明したいと思います。

では、5ページをお願いします。ULOF及びUTOPの格納容器破損防止措置での事象推移と評価指標について御説明いたします。

ULOF及びUTOPの評価事故シーケンスに対しまして格納容器破損防止措置の有効性評価におきましては、事象の推移が複雑となっております。このため、評価事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行ってまいります。

まず、事象の発生から起因過程、遷移過程と、事象が移っていきまして、一つは機械的応答過程に分かれます。そして、もう一つは再配置・冷却過程となっております。

まず、再配置・冷却過程、左下でございますが、事故の熱的影響に関わる評価項目であ

ります「事故シーケンスが核的に収束した後の原子炉容器内で再配置した炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、炉心物質による熱的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」、これに影響を及ぼすパラメータとなります。損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度を評価指標としてまいります。

右上、格納容器応答過程におきましては、格納容器の健全性等に影響を与える現象というのは格納容器（床上）へのナトリウム噴出に伴うナトリウム燃焼及びナトリウム-コンクリート反応でございまして、これらの結果として生じます、格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度、これが評価指標となってまいります。

では、6ページをお願いします。次に、LORL及びPLOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価での事象推移と評価指標について示してございます。

原子炉容器外の炉外事象過程におきましては、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程となっております。安全容器内での冷却材の熱流動挙動、損傷炉心物質からの熱移行挙動、これをFLUENTで評価をしております。このとき、「損傷炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、損傷炉心物質による熱的・機械的負荷に対して安全容器バウンダリの健全性が維持できること。」、これに対応します損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリの健全性、これを評価指標としてございます。

一方、下の格納容器応答過程におきましては、安全板等から原子炉冷却材バウンダリ外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程でございまして、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材が安全板等を介して格納容器（床下）へ流出したナトリウムによる熱的影響、これをCONTAIN-LMRで評価をしております。このとき、格納容器の健全性等に影響を与える現象というのは格納容器（床下）へのナトリウム流出に伴うナトリウム燃焼であり、この結果生じます、格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度を評価指標としてございます。

では、7ページをお願いします。以上、御説明しました各事象グループの事象推移と評価指標について説明いたしました。これらの評価に適用します計算コードのうち、本適用する計算コードについて御説明いたします。

炉心損傷防止措置の有効性評価、左側の表になりますが、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL及びPLOHSにつきましては、プラント動特性解析コード：Super-COPDを適用してまいります。また、LFにつきましては、燃料集合体熱流動解析コード：ASFREを適用してまいります。

右側、格納容器破損防止措置の有効性評価では、ULOFの起因・遷移過程、UTOPも同じになりますけども、これはSAS4A/SIMMERを適用し、機械的応答過程ではSIMMER/AUTODYN/PLUGを適用してまいります。そして、再配置・冷却過程では、汎用計算流体力学コード:FLUENTとSuper-COPDに内蔵されておりますデブリ熱計算モジュールを適用してまいります。格納容器応答過程では、格納容器内事象解析コード:CONTAIN-LMRを適用します。LORLにおきましては、炉外事象過程及び原子炉容器外面冷却、これにはFLUENT、格納容器応答過程は、PLOHSも同じですけども、CONTAIN-LMRを適用してまいります。

なお、これらの表のうち、赤字で示しましたSuper-COPD、ASFRE、FLUENT、CONTAIN-LMRについて、本日、御説明の範囲となります。

それでは、8ページをお願いします。この8ページのスライドでは、先にお示ししましたとおり、複数の計算コードが含まれますULOF及びUTOPにおける格納容器破損防止措置の有効性評価、これに適用する計算コードを改めて図の形式で示したものととなります。

図の中、ULOFの開始から起因過程、遷移過程となりまして、それぞれSAS4A/SIMMERで計算をすると。

本日の御説明におきましては、右上、格納容器応答過程で噴出ナトリウムの熱的影響解析をCONTAIN-LMR、そして、下の再配置・冷却過程におきまして、下部プレナムデブリの解析につきましては、Super-COPDのデブリベッド熱計算モジュール、そして炉心に残留する損傷炉心物質につきましては、炉心熱流動解析をFLUENTで行うということになります。

それでは、9ページをお願いします。それでは、各コード、適用してまいります、どのような計算をするかということ、概要ですが、示しております。

まず、プラント動特性解析コード:Super-COPDにおきましては、炉心核計算の他、炉心及び原子炉容器、冷却系及び熱交換器の熱流動計算と、あと弁やポンプ等、動的機器の動作並びに原子炉保護系の動作を考慮してプラント動特性解析を行います。

下に概念図としてフローネットワーク、各コンポーネントを一つの要素としてつないで、原子炉をモデル化、プラントをモデル化するものですが、フローネットワークの概念図を示してございます。こういったフローネットワークモデルから、例えば原子炉容器出口の冷却材温度であったり、1次冷却材の流量について、これの時間変化を計算するということとなります。

その下、燃料集合体熱流動解析コード:ASFREにおきましては、ナトリウム冷却高速炉

の燃料集合体内の三角配列されました燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路、これをサブチャンネルと呼びますが、このサブチャンネルを単位として熱流動現象を解析してまいります。

右上、汎用計算流体力学コード：FLUENTにおきましては、対象とする計算領域を詳細な解析メッシュでモデル化しまして、多次元的な熱流動挙動、流体と構造との伝熱等を解析してまいります。

下に、「常陽」の原子炉容器の図を示してございますが、例えば原子炉容器内に着目しまして、詳細なメッシュを配置し、そこでの熱流動現象を解析していくということになります。

その下、格納容器内事象解析コード：CONTAIN-LMRにおきましては、解析体系を複数のセルに分割しまして、各セル内の物理量（雰囲気圧力・温度、ガス濃度等）を計算していくということになります。例えばULOFの格納容器温度過程の適用をする際には、右側に示しましたセル1、セル2、セル3等、複数のセルに分割した上で、それぞれの移行を計算するというモデルとなります。

それでは、10ページをお願いします。それぞれ、各事象グループにおけます評価事故シーケンスを示してございます。ここから、各事象グループにつきまして、評価事故シーケンスを選定し、各計算コードを適用して解析を行うということになります。解析を行う前に、計算コードが具備する解析モデルを検討するために必要となります、各評価事故シーケンスの事象推移に含まれます物理現象の抽出、これについて御説明します。10ページに示しましたのは、選定をしました評価事故シーケンスになります。

炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）におきましては、三つの事象シーケンスを選定し、UTOPにおきましては二つ、ULOHSでは三つ、LORLでは三つ、PLOHSでは二つと。SBO、LFにつきましては、それぞれ1事象ずつ。全部で15事象を選定しております。

それでは、11ページをお願いします。このスライド以降、各評価事故シーケンスの事象推移と、含まれます物理現象について御説明をいたします。ただし、本日、説明時間が限られておりますので、計算コードの適用の視点から、代表的な評価事故シーケンスを選定して御説明します。なお、本日説明を省きましたものは、78ページ以降、資料1の78ページ以降に参考資料として添付してございます。また、詳細につきましては、資料2の第2章のほうに詳細を記載しております。

それでは、炉心損傷防止措置の有効性評価におきましてですが、まず、Super-COPDによ

り、強制循環時のプラント動特性解析を行いますULOF、そしてSuper-COPDにより自然循環時のプラント動特性解析を行いますPLOHS、そしてASFREにより燃料集合体の熱流動解析でございますLF、この三つについて御説明します。

格納容器破損防止措置の有効性評価におきましては、FLUENTによります炉心残留物質からの熱移行と、あとSuper-COPDのデブリベッド熱計算モジュールによる下部デブリベッド解析を行うULOFの再配置・冷却過程と、もう一つ、CONTAIN-LMRによるエアロゾルの発生移行挙動を含めた噴出ナトリウムの熱的影響を解析しますULOFの格納容器応答過程、これについて説明をいたします。また、FLUENTによりまして、安全容器内で冷却材及び損傷炉心物質が保持された状態につきまして、安全容器内熱流動解析を行うLORLについて御説明をいたします。

それでは、12ページをお願いします。それでは、先ほど御説明した、代表として選定した事象につきまして、順次、御説明します。12ページでは、炉心損傷防止措置の有効性評価におけるULOFの事象推移と物理現象について御説明をします。

凡例ですけれども、赤枠内は異常事象や機能喪失等について示しておりまして、白枠の枠内は機器動作等による事象の説明、また、灰色の枠内は物理現象を示してございます。

まず、事故のシーケンスを御説明します。

まず一つ目、①が起因事象となります。外部電源喪失が起因となりまして、②の原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信失敗、もしくは原子炉保護系の動作失敗を仮定してございます。このとき、炉心及び原子炉容器内での物理現象としましては、核動特性、反応度フィードバック、燃料要素過渡伝熱、冷却材熱流動が挙げられます。また、③のポンプトリップの後、ポンプフローコストダウンとポニーモータによる強制循環状態での冷却材熱流動が物理現象として抽出されます。ポンプトリップによりまして、④の代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」が発信、そして後備炉停止制御棒を挿入して、炉心の安全、未臨界につなげることを、Super-COPDを用いましてプラント動特性解析により示していくということになります。

この次の物理現象として、炉心及び原子炉容器内では、制御棒反応度効果、炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化、原子炉容器ナトリウム液位変化、崩壊熱が物理現象として挙げられてまいります。

それでは、13ページをお願いします。続きまして、炉心損傷防止措置の有効性評価におけますPLOHSの事象推移と物理現象について御説明します。

まず①、左上の外部電源喪失が起因となりまして、②原子炉トリップ信号の「電源喪失」の発信、そして③原子炉保護系の動作、④制御棒挿入となっていきます。ここで1次主冷却系におきまして、⑤のポニーモータ起動に失敗ということをご想定いたします。その後⑥、1次補助冷却系の起動にも失敗しますが、1次冷却系2ループでの、二つのループでの自然循環によって炉心が安定的に冷却されることを、Super-COPDによるプラント動特性解析により示していくということになります。このとき、⑤の1次冷却系でのポニーモータの起動失敗により、自然循環状態での冷却材熱流動挙動が物理現象として抽出されています。炉心及び原子炉容器内の物理現象は、事象の推移は異なりますが、先のULOFと同じように抽出できます。

では、14ページをお願いします。14ページの炉心損傷防止措置の有効性評価におけますLFの事象推移と物理現象について御説明します。

まず一番上、真ん中上になりますが、何らかの要因によって燃料集合体内流路が閉塞されます。このとき、右の図に示しますように、千鳥格子状の閉塞、一つおきにサブチャンネルが閉塞する、流路が閉塞するという状態をご想定しております。閉塞物の形成によりまして、燃料集合体内の速度分布が影響を受け、燃料被覆管・閉塞物・冷却材との相互の熱伝達により、それぞれの応答は変化してまいります。ここで、被覆管温度と冷却材温度、この二つをASFREによって解析を行ってまいります。これが、中段に一点鎖線がございますが、これは千鳥格子状の閉塞解析となります。その後、更に燃料被覆管の局所破損が生じまして、燃料要素内のFPガスが放出される場合をご想定しまして、燃料被覆管・閉塞物・冷却材、そしてFPガスとの相互の熱伝達を含みます熱流動現象、これをASFREにより解きまして、被覆管温度の変化、これを把握して、評価してまいります。

それでは、15ページをお願いします。15ページでは、格納容器破損防止措置の有効性評価におけます、ULOFでの再配置・冷却過程における事象推移と物理現象について御説明します。

まず、起因となりますのは左上、外部電源喪失が起因となります。②原子炉トリップ信号「電源喪失」発信の失敗、もしくは原子炉保護系動作失敗、更に③代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信失敗、もしくは後備炉停止系用論理回路動作失敗と続いてまいります。また、1次主冷却系では、④ポニーモータが起動し、強制循環時の冷却材熱流動が物理現象として抽出されます。続きまして、炉心で発生する炉心損傷に対して、⑤の炉心に残留していく場合について、FLUENTで炉心の熱流動解析を行いまして、

⑥の下部プレナムに移行する場合については、Super-COPDのデブリベッド熱計算モジュールで下部プレナムデブリの解析を行っていきます。格納容器破損防止措置では、炉心損傷後の物理現象として、損傷炉心物質伝熱が挙げられております。

では、16ページをお願いします。格納容器破損防止措置の有効性評価におけますULOFの格納容器応答過程というのを、事象推移と物理現象について御説明をします。

まず図の左上、機械的応答過程の後、格納容器の床上にナトリウムが噴出しまして、②のナトリウムのスプレイ燃焼による燃焼熱の発生、また、③のエアロゾルの発生と移行現象が生じてまいります。また、床面に落下したナトリウムにより④のプール燃焼及びナトリウムとコンクリートの反応が生じてまいります。これにより、またエアロゾル及び燃焼熱発生と移行が加わりまして、⑤の水素発生とコンクリート侵食が生じてまいります。これらの現象により格納容器の健全性評価及び放射性物質の放出量評価について、CONTAIN-LMRによる噴出ナトリウムの熱的影響解析を行ってまいります。

17ページをお願いします。17ページは、格納容器破損防止措置の有効性評価におけます、LORLの炉外事象での事象推移と物理現象について御説明をします。これ、長くなりますので、2ページに分けてございます。

まず、①の1次主冷却系の1ループ内管破損による1次冷却材漏えいを起因事象としまして、1次主冷却系及び原子炉容器内のナトリウム液位が低下していきます。そこで、②の「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号が発信し、③の制御棒挿入が行われますが、内管破損に続きまして④、下のほうにございますが、外管破損が発生してまいります。この外管破損が発生した後、18ページに続きます。

18ページをお願いします。④の外管破損によりまして、ナトリウム液位の低下が継続していきます。なお、補助冷却設備起動には失敗を想定しております。続けて、ナトリウム液位の低下によりまして、主冷却系流路の途絶が生じます。このとき、原子炉容器内では炉心損傷が発生し、原子炉容器下部に移行した損傷炉心物質からの熱移行によりまして、⑧の原子炉容器破損、⑨の原子炉容器外に冷却材及び損傷炉心物質が流出するということになります。この⑨番の損傷炉心物質が安全容器内で保持された状態につきまして、FLUENTを用い、コンクリート遮へい体、冷却系窒素ガスの流入を伴います安全容器内熱流動解析を行って、保持・冷却されることを示してまいります。

それでは、19ページをお願いします。以上、ここまで各評価事故シーケンスの事象推移から、それに含まれる物理現象を抽出しました。

抽出した物理現象につきましては、計算コードの適用性確認を行うため、米国NRCのEMDAPと呼ばれます手法を用いまして、プラントシステムの階層構造分析を参考にして、物理領域等を展開して階層化を行ってまいりました。

この表は、階層分析の考え方を示しておりますが、軽水炉の計算コード設定と同様の考え方に基づいて階層構造分析を実施してございます。

では、20ページをお願いします。

まず、有効性評価におきましてモデル化の必要な物理領域としましては、システムは「常陽」となります。その後、サブシステムとして原子炉容器、安全容器、格納容器、ペDESTAL部、1次/2次主冷却系、1次/2次補助冷却系、コンクリート遮へい体冷却系、遮へいコンクリートとなっております。また、モジュールは、そのサブシステムに含まれますコンポーネントになりますが、冷却材、炉心、上部／中間胴／下部プレナム、ペDESTAL冷却系、炉心構造物、炉内燃料貯蔵ラック等、構造物が並んでございます。なお、これらにつきましては、（※）をつけてございますが、対象とする事象によりまして組合せは異なってまいります。

