

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第413回

令和3年9月6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413回 議事録

1. 日時

令和3年9月6日(月) 13:30～15:34

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

前田 茂貴 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 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 高速炉サイクル研究開発センター 嘱託

大木 繁夫	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 グループリーダー
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マネージャー
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
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

5. 配付資料

- 資料 1 第 5 3 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(その3: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に係る計算コードの説明－
- 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
- 参考 (1) 大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設(「常陽」)の新規制基準への適合性確認に係る補足技術資料提示予定(2021.9.6時点)
- 参考 (2) 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413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て説明をお願いします。

発言において不明瞭な点があれば、その都度その旨をお伝えいただき、説明や指摘をもう一度繰り返していただきますよう、お願いします。

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。

前回の会合において、審査チームから当面の審査において確認すべき事項として、当面の審査の進め方を提示させていただきました。本日は当面の審査の進め方を踏まえて、JAEAから今後の説明計画と有効性評価に用いる解析コードについて説明をいただく予定です。

それでは、JAEAからまず今後の説明計画として、参考資料について説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 日本原子力機構の山本でございます。

先ほど御説明いただきましたとおり、前回7月26日の審査会合におきまして、今後の全体の説明計画について説明するよう御指摘をいただきました。参考1に基づきまして、常陽の新規制基準適合性に関する資料提示予定について、御説明いたします。説明は画面を共有させていただき実施いたします。画面は共有されておりますでしょうか。

○菅原チーム員 はい。大丈夫です。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） それでは、参考1に基づき御説明をいたします。少し資料が細かく恐縮ですが、表中の左の列に常陽に適用される設置許可基準規則の条項を記載しており、それぞれの条項ごとの資料提示予定及び実績をその右に記載しております。

表中の凡例の説明ですが、定義を表の右上に記載をしております。白抜きの三角が9月6日現時点でのヒアリングでの資料提示予定、黒の塗り潰しの三角が実績でございます。また、白抜きの星印が審査会合の希望時期、黒の塗り潰しの星印が審査会合の実績でございます。

また、現時点で大きな論点が残っていないと判断している条項につきましては、表中の工程は網がけ、グレーの塗り潰しとしております。なお、表中の凡例及び文字の色についてですが、現時点でヒアリング等において資料を提示済みのものを黒字、未提出のものを青字としており、地震・津波班に御担当いただくものを赤字として記載をしております。

工程について御説明をいたします。表の中央、今下側ですが、画面表示の下側ですが、第53条について記載をしております。当面の9月及び10月は、第53条に係るコード説明及

び炉心損傷防止、格納容器破損防止の有効性評価について、御説明をさせていただき予定としております。

また、第53条につきましては、11月以降も大規模なナトリウム火災への対策等について、順次説明する予定としております。

11月からは、第53条以外の項目も議題としておりまして、表の下側ですけれども、こちらの下側の第8条のナトリウム漏えい、燃焼につきまして、11月の議題としております。それ以外の条項としましては、表の中央より下側、今画面の上側に見えておりますが、第28条の保安電源設備、第42条の外部電源を喪失した場合の対策設備、それから表の上側の部分に記載をしております第19条の反応度制御系統、それから第59条の原子炉停止系統、こういったものを11月の議題としております。

12月以降につきましても継続して説明をさせていただきということとし、表の上の部分に記載しております第43条の試験用燃料体、それから表の下の部分、一番下の部分ですが、第6条の外部からの衝撃による損傷の防止、第8条の火災による損傷の防止等を議題としておりまして、表中に記載の工程に基づきまして、順次資料を提示させていただき、使用済燃料の処分の方法も含めまして、本年度内に一通りの資料を提示し、御説明を実施させていただき計画としてございます。

本資料の説明は以上でございます。

○山中委員 それでは、ただいまの御説明ありました資料についての質問、コメント、ございますか。

○菅原チーム員 規制庁、研究炉等審査部門の菅原です。

現時点における申請者側の審査資料の準備状況と説明のスケジュールについては、理解いたしました。

まずは、ヒアリングにおいて審査資料の事実確認や説明資料に不足がないかの確認を行いまして、準備が整ったものから審査会合において議論をしていきたいと思っておりますので、機構におかれては、まずはヒアリングに向けて資料の準備をお願いできればと思います。

以上です。

○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ございます。

今の御指摘、承知いたしました。まずヒアリングに向けて資料について準備をし、できる限り早期に資料を提示させていただき、審査対応を進めていきたいと考えてございます。

よろしくお願いたします。

○菅原チーム員 お願いたします。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。よろしいですか。

それでは、JAEAにおかれましては、本日提示のありました説明計画に従って計画的に審査への対応をお願いたします。

それでは、引き続き、JAEAから資料の1及び2について、説明をお願いたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 原子力機構の飛田から御説明させていただきます。

資料の1は、資料の2で作成しました計算コードの説明書をOHPの形にまとめたものになりますので、主に資料の1を使いながら説明をさせていただきたいと思います。

資料の1の1ページ目をお願します。

この図、画面の共有、すみません。画面の共有されておりますでしょうか。

○菅原チーム員 はい。大丈夫です。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。資料の1の1ページ目をお願いたします。

この図は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して、説明を行っていくと。その説明の流れに示しております。これ軽水炉の計算コード説明と同様に、有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出をまず行います。この中では有効性評価で考慮すべき物理現象の抽出を行いまして、かつ抽出された物理現象は階層構造分析等によって確認を行った後に、有効性評価に適用する解析コードの概要を説明して、最後に解析コードの有効性評価の適合性を説明すると。そういう流れになっております。

この有効性評価の適用性におきましては、各コードごとにこの説明資料の第5章の第1部のSuper-COPDから第6部のCONTAIN-LMRまで、それぞれの各コードごとに説明を行っていきます。

有効性評価の適用性の説明におきましては、重要現象の特定、重要現象に対する解析モデル、重要現象に対する妥当性確認方法、各種試験による解析モデルの妥当性、それから実機解析の適用性の確認も順次説明していくこととなります。

本日は機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価に係る計算コードとしまして、第3部のSAS4A、それから第4部のSIMMER、それから第5部のPLUG、さらに第1部から第6部には商用コードということで含まれていないんですけれども、原子炉容器の健全性評価を行

うAUTODYNコードについての説明を行っていきます。

2ページ目をお願いします。有効性評価における物理現象の抽出について、説明しております。まず、有効性評価において解析モデルとして具備する必要があります物理現象の抽出を行っていきます。この物理現象を抽出する事故シーケンス、これは機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価を行います炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）と過出力時原子炉停止機能喪失、いわゆるUTOPを前提として行います。第53条の説明書のその3、格納容器破損防止措置におきましては、各種評価事故シーケンスに対しましてこのOHPで示している（1）から（6）までの評価項目を設定しておりますが、本日の御説明の範囲であります機械的エネルギー発生に係る物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、この中の（3）、すなわち燃料の熔融に伴う即発臨界超過による放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目としては以下を設定するという事で、①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できることに対応したものとなります。

3ページ目をお願いします。この図はULOFとかUTOPの評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、この事象の進展が非常に複雑になるということで、事故シーケンスの全体を幾つかの過程に分けて解析を行っていきます。

この図でこの赤い枠で囲んでいる部分が本日の御説明範囲となります。事故の開始からラッパ管内で炉心燃料が熔融するまでの過程を起因過程、その後、ラッパ管が熔融して炉心熔融が全炉心規模に進展する過程を遷移過程と呼びまして、これらの過程では炉心物質の温度と範囲の変化によって生じる反応度及び出力の変動を解析することになります。

起因過程、遷移過程におきまして、即発臨界超過によって大きなエネルギー放出がある場合は、機械的応答過程におきまして、機械的エネルギーの発生、原子炉容器の構造応答及び回転プラグの応答とナトリウムの噴出挙動を解析します。

ここで、格納容器の健全性に着目しますと、格納容器の健全性に影響を与える現象は、格納容器の床上に噴出するナトリウムの燃焼などになります。このため、原子炉冷却材バウンダリの健全性に直接影響し、噴出するナトリウムの量を支配する機械的エネルギーをこの機械的応答過程における評価指標といたしました。

一方、この機械的エネルギーは、この起因過程と遷移過程で発生する熱エネルギーに支

配されます。このため、起因過程と遷移過程では即発臨界超過によるエネルギー熱放出の大きさを代表する炉心平均燃料温度を評価指標としています。また、遷移過程では残存、炉心に残る燃料の量が即発臨界超過のポテンシャルに大きく影響するということで、燃料の流出量も評価指標としております。

4ページ目をお願いします。まず、このページは起因過程の事象推移と物理現象について説明しております。少し字が小さくて恐縮なんですけども、ULOFとUTOPを対象として事象推移とともに物理現象を抽出していきます。実際の炉内の現象は、この事象進展のチャートに示しました物理現象が並列的に時間遅れをもって進展していきませんが、この図ではそれぞれの現象の因果関係に着目しまして、典型的な事象推移を時系列的に示しております。

ちょっと説明時間の都合上、後ほど解析コードの妥当性確認で重要現象として抽出された現象について、少し説明をしていきたいというふうに考えております。詳細につきましてはコード説明書の方を御参照ください。まず、燃料定常照射挙動、一番上にありますが、これは過渡事象が生じる前までの燃料要素の照射に伴う密度の変化とか、核分裂生成物ガス、以降FPガスといいますが、その生成と移動、それから燃料被覆管の幾何形状変化、熱的条件の推移が生じます。これらの現象に形成された燃料要素の条件が過渡事象での初期状態を与えることとなります。