中段、各物理領域に含まれます解析対象、これはEMDAPの指標に従って整理を行っていくわけですが、各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）につきましては、同種の場合の方程式、すなわち関連する質量、エネルギー、運動量など、物理量の輸送を解くための方程式ですが、これが表現できる相（流体あるいは固体といった相）及び幾何学形態、例えば構造物の形状であったり機能になりますけども、これに着目して分類をしまして、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとして整理してございます。厳密には、例えば複数の部品で構成されているものは、幾何学的形態から、更に細分化もできるわけですが、同種の場合の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしてございます。そして、これら分析を行いまして、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化しまして、抽出された物理現象がその範囲に含まれているということを確認してございます。

詳細につきましては、資料2の第3章のほうにまとめて記載をしてございますので、御参照いただきたく思います。

それでは、ここまで各計算コードを共通項目としまして、有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出、そして抽出された物理現象の階層構造分析までを御説明しました。ま

た、階層構造分析につきましては、大変恐縮ですが、資料2を御参照いただきたく思います。

この後、計算コードごと、Super-COPD、ASFRE及びFLUENT、そしてCONTAIN-LMRの順で、有効性評価に適用する計算コードの概要、妥当性確認、また、有効性評価への適用性について説明を行ってまいります。

それでは、ひとまず共通項目としての御説明を終わらせていただきたいと思います。ありがとうございます。

○山中委員 それでは、ここまでで質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

ここまでのところでは、事象分類とか、これまで議論してきたこともありますので、特に疑問点はないとは考えております。ただ、この先、少し細かく確認する必要があるかと思っておりますので、この次以降の個別のコードのところでも少し確認していきたいと考えております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） 承知いたしました。

○山中委員 そのほか何かございますか。よろしいですか。

私から1点だけ、3ページ、エアロゾル濃度というのが評価指標に挙がっておりますけれども、その書き方が、少し原子力規制委員会でも議論になったかと思うんですけども、100TBq（ただし…）という、そういう文言になっているかと思うんですけども、私は、むしろ括弧の中だけで判断基準というふうにさせていただいたほうが、原子力規制委員会を出していただいた方針に沿うような気がするんですけど、これは原子力規制庁の事務局と設置者と両方に伺いたいんですけど、いかがでしょう。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

今の点、山中委員から御指摘がありましたとおり、これは実際5月26日の原子力規制委員会で報告した際にも議論になりまして、当初、我々のほうから、格納容器破損防止措置の判断基準の一つとして、軽水炉で参照している100TBqを、セシウムの環境放出量として提案させていただいたわけですけども、原子力規制委員会の御議論の結果、これは軽水炉で100TBqというのは一定の意味があるものの、試験炉のようなものに同じもので適用するというのには、十分な注意が要るのではないかということで指摘もありましたし、まして炉内の蓄積量が小さいものに対して同じ基準というのは、そのとおりですので、ここの適

用の仕方は、単に100TBqということではなくて、ここを十分下回るということで、括弧内の指標をまずは目標にしていきたいと思っております。

この点については、申請者からの資料の書き方の中でも、やや、やり取りがあったところですが、とりあえず、現状はこういうふうな記載ではありましたが、原子力規制委員会の議論を踏まえれば、今いただいたとおり、括弧内の指標とすべきと考えますので、今後はそのようにしていきたいと思っております。

○山中委員 JAEA側から何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

今、片野様から御指摘をいただきましたとおり我々も考えますので、100TBqを十分に下回ることを目標とするということを判断基準とする方向で検討させていただきたいというふうに考えております。当初は、判断基準ですので、具体的な値が必要というふうに考えまして、ここはまず100TBqで、括弧書きでの目標を記載とさせていただきましたが、今の御議論、御指摘を踏まえまして、再度検討させていただきます。

○山中委員 よろしくお願ひします。判断基準なので、数値を書きたいところだとは思いますが、それを書いてしまうことで、逆にいろんな誤解を生む可能性もございますので、その書き方については、十分検討いただいて、各所統一していただければと思います。よろしくお願ひします。

それでは、質問ないようですので、引き続き説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（森） それでは、御説明いたします。原子力機構の森でございます。

資料1の21ページから、個別のコードの説明として、Super-COPDの有効性評価への適用性について御説明いたします。

次、お願ひします。

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型のプラント動特性解析コードです。

下に解析モデルの概念図を示しております。炉心、原子炉容器、主中間熱交換器、主冷却機等のコンポーネント及び配管をモデル化し、それらをつないでフローネットワークとしてモデルを構築します。これにより、炉心部の温度を含め、各コンポーネントの温度や流量等を評価いたします。

次、お願ひします。

Super-COPDの有効性評価への適用性の確認は、各措置に係る評価事故シーケンスにおいて、評価指標を設定して、その評価指標に対して影響が大きい「H」、中程度である「M」、小さい「L」としてランク付けを行い、「H」又は「M」となる現象を重要現象として検証と適用性の確認を行います。

評価の結果、評価事故シーケンス毎に重要度のランクは異なりますが、21項目を抽出いたしました。

次、お願いします。

24ページ～29ページは、各事象グループでの物理現象のランクを示します。

炉心損傷防止措置に係る事象推移における重要現象について、まず御説明いたします。表では、事象グループごとに設定した評価指標を示し、システム分類ごとに従って整理した物理現象のランクを示しています。黄色の文字で示した物理現象が、H又はMとした重要現象となります。まずは炉心及び原子炉容器についてです。ULOF、UTOP、ULOHSの反応度異常事象に係る事象グループは、炉心部で生じる反応度フィードバック、核動特性等の燃料集合体に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。LORLでは、炉心冷却材温度に関わる物理現象と崩壊熱が抽出されます。また、液位に関わる物理現象も重要現象として抽出されます。PLOHS、SBOでは、崩壊熱を含めた燃料集合体関連の物理現象に加え、原子炉容器内全体で生じる熱流動に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。

次、お願いします。

25ページでは、1次／2次主冷却系について御説明いたします。ULOFでは、1次主冷却系のポンプフローコーストダウンが重要現象として抽出されます。ULOHSでは、冷却系で生じる熱流動に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。LORLでは、液位に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。PLOHS、SBOでは、1次主冷却系の熱流動に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。

次、お願いいたします。

26ページでは、1次／2次補助冷却系について御説明いたします。こちら、LORLのみとなりますが、補助冷却系を起動するため、補助冷却系の熱流動に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。

次、お願いします。

27ページからは、格納容器破損防止措置に係る事象推移における重要現象について御説明いたします。まず、炉心及び原子炉容器、1次主冷却系についてです。ULOFにおいて、

Super-COPDで得られた1次主冷却系流量、原子炉容器入口温度を損傷炉心に係る原子炉内のプラント挙動の評価の境界条件として与えます。炉心及び原子炉容器においては、冷却材熱流動及び崩壊熱が重要現象として抽出され、1次主冷却系においても損傷炉心物質による流路閉塞の影響がありますので、熱輸送に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。また、デブリベッド冷却の評価では、Super-COPDのデブリベッド計算モジュール単独での解析となり、次のページのその他に示すデブリベッド伝熱が重要現象となります。ULOHSでは、炉心部で生じる反応度フィードバック、核動特性等の燃料集合体に関わる物理現象、また、冷却系のプラント挙動の影響を受けるため、冷却系で生じる熱流動に関わる物理現象が重要現象として抽出されます。

次、お願いします。

28ページでは、2次主冷却系、1次/2次補助冷却系、その他について御説明します。ULOFでは、2次主冷却系は健全な状態であり、補助冷却系を起動しませんので、重要現象は抽出されません。その他のデブリ冷却の評価においては、既に御説明したとおり、デブリベッド伝熱が重要現象として抽出されます。ULOHSでは、原子炉トリップをしないため、2次主冷却系で生じる熱流動に関わる物理現象が抽出されます。また、補助冷却系を起動しませんので、重要現象は抽出されません。

次、お願いします。

29ページからは、重要現象に対する妥当性確認方法について御説明します。

概要で触れましたとおり、Super-COPDは、原子力機構にて開発を進めてきたプラント動特性解析コードでございまして、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した炉心過渡解析コード「HARHO-IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使用したプラント動特性解析コード「COPD」の炉心計算部に組み込み、汎用化を図ったプラント動特性解析コードとなります。

「常陽」の有効性評価において、Super-COPDを適用する物理現象の範囲は、これまでの「もんじゅ」や「常陽」の運転時の異常な過渡変化や設計基準事故の安全解析で適用された範囲とほぼ同様でございまして、加えて1次主冷却系の自然循環による炉心冷却が含まれております。

妥当性確認方法として、三つの方法に整理しました。一つは、試験解析による総合的な妥当性確認。もう一つは、基本問題等による個別確認。最後の一つとして、境界条件として入力値を設定しており、妥当性確認を不要としたものです。

ULOFの事象において、デブリベッドの冷却性の評価に用いた解析モデルは、プラント動特性とは別に単独で使用し、個別に妥当性確認を行っております。

次、お願いします。

30ページのこの表では、抽出した重要現象に対して、対応するSuper-COPDの解析モデルを整理し、妥当性確認方法を示したものです。確認方法1番の赤字の項目は、試験解析により妥当性確認を行うものです。確認方法2番が、基本問題等により個別に確認するものでございます。確認方法3番が、境界条件として入力値を設定するものでございます。

次、お願いします。

31ページでは、試験解析による妥当性確認方法の概要について御説明します。

表中の記号についてでございますが、「○」は当該試験解析で使用したモデルであり、そのうち「●」が妥当性確認の対象としたものです。「□」が当該試験解析で境界条件として入力値を設定したものです。「－」は当該試験解析で使用していない解析モデルです。「△」がついている補助冷却系の解析モデルは、主冷却系の解析モデルと同様であるため、主冷却系の妥当性確認を参照いたします。

妥当性確認では、「常陽」MK-II自然循環試験、もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験を主要例題として試験解析を行い、各解析モデルの妥当性確認を行いました。有効性評価では、1次/2次主冷却系が自然循環になりますので、自然循環に関わる重要現象に対応する解析モデルの機能に着目して、もんじゅ及びEBR-IIで実施された自然循環試験を対象とした試験解析による妥当性確認を行いました。また、デブリベッド冷却の評価に関わるデブリベッド伝熱については、ACRR Dシリーズ試験を対象に妥当性確認を行いました。

なお、本日は時間が限られておりますので、主要例題とした「常陽」MK-II自然循環試験及びもんじゅ電気出力40%タービントリップ試験による試験解析の結果について御説明いたします。

次、お願いします。

32ページでは、基本問題等による個別確認の概要について御説明します。

「反応度フィードバック」、「核動特性」を計算する『原子炉核計算モデル』では、一般的に使用されている1点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行いました。

「燃料要素過渡伝熱」を計算する『原子炉炉心熱計算モデル』では、一般的に使用されている1次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行いました。

「原子炉容器ナトリウム液位変化」及び「主中間熱交換器ナトリウム液位変化」を計算する『1次主冷却系流動計算モデル』では、漏えいした冷却材容量分を、あらかじめ設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行いました。また、「1次主冷却系のナトリウム漏えい流量」の計算については、弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定して漏えい流量を計算していますので、理論値との比較等の検証を行いました。

次、お願いします。

33ページでは、境界条件として入力値を設定したものについて御説明します。

『原子炉炉心熱計算モデル』に関わる「崩壊熱」は、崩壊熱の計算は行わずに、炉心設計にて評価された崩壊熱を入力値として与えました。

「2次主冷却系のナトリウム漏えい流量」については、当漏えいにより生じる主中間熱交換器での除熱量の変化を、2次主冷却系の断熱により模擬するため、2次主冷却系漏えいのモデル化は行っておりません。

次、お願いします。

34ページからは、妥当性確認の主要例題の一つである「常陽」MK-II自然循環試験による妥当性確認の結果を御説明いたします。

本試験は、自然循環による崩壊熱除去能力の実証、データ取得、自然循環解析手法の確立を目的に実施した試験です。原子炉出力は、MK-IVと同じ100MWで、定格出力運転状態から原子炉をスクラムし、1次/2次主循環ポンプを同時に停止、冷却機を自然通風で除熱し、1次/2次主冷却系は、どちらも自然循環となる試験でございます。

本試験解析では、各構成機器の出入口温度及び流量を試験データと比較することで、『原子炉炉心熱・流動計算モデル』、『1次主冷却系流動・熱計算モデル』、『中間熱交換器熱計算モデル』、『2次主冷却系流動・熱計算モデル』、『空気冷却器熱・空気流動計算モデル』の妥当性確認を行いました。

次、お願いします。

35ページにて、まずは解析条件を御説明いたします。全313集合体をそれぞれ独立したチャンネルモデルでモデル化し、燃料集合体は下部高圧プレナムに接続、その他の集合体は下部低圧プレナムに接続、全てのチャンネルは炉上部プレナムに接続する体系をモデル化しました。また、空気冷却器入口空気温度及び空気風量を境界条件に設定しました。

以降は、解析結果を順に示します。

左の図に第0層、右の図に第2層の集合体出口冷却材温度を示しました。横軸に時間、縦軸に温度を示しております。試験解析の結果、全体としての挙動は一致しており、ボトム
の温度及びピークの温度は一致しています。

次、お願いします。

36ページでは、左の図に原子炉容器出入口ナトリウム温度、右の図に炉心ナトリウム流量の長時間の結果を示しています。横軸に時間、縦軸に左の図は温度、右の図は流量を示
しています。

原子炉容器出口温度、スクラム後の流量減少は試験結果とほぼ一致しております。自然
循環時の炉心冷却で着目するプラント挙動は、1次主冷却系のポンプフローコースダウン
から自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の1次/2次主冷却系の自然循
環流量の系統温度の温度挙動です。試験解析の結果、自然循環移行後の流量に若干差が生
じておりますが、流量低下、2次ピーク温度、原子炉容器出入口温度は試験結果と概ね一
致しており、全体的な流量の挙動を長期にわたり良く再現できていると判断しました。

次、お願いします。

37ページでは、左の図に主中間熱交換器2次側出入口ナトリウム温度、右の図に2次主冷
却系ナトリウム流量の長時間の結果を示しています。横軸に時間、縦軸に左の図は温度、
右の図は流量を示しています。

主中間熱交換器2次側出入口ナトリウム温度及び2次主冷却系ナトリウム流量は、全体的
な挙動は良く再現しています。一般に、自然循環時は流量と系統の温度挙動は互いに影響
し合う体系でありまして、流量、温度変化幅、温度変化率の一致は、炉心中間熱交換器、
空気冷却器、配管の伝熱特性、また、機器及び系統の圧力損失特性が適切にモデル化され
ていることを示します。

試験解析の結果、自然循環への移行をした後の流量は若干多いですが、温度変化幅、温
度変化後、温度変化率がほぼ一致しているため、関連する解析モデルの不確かさは小さい
と判断しました。

解析モデルの不確かさですが、これまで御説明した試験解析により、炉心の冷却材熱流
動、炉心流量再配分、径方向熱移行、1次主冷却系の冷却材熱流動、強制自然循環、ポン
プフローコースダウン、主中間熱交換器、熱交換、2次主冷却系の冷却材熱流動、自然循
環、主冷却機除熱の計算で使用される解析モデルについて、不確かさは小さいと判断いた
しました。

次、お願いいたします。

38ページから、妥当性確認の主要例題の二つ目である、もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験による妥当性確認の結果を御説明いたします。

本試験は、電気出力40%状態においてタービンがトリップした際のプラント挙動を総合的に把握することを目的とした試験です。試験では、電気出力40%の運転状態からタービンをトリップさせ、所定のインターロックに従い、原子炉トリップ、1次/2次主循環ポンプトリップ、主給水ポンプトリップ、発電機トリップするとともに、2次主冷却系の流路が蒸気発生器側から補助冷却設備側へ切り替わり、1次/2次主冷却系はポニーモータによる強制循環、補助冷却設備の空気冷却器は強制通風による崩壊熱除去運転となります。

本試験では、まず炉上部プレナム温度成層化に対する計算モデルについて単体で確認を行った後に、全系統挙動に対する計算モデルの確認を行いました。「炉上部プレナム温度成層化」に対する計算モデルの確認では、原子炉容器出口ナトリウム温度と炉上部プレナム内の軸方向温度分布を比較して、「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性確認を行いました。『炉上部プレナム熱計算モデル』は、炉上部プレナム内を複数の小領域に分割し、各小領域内で温度成層化の発生を考慮して軸方向に分割したモデルでございます。本試験解析の境界条件は、集合体出口ナトリウム温度及び流量を設定しました。

次、お願いします。

39ページでは、左の図に原子炉容器出口ナトリウム温度、右の図に炉上部プレナム内の温度分布の推移の結果を示しております。横軸に時間、縦軸に温度を示しています。

右の図の炉上部プレナムの内筒内側の軸方向の温度分布は、全体的な挙動は一致していますが、高めに推移しています。左の図の原子炉容器出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致しております。

軸方向の温度分布が高めに推移する原因ですが、こちらは多次元的な熱流動効果と考えられます。ですが、原子炉容器出口ナトリウム温度が試験結果と良く一致しておりまして、プラント挙動を計算する1次元の解析モデルとしての不確かさは小さいと判断しました。

次、お願いします。

40ページから、全系統挙動に対する計算モデルの妥当性確認の結果を示します。当該確認では、各構成機器の出入口温度及び流量を試験データと比較することで、『炉上部プレナム熱計算モデル』、『1次主冷却系流動・熱計算モデル』、『中間熱交換器熱計算モデ

ル』、『2次主冷却系流動・熱計算モデル』、『空気冷却器熱・空気流動計算モデル』の妥当性確認を行いました。

解析モデルは、制御系を含む「もんじゅ」の全系統モデルを使用しました。境界条件は、給水エンタルピと空気温度を設定しました。

次をお願いします。41ページでは、左の図に1次/2次主冷却系の流量、右の図に原子炉容器出入口ナトリウム温度の結果を示しています。横軸に時間、縦軸に、左の図は流量、右の図は温度を示しています。1次冷却系流量、流量の切り替わりを含めた2次主冷却系流量の流量低下挙動は、試験結果と良く一致します。原子炉容器入口ナトリウム温度は、一部の時間範囲で高く予測しますが、その後は試験と一致します。一時的に高く予測する要因ですが、「もんじゅ」特有のプラント動作の設定によるものであり、「常陽」の評価には影響しません。原子炉容器出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致いたします。

次をお願いします。42ページでは、左の図に中間熱交換器2次側出入口ナトリウム温度、右の図に空気冷却器出入口ナトリウム温度の結果を示します。横軸に時間、縦軸に温度を示します。中間熱交換器、空気冷却器の出入口ナトリウム温度は試験結果の挙動と良く一致しております。

解析モデルの不確かさですが、これまで御説明した試験解析により、「炉上部プレナム温度成層化」、「1次主冷却系冷却材熱流動（強制循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」、「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」、「主冷却機除熱（強制通風）」の計算で使用する解析モデルについて、不確かさは小さいと判断しました。

次をお願いいたします。43ページからは、デブリベッド冷却に対するデブリベッド熱計算モジュールについて御説明します。

ULOFの格納容器破損防止措置は、炉心損傷が生じる事象グループでございまして、下部プレナムにおけるデブリベッド冷却の評価を行います。デブリベッド熱計算モジュールは、デブリベッドの相状態に応じて等価的な熱伝導率を計算して、1次元の熱伝導方程式を解いて、デブリベッドの温度分布を計算するプログラムです。本モジュールは、Super-COPDと結合するとともに、それ自体単独で解析可能な1モジュールとして開発したものです。

有効性評価におけるデブリベッドの計算では、上方は下部プレナム内の冷却材に接しておりますが、デブリベッド上方の冷却材の境界温度は、別途計算した下部プレナム部の冷却材流量及びデブリベッドの崩壊熱等を考慮して算出します。

次をお願いします。44ページでは、デブリベッド熱計算モジュールの解析モデルについて御説明します。本モデルで想定しているデブリベッドは、燃料単独又は燃料とステールの混合ベッドでございます。冷却材ナトリウムに浸され、燃料が崩壊熱により内部発熱している状態となります。デブリベッド内の温度分布は、等価の熱伝導率を用いた1次元の熱伝導方程式を解きます。デブリベッドからの熱移行は、熱伝導モードで取り扱うことが可能であり、デブリ粒子と冷却材との等価熱伝導率は、後述しますデブリベッド模擬炉内試験で、その適用性が確認されているモデルで計算しています。さらに、デブリベッド内の冷却材の対流の影響による熱伝達の増加も考慮できるように、同試験で得られている実験相関式を用いております。

次をお願いします。45ページからは、デブリベッド熱計算モジュールの検証と「常陽」解析への適用性について御説明します。設定した評価手法に対して影響が大きい「H」、中程度である「M」、小さい「L」としてランク付けを行い、「H」、「M」となる物理現象を重要現象として、検証と妥当性確認を行います。デブリベッド冷却の評価における評価手法は、損傷炉心物質、冷却材温度、原子炉容器温度でございます。黄色文字で示した物理現象が「H」又は「M」とした重要現象となりまして、4項目を抽出しました。

次をお願いします。46ページでは、重要現象に対する妥当性確認方法について御説明します。「常陽」の原子炉容器底部の炉心中心軸近傍でのデブリベッドは比較的厚みがあることが想定されるため、深いデブリベッドを対象としたD10試験を選定し、妥当性を確認しました。D10試験は、米国サンディア国立研究所のACRR炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験の一つでありまして、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象としたものです。デブリベッドの厚みは160mm、デブリベッド粒子は100%UO₂粒子で構成され、液体ナトリウムに浸された試験条件でありまして、核加熱によって、デブリベッドの昇温からナトリウムの沸騰までを実現した試験です。デブリベッド内部に設置された熱電対によりデブリベッドの温度分布に関する定量的な情報が得られております。

なお、デブリベッドの発熱は入力値であることから、妥当性確認は不要としました。また、下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送については、デブリベッド上方の冷却材温度を境界条件として入力値で与えていることから、妥当性確認は不要としました。

次をお願いします。右下の図は、D10試験の試験解析結果です。横軸に時刻、縦軸に温度を示しています。デブリベッドの温度分布は試験結果と概ね一致しておりまして、解析ではデブリベッド内の熱伝導及び冷却材の自然対流を良く再現しています。デブリベッド

の温度分布は、デブリベッドの等価熱伝導率、デブリベッド内の冷却材の自然対流に大きく依存するため、本試験解析より各解析モデルの不確かさの影響は小さいものと判断いたしました。

次をお願いします。48ページと49に、これまで御説明した解析モデルの有効性評価への適用性についてまとめました。

『原子炉炉心熱計算モデル』のチャンネルモデルについては、「「常陽」MK-II自然循環試験」を対象とした試験解析を実施し、実機の試験データとの比較による妥当性確認を行っておりまして、「常陽」の有効性評価における「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」の評価に適用できると判断しました。

『炉上部プレナム熱計算モデル』については、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ」を対象とした試験解析により、妥当性確認を行いました。「常陽」の炉上部プレナム内での温度成層化の挙動は、「もんじゅ」での内筒内側のプレナム部で生じる現象と同様のものをごさいまして、本解析モデルは、「常陽」の有効性評価における「炉上プレナム温度成層化」の評価に適用できると判断しました。

『1次主冷却系熱・流動計算モデル』、『中間熱交換器熱計算モデル』については、「「常陽」MK-II自然循環試験」、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ1次主冷却系自然循環予備試験」、「EBR-II自然循環試験」に加えて、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」を対象とした試験解析を実施しておりまして、実機を含みます試験データとの比較による妥当性確認を行っております。これらの解析モデルは、「常陽」の有効性評価における「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制／自然循環）」、「フローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」の評価に適用できると判断いたしました。

次をお願いします。2次主冷却系熱流動計算モデルについては、「「常陽」MK-II自然循環試験」、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」を対象とした試験解析を実施し、実機を含む試験データとの比較による妥当性確認を行っておりまして、「常陽」の有効性評価における「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制／自然循環）」の評価に対して適用できると判断いたしました。

『空気冷却器熱』、『空気流動計算モデル』については、「「常陽」MK-II自然循環試験」、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」、「もんじゅ空気冷却器自然循環通風測定」を対象とした試験解析を実施し、実機

を含む試験データとの比較により妥当性確認を行っております。よって、「常陽」の有効性評価における「主冷却機除熱」の評価に対して適用できると判断しました。

デブリベッド熱計算モジュールについては、ACRRにて実施されたD10試験を対象とした試験解析を実施しまして、試験データとの比較による妥当性確認を行っております。よって、「常陽」の有効性評価における「デブリベッド伝熱」の評価に対して適用できると判断いたしました。

Super-COPDの有効性評価への適用性についての説明は以上となります。

○山中委員 それでは、ただいまの説明にありましたSuper-COPDの適用性についての部分について、質疑に移ります。質問・コメントはございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

御説明ありがとうございました。Super-COPDでのループ内の解析については、いろいろ実機との解析もされているということなんですけれども、一つ、今回新しい話としては、その43ページ以降の話として、そのデブリベッドの熱計算の話があるんだと思います。今回、御説明いただいた内容ですと、そのD10試験との比較というのをやっておられて、47ページですかね、結果のところをお示しいただいているところだと、試験結果とよく合っているという、そういう結論であると、よって有効性評価には使えるんだというふうな結論になっているというふうに、まず理解をいたしました。

その上でなんですけれども、今回、その解析の対象としたベンチマークのほうの試験というのは、体系でいうと、これ、資料にもありましたけど、大体厚さ16cmぐらいの小さな体系であるということと、あと、ナトリウムに浸かった状態でのその冷却の評価というのをやっている。それで温度分布を見ているというものですけれども、実際、その「常陽」で同じようなことを考えると、損傷した炉心がデブリベッドとして下部プレナムですかね、溜まってくると。そうすると、下部プレナムなんか下部が半球状の状態になっていまして、必ずしも一様に分布しているわけではないということもありますし、あと、ポンプで循環させていると、冷却材を循環させているということも違いがありますので、実際、「常陽」の有効性評価に適用しようとする、必ずしも今、確かめた状況とは違うようなところも出てくるんですけれども、それでも、これを使って適用することに特に問題ないというのは、どういうふうに考えておられるでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 原子力機構の飛田のほうからお答えさせていただきたいと思っております。

この出口のデブリベッドの冷却を評価するモジュールは、基本的には、燃料の粒子ベッド、ナトリウムの液体に浸されたベッドの中でも、実効的な等価熱伝達率というものは、そのときの整地とかデブリの粒径、あるいは空隙率に基づいて算出して、それに基づいて熱伝達率、1次元の熱伝導を解くという、そういうモデルになっております。

ということで、この実際のこの燃料のデブリベッドを用いて、ナトリウムを用いたD10試験、今回、「常陽」の場合は余裕を持って、ナトリウムは沸騰しないという結果になっておりますので、試験解析もこのとおりに沸騰、前の状態での昇温挙動の比較を行って、このモデルで解析された実効的な熱伝達率が妥当なものであるという確認を行っております。そういう意味では、半球状に積もったベッドの中でも、評価では、一番深いところのデブリベッドの深さを用いて評価を行っております。また、その中で特徴的な熱伝達係数、実効的な熱伝達係数は適切に評価できていると。

さらに、今、御指摘ありましたように、実際にはポニーモータで冷却された状態、少なくともデブリベッドの上面のナトリウム、下部プレナムのナトリウムプールについては、冷却材の供給がある状態を想定して適用しているわけですが、その点では、ナトリウムプールの温度については、ナトリウムの流量と、それからデブリベッド全体の崩壊熱の熱バランスで評価した、温度の変化を評価しております、それに基づいた評価を行っているということで、今回のこの試験解析で確認したモデル、物理的なモデルを適用して、「常陽」のデブリベッドを評価することは十分に可能であるというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そうすると、状況としては必ずしも同じじゃないんですけども、例えば今のように、その「常陽」の下部プレナムに溜まったようなデブリベッドの状況を見たとしても、今、一番深いところを想定したような状況での冷却状態というのを見ているから、そういう意味では保守的であるということもありましたし、あと、44ページの説明なんかを見ますと、実験の相関式ではヌッセルト数は分かっていると、これは熱伝達率を見ているということになるんでしょうけれども、ここは実験で得たものをここで、解析でも使えるということで、評価に使えるということで、まずは理解をいたしました。

ただ、その上で、実際に有効性評価で使おうと思うと、いくつか、その見なきゃいけない不確かさというのも多々あると思うんですね。例えば、デブリベッドの空隙率ですね、どのぐらいナトリウムが入るような隙間があるのかですとか、その発熱密度の考え方ですね。これ、必ずしもその実験と同じということではないでしょうから、その「常陽」で考

えるときに、こういうものの影響というのも、どのぐらい有効性に効いてくるのか、有効性評価の中で、その温度評価に効いてくるのかというのも、今後見ていく必要があるというふうに考えています。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。今日、御指摘いただいた、その「常陽」の有効性評価、このときに考慮すべき不確かさの扱い方については、今後、ヒアリングあるいは審査会合においても、資料を整理した上で説明させていただきたいと考えます。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今のやり取りで、少し気になるところがございまして、資料の2を見ていますと、このデブリベッドが燃料だけか、燃料とスチールの混合かといった議論もあると思うんです。それはSIMMERとの関係もあると思うんですけれど、実際に評価はどうなっているんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 評価の上では、燃料とスチールの混合ベッドを想定しております。

○有吉チーム員 完全混合ですか。それとも、分離は全く考えていないんですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 完全混合を考えております。

○有吉チーム員 それであれば、その完全混合でいいという説明は、ちょっと今後必要かなと思います。

それから、少し質問が変わりますけど、35ページを見ていただいて、自然循環のところでは解析条件、空気冷却器入口空気温度及び空気風量を設定という書き方があって、ちょっと気になるんですけれど、空気冷却器入口温度、風量というのは、本来、これもパラメータの一つだから、解析で追っていくようなものではないかと思うんですが、これはそうではなくて、何かの値に設定したと、意図的に、そういうふうにやったということでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（森炉心・プラント解析評価Gr） 原子力機構の森でございます。

はい、おっしゃっていただいたとおり、この試験解析においては、空気風量を境界条件として設定してございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