次が原子炉出力及び反応度フィードバック挙動になりますが、これは事象進展に伴いまして様々な反応度変化によって原子炉の出力の変動が生じることとなります。

次に、このチャートの左上になりますが、事故の直接の原因となる現象として、ULOFであれば流量減少、UTOPであれば制御棒引抜きがあります。

次に、直接的な出力の分布につきましては重要ではないと判断しましたので、ここでは説明を割愛いたします。

次の冷却材熱流動挙動になりますが、これは冷却材の流量上での冷却材が沸騰するまでの熱流挙動を意味します。冷却材の昇温と密度変化によって反応変化が生じて事象進展に影響を与える現象となります。

次が燃料要素の熱的挙動でありまして、これは熔融、燃料が壊れる前までの熱的な挙動となります。燃料の温度上昇によりまして、ドップラ反応度を減少させる方向に働きます。またそれから燃料ペレット中心が熔融すると、その圧力が燃料要素、特に被覆管に機械的な負荷を与えるということとなります。

次の燃料要素の機械的な挙動になります。これは燃料が壊れる前の膨張とか変形に対応します。燃料の軸方向に膨張しますとドップラ反応度と同じように反応度を減少させますので、事象進展の緩和に影響することになります。

それから、燃料要素の変形挙動は、熱的な挙動と密接に関連しております。例えば燃料のペレットが膨張して被覆管との間のギャップが閉じますと、その熱伝達率が増加して燃料の温度に大きな影響を与えることになります。

次が冷却材の沸騰挙動でありまして、これは流量の減少、出力上昇によりまして冷却材が温度変化する結果、部分的に、あるいは広範な範囲で沸騰が発生します。広範な範囲を今後ボイド化と呼びます。この冷却材のボイド化は反応度の変化につながるようになります。

次が被覆管の溶融と移動挙動になります。これが冷却材のボイド化によりまして除熱が低下した状態で被覆管が昇温溶融して、溶融した被覆材がナトリウムの流れ、上気流、あるいは重力によって移動する現象になります。被覆管が炉心の中心から移動しますと、その部分での中性子吸収が減少して、反応度が増加することになります。

次が燃料の破損挙動になります。被覆管が広い範囲でボイド化を起こしますと、昇温して強度を喪失して、燃料ペレットも昇温して中心部が溶融して、健全形状が保てなくなる。まとめて崩れるような形で冷却材流路に放置されます。一方、冷却材が未沸騰の状態でありまして、被覆管は十分に冷却されて強度が保持されていますから、その中に出力上昇によりまして燃料ペレットが溶融しますと、燃料の要素の中の圧力が上昇して、この圧力によって被覆管に亀裂が発生して、溶融燃料が冷却材流路に放出されるということになります。

これらの燃料破損の時刻とか破損位置、あるいは冷却後の物質移動が大きく反応度に影響することになります。

次が燃料の軸方向の移動挙動でありまして、燃料の崩壊に伴って冷却材流路内に広がった燃料、あるいは被覆管の亀裂から出た燃料は軸方向に移動して、この移動の駆動力は主にナトリウムとFPガスになりますが、燃料が高温になればスティール蒸気とか燃料蒸気も寄与してきます。この燃料の軸方向の移動は、多くの場合は炉心中心部から反応度価値の低い軸方向の上下端部に向かいますので、反応度を減少させることになります。

少し現象を飛ばしまして、最後に重要となるのがFCI挙動であります。主に冷却材が未沸騰、あるいは部分的に沸騰した燃料の集合体で燃料破損が生じたときに、冷却材が高温

の燃料と直接熱交換することで、蒸気圧力が発生して急速にボイド化が進む現象となります。

常陽の炉心でこういった冷却材がボイド化しますと、冷却材反応度がマイナスでありますので、反応度は減少します。また、燃料の軸方向移動で述べたとおり、急速なナトリウム蒸気の発生は、燃料を大きく移動させて反応度を減少させることとなります。

以上、ULOFにおきましては冷却材流路の低下によりまして、主に冷却材が沸騰した集合体の中で燃料要素が壊れて、かつ破損後の炉心物質の軸方向移動が生じるということになります。

一方、UTOPの場合は、冷却材の流れがありますので、主に冷却材が未沸騰の集合体内での燃料要素の破損とその後の燃料の軸方向が生じることとなります。

次に、遷移過程の事象推移と物理現象を5ページ目に示しております。ラップ管の溶融によりまして炉心溶融が全炉心規模に進展するという遷移過程になりますが、燃料の損傷が集合体内にとどまる起因過程とは異なりまして、冷却材の流動条件の違いが事象推移に及ぼす影響が相対的に小さくなるため、ULOFとUTOPに関する有効性評価で解析モデルとして具備する必要があると。これに事象推移に影響を及ぼすような物理現象は共通のものとなるというふうに考えております。

まず、遷移過程では、時間的に変化する物質分布に基づいて、反応度とそれから原子炉出力が変化します。これが損傷炉心の核的な挙動となります。常陽におきましてのナトリウムボイド反応度がマイナスであること、及び起因過程の終状態では破損した燃料集合体を除いて冷却材が残っておりますので、ボイド領域の拡大におきましては、冷却材が沸騰して損傷が進展する際にもマイナスのナトリウムボイド反応度が挿入することになります。

次に、冷却材が沸騰してボイド化した燃料集合体では、燃料要素が溶融して破損します。これが燃料要素の溶融破損であります。損傷した燃料が重力で密に凝集することになると、正の反応度が挿入されます。燃料要素が破損するときには、燃料ペレットの燃料結晶の粒内、あるいは粒界に固溶していたFPガスが放出されますので、これが燃料凝集の駆動力となる可能性があります。これがFPガス放出による燃料凝集となります。負のナトリウムボイド反応度の影響で、時間の経過とともに原子炉出力は常陽では低下をしていきますが、破損した燃料集合体の中の溶けた、溶融した燃料管、燃料被覆管、ラップ管からの熱伝達によりまして、隣接する集合体のラップ管が溶融すると。これは構造材の溶融破損になりますが、損傷領域が徐々に拡大していきます。

この過程では、冷却材のボイド化に伴う負の反応度を超える損傷燃料の凝集で、正の反応度が挿入された場合は核出力、原子炉出力の上昇に伴いまして、燃料要素の破損が進展して、最終的には全炉心規模の損傷に至るということとなります。

全炉心の溶融炉心プールが形成された場合は、炉心からのまず燃料流出が発生する可能性があり、これによる負の反応度が挿入されます。一方で、この溶融燃料が炉心周辺部に残存する冷却材と接触した場合のFCIによりまして、炉心中心径方向の燃料凝集が生じて、正の反応度が挿入される可能性もあります。

また、全炉心規模の損傷、溶融炉心プールにおきましては、水平方向の燃料移動を伴う大規模な燃料凝集運動、これを燃料スロッシングと呼んでおりますが、この燃料スロッシングによる即発臨界超過の結果、大きなエネルギー放出に至る可能性はあります。

一方、炉心からの燃料流出、あるいは制御材の炉心への流入による負の反応度の挿入が卓越して深い未臨界状態に至れば、遷移過程の事象推移は核的に収束します。これらの事象推移の各段階で、有意なエネルギー放出を伴う即発臨界超過が発生した場合は、機械的応答過程、また一方、炉心からの有意な燃料流出によってエネルギー放出がないまま深い未臨界となる場合は、再配置・冷却過程へ事象が進むということとなります。

次の6ページをお願いします。この機械的応答過程におきましては、機械的エネルギーの発生とその影響を解析します。本過程の解析は、機械的エネルギーの解析、それから原子炉容器の構造応答解析、ナトリウム噴出量の解析を組み合わせることにより行っていきます。

この図は機械的応答過程の事象の流れと物理現象を示したものになります。まず先行の遷移過程におきまして、出力逸走によって高温高圧になった炉心では、出力分布に対応して温度と圧力の分布が発生しています。相対的に圧力の高い領域の燃料が炉心内で膨張して、低圧の領域の燃料と混合して炉心内で圧力と温度がまず平坦化します。これと並行して、出力逸走によって高温となった溶融燃料から炉心内の溶融スチールへの熱移行が発生します。これらの物理現象が炉心圧力の平坦化と燃料からスチールの熱移行となります。

その後、炉心の中の圧力によって、炉心物質は炉心の上にあります反射体、ガスペナム、制御棒から案内管等の構造、以下、これらの構造を炉心上部構造とまとめて呼びます。これを通して上部プレナムに移動します。この段階では炉心物質から低温の炉心上部構造への伝熱と凝縮による熱損失、それから炉心上部構造を通過する際の流動抵抗が発生しま

す。これが炉心上部構造による熱及び圧力損失になります。

また、炉心物質からの伝熱によりまして、炉心上部構造の一部は溶融破損して、炉心物質に混入します。これが炉心上部構造材の溶融と炉心物質の混入になります。上部プレナムの底部に達しました炉心物質は、底に存在するナトリウムとFCIを起こします。このFCIによって発生したナトリウム蒸気が上部プレナムの中のナトリウムプールの底に蒸気泡を形成して、その界面で凝縮する一方でまた上部プレナムの中のナトリウムを上の方に加速していきます。これが蒸気泡の成長になります。これが模式的にこのOHPの右側に示しております。

この蒸気泡の成長によりまして、炉心物質の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるとともに、カバーガスを圧縮することで原子炉容器内の圧力が上昇していきます。