MK-IIとMK-IIIで、空気冷却器をたしか交換したはずですね。物が違っているはずなので、同じ考え方でいいのかとか、あと、よく分からないのが、「もんじゅ」のほうでは、いろいろ評価をやって空気冷却器、一応実施検討、解析の一致というのもあって、全体的な整合性というんですかね、やり方に何か差があるような気がしまして、少なくとも今回の申請で自然循環ということの評価したときに、その妥当性というのは、よく説明していただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（森炉心・プラント解析評価Gr） 承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。

どうぞ。

○片野チーム員 すみません、原子力規制庁の片野でございます。

今の議論にちょっと関係するんですけれども、その「常陽」のMK-II炉心の自然循環の試験の場合と、あと、それから、「もんじゅ」電気出力40%のタービントリップ試験と、この二つを今回題材として、その妥当性確認をして、合っているということで御説明があったわけなんですけど、両者とも、その体系は違うので、そのフローネットワークを組むときのコンポーネントはやや違ってくるとは思いますけど、モデルとしては一緒なんですか。これは、例えば圧損の考え方ですとか、流量配分の考え方ですとか、その熱伝達モデルみたいなもの、これは両者で同じものを使っていると、特別にチューニングはしていないという理解でよろしいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（森炉心・プラント解析評価Gr） 解析モデルとしては、計算機能として同様のモデルを使ってございまして、その、例えば圧力損失の計算に用いる、その機器の例えば配管ですとか、中間熱交換器の形状ですとか、そういう幾何形状に関するその情報は、それぞれのプラントに合わせて、入れ替えて計算をしているという形でございます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

そうすると、理解したところでは、形状は分かりました。そうすると、それは当然、プラントで異なるので、そこは考慮していると。ただ、その両者で、そのチューニングのために特別なモデルを入れているわけではないというふうに理解しましたので、そうすると、有効性評価でも、ここで検証した同じモデルを使って評価をするということで、よろしいんですね。

○日本原子力研究開発機構（森炉心・プラント解析評価Gr） おっしゃるとおりでございます。

ます。

○山中委員 そのほか、何かございますか。よろしいですか。

それでは、引き続き、資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） それでは、続きまして、また原子炉機構、田中のほうから、ASFREとFLUENTにつきまして御説明します。資料は50ページとなります。

それでは、51ページをお願いします。ASFREコードでございますが、下の図に示しますように、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的としまして、三角配列された燃料要素間、あるいはラッパ管との間の流路、これをモデル化する単相のサブチャンネル解析コードとなります。各サブチャンネルでは、各種の相関式を用いまして、ワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル、また、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いております。集合体内の冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態ということ解析することができます。

それでは、52ページをお願いします。ASFREの有効性評価への適用性の確認におきましては、評価指標に対して、Super-COPDと同じく影響が大きいものを「H」、中程度を「M」、小さいものを「L」としてランク付けを行い、評価事故シーケンスのLF、評価指標になります「被覆管温度」及び「冷却材温度」に影響が大きい、また、中程度となる「H」、「M」の物理現象を重要現象として抽出をいたしました。

評価の結果、下の表に示してございますが、五つの物理現象のうち、(3)被覆管温度変化、(4)冷却材温度変化、(5)速度分布を重要現象として抽出いたしました。有効性評価の解析では、定格状態、定格出力状態を対象としますので、出力の変化に係る(1)、(2)の影響は小さいというふうに判断をしております。

また、詳細につきましては、資料2の通し番号229ページからになりますが、2.3節のほうに記載しております。

それでは、53ページをお願いします。重要現象に対しまして、必要な解析モデルを整理して、ASFREによる試験解析を実施し、試験データとの比較から解析結果の妥当性を確認しております。

まず、被覆管温度変化において、熱伝導モデルと書いてございますが、ここには被覆管内の熱伝導モデル、被覆管と閉塞物の接触を表す熱伝導モデルが含まれます。被覆管の熱

伝導を計算する熱伝導計算モデルは、基本的な円筒座標系の3次元熱伝導方程式、これを計算するものでして、個別に検証を行っております。被覆管と閉塞物との接触に係る熱伝導モデルは単純な計算となりますので、妥当性確認は不要としました。

また、熱伝達モデルにつきましては、燃料ペレットと被覆管内面との熱伝達を、すなわちギャップコンダクターとなりますが、被覆管外面、ギャップコンダクタンスと、あと、被覆管外面等冷却材と熱伝達が含まれます。このギャップコンダクタンスにつきましては、保守的に求めた一定値を入力として与えております。

被覆管外面等冷却材と熱伝達モデルには相関式を用いております、原子炉機構で実施しました実機と同じナトリウムを作動流体とします模擬燃料集合体内の温度分布を計測したPLANDTL-37というナトリウム試験、これを対象に模擬燃料集合体内の温度分布を比較してございます。

冷却材温度変化につきまして、熱伝達モデルには被覆管外面と冷却材との間、閉塞物と冷却材との間の熱伝達が含まれて、それぞれ相関試験を用いております。また、サブチャンネル間のエネルギー混合を評価する乱流モデルが用いられております。これら各モデルを使いまして、冷却材温度変化を計算するために必要な、これは計算モデルの妥当性確認につきましては、PLANDTL-37試験を対象に、試験解析を行って確認を行いました。

速度分布につきましてですが、燃料集合体内の燃料要素やラップ管、あるいはワイヤスペーサから受ける局所的な摩擦及び効力を考慮できます圧力損失モデルを用いております。また、速度分布に影響を及ぼします乱流拡散係数には相関式を用いております、圧力損失モデルと併せて、「常陽」及び「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を用いた水試験、水試験による圧力損失計測結果、これとの比較、そして、総合的な妥当性確認になりますが、同じPLANDTL-37試験、これを対象に試験解析を行いまして、妥当性を確認いたしました。

こちら、詳細のほうは資料2の第3章のほうに、通し番号で231ページになりますが、第3章のほうに記載してございます。

それでは、54ページをお願いします。「常陽」の燃料集合体模擬試験解析により妥当性確認結果について説明をいたします。燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的として、「常陽」の試作模擬燃料集合体を用いて実施されました水試験を対象にしてございます。「常陽」の燃料集合体試験解析の軸方向圧力分布を試験の測定値と比較することで、速度分布に係る『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性確認を行いました。

図におきましては、横軸がレイノルズ数、縦軸が圧力損失係数となりますが、解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と一致しているということを確認してございます。

次、55ページをお願いします。次に、「もんじゅ」の燃料集合体試験解析による妥当性確認結果について御説明します。これも、燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的としまして、「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を対象とした水試験の解析を行ってございます。「もんじゅ」の燃料集合体試験の軸方向圧力分布を、測定値と解析結果と比較することによりまして、『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性確認を行いました。

図、同じく横軸はレイノルズ数、縦軸が圧力損失係数となりますが、これは解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と一致していると確認してございます。

では、56ページをお願いします。56ページは、ナトリウム試験になりますPLANDTL-37試験について御説明いたします。高流量時の燃料集合体内熱流動特性を把握することを目的としまして、37本の燃料要素で構成されます模擬燃料集合体を用いたナトリウム熱流動試験を対象としています。PLANDTL-37試験解析の集合体内温度分布を試験測定値と比較し、被覆管温度変化に関わる『熱伝達モデル』、冷却材温度変化に関わる『熱伝達モデル』及び『乱流モデル』、また、速度分布に関わります『圧力損失モデル』、『乱流モデル』の妥当性確認を行っています。

解析結果、横軸、集合体内の対面間距離、対面での横方向の温度分布を示してございますが、縦軸に温度を示し、解析結果と試験結果、これらがよく一致しているということを確認してございます。

では、57ページをお願いします。ASFREの有効性評価への適用性について説明いたします。ASFREの試験解析に関する検討によりまして妥当性確認を行いました。有効性評価への適用性があるものと考えてございます。被覆管温度変化につきましては、被覆管内の『熱伝導モデル』は個別に検証を行っており、PLANDTL-37ナトリウム試験解析によりまして、『熱伝達モデル』の妥当性を確認しました。試験装置は「常陽」の燃料集合体の仕様とは異なっておりますが、燃料要素と冷却材の間で生じる現象は同様でありますので、「被覆管温度変化」の評価に対して適用できると判断をしてございます。

冷却材温度変化については、PLANDTL-37試験解析によりまして、『熱伝達モデル』、『乱流モデル』の妥当性を確認しております。また、「常陽」と装置の仕様は、集合体の仕様は異なりますが、現象は同様であり、同じく、「冷却材温度変化」の評価に適用でき

るものと判断してございます。

速度分布につきましては、「常陽」及び「もんじゅ」の模擬燃料集合体水試験解析、また、総合的な確認としてPLANDTL-37試験解析、これから、『圧力損失モデル』、『乱流モデル』の妥当性を確認いたしました。「もんじゅ」、PLANDTLともに仕様は異なりますが、現象は同様でありまして、「速度分布」の評価に対して適用できると判断をしております。

以上、ASFREの説明となります。

続きまして、FLUENTのほうも御説明をさせていただきたいと思っております。

それでは59ページをお願いします。ここから、ULOF及びLORLの格納容器破損防止措置の有効性評価に適用します汎用計算流体力学コードFLUENTに関する説明を行わせていただきます。

資料の2では通し番号493ページからにまとめてございます。

では、59ページですが、FLUENTは、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの、非常に多岐にわたる物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つとなっております。適用実績ですが、航空機の翼周りなどはもちろんのこと、燃焼炉内の燃焼や、気泡塔、石油掘削プラットフォームなど、非常に多くの各種工業プラントで解析が行われております。また、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多くあります。FLUENTは、ナトリウム冷却高速炉プラントについても、これまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有しております。

下に示しますとおり、ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価での適用概念を示しておりますが、対象とする領域を詳細にメッシュ分割し、熱流動現象を解析することになります。

では、60ページをお願いします。先ほども少し触れましたが、「FLUENTは炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」の再配置・冷却過程、及び「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）」の格納容器破損防止措置の有効性評価に適用してまいります。

これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼします重要現象についてモデル化を行っております。以下の範囲で解析を行うこととなっております。

まず、一つは冷却材が沸騰しない单相流の範囲を取り扱うということ。境界条件であり

まず発熱量、流量、温度等が時間と共に変化をしますが、固体と液体との相変化、あるいは物質の凝固・溶融等、複雑な多成分問題となる物理現象は含みません。解析では、以下のモデルを、評価事故シーケンスに応じて組み合わせて実施をしております。まずはプレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦や形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体との熱伝達、これを組み合わせてモデルを構築しております。

また、解析に当たりまして、個々の、例えば構造表面であったり、構造の例えば集合体内であったり、圧力損失係数や熱伝達式等を設定する必要があるがございます。これはユーザが一つ一つ手作業でやると非常にエラーも生じやすいので、ユーザ定義関数を用いまして、設定を行ってございます。このUDF、ユーザ定義関数というのは、ユーザが共通的に使用します相関式と、これをあらかじめ記載しておくことによりまして、入力の際、関数として呼び出して簡単に設定することができる、非常に便利な機能でございます。

それでは、61ページをお願いします。有効性評価にかかる重要現象のモデル化ということになりますが、まず、有効性評価におきまして、共通して、原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状並びに構造内部の伝熱のモデル化してございます。安全容器内での冷却過程におきましては、このほか、安全容器、遮へいグラファイト、ペDESTALコンクリート等をモデル化してございます。

損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関しまして、ULOFの再配置・冷却過程では、残留炉心物質が占める領域を非計算領域として設定をし、その非計算領域の表面に別途解析しました表面熱流束の時間変化を境界条件として与えて、周囲のナトリウムへの伝熱を計算してございます。EVRにおきましては、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱は考慮してございます。原子炉容器の外面冷却におきましては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与えると、崩壊熱をモデル化してございます。

ナトリウムの熱流動に関して、IVR及びRVACSにおきまして、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合体ラップ管間のギャップ内の熱流動、構造物への伝熱、そして、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化してございます。

EVRでは、これらのほか、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気すると、この冷却に関する熱伝達をモデル化してございます。

RVACSでは、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガスの流動伝熱をモデル化し

て計算をして、この原子炉容器とリークジャケット内での輻射伝熱を考慮してございます。

では、62ページをお願いします。まず、FLUENTの検証マニュアルというのがございまして、FLUENTの解析能力の確認、及び解析結果の信頼性の確保を目的としまして、典型的な問題を対象に、検証解析事例がまとめられております。この事例集から、FLUENTの対応する基本機能検証として、先に示しましたモデル化に関連する検証事例をまとめております。一応流

まず、抽出した事例を下に示してございますが、構造流体間の熱伝達、自然対流問題、有効性評価で使用します乱流モデル、Realizable $k-\epsilon$ モデルと呼びますが、これの適用、非定常問題、また、個体構造物内の熱伝導、そして輻射伝熱による検証事例を抽出しまして、FLUENTに所定の計算機能が備わっているということを確認いたしました。

では、63ページをお願いします。62ページで示しました基本機能に加えまして、先ほど御説明したとおり、ユーザ定義関数、UDFを用いまして、圧力損失係数、熱伝達式等を設定してございます。そこで、UDFを用いたFLUENTによる解析結果とモデル式との比較を行いまして、UDFによる設定が正しく計算されることを確認しました。

まず、UDFを用いた圧力損失モデルの検証としまして、左上の図に示しますが、「常陽」の炉心部におけるラッパ管間ギャップ部、このモデルを取り出しまして、下方から上方への一様流中の圧力損失を調べました。FLUENTにの解析結果とモデル式との比較から、UDFで設定した圧力損失がFLUENTで正しく計算されるということを確認してございます。

右側の図に、流体と構造との間のUDFを用いた熱伝達係数の設定に係る検証結果を示しております。まず、簡単な体系でございまして、一方を温度一定の固体としまして、それに隣接する流路を設定してございます。入口下方から出口上方にかけまして、一方向の流れを設定し、ガスと構造物との熱伝達で使用するKaysの式、左下の左側に示しておりますKaysの式、そして、右側に示しますナトリウムと構造物との熱伝達で使用するSubbotinの式につきまして、UDFで設定した熱伝達係数がFLUENTで正しく計算される、反映されるということを確認してございます。

では、64ページをお願いします。有効性評価で使用します乱流モデル、Realizable $k-\epsilon$ モデルになりますが、これの適用性に着目しまして、軽水炉分野での安全解析の事例を確認してございます。この対象とした試験は、大型非定常試験装置LSTFにおけます、加圧熱衝撃発生時におけるECCS水注入時の低温側配管内の温度成層化試験解析として行われているものです。ECCS配管とコールドレグ配管、あとダウンカマの一部が対象となって計算

が行われております。

中段の図に示してございますが、解析に、左側の図で、解析によりまして、配管の下部で低温水が流れ、温度成層化の形成があるということは計算されております。また、Realizable $k-\epsilon$ モデルを使った解析温度と測定温度との比較から、両者はよく一致することが確認できます。

また、右側の表に、標準偏差による予測精度の比較が行われております。乱流モデルとしまして、標準 $k-\epsilon$ 、Realizable $k-\epsilon$ 、RNG $k-\epsilon$ と並んでございますが、Realizable $k-\epsilon$ モデルによる試験結果の解析結果の予測精度が高いということが示されてございます。