このFCIの圧力とそれからカバーガスの圧力と上部プレナムの中のナトリウム流動の動圧によりまして、原子炉容器は機械的な負荷を受けることになります。これが流体圧力による原子炉容器変形になります。カバーガスが圧力によりまして、この原子炉容器上部の回転プラグを押さえています固定ブロック等が変形します。これが回転プラグ固定ブロック等の変形になります。

また、このナトリウムが回転プラグの間隙、固定ボルトが変形することによって発生するプラグの間隙を通して格納容器の床上に噴出します。これがプラグ間隙内のナトリウム流動となります。

以上、抽出されてきました物理現象につきまして、7ページになりますが、計算コードの適用性確認を行うために、米国NRCあるいは日本原子力学会の標準で用いているEMDAPに示されるプラントシステムの階層構造分析を参考にしまして、有効性評価で解析対象とする常陽の物理領域を展開して階層化いたしました。ここの表に示している表は、階層構造分析の考え方を示しておりますが、これは軽水炉の計算コード説明と同様の考え方に基づいて分析を行ったということになります。

8ページ目をお願いします。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、サブシステムは原子炉容器、モジュールは原子炉容器の中に存在します炉心、炉心上部構造材、制御棒下部案内管、それから径方向集合体、上部プレナムとしています。それぞれの物理領域に含まれます解析対象とする成分につきましては、同種の場合の方程式、すなわち関連する質量、エネルギー、運動量などの物理上の輸送を解くための方程式になりますが、この同種の方程式で表現できる相とかそれから幾何学形態

に着目して分類して、それらの間の質量、エネルギー、それから運動量の輸送プロセスと
しています。

ただ、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても、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。例えば固液混相流などということにして、それら
の間の輸送プロセスそのものは表現しておりません。また、起因過程、遷移過程、機械的
応答過程、機械的エネルギー発生それぞれについて、有効性評価におきまして計算コード
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れぞれの
範囲に含まれていることを確認しております。詳細につきましては、ワードで作成しまし
たコード説明書を御参照いただければと思います。

9ページ目をお願いいたします。ここで有効性評価に適用する計算コードの概要を説明
いたします。各過程におきまして、これまでに抽出された考慮すべき物理現象をモデル化
している。そういう計算コードを用いて事象進展を解析していくこととなります。

まず、起因過程はSAS4Aコード、遷移過程はSIMMER-IVあるいはSIMMER-IIIコード、機械
的エネルギーの解析はSIMMER-IVコード、原子炉容器の構造応答解析はAUTODYNコード、ナ
トリウム噴出量解析はPLUGコードを用いて行います。これらのコードの中でSAS4Aと
SIMMER-IIIはもんじゅの設置変更許可審査における参考解析として適用実績があります。
またAUTODYNはBWRの新規制基準適合性審査におきまして、原子炉圧力容器外でのFCIに対
するペDESTALの構造健全性の参考解析に適用されている実績があります。

次に、各構成コードの概要を説明していきます。まず、10ページ目のSAS4Aコードにな
ります。このSAS4Aコードは、起因過程におきまして炉心の核部で時間遅れをもって発生
する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードになります。特性
の類似した幾つかの集合体を一つのSAS4Aチャンネルとして代表させまして、集合体内の
燃料ピン束を単一燃料要素の一次元モデルでモデル化するというコードであります。

被覆管の中の燃料要素を径方向と軸方向にメッシュ分割したこの燃料要素伝熱モデルで
構成しまして、通常運転時の右上に示しますように、図に示しますように、通常運転時の
燃料要素の照射挙動、事故時の冷却材沸騰、被覆材溶融移動、燃料溶融、破損、移動をこ
こに示すそれぞれのモデルで解析していきます。

それぞれのチャンネルは上部プレナムと下部プレナムで右下の図に示しますように水力
学的に結合するとともに、1点炉近似動特性で核的に結合することで炉心全体の事故の進
展挙動を解析するということでもあります。

11ページ目をお願いします。これはSIMMERコードの概要を説明している図になります。SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードでありまして、それぞれ三次元直交座標と二次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができます。この計算コードは多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存度特性を含む核計算モジュール、並びに固体の燃料要素及びラップ管を扱う構造材モジュールから構成されます。

流体力学モジュールでは、多成分の他速度の流動、成分間の熱及び質量移行、並びに運動量交換が計算されます。構造材モジュールでは燃料要素とか集合体壁と流体との間の熱伝達、熔融固化、破損挙動が計算されます。各計算モジュールでは、炉心物質の質量と温度分布に基づく各断面積を用いて多群輸送理論による中性子束分布及び改良型準静近似の動特性モデルによって、反応度と炉出力が計算されます。

有効性評価におきましては、二次元解析コードでありますSIMMER-IIIを補助的に使用していますが、この幾何学的な計算体系と多成分対流モデルの次元を除く全ての物理モデルはSIMMER-IVと同様に、同一のものを用いております。

12ページをお願いします。これがPLUGとAUTODYNの概要になります。まず、PLUGは原子炉容器の上蓋を構成する複数の回転プラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードでありまして、種々の回転プラグを質点として扱って、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化して、一次元の運動方程式を連成させて解くことで、その相対運動を計算するというものであります。

原子炉容器内と格納容器との圧力差を用いてプラグ間の相対変位によって生じる隙間から噴出するナトリウム量をベルヌーイの式を用いて計算します。

AUTODYNは、爆発とか衝撃問題のような非線形性の強い事象の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された商用コードであります。本計算コードは、流体の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、それから構造物の変形解析に適したラグランジェあるいはシェル型計算要素を用いたメッシュを同時に扱うということで、これらの計算格子間の相互作用を扱うことが可能になります。これによって、流体の流動と、それから構造物の変形との間の相互作用を考慮したいいわゆる流体-構造連成解析が可能となっております。このコードは種々の爆発とか衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードでありまして、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与え

るような問題への適用におきましては、解析対象の幾何形状、それから構造物の材料特性、作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析して、構造物のひずみ、あるいは変位を計算することができます。

続きまして、起因過程の解析コードであるSAS4Aコードの有効性への適用性について、説明を行わせていただきます。それが13ページになります。まず、14ページ目が起因過程の事象推移で、まず妥当性確認を行うための重要現象の抽出を行っております。評価事故シーケンスのULOFあるいはUTOPにおきまして、抽出された物理現象について評価指標である炉心平均燃料温度に対する影響度を影響度が大きいH、中程度であるM、小さいLとしてランク付けの検討を行いまして、H又はMがある現象を重要現象としてSAS4Aの検証と常陽解析の適用性を検討する対象としております。

評価の結果、この表で黄色の文字としています計12個の現象が重要現象として抽出されております。

15ページをお願いします。SAS4Aはこのドイツあるいはフランスとも協力して、CABRI試験等の炉内/炉外試験を通じて得られたデータとか知見を基にモデルの改良・検証を行ってきています。CABRIプログラムに関連する以下のここに示しました試験によって妥当性を確認してきています。

まず、燃料定常照射挙動に係る妥当性確認になりますが、これはPhenix炉で照射されましたRIG1と呼ばれる照射試験ピンを用いて行っております。

それから次の原子炉出力あるいは反応度フィードバック挙動につきましては、反応度ワースマップは入力値であります1点炉動特性方程式は一般的な理論式で、またそれぞれの核反応度要因については、ほかの設計手法などによって導出されるものでありますので、それぞれの手法について妥当性は確認されてきていること、それから制御棒引抜き挙動と一次系の冷却材の流量減少挙動は入力値であるということから、これらのモデルの妥当性確認は不要であるというふうに考えております。

冷却材の熱流動挙動以下の重要現象につきましては、それぞれの重要現象とCABRIのそれぞれ各試験の試験条件と試験結果の関連性を検討しまして、ここに示しますBI3試験からE6試験のそれぞれのCABRI試験を用いて妥当性の確認を行ってきております。

16ページをお願いします。これはCABRI炉内試験の概要を説明した資料であります。CABRI炉というのは強制循環冷却で短時間の定常出力運転が可能なスイミングプール型の軽水炉冷却の熱中性子パルス炉になります。

この左の図に示しますように、炉中央の試験孔にこの図に示したような試験体を封入したナトリウムループを設置しまして、その試験燃料に過渡出力変化を与えてループ側のナトリウム流量を制御することによりまして、多様な事故条件の模擬を行うことができます。

また、中性子のコリメータとそれから中性子の検出器を組み合わせて、多数束ねている中性子ホドスコープという装置を用いて、この左側にありますが、燃料の空間分布をリアルタイムで観測することができるというのが特徴であります。

この右側にこのCABRIの試験マトリックスを示しておりますが、過渡出力、TOP、すなわちTransient Over Powerを加える時点でのLOF、すなわちLoss of Flowの進展度、すなわち冷却材の沸騰とか被覆管の溶融の進展状況と過渡出力を投入したときのエネルギーを試験パラメータとして多数の試験が行われております。

左側のCABRI-I試験では、単純な単一ピークの過渡出力であったのに対しまして、CABRI-IIのプログラムではダブルピーク、あるいはランプ上の過出力を印加した試験を行ってきております。

17ページをお願いします。まず、Phenix炉における燃料要素の照射試験を用いて、照射挙動の妥当性の確認を行った結果を説明します。フランスのPhenix炉で照射されましたRIG1ピンにつきまして、X線・中性子ラジオグラフィや断面金相写真、それから溶解法によるガス分布測定などの詳細な照射後試験を実施してきております。

SAS4Aにより照射挙動解析結果と試験結果を比較しまして、FPガスの生成量と放出量、保持量の総量及びFPガス保持量の軸方向分布、径方向分布が試験結果と同等の解析結果が得られていることを確認しております。

ただ、局所的に差の大きな部分もありますので、有効性評価では、その不確かさの影響を考慮する必要があると判断しております。

燃料の幾何形状、あるいは燃料組成の軸方向分布に関しては、SAS4Aは試験結果をおおむね再現できているというふうに判断しております。

18ページをお願いします。これは燃料の破損挙動とか燃料の軸方向移動挙動について、CABRIのBI4試験を用いて検証を行った結果を説明しております。中央に示しました解析結果から、解析の破損時刻が試験結果と1mm秒程度の差で一致して、破損位置も試験結果とよい一致を示しております。このBI4試験というのはこの図のOHPに示してありますように、ナトリウム流量が減少して沸騰が生じた後、この左の図で示しますように、沸騰が生

じて約1.5秒でトランジェント、過出力をかけた過渡試験になります。この沸騰した直後
で過出力をかけたことで、かなり早期の被覆管の機械的な破損と熔融燃料の放出が観測さ
れております。

この右側の図に示した規格化の燃料反応度値値になりますが、これは燃料の軸方向の出
量分布を出力で重みづけした平均値でありまして、破損前の燃料の分布を1として規格し
ています。これは燃料が出力の高い軸方向中心付近から低い上下方向に移動しますと規格
化燃料反応度値値が下がるために、規格化の燃料反応度値値が燃料の分散の度合いを示し
ている物量と言えます。

このSAS4Aによる解析結果は試験結果とおおむね一致しておりまして、SAS4Aは燃料の破
損挙動、あるいは破損後の軸方向移動挙動をよく再現できているというふうに判断してお
ります。

19ページをお願いします。これらの試験解析に関する検討によって妥当性確認を行った
結果、有効性評価への適用性はSAS4Aは有しているというふうに考えております。

一方、SAS4Aの妥当性確認の中で計算コードのモデルに関する不確かさとして、FPガス
保持量の不確かさが抽出されております。また、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、ドップラ反応度、燃料の温度反応度及び
燃料破損条件の不確かさを考慮する必要があるというふうに考えております。

起因過程解析では、この有効性評価の基本的な考え方、すなわち最適評価を基本として、
不確かさの影響評価を行っていくが、不確かさの重ね合わせは行わないという、そういう
考え方に従いまして、基本ケースとそれから不確かさの影響を評価しています。

以上、ここまでの説明で一旦区切らせていただきまして、質疑いただければと考えてお
ります。

○山中委員 それでは、ここまで説明のあったところで、質問、コメントございますか。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

まずはスライドの19までの御説明、ありがとうございました。

今回確認させていただきたいのが、スライドの2ページと3ページにおいて説明のありま
した格納容器破損防止措置の有効性評価における評価項目とそれに対する評価指標につい
てです。

今回の説明ではですけれども、評価項目のうち、(3)に対応する評価指標が炉心平均
燃料温度と燃料流出量、機械的エネルギーであるというふうなことで御説明があったと思

っております。それですけれども、評価項目（3）を含めですが、それ以外の評価項目と評価指標について、今後残りのコードや事象、過程についてそれぞれ説明があると思いますので、現段階で全部説明するのが難しければ、今後説明いただければと思っているんですけれども、まずその評価項目（1）から（6）に対応する評価指標について、具体的に示していただきまして、その評価指標がどのように有効性評価の判断に用いられるのか、有効性をどのように評価できるのかというのを御説明いただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（山中マネジャー） はい。了解いたしました。今後のヒアリングあるいは審査会合にて詳細な説明をさせていただきたいというふうに考えております。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

了解いたしました。よろしく願いいたします。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

今の指摘と議論に関係しまして、2ページ目なんですけれども、評価項目というところで、評価項目はそれぞれ有効性を見る上で必要な項目ということで選定していると。これをどのように判断するのかというのが評価指標の重要なポイントだと考えています。今の議論の中ではもちろん炉心燃料平均温度、流出量、あと機械的エネルギーというのは関連するものであって、重要なパラメータだというのは十分理解はするんですけれども、これをもってどういうふうに有効性の判断につなげるかというのは実際に評価の閾値みたいなものがあるはずなので、そことの関連も踏まえて御説明をいただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。了解いたしました。

具体的には最終的には格納容器の健全性の評価を行うに当たって、ここで摘出しております評価指標というのは、ある意味この重要現象を摘出する、それぞれの解析コードの妥当性を確認していく上での重要現象を摘出するために設定している評価指標というふうに考えておりますので、それと具体的に例えば最終的な格納容器の健全性との関係性等につきましても、今後説明を追加させていただければというふうに考えております。

○片野チーム員 分かりました。

今の説明は理解できまして、今重要現象を選ぶという過程でこのとても関係するパラメータとして、物理現象に関係するパラメータとしてまずこれを選んだということは理解しましたので、最終的には有効性の判断の指標との関係というのを今後説明いただければと思います。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

飛田さんのさっきの説明で、まず9ページを見ますと、下に注記があって、SAS4AとSIMMER-IIIはもんじゅにおける参考解析として実績があると。18ページを見ますと、SAS3DとSAS4Aとの関係というのがあって、たしかもんじゅではSAS3Dが適用されて審査に使われたコードだと認識しておりますけど、それでよろしいですね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そのとおりであります。

この場合の参考解析といいますのは、遷移過程での発生エネルギーを評価するときSIMMER-IIIを用いた。そのSIMMER-IIIの初期状態をつくるのにはSAS3Dではなくて、SAS3Dというのはどちらかというエネルギーが大きく発生する現象、起因過程でエネルギーが発生する挙動についてはうまく解析できるんですけども、遷移過程に移行するようなエネルギーが低い事象については苦手としている解析コードでありますので、その初期条件をつくるためにSAS4Aコードを使用したという、そういう経緯があります。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

だから起因過程で大きなエネルギーがなくて炉心があまり壊れなければ、逆に遷移過程の方が厳しくなるといったこともあって、こういうふうな使われ方をしていると。今回常陽はボイド係数がマイナスという点もあって、そういう特徴が更に強いのかなと思いますけど、基本的にこのコード、SAS4Aという観点ではあまり問題はないのかなというふうには考えております。

あと、19ページに述べられておりますように、FPガスとか不確かさの項目が摘出されましたので、今度の有効性評価の中で、特に起因過程でこれがどういうふうな影響を持つか、だから評価指標の炉心平均燃料温度、これに対する影響というのが説明されればいいのではないかというふうに考えております。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。了解いたしました。

今後の説明において説明を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 そのほかいかがですか。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（飛田囑託） はい。では、引き続き、20ページ目の計算コードの有効性評価の適用性、SIMMER-IVとSIMMER-IIIについて説明を行いたいと思います。

まず、21ページ目をお願いします。この図は既に先ほどの計算コードの概要において説

明しておりますので、ここでは説明を割愛させていただきます。

22ページ目をお願いします。これはSIMMERの検証とそれから妥当性確認の経緯を説明したページであります。SIMMERの検証、それからその妥当性確認というのはコード開発と並行して実施してきておりまして、まず90年から94年にかけて実施した第1期検証プログラムは、Verification、すなわち検証を中心としてコードが設計された仕様どおりにプログラミングされて動作することを確認することを目的として、理論解、基礎的なベンチマーク問題、小規模な模擬試験の解析を行っております。

この個別モデルを分離した形で検証解析を行うことによりまして、個々のモデルのコーディングのデバッグとチェック、それから妥当性の評価を行っております。

95年から2000年にかけて実施しました第2期の検証プログラムは、それから2000年以降に実施してきましたEAGLE試験の解析では、Validation、すなわち妥当性確認としまして安全評価上重要な現象を対象として、炉内及び炉外の安全性実験の解析を通じまして、SIMMERの解析のモデルの妥当性も確認を行っております。

23ページ目をお願いします。まず第1期検証プログラムの課題の一覧を示しております。それぞれの検証問題が関係するSIMMERコードの物理モデルの対応関係をこの表は示しております。それぞれのこの右上にあります略称の意味としましては右上に示しております。広範な検証課題の解析を行うという必要がありますので、ここでは担当機関ということで検証の研究機関の国際的な共同研究によって、この検証は実施しております。

カテゴリ1の流体対流アルゴリズムから始めまして、境界面積と運動量交換、熱伝達、溶融と固化、蒸発と凝縮のそれぞれのカテゴリにつきまして、理論解、基礎的なベンチマーク問題、小規模な模擬試験の検証解析で、それぞれのモデルの個々のモデルのコーディングのデバッグとチェック、妥当性の評価を行っております。

24ページ目はその一例を示したものであります。例としましては、理想気体の衝撃波管と管内二相流における運動量交換、すなわち圧力損失の解析を行った結果であります。衝撃波管のショックチューブの解析では、長さ2mの管を中央で圧力差のある等温の気体を設定して仕切っておりまして、時刻0で仕切りを解放するという状況を想定したものであります。1.5ms後の密度、圧力、温度、流速を理論解と比較しまして、不連続面を的確に適切に把握できること、それから数値的な不安定性も発生していないということを確認しています。

また、二相の圧力損失の試験解析では、Inoueらによる管内流の実験を解析しています。長さ2m、直径3cmの流路に下部から水と空気を流入させて、その圧力損失を計測した試験

であります。計器流量の幅広い範囲にわたって、気体の流量と圧力損失の関係について試験結果を適切に再現できることを確認しております。

25ページ目をお願いします。起因過程と同様に抽出された物理現象につきまして、評価指標であります炉心平均燃料度に対する影響度をH、M、Lとしてランク付けの検討を行って、重要現象を抽出しております。評価の結果、この表で黄色い文字としている計6個の現象が重要現象として抽出されています。