では、65ページをお願いします。また、ナトリウム冷却高速炉での熱流動に関連する解析に適用した実績を確認してございます。一つは、構造物を介する共役熱伝達モデルを用いたプール型ナトリウム冷却高速炉の中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価、また、燃料集合体のワイヤスペーサ付き燃料要素を束ねました燃料集合体内の詳細な熱流動評価、また、安全解析の一つであります、熔融燃料を模擬したコリウムと原子炉容器壁との相互作用を対象とした、原子炉容器下部での温度評価などが抽出されてございます。これら、直接的な妥当性確認とはなりません、やはりナトリウムを作動流体とする有効性評価の解析に対して、FLUENTが特段支障がないということを確認してございます。

66ページをお願いします。ここでは、実際の評価に近い体系ということで、自然循環崩壊熱除去システム運用時の原子炉容器内の熱流動解析手法整備の一環として、ナトリウム試験装置（PLANDTL-1）を対象とした試験解析が行われております。

このPLANDTLというナトリウム試験装置は、原子炉機構大洗にございました。それを対象としまして、このPLANDTL-1の試験装置は、ループ型ナトリウム冷却高速炉の原子炉を含む1次主冷却系、中間熱交換器、2次主冷却系及び崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置となっております。

この解析では、その一部、炉上プレナム部と7本の模擬燃料集合体で構成される模擬炉心部、この部分のみ対象とした解析となっております。模擬炉心部の中心集合体は37本の模擬燃料要素で構成され、周辺集合体は7本の模擬燃料要素でモデル化されております。

また集合体間、集合体間のラップ管間のギャップ部、こうした体系となっております。

解析は、この炉上プレナム部模炉心部を合わせて、詳細のメッシュを設定しまして計算を行うわけですが、解析では、この集合体間、集合体ラップ管間ギャップ部につきまして、相関式を使わない厳密な手法と、あと、有効性評価の解析で今回用いますような、相関式

をUDFで設定した解析ケースが行われております。

下の図に解析結果と試験結果との比較を示しております。試験結果の比較の左側が厳密な手法、右側が相関式を用いたケースとなります。両ケースともに差は小さく、ラップ管、集合体ラップ管間ギャップ部での温度低下と、集合体中心部で温度上昇、また、炉心内での特徴的な空間分布となる試験結果を概ね再現できているということが分かります。すなわち、この相関式ベースの解析モデルであっても、きちんと現象を評価できるということを確認してございます。

このように、FLUENTは炉上プレナムと炉心部との熱的な相互作用を生じますインターラッパーフローによる炉心冷却特性の把握や、集合体内の温度分布の予測解析で適用できるということを確認してございます。

それでは、67ページをお願いします。もう一つ、その他の適用事例としまして、有効性評価の解析で使用するFLUENTの輻射モデル、S2S、Surface 2 Surfaceというモデルでございしますが、これの輻射伝熱解析の適用事例を確認いたしました。これには原子力分野での適用例としまして、使用済燃料貯蔵施設内の輻射伝熱解析用コード（S-FOKS）の整備の一環としまして、FLUENTのS2Sモデル、さらに、S2Sよりも精度が高いと言われますD0モデルが選定されておりました、解析コード間での輻射モデルの違いによる比較が行われております。それぞれ同等の結果が得られることが示されておりました、また、計算負荷の観点から、S2Sモデルが有用であることを確認してございます。

また、原子力分野以外の適用例としまして、鋼の連続鋳造時における赤熱したスラブから放射される輻射排熱を活用した熱電発電性能評価というのが行われてございます。ここで、FLUENTのS2Sモデルが使用されてございます。

右側の図に示しますように、熱電発電ユニットの出力密度実験結果と解析結果が良い一致を示すということが確認され、S2Sモデルの適用性を確認することができました。

では、68ページをお願いします。最後、有効性評価への適用性ということですが、以上、御説明したように考慮すべき物理モデルに関連する各基本モデルが検証されているということを確認しました。

また、FLUENTは、航空宇宙や自動車、各種工業プラントなどの様々な実績を有しておりました、また、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントの熱流動解析への適用実績等から、その妥当性というのを確認をしてございます。

以上のことから、有効性評価の解析で必要となる構造と流体間の熱伝達等の基本機能を

含めた伝熱流動現象への解析機能を有し、適用性評価に適用性があるというふうに判断をさせていただきます。

以上、FLUENTと、ASFREとFLUENTを併せて御説明をいたしました。

以上です。

○山中委員 それでは、ASFREとFLUENTについての適用性に関わる説明、ここの部分の質疑に移ります。質問・コメントはございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

FLUENTのところで少し確認をさせていただきたいと思います。ページで言うと58ページ、59ページ以降ということになるんですけども、今回頂いている説明だと、いろんな分野で使われているということと、その実績もあるということなので、実際、そのFLUENTの熱流動モデルとしては、その何か、特に使える、使えないということはないのかもしれませんが、今回、その有効性評価に使うに当たっては、特に、その圧損のところと熱伝達モデルについては、特別にその相関式をモデル化したユーザ定義関数を使って、これを含めた形で有効性評価を行っているという、そういうことでよろしいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） そのとおりです。試験解析のほう同様、UDFを使った同様の手法で試験解析のほう、確認を行っておりまして、解析手法、解析手順として正しいものだというふうに考えてございます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

そうすると、どちらかというモデルというよりは使い方の話になってくるのかもしれませんが、結局、どういったモデル、モデルと言うと言葉が同じようなことになってしまうんですけども、その熱流動問題を解こうとすると、まず、Super-COPDみたいなフローネットワークと違って、CFDのコードですので、その体系を3次元で細かくモデル化していくということになってくるんでしょうけども、そうすると、今、その画面上に示していただいていますけど、炉内構造をどこまでモデル化していくのかとか、完全に全てというのは難しいでしょうから、必要なところを必要なだけということになるんでしょうし、あとはメッシュ分割をどのぐらい持ってくると適切かというのもあると思われまして、あと、境界条件で与えているとおっしゃっていましたが、その残留炉心物質側の発熱条件をどのぐらいに設定するのかというのも、こういうのも使い方という意味では必要な検討になってくると思うので、ここら辺は有効性評価側で御説明いただくということになるんだと思います。

特に、66ページのところでナトリウム冷却高速炉の説明もありましたけれども、このところ、特に真ん中のところの温度分布を見ますと、左側は、その厳密に解いていると、相関式を用いていないと、右側のほうは相関式を使って解いている。これは、相関式を使って解いているということであっても、比較的その精度よく解けているということの検証なんだと思うんですけれども、相関式を使うことのメリットとしては、そのメッシュ分割がそこまで細かくはなくても、比較的粗いメッシュでも適切に解けたりするところはメリットだと思うんですね。こういうところも、メッシュの依存性なんかがどのぐらいあるのかということも、有効性評価の中では、ぜひ説明してほしいことだと思いますので、お願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） 承知いたしました。

○山中委員 そのほかはいかがでしょうか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

ASFREについて、念のための確認です。56ページを見ていまして、このPLANDTL-37試験というのは、一番上の2行目ですね、これ、集合体内温度分布というのは、冷却材の温度分布ということでよろしいんですね。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） そうです。

○有吉チーム員 冷却材の温度が分かれば、あとペレットの発熱密度と、それからギップコンダクタンスが分かれば、燃料の中心温度とか全て、被覆管も温度評価はできると、そういうことですよ。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） そのようになります。

○有吉チーム員 54ページ、55ページに、圧力損失の分布も一応検証はしたということで、これが正しいから、集合体の中の冷却材温度分布が正しく評価できるということだと思うんですが、集合体閉塞という状況で測ったわけじゃないと思うんですけど、この集合体閉塞状況ということに対して、この圧力損失という、この測定、検証範囲、どの程度まで閉塞しても使えるかみたいな考察はございますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） まず、今回、有効性評価におきましては、閉塞物は発熱上端に設置をしてございますので、発熱の閉塞物の上流側におきましては、健全な集合体での流れ場と変わりません。ですから、まず、今回、54ページ、55ページ、「常陽」、「もんじゅ」での評価で正しく設定できるということで、まず、閉塞物の直前までの流速分布については、きちんと評価がされているものというふうに考えており

ます。

一方、閉塞物を設定する閉塞部ですが、千鳥状の閉塞ということになります。資料1の14ページのほうに図が載せてございますが、一つ置きの設定となります。この場合、下から入ってきた流量が、閉塞がございますので、閉塞のない健全流路に入っていくということになります。あと、健全な流路に入った後は、何かこの熱流動につきましては、底との閉塞物、あるいはピンとの熱伝達ということで、それまでの健全な流路での物理現象と変わらないということになってございます。ですから、まずはその上流までの状態をきちんと把握できるということが必要となっております。

御指摘の閉塞物を含むような体系での圧力損失の比較というのは、現在、行ってはございません。比較は行ってはませんが、今、御説明したとおり、閉塞部直前までの流量がきちんと正しく計算できるということ、また、閉塞部の領域の流れは健全な流路と変わらないということから、このASFREでの評価は適用可能であるというふうに判断してございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

14ページを見ながら、ちょっと確認ですけれど、閉塞物というのがそんなに長なくて、ラッピングワイヤのピッチか何かで決まっているんですかね。底まで冷却材が入った後、また抜けた後は、回り込んで通常のルートに戻っていくと、そういうことで理解してよろしいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） そのとおりでございます。

○有吉チーム員 だから、これだけ極端に千鳥配列で閉塞をさせても、閉塞長さの観点で言うと限界と、閉塞長さが限定されるということを考えると、検証範囲にみんな入ってくると、そういうふうにおっしゃっているわけですね。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） 「常陽」の集合体、ワイヤ巻きピッチで数巻きございますので、それに対して、閉塞部の長さは非常に短いということで、検証の範囲に入っているというふうに考えてございます。

○有吉チーム員 おぼろげながら分かりました。有効性評価の中では、少しそれを解説していただくのがいいのかなと思いますので、よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） 承知しました。

○山中委員 そのほかは、いかがでしょうか。よろしいですか。

それでは、引き続き、資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹） それでは、資料1の残りでございますが、原子力機構の清野より、主に格納容器応答過程で使っておりますCONTAIN-LMRに関する御説明をさせていただきます。

それでは、70ページをお願いいたします。CONTAIN-LMRの概要について、ここで御紹介しております。まず、格納容器内で生じる様々な現象、例えば、ナトリウム燃焼とか、ナトリウム-コンクリート反応等を解析するとともに、環境へ漏えい・放出される放射性物質についても解析できる計算コードであります。このCONTAINでは、先ほどの9ページで概念体系図を御紹介したんですが、この対象とする解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルにおける物理量、例えば圧力、ガス温度・成分及びエアロゾル濃度等を平均値で計算する、いわゆる一点近似コードでございます。

下にポンチ絵を描いておりますが、熱流動現象としては、スプレー燃焼、水素燃焼をはじめ、この個別の現象解析コードを投合したモジュラー型のコードシステムとなっておりまして、格納容器内における様々な事故解析に適用可能なコードとなっております。

続きまして、71ページをお願いいたします。ここでは、格納容器応答過程における重要現象について、ランク付けの整理により抽出した結果について説明しております。格納容器応答過程で評価対象としている事故シーケンスとして、ULOF、LORL及びPLOHSにおいて、評価指標であります格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度に対して、「H」又は「M」となるような現象を重要現象として抽出して、そのCONTAIN-LMRの検証及び「常陽」解析への適用性を検討しております。

評価の結果については、下の表に示しますように、黄色で示しております14項目を重要現象として抽出しております。ほとんどが「H」とか「M」とかになっておりますが、この中でバーが引かれているものについては対象外ということで、例えば、ナトリウム-コンクリート反応につきましては、PLOHS、LORLでは対象外となっておりますが、それは床下で起こる両事象についてはライナーが腐食されているため、対象外としております。

続きまして、72ページをお願いいたします。ここでは、先ほど抽出した重要現象に対する妥当性確認方法について説明しております。繰り返しになりますが、先ほど抽出した14個の重要現象につきましては、ここでは、その大元となる現象、この表の中では分類ということで書いておりますが、例えば、スプレー燃焼とかプール燃焼といったものを起因事象としまして、その結果、生じる物質及び熱移行といったところに関わるものが重要現象として抽出されております。

したがいまして、ここでは、その大本の現象に直結いたしますスプレー燃焼実験としてRun-E1、あと、プール燃焼実験としてRun-D3、あと、大規模なナトリウム-コンクリート反応実験としてLSC-1と呼ばれるものを対象にして、CONTAIN-LMRによる実験解析を行い、妥当性を確認しております。

詳細については、資料2の当該ページを御参照ください。

ということで、次の73ページ以降は、おのおの実験解析による妥当性確認結果について、簡単に説明させていただきます。

まず、73ページは、スプレー燃焼実験であるRun-E1を対象にしたものです。このRun-E1実験の概要ですが、1行目に書いてありますとおり密閉鋼製容器、この内容積が約100m³という比較的大きな鋼製容器を使った、空気雰囲気における大規模・長時間スプレー燃焼実験であります。主な実験条件としては、Na漏えい温度は505°C、漏えい量は約900kg。その漏えい継続時間は30分、漏えい高さは4m、そのNa平均液滴径は2mmといった条件でございます。同条件での実験を実施し、主な計測項目としては、そこに書いてありますように容器内の温度、圧力、酸素濃度等を測定しているものであります。

その中段にグラフが三つ掲載されておりますが、(a) から雰囲気温度、(b) が圧力、(c) 酸素濃度の実験結果との比較を示しております。CONTAINによる解析結果は実線で示しております。

まず、実験の大まかな特徴を申し上げますと、最初の約5分間は、このスプレーにより激しく燃焼するのですが、約10分を経過いたしますと。容器内が酸欠になりますので、燃焼しなくなるという結果になっております。

主な結果について、その矢羽根に書いてありますが、まず、雰囲気温度については、一部の熱電対、例えば、赤の三角印で書いてあるTE2082というようなのは、これはノズル直下に設置されている熱電対で計測されたものですから、雰囲気の温度というよりは、Naのナトリウム液滴の温度を直接測定したのになっています。したがいまして、これだけは一部高い傾向を示しておりますが、そのほかの解析結果については、実験結果を概ね再現できていることが分かります。

続いて、2番目の(b) 圧力については、これは解析結果は実験結果を保守的に評価している傾向にあります。

(c) の酸素濃度については、これは二つのサンプラーと酸素計という二つタイプの実験結果と比較をしておりますが、解析では、セル全体の平均酸素濃度を評価しているため、

実験で見られた一部の急激な現象は再現できないものの、全体としての減少傾向は、実験と整合していると言えます。

以上より、CONTAIN-LMRにおけるスプレイ燃焼解析の妥当性を確認したと考えております。

続きまして、74ページで、こちらはマルチセルによるプール燃焼実験であるRun-D3を対象にした解析です。当該実験の概要ですが、Naプール燃焼の隣接する部屋への影響を調べるための実験でございます。

その下に、(a)ということで実験装置及び解析体系が書いてありますが、まず、この手前の燃焼室、セル1と呼ばれるところで、約 2m^2 のプール面積を有するプール燃焼を生じさせます。この矩形セルの真ん中には仕切り板が設置されていて、その開口部は約 1m^2 になっているんですが、それを通じて、隣の連通室と書いてあるセル2の物質移行とかを調べるための実験となっております。主な実験条件は、Na漏えい温度を 500°C 、Na漏えい量 55kg 、その漏えい継続時間は2分にして、計測項目としては、各部の温度、酸素・エアロゾル濃度等を測定しております。