26ページ目をお願いします。この表がその重要現象に対する検証課題とSIMMER-IVの解析モデルの対応関係を示しております。SIMMERコードでは、各重要現象はそれ専用のモデルということではなくて、複数の物理モデルの組合せでモデル化されておりますので、それらのモデルの組合せによる妥当性確認を目的として、こういった検証、試験解析を行っていきます。

なお、重要現象として抽出されました制御材の炉心への混入につきましては、妥当性確認を行う適切な試験的な知見が存在しないということ、またこの現象は反応度を大きく減少させる現象であるということで、有効性評価におきましては保守的に考慮しないこととしております。

以後の説明で、それぞれの試験の解析結果について説明を行っていきます。

27ページ目をお願いします。まず、損傷炉心の核的挙動の検証としまして、FCA VIII-2試験の解析を行っております。この試験は、日本原子力研究所の高速臨界集合体施設、FCAで79年に実施された試験でありまして、高速炉体系で燃料の崩落等によって炉心物質が密に詰まっている現象、これを燃料スランピングと呼んでおりますが、これを模擬して濃度変化の評価を測定したものであります。

FCA VIII-2試験の概略は、真ん中の図三つに示しておりますが、中心部の試験領域で燃料の移動が生じまして、燃料移動パターンが炉心軸方向の中心地の断面に対して下部に移動するA1、それからA2、A3ケース、それから上下方向に移動するSケースに分けられます。妥当性確認ではこの基準体系からの反応度変化とか、あるいは核分裂の反応率分布を実験と比較しております。

SIMMERによる解析と実験値の比較、C/E値は0.93～1.01でありまして、解析と実験値は試験の誤差範囲内でほぼ一致しているといえます。また、この右のグラフに示しております燃料の凝集に伴う ^{238}U 、 ^{235}U の核分裂反応率の分布もよく再現できております。

28ページをお願いします。このページでは、損傷炉心へのSIMMERの空間依存動特性モデ

ルを適用することの妥当性について確認を行った結果をまとめております。

まず、遷移過程の即発臨界超過時点のように、炉心物質が大きく変動している体系に対して、このSIMMERで用いているSn法の輸送計算、中性子輸送計算の適用性の確認を行いました。損傷炉心を模擬したベンチマーク体系を用いまして、Sn法輸送計算（PARTISN）と参照解でありますモンテカルロ法（GMVP）の実効増倍率の比較を行っております。即発臨界超過の物質配位では0.1～0.3% Δk とよく一致しておりまして、燃料分散又は吸収材の投入による深い未臨界状態でも0.2～0.5% Δk 程度の精度で解析できるということを確認しております。

また、損傷炉心のように、燃料の濃度が異なる領域が複雑に配置されるような体系につきましても、Pu富化度の異なる燃料が市松模様上に装荷された領域を持つJUPITER試験においてもSn法輸送計算の適用性を確認しております。

次に、SIMMERが用いる改良型準静近似による空間依存動特性解析の妥当性の確認を行っております。まず常陽の遷移過程の解析におきまして、即発臨界を超過して反応度がピークとなった時点で物質・温度分布を用いまして、スナップショット法との反応度の比較を行っております。

原子炉出力の時間変化に基づきますと、常陽の即発臨界超過時点は即発中性子が優勢となる α モード（近似）、あるいは遅発中性子が優勢となる λ モード（近似）の間の状態になるというふうに考えられます。

PARTISNを用いて解析しました両モードの反応度とSIMMERの反応度を比較しますと、SIMMERによる計算値は両モードの間の値となっております。また、中性子スペクトルも α モード（近似）に比べると軟らかく、 λ モード（近似）に比べると硬いスペクトルとなっておりますので、物理的に整合する結果を与えるということを確認できております。

最後に、反応度変化に対する炉出力変化の計算の妥当性の確認を行っております。急峻な反応度変化、これは反応度挿入率約50\$/sで即発臨界を超過した後、急速に大きな負の反応度を投入するという、そういう反応度変化に対する原子炉の出力変化を数値的に解いた結果とSIMMERの計算結果を比較しまして、一致することを確認しております。

これらの詳細につきましては、コードの説明書の方を御参照いただければと思います。

次、29ページをお願いします。まず、重要現象の一つであります構造壁の熔融破損について、EAGLE炉内試験解析を解析した結果を説明します。EAGLEの炉内試験はこの左の図に示しますように、中心に燃料の流出経路となりますナトリウムを内包した内部ダクトを設

置しまして、その周囲を燃料ピンで囲んだ試験体を用いております、パルス試験炉 IGR の円柱状の中心空孔に設置して、IGR 炉による核加熱で燃料ピンを発熱・溶融させて、溶けた燃料プールに炉心を形成して、溶融炉心プールからの伝熱で内部ダクトが破損して、燃料が流出するという一連の挙動を実現した試験になっております。

この内部ダクトの破損時刻を様々な幾つかの試験結果と比較することで、炉心物質を核加熱して実施した実機模擬性の高い EAGLE 試験の解析を行うことができます。この右図に示してありますように、標準的に用いられる熱伝達率であれば、ほぼ 1σ の誤差の範囲で破損時刻を評価することができるということが示されております。

30 ページをお願いします。これは燃料-冷却材相互作用 (FCI) に関わる妥当性確認の結果を示しております。ここで解析対象としたのは THINA 試験という試験であります。この試験はテルミット反応で生成しました高温融体、これはアルミナと鉄の混合溶融物であります。これはナトリウムプールの中に下から噴出させることで FCI を模擬した炉外試験になります。温度としては大体 $3,000^{\circ}\text{C}$ 程度、圧力としては 25 気圧の圧力で噴出させております。解析結果は圧力のピーク値と、それから発生時刻をよく再現しております。THINA 試験はこういった高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したもので、圧力発生挙動を適切に解析できているということで、この SIMMER コードは実機解析への適用性を有すると判断しております。

ただし、全炉心が溶融した全炉心プールでこの燃料集中を引き起こすような FCI 現象というのは、その溶融燃料とナトリウムが接触・混合する状況の不確かさが大きい、どれぐらいの接触が起きていつ発生するかという、そういう不確かさが非常に大きい、現象そのものの不確かさが大きい現象というふうに考えておりますので、有効性評価ではその不確かさを保守的に包絡するような条件を用いた影響評価が必要と考えております。

31 ページ目をお願いします。これは燃料のスロッシング挙動の試験の解析を行っているものであります。炉心プールでの燃料スロッシングというのは、未溶融の燃料粒子が固体粒子として存在するような流体がスロッシングを起こす多相多成分のスロッシング挙動であるということ。それから炉心物質は非常に高密度なので、高密度の流体の気液二相流になる。それから核出力下でそういう体積発熱のプールのスロッシングになるという、そういう物理現象に特徴がありますので、それぞれに着目した模擬試験を解析することで、このモデルの妥当性の確認を行ってきております。

まず、スロッシング挙動試験になりますが、これは半径が 20cm 程度の円筒の容器の中の

中心から大体3分の2ぐらいの位置に幅7cmの高さ1cmの円環状の粒子ベッド、これはアクリル粒子で直径としては3mm程度、密度が1程度のものを設置しまして、円筒容器の中心位置に設置されました直径が約5.5cmの円柱状の水の柱を崩壊させた試験になります。

分解写真に示していますように、まず円筒容器の中心で円筒形の水の中、水の柱の崩壊が開始されまして、水中の崩壊が進行して、水が容器の底面を広がり、側面に到達して、側面で水が跳ね上がって最高高さとなる。その後、側面から容器中心に向かって逆流して水が容器の中心に集中して最高高さとなるという一連の現象になります。

側面で水が跳ね上がった時刻、あるいは水が容器中心に集中して最高高さとなった時刻とそのときの高さの解析結果を比較して示していますが、これらのタイミング、あるいは表面高さはほぼ再現できています。ただ、実験ではこの写真に見られますように、一面が破砕するというので、なかなかその到達高さの測定誤差は大きくなっていくというふうに考えております。

このように、流動挙動の解析は、流体の運動量保存式を解くということになるんですけども、その解法の妥当性はこういった模擬試験の解析で確認できています。また、スロッシングは、単純な重力駆動の現象ということで、密度の異なる流体のスロッシング挙動にも適用できると考えられます。

ただ、その確認のために、高密度流体の流動試験の解析を行っております。これが32ページ目になります。

ここでは燃料スロッシングは高密度な液体のスロッシング挙動であるということで、スロッシング挙動への液体密度や気液の重量比の効果を検証するために、熔融燃料の密度に近い鉛ビスマス、これ密度が約10 (g/cm³) のプール内の二相流動を中性子ラジオグラフィで可視化したという試験の検証解析を行っております。

右に示しましたグラフになりますが、この試験では幅10cmをピーク2cm程度の鉛ビスマスのプールの下部から窒素ガスを流入させるという、そういう試験であります。この右のグラフはその窒素ガスの平均堆積率に対する窒素ガスの流速の関係をプロットしたものでありまして、SIMMERはこの鉛ビスマス中の気体の流動抵抗を適切に評価しているということが分かります。

また、この左の図に等高面のコンター図を示しておりますが、これは窒素ガスの堆積率の空間分布の変動パターンを試験結果と比較した結果になりますが、この二相流の流動挙動も試験結果をおおむね再現しているということが確認できております。

次、33ページ目をお願いします。最後に、核加熱によりまして、燃料を熔融・沸騰させた沸騰挙動を測定した試験で、その妥当性確認の解析を行った結果を説明いたします。ここで解析対象としておりますのは、フランスのSCARABEE試験炉で実施されましたBF2という試験でありまして、燃料をNb製のるつぼの中で核加熱で熔融・沸騰させて、沸騰による液面の振動あるいはるつぼの側面への熱負荷を測定した試験になります。

試験数値の概略は左の図に示してありますように、直径6cmのNb製のるつぼの中で燃料の沸騰プールを核加熱で形成しております。るつぼはその外側のナトリウムによって冷却されておまして、このナトリウムの流路を挟んで設置された熱電対でプール側面の熱流速分布が測定されています。

また、SCARABEE炉の中性子計測によりまして、液面が沸騰によって上下に振動する際の振幅と周期を測定しています。プール側面への熱流速分布を比較した図を右の図に示すが、この燃料の沸騰で形成される二相プールの流動によって発生する熱流速分布を適切に評価できているというふうに言えます。

また、沸騰によって発生する液面の上下振動につきましても振幅と周期を試験結果と比較している表に示しますように、適切に評価できているというふうに考えております。

以上の燃料スロッシングに係る検証解析をまとめたものが34ページになります。

左の重要現象の欄に書いてありますように、この燃料凝集による即発臨界超過は直接影響を与えるということで、こういった熔融した燃料及びスチールと破損した燃料粒子が混在したスロッシング挙動になるということで、そういう意味で、燃料集中に即発臨界超過に直接影響を与える重要現象であるというふうに言えます。

この燃料スロッシングは、ここに挙げましたように、固体粒子を含む流体のスロッシング、高密度の流体の気液二相流、核出力による体積発熱プールという物理現象に特徴がありますので、これらに着目した試験解析を実施したということで、その説明をこれまでにしております。

これらの(1)～(3)の試験解析の評価をまとめたものが、この表の右の欄になります。

まず、スロッシング挙動につきましても、評価指標に対して重要である凝集挙動のタイミン、表面高さをほぼ再現できていますが、水とか固体粒子を模擬物質とした小規模な炉外試験でありますので、その有効性評価である燃料凝集の効果を最大とするような不確かさの影響解析を行う必要があるというふうに考えております。

また、次の高密度の二相流解析におきましても、炉心物質と同様の密度の流体の適用性

は確認しましたが、ただし、試験の規模がやはり数10cmであるということで、炉心規模への外挿性には不確かさがあると考えております。

最後に、核発熱によって UO_2 を沸騰させた試験におきましても、やはり試験体の規模が数10cmであるということで、炉心規模への外挿性に不確かさがあるということで、これらの結果をまとめますと、模擬試験による外挿性確認を行っているわけですが、やはり実スケールでない、あるいは、実機の規模の限界があるということで、有効性評価におきましては、その限界による不確かさの影響を包絡するような保守的な条件での解析が必要というふうに判断しております。

35ページ目をお願いします。

最後に、これは燃料の流出挙動に関する試験解析になります。

燃料の流出挙動につきましては、制御棒下部案内管を通じた下向き流出も含まれますが、常陽の遷移過程では炉心損傷が非常に低温な状態で推移するというので、制御棒案内管には燃料が固体状であること、あるいは、先行して流出したスティールが閉塞を起こすということが予想されて、その遷移過程の時間スケールの範囲では流出挙動としては想定できません。

そこでここでは流速流路、あるいは遮蔽集合体ギャップなどの比較的狭い流動を通じた燃料流出挙動についても、試験的な妥当性の確認を正確に実施しております。

GEYSER試験はこの熔融二酸化ウラン (UO_2) の重量加熱で計算しました。それを円管内における固化閉塞挙動を実現した式になります。

試験部自体は、内径が4mm、外径が8mmのスティール円管でありまして、3,000℃の熔融 UO_2 プールに、左の図に示しますように試験部の出口、これを加圧した試験装置の中で燃料を溶かして、その出口の圧力差で熔融 UO_2 を試験部に上向きに注入して、この中で試験体、円管の中での浸入と固化閉塞挙動を実現したものであります。

右上のグラフに示しますように、融体の流速とか、あるいは、先端位置の過渡挙動、それから最終的な融体浸入長の誤差が5%未満であって、試験結果をほぼ再現しているというふうに言えます。

また、試験体の中の燃料クラスト、燃料クラストというのは、この完璧に固化した燃料であります。それと溶けている燃料、あるいは、燃料の中にエネルギーがエンタルピーが下がって粒子が発生するわけですが、燃料粒子の割合の軸方向分布の時間変化を右下の図に示しております。

ここでは赤の領域がクラスト、青が溶けている燃料で、オレンジ色が溶けた粒子になります。

特に閉塞形成した一番下の時点での分布と、それから、試験におきましては、断面金相観察によりまして、クラストと、それから燃料粒子の形成割合が試験的に見られておりますので、それと、これは試験で得られているのが緑色の実線、あるいは、緑色の点線になります。それとほぼ一致しているということが確認できております。

このような実機模擬性の高い試験を適切に解析できているということで、SIMMERの物理モデルの妥当性を確認できたというふうに考えております。

また、SIMMERコードの中ではこの固体粒子の割合が増加することで、流動性が低下してくるという、そういう物理モデルも備えているわけですが、この流動性低下によって浸入停止距離が一致しているということで、固体粒子による流動性低下挙動のモデルのこの試験解析で妥当性も確認できたというふうに考えております。

以上の結果をまとめましたのが36ページになります。

SIMMER-IV及びSIMMER-IIIの有効性評価の適用性になりますが、まず、このSIMMER-IV、SIMMER-IIIコードは、コードの開発等を並行して進めました検証及び妥当性確認研究を通じまして、物理モデルの妥当性、解析精度の確認を行った結果、有効性評価への適用性があるというふうに考えます。

一方、有効性評価の評価項目に関わる機械的エネルギー、あるいは、熱エネルギーの発生に関しましては、次の2つの重要現象が炉心平均燃料温度に直接影響を与えるということで、感度解析によって、その不確かさの影響を確認する必要があるというふうに判断しました。

一つは、多次元流動モデルの検証で、広範に行われているんですけども、やはり燃料凝集を引き起こすスロッシング現象につきましては、水を用いたスロッシング挙動試験、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールの流動挙動試験、それから、燃料の核発熱による沸騰挙動試験によって、妥当性確認を積み重ねてその妥当性を確認してきているんですが、実スケールでの実機模擬性の高い試験データで検証されていないということ、それから、燃料スロッシングはこの遷移過程における即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であるということを考慮しまして、遷移過程解析におきましては、これらの不確かさの影響を包絡する仮想的な条件での解析を実施することとしました。

また、燃料-冷却材相互作用現象そのものの扱いは妥当性は確認されたというふうに考

えていますが、ただ、FCIはその発生条件、あるいは、不確かさが大きい、あるいは、FCIに駆動される燃料スロッシング現象そのものの実験的には模擬していないということで、その影響を保守的に評価する保守的な想定を用いた解析を実施することとしました。

これらの評価結果を受けまして、有効性評価は最新の知見と計算コードを用いた最適評価を行うことを基本とするんですが、ただし、評価項目に大きな影響を与える重要現象のうち、こういった、これらの不確かさの影響を評価する必要があると判断したのに関しましては、保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行っております。

その結果について、これから少し簡単に説明させていただきたいと思います。

まず、37ページになります。

これは遷移過程の基本ケースの解析手法と解析体系を示したものであります。

遷移過程の基本ケースは、SIMMER-IV構造を用いて3次元直交座標で全炉心の崩壊挙動を解析しております。鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域まで、径方向は内側炉心から遮蔽集合体までをモデル化して、この下側の図が「常陽」の炉心構成図、中央図はこれをモデル化したSIMMER-IVの水平断面図、右側が鉛直断面図となります。

39ページをお願いします。すみません、失礼いたしました。38ページ目をお願いします。

これが遷移過程の基本ケースの解析条件になります。

炉心平均燃料温度と、それから、燃料流出量が評価指標となっておりますが、これに影響を与える因子としては燃料のインベントリ、それから、燃料凝集挙動による反応度挿入率が重要となってきます。

これらにつきまして、この基本ケースにおきましても、工学的に考えうる範囲で以下にここで示しますような保守的な設定、あるいは、仮想的な想定を取り入れておりますので、また基本ケースはこの最適評価を基本としつつも十分に保守的な解析であると言えます。

どのような想定かといいますと、まずは燃料凝集を促進する想定、すなわち燃料の流動性を保守的に解析する想定として、被覆管が熔融した時点もしくは燃料ペレットが固相の融点に達した時点で燃料ペレットを直ちに崩落させて、可動性のある燃料粒子とするとなります。

また、燃料ペレットが崩落、堆積している炉心物質は、この固体燃料粒子が主な成分であるということで、流動性は極めて低くて、大きな反応度挿入率となるような大規模な流動が生じることはないと考えられるのですけれども、ここでは通常の流体と同様に流動するものとして扱っています。

また、損傷燃料ペレットのスウェリング、これはどのような現象かといいますと、燃料の結晶粒子内に、それから、粒子の間に固溶していたFPガスが固体状態で燃料のペレットを膨張させるという、そういう現象があるんですけども、それは考慮せずに焼結密度で沈降するものとしています。

また、燃料インベントリを増加する想定としましては、B型、C型、それから、照射燃料集合体はそれぞれのリングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い燃料集合体に置き換えるということで、燃料インベントリを増加させる想定で解析を行っております。