中段のグラフですが、(b)と(c)に燃焼室におけるガス温度、(c)には連通室のガス温度の比較を示しております。CONTAINの結果は実線で示してありますとともに、このガス温度は、実験では複数の結果を取得しておりますが、それを体積加重平均したものを平均温度と称して、赤い点線でも示しております。

以上の結果について、主な結果が、下の段の矢羽根のところに書いてあります。

まず、燃焼室のガス温度につきましては、実験ではNaプールに近い、例えばTG-120といった、ちょっと一番上にある温度については、当然、高温になっているんですが、先ほど申しました加重平均温度につきましては、解析と比較しますと、約 $\pm 50^\circ\text{C}$ の範囲で実験を再現していることが分かります。

一方、隣の連通室のガス温度(c)の結果ではございますが、これについても、同様に、解析結果は実験の平均温度と概ね一致していることが分かります。

その他の計算結果につきましては、資料2のほうに記載されておりますが、そちらのほうのエッセンスを申し上げますと、その最後の矢羽根のところに書いてありますとおり、その他の壁ライナ温度とか、酸素濃度、エアロゾル濃度についても、概ね実験結果を再現しており、この複数部屋間の対流通気を含めたプール燃焼解析モデルの妥当性を確認したと言えます。

続いて、75ページ、こちらは大規模のナトリウム-コンクリート反応実験を対象にして行った解析結果です。この実験、LSC-1ですけれども、これはアメリカのHEDL研究所において実施した大規模の長時間のナトリウム-コンクリート反応実験でございます。計測項目としては、主に熱電対による各部ということで、ナトリウムとかコンクリートの温度の変化、コンクリートの侵食量とか、水素の発生量を測定しております。

あと、CONTAINのナトリウム-コンクリート反応計算モデルでは、主要なパラメータであるコンクリート侵食速度係数、FRACVというものを使っておりますので、これについての感度解析を実施して、最適な値を見いだしております。ここでは、0.001から0.005の間での感度解析を見ています。中段の表に書いてありますように、実験に使用したコンクリートは、約0.9m角ぐらいの割と大きなコンクリートでして、総重量は1,200kg、コンクリートの種類としては玄武岩なんですけど主成分はシリカということで、いわゆるシリカ系コンクリートを使っています。含水率は7.5%です。

これに対するナトリウムの供給条件としては、総量としては454kgのナトリウムを先ほどのコンクリートの上に注入しております。注入直後の液深としては、約60cmぐらいのナトリウムの深さになっております。ナトリウムの供給温度自体は593℃のものを供給するのですが、コンクリート上に注入しますと放熱により下がってしまいますので、その温度低下を防ぐために、試験容器の側部に取り付けてあります加熱ヒーターで再加熱して593℃になるよう維持して、ナト・コン反応を継続させた実験となっております。

それで、向かって右側のほうに主な物理量であるコンクリートの侵食量の比較が(a)、その下、水素発生量の比較が(b)ということで、実験結果と比較して示してあります。先ほど言いました主要パラメータであるFRACVというのを0.01~0.005まで振りつつ、実験結果と比較しております。

主な結果については矢羽根に三つ書いてありますが、まず一つ目ということで、主要パラメータであるコンクリートの侵食速度係数の最適値は大体0.003前後になるということが分かりました。その間において、コンクリート侵食量は実験では約30cmぐらいになっているんですが、それをおおむね再現しているといえます。

一方、水素発生量につきましては、この実験体系は割と周囲への放熱がある体系ですので、水素発生量を保守的に評価する傾向にあります。といいますのは、CONTAINの当該モデルは一次元モデルだからであります。ということで、そういう水素発生量を保守的に評価する傾向にあるものの、先ほど言いましたコンクリート侵食量をおおむね再現すること

ができたといえます。

ということで、以上より、CONTAINのナトリウム-コンクリート反応解析モデルの妥当性を確認したといえます。

最後、76ページでございますが、以上のCONTAINにおける有効性評価の適用についてまとめしております。読み上げますが、CONTAIN-LMRの試験解析に関する検討により妥当性確認を行った結果、重要現象の大本の現象であるナトリウムスプレー燃焼とかプール燃焼、ナトリウム-コンクリート反応に関する解析モデルの妥当性を確認することができ、有効性評価の適用性があるものと考えます。

一方、不確かさにつきましては、そこに二つ書いてあるんですが、詳細は資料の2を御覧いただきたいのですが、結論を申しますと、CONTAIN-LMRの妥当性確認の中で、格納容器応答の過程で最重要となるスプレー燃焼に対して最も影響のある因子としてスプレーの液滴径を抽出しております。ただし、有効性評価では、この不確かさの影響を考慮した上で各評価項目に対して厳しい結果となるよう、具体的には噴出終了時にほぼ全量のナトリウムが雰囲気中で燃焼し尽くす結果となるような小さな液滴径を設定しているため、これに関する感度解析は不要としております。

その他の解析条件に関する不確かさとしては、反応面積に関わるナトリウムプールの広がりとか、あとナトリウムの漏えい温度条件に関わる崩壊熱条件がありますので、これらの不確かさを考慮した解析を行う必要があり、行っております。

最後、CONTAINを含めた、以上、今まで御説明した四つのコードに関するまとめが77ページに記載しております。読み上げますが、以下の計算コードは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価を行うに当たって、考慮すべき重要な物理現象に関する解析モデルを備え、有効性評価に適用可能であることを確認いたしました。

Super-COPDにつきましては、有効性評価における重要現象に対する解析モデルについて、実機スケールでの常陽（マークⅡ）の自然循環試験やもんじゅの電気出力40%タービントリップ試験を対象とした試験解析により、各試験の結果との比較により妥当であることを確認しております。また、重要現象に対する不確かさは小さいことも確認しております。ただし、炉心損傷防止措置の有効性評価の解析では、解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があります。

続いて、ASFREについては、LFの評価事故シーケンスである冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故の重要現象に対する解析モデルについて、ナトリウム高速炉の燃料集合体を模擬

した既往試験を対象とした試験解析を実施し、各試験結果との比較により解析結果は妥当であること、また、その不確かさは小さいことを確認しております。なお、炉心損傷防止措置の有効性評価の解析においては、基本ケースにおいて、解析結果を厳しくするような保守的な条件設定を行っておりますので、不確かさを包絡した解析としております。

続いて、FLUENTにつきましては、炉心損傷物質の冷却性における重要現象に対する解析モデルについて、関連する解析モデルが検証されていること、ナトリウム冷却高速炉を含む原子力プラントの熱流動解析への適用実績等から、その妥当性を確認しております。ただし、格納容器破損防止措置の有効性評価の解析では、解析条件の不確かさの影響を考慮しております。

最後、CONTAINにつきましては、格納容器応答過程における重要現象に対するCONTAIN-LMRのナトリウム燃焼等に関する解析モデルについて、既往試験解析から、各試験結果との比較により解析結果は妥当であり、その不確かさは小さいことを確認しております。ただし、格納容器破損防止の有効性評価の解析では、解析条件の不確かさに関わる影響を考慮しております。

以上でコードに関する御説明を、以上です。

○山中委員 それでは、最後、CONTAIN-LMRのコードの適用性について説明がございましたけれども、質問、コメント、お願いします。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

CONTAIN-LMR、御説明ありがとうございました。ここのナトリウム-コンクリート反応に関して、一つコメントがございます。このナトリウム-コンクリート反応、75ページを開けていただけるといいんですけれども、ここではコンクリート侵食速度係数、FRACVというんですかね、というものが大事になってくるというふうに御説明がありました。ここでは、LSC-1という実験でやっている。このときは、玄武岩系のコンクリートを使っていると。

今日、御説明はなかったのですが、資料2のほうには、ほかにも、これよりは小規模なナトリウム-コンクリート反応実験なんですけれどもⅢ-1Mという試験もございまして、これは硬質砂岩コンクリートを使った実験もやられて、それでもFRACVを検討されているということなんですけれども、こういったLSC-1の実験で使用したコンクリートの性状を実際の常陽のコードのコンクリートの性状と比較して、こういった実験結果を基にコンクリートの侵食速度係数を設定することが適切なのかというのを、コンクリートの性状によっ

て考慮すべき不確かさの影響がないのかというところを今後、説明いただきたいと思えます。いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹） 清野でございます。

ただいまの御質問ですけれども、まず、ナトリウム-コンクリート反応では、コンクリートの種類というよりも、厳密にはその成分が重要となります。CONTAIN-LMRでは、その成分に応じて各種の化学反応の計算を行っております。常陽のコンクリートは主成分がシリカであるシリカ系コンクリートでありますため、今回の検証対象実験としては硬質砂岩及び玄武岩、これは共にシリカ系コンクリートを使用した実験を選択しております。

今日は、pptではそのうちの一つしか御説明しませんでした。御指摘にありますように、もう一つの解析を含めて、その二つの実験解析を通じて結果を申し上げますと、コンクリートの種類や成分、大きさが多少異なっても、主成分がシリカ系コンクリートであれば適用できるといったことを両実験により御説明した次第でございます。したがって、シリカ系コンクリートである常陽にも適用可能であるということで判断しております。

以上でございます。

○小舞チーム員 ありがとうございます。今、御説明いただいた中身については、資料の2のほうをよく読むと、そのように受け取れるところもあると思うんですが、明確に書いていただけるとありがたいと思えます。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹） 承知いたしました。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

74ページを開けていただいて下から3行目、エアロゾル濃度ということで、これは一番最初の議論の100TBqにも関係するんですけど、資料2を見ますとCONTAIN-LMRではエアロゾルというのはナトリウム蒸気とナトリウム化合物である、そういう認識でよろしいですよ。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹） はい。厳密に言いますと、ナトリウムの蒸気というか、それが液滴したナトリウムミストとナトリウム化合物となります。さらに、ナトリウム化合物の中には酸化物のものだったり水酸化物があります。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

ちなみにですけど、これはエアロゾルを実測したというふうに資料2では読めるんです

が、ナトリウムとナトリウム化合物と、そういう種類まで全部、測定はされておられるんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹）　そうですね。厳密な化学分析をどこまでやったかは、今、即答はできないのですけれども、その結果として、最後、ナトリウムとして滴定される量が各エアロゾル濃度ということで比較されています。

○有吉チーム員　原子力規制庁、有吉です。

それで、100TBqとの関係になると、これはセシウムになるわけで、5月11日あたりの説明資料だとセシウムはナトリウムと同じ挙動をするという仮定の下にセシウムの移行というのを評価したはずなんですけど、そういう記憶をしていますが、それでよろしいですかね。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹）　そうですね。改めて申し上げますと、実は、セシウムについては、直接、今回は計算はしておりません。セシウムと一緒に挙動するであろう、また、主な熱源であるナトリウム燃焼時に発生するであろうナトリウム酸化物、先ほど言ったナトリウムミスト及びナトリウムエアロゾルに関する計算をしております、その結果、環境へ出る放出量というものを評価しております、その放出割合がセシウムについても適用できると評価して計算をしております。この辺については、また有効性評価の中で詳細を御説明したいと考えております。

○有吉チーム員　原子力規制庁、有吉です。

ぜひ、妥当性というか保守性といった観点からも説明をお願いいたします。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（清野主幹）　承知いたしました。

○山中委員　そのほか、何かございますか。あるいは、全体を通じて何か原子力規制庁のほうで確認しておきたいこと等、ございますか。よろしいですか。

それでは、続きまして、資料3の前の審査会合におけるコメントの回答について説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）　では、前回の審査会合でのコメント回答ということで、原子力機構の飛田のほうから説明させていただきます。資料の3を画面共有させていただいております。

まず、最初のページ、ページ1なんですけれども、これが前回の審査会合におけるコメントとその回答予定、それから今回、回答するものについて回答資料をまとめた資料になっております。ちなみに一番左側のナンバーなんですけれども、これは常陽の質問管理表

の管理番号としてつけている資料であります。

まず、No.223になりますが、これは有効性評価における全ての評価項目と評価指標の対応について説明すること、また、評価項目の具体的な判断基準についても説明することということで、これは既に本日の資料1のページ2、あるいはページ3の一覧表で御説明したとおりですので、ここでは回答は割愛させていただきます。

もう一つ、このOHPの資料、資料3になりますが、それとは別の資料を使って回答しているものとしまして、三つ飛ばして下のNo.226になります。これは、SIMMERにおける損傷炉心の核的挙動の計算について、試験解析等により妥当性を確認した結果として、最適評価を適用することを結論として明記することということであります。これにつきましては、お手元にあります資料の2のワードの計算コードの説明資料になりますが、その通し番号でいきますと330ページになります。第4部、SIMMER-IV及びSIMMER-IIIにつきまして、その330ページを参照いただきますと、(3) としまして空間依存動特性モデルの不確かさということで、ここで御指摘の内容を明記しております。

具体的には、ここに書いてあるとおりになりますが、高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象を模擬したFCA VIII-2試験の解析によって、反応度変化を実験誤差範囲内で適切に解析できることを確認しました。また、STNケースの解析で、核計算時間ステップ幅に対する依存性がないことを確認した。

さらに、高速炉の炉心崩壊事故における即発臨界超過時のように、炉心物質の配位が大きく変化して、あと原子炉出力が急速に変化するような状況に対して、空間依存動特性モデルで用いているSn法による中性子輸送計算と、それから改良型準静近似法の適用性について確認を行った結果、Sn法は、そういった炉心の参照解であるモンテカルロ法と比較して精度よく解析できる、また、常陽の即発臨界超過状態の α モード近似あるいは λ モード近似のスナップショット法での比較から、そういった反応度とか中性スペクトルともに整合した結果を与えることを確認したと。

以上をもって、最後の文章ですが、これらの検証解析と確認解析から、SIMMERの空間依存動特性モデルは常陽の遷移過程における反応度変化の解析への適用性を有し、また、その不確かさは小さいと判断したと明記することとしました。

もう一つ、資料の2で答えていますのが、四つほど飛ばしてNo.230になります。これは最後の項目になりますが、これはSAS4AからSIMMER-IIIへのデータの引継ぎにおいて、初期条件として損傷燃料を炉心中心に設定していることの妥当性など、境界条件が適切に引き継

がれていることを説明することということでありまして、これにつきましては、同じく資料の2の、お手元の資料の2の通しページで、通し番号で言いますと523ページ目になります。

ここは資料の2の参考資料3ということで、SAS4AからSIMMERへのデータの引継ぎ方法を記述しているところであります。ここにおきまして、ちょうど523ページ目の真ん中辺のパラグラフになります。上から三つ目のパラグラフになります。「なお、ULOFの起因過程の解析で」で始まる文章であります、ここで説明させていただいております。

なお、ULOFの起因過程の解析で損傷する燃料集合体は、外側炉心の最内周に位置する燃料集合体を炉心の中心位置に設定しています。これは、起因過程で損傷しました燃料集合体を出力の高い場所に置くことで炉心の溶融拡大を早くするとともに、炉心中心部に未損傷の燃料集合体を残した状態では、円環状の溶融プールが形成されて、スロッシングによる炉心中心に向かう燃料集中挙動が制限を受ける可能性が生じると。そういうことを避けるためであります。