39ページをお願いいたします。

これは基本ケースの解析結果でありまして、ULOFの解析時刻にここから大体115秒で、反応度と出力の振幅が大きくなって、時折原子炉出力が定格値を超えるようになります。数回のパルス状の出力変化を経まして、燃料集合体が全炉心規模で損傷して、129秒で初めて反応度が即発臨界を超過します。このときに発生した圧力で、一旦分散した燃料が再度炉心下部に沈降して水平方向に移動するというので、131秒で即発臨界を超過すると。この結果、炉心平均燃料温度の最大値は約3,700℃となって、その後は有意義な量の燃料が外部に流出して深い未臨界になって、その後は反応度が正に回復することはないと、事象が終息するということになります。

40ページをお願いします。

これはこの反応度出力の振幅が大きくなる115秒後以降の反応度と出力の時間変化と、炉心の中の物質分布図を示しております。

この下側に示した断面図ですが、これは炉心中心平面での水平断面と、それから、それぞれの赤い点線での縦断面図を示した図になります。

ローテーションとしては右上に示しますように、それぞれの色はそれぞれの物質、液体燃料、液体スチールなどの堆積割合に比例した面積を、それぞれの炉心の中を塗りつぶしていると、そういう物質図になっております。

まず、118秒、①の118秒ですが、これは反応度の振幅が大きくなり始めた最初の出力ピークでありまして、この時点での炉心の損傷はこの左の下の図に示します、その前提になっています。

②の123秒になりますが、ここでは炉心の約50%が損傷しているのですが、燃料はまだすべて溶けていない未熔融の固体粒子になっておりまして、被覆管による支持を失った固体燃料粒子の状態になっています。

③の129秒に至りまして、初めて炉心下部に燃料が沈降することで即発臨界を超過していきます。

130秒で④になりますが、この即発臨界超過によって圧力発生で燃料が分散して反応度が大きく低下しています。

そこから約2秒後、131.9秒である分散した燃料が炉心下部に再度凝集して、水平方向に揺動する過程で即発臨界を超過して、⑥は、その約50ms後になりますが、エネルギー発生で燃料が熔融して分散して事象終息するという事象推移になります。

41ページ目をお願いします。

ここでこの基本ケースで、更に水平方向に揺動挙動を更に詳細に可視化した結果がこの図になります。

これは即発臨界超過直前の131秒から直後の132秒までの1秒間の燃料スロッシングの挙動を示している図になります。

この図では、発熱密度の空間分布の時間変化を示しています。この発熱密度というのは、燃料そのものの空間分布よりも、どこに炉心ツールの中心があるかと、どこに炉心ツールが集まっているかが分かりやすくなる物量的に考えております。

右上に示しているグラフは、反応度挿入率の時間変化になります。

炉心の水平断面中、この左側の図になりますが、その青い点線で示している部分の縦断面図をそれぞれ上下に示しています。

①の131.3秒の時点では炉心の中心、これは物質分布と、それからこの反応度、発熱密度の図を同じように並べて示しておりますが、物質分布を見るよりは発熱密度を見た方が燃料の中心が分かりやすいということが、この図から分かるかと思えます。

この場合、このときの燃料の中心は、この水平断面図のちょうど炉心の左下の部分に集まっていることが分かります。②の131.4秒で燃料が炉心の中心に向かうにつれて、反応度が上昇しているということが右上のグラフから分かります。

131.6秒、③になりますと、これは炉心の中心を通り過ぎて、右上に燃料が移動している結果、反応度が低下しております。

④の131.8秒で、この右上から今度は再度、炉心中心に燃料が揺り戻ってきていますので、また、反応度が上昇してきています。

さらに、この⑤の131.9秒では、この左下部分に燃料が凝集するという事で、反応度が即発臨界を超過してエネルギーが発生するという事になります。

このように基本ケースでは燃料が全体として炉心の断面を左上から右下へ移動し、揺り戻して再度左下に集中した時点で即発臨界を超過するという、これ揺動挙動によって即発臨界が駆動されるということが分かるかと思えます。

42ページ目をお願いします。

では、不確かさの影響評価をどのように行ったかということなんですけれども、この「機械的エネルギーの発生」に関して、2つの重要現象について、即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であるということを考慮して、感度解析を行ってその不確かさの影響を確認していく必要があるというふうに判断しております。

まず、以下に示します燃料スロッシング、それから、FCIに関して、その不確かさを包絡した仮想的な想定を用いた解析を実施しております。これは文章で説明するよりは、図式的に説明したほうが分かりやすいと思えますので、次の43ページ目をお願いします。同じ文章がこの43ページの中にも書かれております。

まずは、全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集になりますが、この解析を行う際には、まず燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視して、更に軸対象2次元円筒座標で評価することによりまして、基本ケースでの燃料スロッシング挙動のように、この上の模式的な図で示しますように、本来発生する周方向の流れ、あるいは、中心軸を横切るような流れが強制的に、この右下の図に示しましたように、中心軸に向かう径方向のみの移動となるということで、この外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かうか、炉心の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要するというので、即発臨界超過を駆動する反応度挿入率を求めて、挿入率を極めて保守的に評価すると、そういう包絡的な解析を実施しております。

次のFCIに挙動される燃料凝集につきましては、基本ケースを基にして予備解析を行いまして、FCIの発生場所、あるいは、ナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定しています。

結果としましては、基本ケースで即発臨界超過の直前（約131秒）で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置、ここで言いますと右上の赤い丸に示しているところの制御棒下部案内管でFCIが同時に発生するという、これも非常に仮想的な想定になりますが、同時発生を仮定して、燃料が炉心中心に吹き寄せられるような挙動の解析を行っております。

過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が70atmであるところ、約

80atmの圧力が発生するような量のFCIを強制的に発生させております。

44ページ目をお願いします。

この遷移過程のここではより影響が大きいと評価されましたスロッシングの不確かさ影響解析の結果について説明します。

解析体系につきましては、これまで説明しましたように、SIMMER-IIIコードを用いて2次元円筒座標で、外側炉心にある高Pu富化度燃料が炉心中心に軸対称な燃料集中を強要するという、そういう解析になっております。

基本ケースも固体燃料しか存在する、本来流動性の低い炉心物質を通常の流体として扱うなどの保守的な状況を模しておりましたが、これに加えて、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するために、制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。さらに、径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない等の解析条件を適用しております。

45ページ目をお願いします。

これは不確かさの影響評価のケースの事象推移を、反応度と出力の時間変化に沿った縦断面における物質分布と併せて説明したものであります。解析体系が2次元円筒座標でありますので、断面図は左の端を中心軸とした縦断面図のみとなっております。

まず、①の80秒の時点で、その集合体からの伝播と伝播先の集合体との燃料沈降で反応度が僅かに上昇しております。

②の83秒になりますと、燃料分散と外側燃料集合体での沸騰で反応度が低下していきま

す。

③の89秒になりますと、沸騰した集合体で燃料破損が進行しますので、スチールとナトリウム蒸気圧による燃料分散で反応度が低下していきます。

④の92秒に至りますと、ここで外側炉心まで燃料損傷が広がって、燃料沈降によりまして初めて即発臨界を超過をしております。

94秒では、スチール蒸気圧と燃料熔融時に放出されるFPガスで燃料スロッシングが発生しております。

⑥の95秒で、ほぼ全ての燃料が炉心内部では熔融しておりまして、内側炉心から外側炉心に至るスロッシングが発生しております。

95.5秒で、ここで駆動されました炉心中心軸に向かう燃料集中で、厳しい即発臨界と大きなエネルギーが発生しております。

46ページをお願いいたします。

遷移過程のこの不確かさの影響評価ケースの解析結果をまとめたのが、このページになります。

事象開始から約90sで大体炉心の冷却材が沸騰して、被覆管が溶融して未破損であった燃料が崩壊して、固体状の燃料が炉心下部に堆積して、かつ、反応度と出力が上昇して、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動で反応度が1\$を超過して、出力逸走が発生しますと。その結果、炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cとなっております。

この出力逸走後は、溶融燃料が炉心上下に分散、流出して、反応度と出力が急速に低下して、深い未臨界状態となっております。

47ページ目をお願いします。

以上の遷移過程解析の保守性と、それから、エネルギー発生解析結果をこの表にまとめております。

まず基本ケースでは、3次元的な非軸対称のスロッシング挙動の解析を行っております。

制御棒下部案内管、径方向反射体、あるいは、遮へい集合体間ギャップへの燃料の流出を考慮しまして、圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析しております。

なお、基本ケースにおきましても、枠の下側に記しておりますように、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加して、更に損傷燃料ペレットが高い密度で堆積して、かつ、未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在したような、そういった流動性が低い炉心物質が通常の流体と同様に流動するという、そういう仮定を想定しております。流動性に関して保守的な解析条件を用いております。

この結果、反応度挿入率はこの表に示しましたように約30\$/sとなりまして、炉心平均燃料温度の最高値が約3,700°Cという結果が得られております。

FCIの不確かさの影響を評価した不確かさの影響評価ケース1におきましては、炉心内の流動挙動と炉心からの燃料流出については、基本ケースと同様の条件を用いております。

燃料集中の主たる駆動力に関しましては、基本ケースの燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定しております。

この結果、反応度挿入率は約50\$/sとなりまして、炉心平均燃料温度の最高値は約4,070°Cという結果が得られております。

最後に、燃料スロッシングの不確かさの影響を考慮しました、不確かさの影響評価ケース2では、炉心内の流動挙動については、軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制し、さらに、炉心からの燃料流出につきましては、制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視しております。

この結果、炉心中心の圧力発生で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動が解析されておりました、反応度挿入率は約80\$/s、炉心平均燃料温度の最高値は約5,110°Cという非常に厳しい結果が得られております。