この燃料集合体の位置変更によりまして炉心に形成される溶融燃料プールのスロッシングによる炉心中心に向かう燃料集中挙動が発生しやすくなるということで、したがって、このような取扱いは即発臨界超過に伴うエネルギー放出の観点からは保守的な想定であると、そういう記述を行っております。

また、OHPに戻ります。先ほどの1ページ目のOHPになりますが、残る、上から言いますとNo.224と225、飛んで227、更に飛んで229につきましては、この資料の中で説明を行っていきますので、順次説明させていただきます。なお、詳細につきましては、お手元の資料4のワードの資料を御参照いただければと思います。では、次のページをお願いします。

まず、最初の224、No.224、SAS4Aの妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について説明することということでありまして、次のページをお願いします。

この表は、起因過程で考慮すべき不確かさをULOF及びUTOPについてまとめております。計算コードのモデルに関する不確かさとしましては、FPガス保持量の不確かさの影響を評価します。あと解析条件に関する不確かさとしましては、制御棒引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラー反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価します。

FPガス保持量につきましては、燃料の分散に寄与するFPガスの保持量を0%、解析上は微量量になりますが、に減じるという対応を取りました。

次のナトリウムボイド反応度につきましては、炉心の核設計における不確かさと炉心構成の違いから、ナトリウムボイド反応度が負値の領域では反応度の値を70%として、また、ナトリウムボイド反応度が正值の領域では反応度の値を30%増しとしているという対応を取っております。

これらの不確かさの扱いは、ULOF及びUTOPでも共通になります。

ドップラー反応度と、それから燃料の軸伸び反応度、これにつきましては、ULOFでは燃料温度が低下していきますので正の値となります。したがって、反応度の値を30%増しの1.3倍としています。一方、UTOPでは、事象の開始とともに燃料温度が上昇して、これがマイナスの値となりますので、反応度の値を0.7倍としています。

UTOPに特有の不確かさとしましては、そのほかに制御棒引抜き反応度と燃料破損条件があります。制御棒引抜き反応度なんですけれども、これにつきましては制御棒位置とか実効遅発中性子割合の不確かさ等を考慮しまして、保守的な想定として反応度添加率を約 $4.2\phi/s$ で一定とするという設定としております。

また、破損時の溶融割合ですが、基本ケースにおきましては溶融割合が20%となった時点で破損させていたものを、負の反応度効果を有する燃料分散の抑制という観点から、保守性を考慮して燃料溶融開始直後としております。また、これとは別に、負の反応度効果を有する燃料分散の開始を遅らせるという観点から、保守性を考慮して溶融割合が50%となった時点で破損させるという二つの解析条件を使った解析を行っております。次のページをお願いします。

これが、まず、ULOFの解析結果になります。反応度につきましては、どの不確かさを考慮したとしても、基本ケースと同様に臨界、すなわち0.00を超えることはありませんでした。また、ナトリウムボイド反応度ケースにつきましては、損傷集合体の数が2体から5体に増えておりますが、遷移過程の評価で重要な挙動になります大規模な燃料移動挙動が現れる段階では、こういった遷移過程開始時点での損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどなくなっていると考えられますので、以上の点から起因過程のこういった不確かさが遷移過程の評価には影響しないというふうに考えられます。次のページをお願いします。

このページは、UTOPの結果をまとめたものになります。反応度は、基本ケースの最大0.195\$に対しまして、最も大きな影響のあった制御棒引抜き反応度ケースでも最大0.244\$と大きな差がなくて、即発臨界、すなわち1\$を超えるということはございませんで

した。

また、燃料破損条件を変えたケース、溶融割合を0%としたケースでは損傷集合体の数が増加、2体から10体が増えておりますが、これは遷移過程の評価で最も重要な挙動になります大規模な燃料移動挙動が現れる段階におきましては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響がほとんどなくなっているというふうに考えられますので、以上の点から起因過程の不確かさにつきましては遷移過程の評価に影響しないというふうに考えられております。

次のページから3ページほど、代表的な結果について、少し詳しく説明をさせていただきます。

まず、ULOFで損傷集合体の数が増えていたケースになりますが、これはULOFのボイド反応度につきまして保守的な想定を行ったケースになります。基本ケースに比べまして過渡開始の直後から反応度の減少が若干緩やかになっておりまして、沸騰開始時刻あるいは燃料崩壊時刻が早くなっております。冷却材が沸騰するチャンネルの数が増加しまして、被覆管の溶融に至るチャンネルの数も増加していくんですけども、炉心全体では負の冷却材密度反応度と、それからナトリウムボイド反応度が卓越しておりますので、基本ケースと同様に未臨界の状態が維持された事象が遷移過程に移行するということになります。

反応度推移に関しても大きな差がなく、基本ケースと同様に事象全体を通じて反応度は負の範囲にとどまっております。また、損傷集合体の数は基本ケースの2に対して5集合体となっているんですけども、そのうちの増えた3集合体は被覆管が溶融しただけで燃料は流動化していないということで、炉心全体の燃料分布が基本ケースと大きく変わらないので、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはないというふうに考えております。次のページをお願いします。

7ページ目になりますが、これはUTOPにおきまして、UTOPを代表する不確かさであります引抜き挙動を変えたケースになります。保守的に考えたケースになります。過渡開始直後から反応度の増加率が上がっておりますので、燃料要素の破損時刻が早くなっています。ただし、集合体数は基本ケースと同様に2集合体でありまして、破損後の推移も大きな違いがなかったと。

最大反応度や最大出力も増加しておりますが、最大出力は定格出力の約2.7倍、最大反応度は0.244と基本ケースと大きな差がなく、即発臨界を超えることもなかったということで、後続の遷移過程の事象推移にも大きな影響を与えないというふうに考えております。

す。次のページをお願いします。

これは、最後の御説明になりますが、不確かさの影響評価として溶融割合、破損を判断する溶融割合を変えたケースになります。まず、溶融割合0%のケース、グラフでいうと青の実線になりますけれども、これでは燃料の破損の同時性が高まっておりまして、基本ケースに比べて損傷の集合体数は増加して10集合体となっております。また、破損時の燃料溶融割合が減少したということで、破損直後の燃料移動反応度は基本ケースに比べて小さくなっているということになりますが、ただ、燃料集合体が増加したことで結果的には基本ケースよりも大きくなっている、大きく負の反応度が入ったということになります。

破損時の燃料はほとんどが未溶融で、流動性が低いということで、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わっておりません。遷移過程の事象推移にも、大きな影響はないというふうに判断しております。

また、溶融割合を逆に50%と増やしたケースでは、破損時刻が大幅に遅れまして、基本ケースに対して最大出力が増加しております。ただ、それでも定格出力に対して3.8倍程度であるということと、あと破損時の燃料溶融割合が大きいので、壊れたときに燃料要素部、ピンの中で燃料が炉心の中心に集まるという、そういう反応度の増加が僅かに見られておりますが、ただ、最大出力反応度は0.203\$と基本ケースとほぼ同じ程度であったという結果になっております。次のページをお願いします。

以上が起因過程での不確かさの考慮についての御説明になります。

次は、No.225の再配置・冷却過程に至る損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及び不確かさの影響評価についてということで御説明させていただきたいと思っております。次のページをお願いします。

これは、原子炉容器の中で損傷炉心物質が再配置するという、そういう挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と、それから、それがどのように流出するかという、そういう挙動に依存して大きな変動幅があるというふうに考えております。事象推移に関して基本となる、したがいまして、基本となるシナリオを想定した上で、先行した遷移過程の基本ケースの結果を踏まえて残留した炉心物質の溶融と炉心からの流出挙動に応じた再配置挙動を検討します。

ここでは、特に残留炉心物質の冷却保持の観点からは、エネルギー放出が小さくて炉心領域あるいは下部プレナムにほとんどの炉心物質が残った状態のほうが厳しいということで、この図で言いますと右側、炉心領域と、それから下部プレナム底部に炉心物質が再配

置されるという、そういう状況を想定した検討を行っていきます。次のページをお願いします。

損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさを考慮するという事で、下部プレナムへの損傷炉心物質が流出した量がどのように決まってくるかということになりますが、これは流出のタイミングに依存するという事で、二つのケースを想定しました。

流出タイミングの①になりますが、これは基本ケースとして想定したものであります。まず最初に、遷移過程の基本ケースでは、最終的には径方向の反射体領域に炉心燃料の約30%が流出して遷移過程が終了しております。ただ、冷却過程の観点からは炉心に多くの燃料が残るほうが保守的になりますので、ここでは保守的に、炉心に80%、それから径方向反射体領域に20%の燃料が残った状態を考えています。これをスタートとします。損傷炉心物質が崩壊熱によって徐々に溶融をするという、そういう状況で、溶融した損傷炉心物質が制御棒の下部案内管を通じて順次、下部プレナムへ流出するという、そういう状況を考えます。

そうしますと、溶融した残留炉心物質は順次、制御棒下部案内管を通過して下部プレナムへ移行していくんですけども、流出した燃料の量が初期インベントリの約30%に到達したと。すなわち炉心に残る燃料の量は約50%になるわけですけども、この状態で、ちょうど炉心に残った燃料の崩壊熱と炉心の周辺構造への熱損失がバランスして、それ以上、燃料が溶けなくなります。この時点で下部プレナムへの流出が停止するという事で、この場合は下部プレナムに移行する燃料は約30%となります。これが、一番下の表で言いますと基本ケース、流出タイミング①と書いた状態での下部プレナムへの流出量及び炉心に残った燃料の量となります。

次に想定するのが流出タイミング②でありまして、これは下部プレナムへの流出量を最大に見積もる想定になります。まず、径方向反射体に流出した20%の炉心燃料を除いた80%が炉心に残っているわけですけども、これが溶けてもずっと炉心にとどまるという、そういう場合を想定します。そうしますと、炉心物質の溶融量の増加と、それから炉心物質の温度上昇の結果として、この状態でもやはり炉心周辺への熱損失が増加して崩壊熱も下がってくるということで、初期インベントリの約70%以上が炉心で溶けて、それ以上は溶融量が増加しなくなるということになります。

この状態で、いつかの時点で制御棒案内管などの閉塞物が溶融して開通するという事で、炉心から一気に下部プレナムに流出すると、そういう状況を想定します。この場合は、

炉心損傷物質からの炉心からの不確かさの条件として約70%、これ以上は下部プレナムには移行しないという量がここで得られることになりまして、下の表で言いますと、炉心からの流出の不確かさで流出タイミング②という表に整理しましたように、下部プレナムには70%、炉心部には10%残ったという状況になります。

ここで、最大に流出した状況を想定して評価を行ったのが次のページ、12ページになります。

ここでは、炉心インベントリの約70%の燃料が下部プレナムに移行して、デブリベッドを形成した条件で解析を行っております。デブリベッドの最高温度は約1,800秒後に720℃まで上昇して、その後は崩壊熱の減衰とともに低下していきます。あと、デブリベッドによって高温条件、最高温度が約720℃となる原子炉容器底部の鏡板では、原子炉容器の自重、ナトリウムの重量、それからデブリベッドの重量によって発生する応力が2.8MPaになりますが、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対しましても有意に小さくて、クリープ破断は発生しないということが分かりました。次のページをお願いします。

次のページは、No.227のFCI挙動はTHINA試験等でSIMMERの妥当性を評価しているが、この他の実験的知見も含めて、常陽の炉心損傷過程における状態へのこれらの実験的知見の適用性を説明すること。また、FCIの最大圧力を約80気圧としていることの妥当性を説明することという御指摘がありましたので、これに対して答えていきたいというふうに考えています。次のページをお願いします。

この表になりますが、これは既存の溶融した燃料とナトリウムのFCIを実現した実験的な知見をまとめた表になります。様々なFCIの発生状況を想定した試験が行われておりますが、特に大きな圧力ピークが測定されているものは、表の右側の行に赤い線で示してありますCORECT-II試験のケース21の12MPa、ケース18の約7MPa、ケース12Bの約6.6MPa、それからFARO-TERMOS、少し下のほうになりますが、その試験のケースT2の約6MPaとなっております。次のページをお願いします。

まず、CORECT-IIの試験になりますが、これは溶融した燃料を皿状のるつぼに移しまして、その周囲の下の方向からナトリウムの液位を上昇させるという試験になります。左下の四つの概念図に示しますように、I～IVの試験モードがありまして、モードIIIとモードIVは閉じ込められた狭い空間の中でのFCI、モードのIは融体プールにナトリウムを上から注ぐ試験、炉心近傍のFCIとして参考になりますのは開放された空間で実施したモード

のⅡということになります。

これらの中で特に大きな圧力ピークが測定されていますのはケース21とケース18とケース12Bになりますが、前者二つの試験ケースは閉じ込められた狭い空間の中で強制的にナトリウムを注入したモードⅢ、それからケースの12Bは高温の融体上にナトリウムを注入する試験ということで、いずれの試験も炉心周囲で発生するFCIの発生状況を模擬した試験ということには該当しないというふうに考えております。次のページをお願いします。

次がFARO-TERMOSでありまして、これはイタリアのイスプラ研究所で実施された試験になります。直径が30cm、深さが約2mと、かなり大規模なナトリウムのプールの約5mの上から融体を、溶けた燃料を落下させたという試験でありまして、主に炉容器の外でのFCI、炉容器外でのFCIを想定した試験になっております。ここではケースT2で圧力が残っておりまして、約6MPaの圧力ピークが測定されているんですけども、御説明を申し上げましたように、かなり大量の140kgの溶融燃料を約5mの高さからナトリウムプール中へ落下させた試験ということで、炉心の中での局所的なFCIの知見として用いるには適切ではないというふうに考えております。次のページをお願いします。

炉心の近傍でのFCIの発生状況に近い状況を模擬した試験としましては、CORECT-Ⅱのケースの22、それからCAMEL試験のC6、それからEAGLEのID1試験があります。CAMELの試験というのは、左下の図に示しましたように、これはクリンチリバー増殖炉の制御棒を模擬したナトリウムの流路の中に、溶融した燃料とモリブデンの混合物を強制的に注入した試験であります。一方、EAGLEの試験、EAGLE試験は、右の図にあります、ナトリウムを内包する流路の周囲に核加熱で燃料とスチールの溶融プールを形成しまして、溶融プールが流路の壁を溶融侵食することによってFCIを発生させた試験になります。観測されている圧力は、CORECT-Ⅱのケースの22が約4.3MPa、CAMELのC6が約4MPa、EAGLE試験は極めて緩慢で0.15MPaとなっております。次のページをお願いします。

以上のFCIの知見のまとめになりますが、SIMMERを用いた遷移過程の解析におきましては、炉心の中の損傷領域の拡大、それから炉心物質の動きに従ってFCIの発生が解析されております。ただ、常陽の遷移過程は低出力で、かつ低温で、大半の燃料は固化状態のまままで推移しますので、有意なFCI現象は発生していません。

ただ、大きな反応度効果を駆動するという、そういう可能性のある炉心周辺部のFCI現象につきましては、EAGLEの知見に基づけば数気圧程度の極めて限定された圧力発生にとどまるということが示されております。また、CAMELのC6とか、あるいはCORECT-Ⅱのケー

スの22のように強制的に高温融体とナトリウムを接触させた試験におきましても、約4MPa程度の発生圧力となっております。

今回の有効性評価の中でFCIの不確かさに係る感度解析を行っているわけですが、ここでは基本ケースで燃料集中によって即発臨界が発生する直前に、その集中を促進する位置にある外側炉心の制御棒下部案内管2か所で同時に約8MPaの圧力が発生するという非常に仮想的な条件で保守的な解析を行っております。で、その影響を評価しております。このように、全炉心規模で炉心が損傷した遷移過程で炉心周辺で発生するFCIで燃料が集中するということで、即発臨界を超過する可能性につきましては、実験的な知見に基づいた十分に保守的な条件を用いた不確かさを包絡する解析をSIMMER-IVによって適切に行っているというふうに考えております。次のページをお願いします。

これは最後になりますが、No.229になりまして、格納容器の床上、機械的エネルギーが3.6MJの場合に格納容器の床上にナトリウムが噴出しないということの評価について、機械的な応答の計算の詳細を説明することという御指摘がありましたので、それについて説明を行います。次のページをお願いします。

これが、機械的応答過程の解析は左の図に示すような手順で実施しております。初期状態は、遷移過程で即発臨界を超過して出力逸走が起こった直後の炉心燃料温度が最高値に達した時点での炉心状態、すなわち炉心物質の質量、温度、速度及び圧力を用いております。

熱エネルギーの放出で高温となった炉心物質は、蒸発・膨張しつつ炉心から上の方向に噴出して、ナトリウムを蒸発・膨張させて上部プレナムの中のナトリウムのプールを上方向に加速すると、そういったことで熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるんですけども、こういった一連の過程の解析をSIMMER-IVコードを用いて行っております。これが①になります。

この機械的エネルギー発生解析で得られました炉心物質の膨張における圧力と体積変化を圧力源として、原子炉容器の構造応答を解析します。この解析は、②のAUTODYNコードを用いて行っております。

本日、御説明しますナトリウム噴出量の解析は、このSIMMER-IVコードを用いて行われた機械的エネルギー発生解析における回転プラグ下面の圧力履歴を入力データとして実施しております。この圧力履歴の評価に当たりましては、原子炉容器の変形による圧力緩和は無視するという、そういう保守的な想定も行って評価を行っております。次のページ

をお願いします。

解析の目的は、今、御説明申し上げましたように、機械的エネルギー発生時の原子炉容器内圧力上昇によって引き起こされる回転プラグの動的な応答、それから回転プラグの間隙から格納容器の床上に噴出するナトリウム量の評価を目的として実施しております。

ナトリウム噴出量の解析はPLUGコードを用います。PLUGコードというのは、前回の審査会合で御説明しているんですけども、回転プラグの下面に作用する圧力履歴による回転プラグの動的な応答と、それから回転プラグの間隙を通じて格納容器の床上に噴出するという、そういうナトリウムの量を解析する計算コードになります。

回転プラグの重量と、それから受圧面積、それから固定ボルトの幾何形状、材料特性、それからプラグの下面に作用する圧力の時間履歴を入力しまして回転プラグの動的応答を解析して、回転プラグの変位、固定ボルトのひずみ、それから格納容器の床上に噴出するナトリウムの量を計算します。回転プラグの間隙部の空間に流入していくナトリウムの量が間隙の体積より少ない場合は、格納容器の床上のナトリウムの噴出は生じません。次のページをお願いします。

機械的エネルギーの解析における基本ケースと、それから解析におきまして不確かさを考慮したケース、すなわち機械的エネルギーが1.8MJと3.6MJの二つのケースの解析を行っております。

常陽の回転プラグを構成します大回転プラグ、小回転プラグと、それから炉心上部機構をモデル化しております。それぞれのプラグのボルトによる連結方法とか、あるいは各プラグに作用する圧力に対する力の伝達経路を同定しまして、作用の及ぶ固定ボルトをモデル化しています。カバーガスの存在は無視しまして、ナトリウムは最初からプラグの下面に接しているものとしています。ナトリウムの噴出経路となります回転プラグの間隙部につきましては、垂直部分は環状流路、それから水平部分は矩形流路としてモデル化しています。次のページをお願いします。

まず、基本ケースの解析条件としては、回転プラグの下面に作用する圧力の履歴は、SIMMER-IVコードによる機械的エネルギー解析の結果、得られる圧力履歴、これは右の上の図に示しておりますが、そういった圧力履歴を用いております。回転プラグと小回転プラグは同一高さにありますので同じ履歴を用いているんですが、炉心上部機構の下面はこれより3.6mほど下にありますので、該当する高さの圧力履歴を用いております。あと回転プラグが衝突するときの反発は、反発係数を設定した上で計算しております。あとボルト

が初期に締めつけられている場合は、初期締めつけ力を考慮しております。

不確かさを考慮したケースにつきましても、入力する圧力履歴が異なるのみでありまして、ほかの解析条件は同一のものとなっております。次のページをお願いします。

これが基本ケースの解析結果になります。基本ケースでは、炉心上部機構とか小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位して、大回転プラグとの相対変位は生じておりません。これは、それぞれのプラグの間に働く力がプラグの初期締めつけ力を超えなかったということによります。大回転プラグは80msの短時間だけ、最大約1.2mm、上向きに浮き上がりますが、下面の圧力が下がれば支持フランジ上に着座します。回転プラグの間隙の中に流入するナトリウムの量は大回転プラグで6.6kgで、これは大回転プラグの間隙に保持可能なナトリウム量520kgを大幅に下回っておりますので、ナトリウムの噴出は生じないということになります。

また、ボルトのひずみは最大で0.07%で、いずれのボルトも塑性変形に至っておりません。次のページをお願いします。

これが不確かさを考慮した3.6MJのケース、結果になります。約200msまではそれぞれのプラグが一体となって変位するんですけども、それ以後はボルト強度の相違とか、あるいは衝突による運動エネルギーの受渡しの影響を受けて独立に変位しまして、相対変位が生じております。約200msまではそれぞれのプラグが一体となって変位する理由なんですけれども、これはやはり締めつけ力以下に固定されているということになります。また、800ms以降になりますが、原子炉容器の中の圧力が回転プラグの浮上に要する圧力を下回ったので、全てのプラグは大回転プラグあるいは支持フランジ上に着座するということになります。

このケースではボルトのひずみが約、最大1.6%になっておりますが、常温での破断伸び15%に比べれば十分小さくて破断には至っておりません。次のページをお願いします。

これは、炉心上部機構と、それから小回転プラグ、大回転プラグの相対変位を青い実線で、それからプラグ下面に働く力を赤い点線、それからプラグの間隙に流入したナトリウムの質量を黒い実線で示したグラフを示しております。左側から炉心上部機構、小回転プラグ、大回転プラグとなっております。これらのグラフから、間隙が開閉するタイミングでナトリウムが流入しているということが分かります。

炉心上部機構と小回転プラグ、それから大回転プラグの間隙の中に、それぞれ31、29及び185kgのナトリウムが流入しております。ただ、プラグの間隙の中に流入したナトリウ

ムがグラフで言いますと黒い点線で示す保持可能なナトリウム量以下となっておりますので、ナトリウムの噴出は生じておりません。結果として、回転プラグ間隙へのナトリウムの流入量は保持可能なナトリウム量を下回っておりますので、格納容器床上には噴出しない結果となっております。

この解析結果をまとめましたのが、最後のページの27ページ目となります。回転プラグの応答とかナトリウム噴出を解析しておりまして、基本ケースでは最大ひずみが0.07%、破断伸びである15%より十分小さいのでボルトの健全性は維持されます。また、回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位しますが、間隙を通じた流出は生じておりません。

また、不確かさを考慮したケースにおきましても、ボルトのひずみは最大で1.6%で、破断伸びの15%よりも十分小さくてボルトの健全性が維持されると。回転プラグは短時間の間、上方向へ変位しますが、プラグ内での間隙を通じたの床上への噴出は生じておりません。

したがいまして、発生した機械的エネルギーの不確かさを考慮したとしても、格納容器床上へのナトリウムの噴出は生じないことを確認したということで、下に示します評価項目を満足するということを確認したという結果になります。

御説明としては以上になります。

○山中委員 前回の審査会合での質問あるいはコメントに対しての回答をいただきましたけれども、これについて何か質問、コメント、ございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

回答、ありがとうございました。19ページ以降のナトリウムが噴出しない件について、今、御説明をいただいたんですけど、この点について少し追加で確認です。

前回、確認した趣旨をお伝えすると、今回、プラグの持ち上がり方ですとか評価の結果、基本ケースと不確かさのケースで、いずれの場合であってもナトリウムが噴出しないという結果を御説明いただいたわけなんですけど、その前提として機械的エネルギーが基本ケースであれば1.8MJであると。機械的エネルギーが3.6MJということになっているんですけど、まず、即発再臨界で発生したエネルギーがどのぐらい発生しているのかというのから、機械的エネルギーがここに今、出てきている数字に至るまで、どういう変換過程を経てこういう数字が得られているのかというのを、御説明いただいた上での話かなと思いますので。

これはこれとして話は分かるにしても、前提として機械的エネルギーがどういうふう

算出されているのかというのは詳しく聞いておきたいと思いますので、ここは、ぜひ、今後、説明をお願いしたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 今日のところは説明資料を用意していないんですけれども、基本的には20ページの最初の機械的エネルギーの解析のところでも少し簡単に触れさせていただいたんですけれども、熱エネルギーの放出によって高温となった炉心物質、具体的には、例えば、即発臨界の時の出力逸走で約1,500MJの熱エネルギーが発生するわけなんですけれども、そういったエネルギーによって炉心物質が蒸発・膨張して炉心から上の方向に移動すると。炉心上部にありますピン側とか、そういった構造材を溶かし込みながら、あるいはそこに熱エネルギーを失われながら、移動しながら上部プレナムの底部に到達して、そこでFCIを起こして、そこで発生した圧力で上部プレナムのナトリウムを加速して機械的エネルギーに変換すると。そういった一連の過程によって機械的エネルギーの発生になります。

やはり一つのポイントというのは、炉心の上部に存在している構造材による熱損失、それから炉心の中で発生した高温の熱、物質、全てが機械的エネルギーの発生に関与するわけではなくて、あくまでもその一部、最初に到達した燃料によって機械的エネルギーの発生が起きます。

最終的には、炉心で発生した熱エネルギーはナトリウムの熱エネルギーに伝熱してクインチされて、そこで機械的エネルギーの発生過程が終わるということになりますので、そこから辺の一連のエネルギーの移行、算出過程、あるいは、なぜ3.6MJに抑えられているのかということにつきましては、今後のヒアリングあるいは有効性評価の審査会合において改めて説明させていただきたいというふうに考えております。

○山中委員 よろしいですか。

そのほか、何かございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

資料の3の1ページ目、No.226ですね、これが、先ほど説明された資料の2の通しで330ページが先ほど説明がございましたということで。（3）の文章を何回も読み返しているわけなんですけれど、上から行くと、FCAで臨界実験をやった、これは再現できるというのは分かりやすいですね。だけど、3行目ぐらいですかね、STNケースの解析によって核計算時間ステップ幅に対する依存性がないことを確認したと、ぽっと言われると、なかなか理解が難しくなってくる。この辺りは、燃料凝集によって、どんな事象か、どんな時間オー

ダーの事象かと。だから、改良準静近似というのはどういうものかといったところを少し分かりやすく説明していかないと、このままではなかなか理解しづらいと。

それから、中間辺りに今度は返ってくると、要するに、物質配位が大きく変化してもSN法で評価できる、これは割と分かりやすい。その後、 α モード、 λ モードの近似といったところが論じられていて、一番最後の行ですね、不確かさは小さいと判断した。ここまで行くと、ちょっと説明が十分でないというか、ちょっと抜けがあるような印象なんですね。だから、ここは、とにかく実験できるようなものでなくて、燃料凝集と反応度が入るといったところは、もう解析でしか評価しようがないわけですから、ここの妥当性というのは分かりやすく理解できるように説明していかないと駄目だと思うんです。

そういう意味では、この出来上がりがまだ中途段階かなと思いますので、議論は継続させていただこうと思っております。今日は、ここまでです。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。今後のヒアリング等で十分に御説明、御議論いただきたいと。御説明した上で、御議論をして説明内容を改めていきたいと考えております。よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。よろしいでしょうか。

私から原子力規制庁への質問。今日、幾つか追加でJAEA側にコメントを出したかと思うんですけれども、それを回答いただきながらコードの適用性の評価をしていくという、まだ少し、その辺り、しばらく時間がかかるのかどうかというところなんですけれども、いかがでしょう。

○菅原チーム員 原子力規制庁、菅原です。

我々としては、ある程度、コードの妥当性というところは、今日も幾つか指摘事項は出させていただきましたけれども、おおむね説明は受けている状態であり、もう次回以降の審査会合は、コメント回答はしていただくにせよ、有効性評価の結果のほう、そちらのほうに入れる段階になっているかなというふうに考えておるので、次回以降はそちらのほうの説明をJAEAのほうにはしていただくというつもりで考えております。

○山中委員 JAEA側も、そんな感じの進め方ということではよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構の山本ですけれども、今、菅原さんからおっしゃっていただいたとおり、次回以降については有効性評価を説明させていただくとともに、これまでにいただいているコメント回答については随時継続して実施していきたいというふうに考えてございます。

○山中委員 そのほか、何か確認しておきたいことはございますか。

今日、コードの適用性について、いろいろ議論をさせていただきましたし、追加でのコメントが出たかと思うんですけれども、私も原子力規制庁事務局から提案のあった進め方で結構かと思うんですが、できれば有効性の評価の議論を進める中で炉心損傷あるいは格納容器の損傷。

格納容器の損傷については、軽水炉でこれまでいろいろ考えてきた条件というのと、そう大きな変わりはないかなと思うんですが、炉心損傷については、軽水炉とはかなり違う、むしろ軽微なほうに行く側の事象もあれば、かなり再臨界等なんかは非常に大きな問題になるということで。今日も最初に評価指標であるとか判定基準等について、こういうものでどうでしょうかというのが出てまいりましたけれども、有効性評価の議論を進める中で、その点についてもやはり軽水炉との違いを明確にはしていけないといけませんし、ナトリウム炉で、常陽で、これでいいのかどうかということについても含めて、改めて審査、議論をさせていただければと思うんですけど。

事務局あるいはJAEA側、双方、そういうような進め方でいいか、あるいは考え方でいいかというのは、いかがでしょう。

○菅原チーム員 私としては、特に、今、委員がおっしゃったような進め方で結構かと思っています。コードの妥当性についても、必要に応じて委員会に、5月、6月にも進め方を、審査方針をかけさせていただきましたが、必要に応じて、そういうこともやりながら進めていければと思っております。

○山中委員 ありがとうございます。

JAEA側から、何かございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構の山本ですけれども、原子力機構といたしましても、今、御指摘いただいた方針で審査を進めていただければと思います。評価指標についても、本日、御提示をさせていただきましたが、その内容を発電炉と比較して、そういった指標の妥当性の説明から引き続き説明をさせていただきたいというふうに考えてございます。

○山中委員 それでは、よろしく願いいたします。JAEAにおかれましては、今日のコメント、指摘を踏まえまして対応いただければと思います。

そのほか、特になければ、本日本日予定していた議題は以上となります。

以上で、第417回審査会合を閉会したいと思います。