48ページをお願いします。

以上、これまで説明しましたSIMMERコードの妥当性確認と遷移過程解析をまとめさせていただきます。

まず、SIMMER-IVとSIMMER-IIIは、高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発されたものです。開発と並行して体系的な検証、妥当性確認を積み重ねてきました結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断しております。

ただし、妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさが大きいことも確認されております。

これらの不確かさに関しましては、有効性評価の感度解析におきまして、その影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含む解析条件の選定や取扱いを行うことによりまして、評価項目に関わる重要なパラメータであります即発臨界超過に伴うエネルギー放出について包絡性のある解析を行っております。

ここで一旦説明を切らせていただきまして、御質疑をお願いいたします。

○山中委員 それでは、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。

今、SIMMERの遷移過程のところの解析で不確かさの検討と御説明を頂いたので、ちょっとこのところで確認をしたいと思っています。

まず、少し確認から入りますけど、26ページを見ますと、SIMMERの解析モデルとして重要現象というのを幾つか挙げておられると。この中で実験と比較した結果、実機模擬炉の関係であるですとか、その不確かさが残るであろうということで、FCI、冷却材との相互作用、それから、燃料のスロッシングというのが、このSIMMERを使うに当たって考慮すべ

き不確かさであると、まずはそう結論づけたというところはまずよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、そのとおりであります。

○片野チーム員 そのうえでなんですけど、その不確かさを考えてSIMMERコードを有効性評価で使おうとすると、保守的な評価をしないといけませんねというところまでは結論されていると思っています。

その結果、最終的には47ページの結果を見ますと、基本ケースのほか、不確かさの影響を見たケースを二つやっておられていて、今、評価指標としては炉心燃料平均温度、これが有意に影響を受けていると、この不確かさの影響を受けているというところまでは、まず確認したということだと、まず理解しました。

で、こうして見ていくと、確かに基本ケースと比べると、FCIを考慮した場合のケースですとか、スロッシングの影響を考慮したケースというのは、確かに炉心燃料平均温度が大きく変化してまして、不確かさの影響が大きいというのはそのとおりであろうと思います。

この辺りを細かく見ていければ、詳しく確認できれば、このSIMMERコードの不確かさの影響というのもある程度把握できるでしょうし、そういった不確かさの影響を考慮しながら、このSIMMERコードの結果を有効性評価に使うことはできるのではないのかなというふうにまず考えます。

ただ、その上で、不確かさを考えた場合の保守性というのは、もう少し審査側としては確証を持っておきたいというのが正直なところでして、ここのあたりをもっと聞いていきたいというのがまずあります。

それはどういうことかということなんですけども、まず、この47ページの結果を見ますと、まず、このFCIの話でいいますと、FCIの起きるタイミングですとか、それでどのぐらいの圧力が出るかとか、あるいは、どういった発生位置を考慮すればいいのかと、幾つか、そのFCIを考慮するにしてもポイントがあると思うんですね。こういったポイントをどういふふうに考慮した結果、今、この不確かさ1のケースというのを選定されたのかというのは確認しておきたいというところがあります。

あと、もう一つ、スロッシングの話でいうと、今は2次元の軸対象円筒系、これを使ったケースが最もこのスロッシング上は保守的であると、こう結論づけているわけなんですけど、確かに御説明にもありましたが、スロッシングというものを考えたときに、流れを一方方向、中心方向に集めるようなことをすると、きっと保守的であろうというのは理解は

できるんですけれども、ただ、それスロッシングそのものは、それ自体が複合的な流動挙動であって、流動とか、あと燃料粒子ですかね、固体粒子とかも混ざった流れですので、どういうところを見ると保守的になるのかというのは、円筒座標系で見たからもうこれだけで保守的だというのは、ちょっとすぐここでは、そうですねとまでは言えないのが正直なところなんです。

なので、両ケースですね、不確かさ1、2のケースでJAEAの中でいろいろと検討した結果、こういうのが最も保守的であろうということで選ばれていると思うので、ここを最も保守的として選んだ検討のプロセスというのは、ぜひとも示してほしいと思っています。

それが全部感度解析とかで定量的に示せるものではないかもしれないんですけれども、その定性的な物理的な考察から、こういうふうなことが考えられるですとか、もし感度解析で影響が分かるというのであれば、そここのところを示しながら、今、選ばれたケースというのは保守的で包絡性があるというのを示していただきたいと思っています。

一部、有効性評価の話にも入ってくるかも分からないんですけども、コードを不確かさを考慮して使うという観点からは、ぜひとも審査側として押さえておきたいポイントだと思っていますので、この御説明はぜひ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） はい、了解いたしました。

やはりSIMMERコードの妥当性については、やはり実機規模での試験による確認が、なかなか難しい現象であるということもありますので、そういった不確かさをどのように包絡するような条件で、しかも、それが十分保守的であるということを具体的に説明していけるように、今後、ヒアリング、あるいは審査会合にて御議論いただきたいというふうに考えております。

○山中委員 そのほか。

○片野チーム員 ありがとうございます。この辺は不確かさを押さえながらSIMMERコードを、有効性評価で使っていくところのポイントだと思っていますので、ぜひ、そこはお願いいたします。

あと、もしかしたら少し先走ってしまうかもしれませんが、今回の説明では、また26ページにちょっと戻るんですけれども、遷移過程の解析ということなので、不確かさがあるというのは、FCIとスロッシングというふうに変定されたのかもしれませんが、今後、再配置ですとか、冷却の過程とかを考えていくと、炉内からどれだけの燃料が炉心から出て原子炉容器の底部に溜まるかと、これが冷却できるかというのが重要なポイントだ

と思うわけですね。

今回の説明だと、燃料の流出というところは妥当性が確認されていて、不確かさはおおむねないというふうに結論されているとは思いますが、これは熔融損傷した炉心が原子炉容器の中で閉じ込められるかどうかというのも重要なポイントだと思うので、ちょっと、この段階で不確かさがあるかないかというところで、ないとまではちょっと言い切れないんじゃないかなと思ってますし、以前、審査会合でULOFの説明をされたときにも、たしか炉心からの流出量、損傷炉心の落ち方というのは影響を幾つか見ていたと思いますので、ここも燃料流出量というところも、今後、不確かさを考慮しなければならないポイントの一つかなとは思っていますが、これはそういう理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 遷移過程の終わり方としては、エネルギーが発生すれば、それは炉心物質を上部プレナムに分散して配置されますので、冷却的には非常に楽になる。一方、エネルギーが発生しなければ、炉心の中にほとんどの燃料が残ったままで、崩壊熱をどうやってそこから除去されていくのか、また、崩壊熱で熔融した燃料がどれぐらいの量を下部プレナムに移行するのかということにつきましては、これまで有効性評価の、事故後再配置・冷却過程ということで、今日の説明の範囲を少し超えますけども、その中で様々な保守的な想定を用いた上での成立性の評価を行ってきているところがございますので、それらの評価の具体的な内容につきましては、今後のヒアリングに、あるいは審査会合で説明をさせていただければというふうに考えております。

○片野チーム員 はい、分かりました。そうしたら、今の燃料の流出の部分については、再配置・冷却過程のところで、また詳しく御説明いただけるということで理解しましたので、ここも熔融炉心、損傷炉心が原子炉容器の中で安定的に閉じ込め、冷却が可能かというところの重要な議論のポイントだと思っておりますので、御説明の方をよろしくお願いたします。

○山中委員 そのほかはいかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁の有吉です。

2点ほど、説明の充実ということでお願いしたいことがございます。

1点目は、さっきから出ている起因過程をSAS4Aで解析するが、遷移過程ではSIMMERを使うと、さらに機械的応答過程ではまた次のコードを使うと、複数のコードを使うということで、これらの使い方、データの渡し方みたいなものが妥当かという説明は必要だと思います。

今日の資料2に、そういう説明が追加されているというのは承知しておりますけれど、細かい話も必要なんですけど、事象の推移、要するに機械的エネルギーを最大評価するという観点で、この想定が妥当かというまとめに行けるような内容というのが、少し欠けているのかなと思って見ております。まだ見切れていないのかもしれませんが、そういう説明をお願いしたい。

ちょっと細かくなりますけれど、私の理解では起因過程で外側燃料が2体まず壊れると思うのですが、これ遷移過程で2次元RZ体系になると、内側燃料に移していますよね、場所を。何か考えがあつてのことだろうと思うんですけど、その辺りもちょっと説明を詳しくしていただきたいと思うのですが、よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 3次元解析体系、あるいは、SAS4Aへの解析体系では、流量配分と、それから、燃料の燃焼サイクルの関係から、外側燃料の燃料が最初に損傷を開始するという結果になっております。

これをSIMMERの2次元体系に移しますと、SIMMERの各集合体の出力というのは、SIMMERの空間依存動特性のモデルによって自動的に計算されると、そういうことになりますので、損傷した燃料集合体の出力をそのまま外側炉心の方に置いてしまうと、損傷した燃料集合体の出力が下がってしまう。それ以後は損傷が進まなくなって非常に緩慢な事象推移になってしまうという、そういう問題があるということがありますので、この2次元体系の解析におきましては、壊れていた燃料が炉心中心に持ってきまして、壊れたときと同じ経路の集合体の出力が維持されて、速やかに全炉心損傷に炉心領域を拡大していくと、そういう挙動を模擬したいという意図をもって、この炉心の中心に移しております。

○有吉チーム員 有吉です。

その御説明は理解できますので、どこかにちょっと書いておいていただければというのが希望でございます。

それから、もう1点、これまで保守性という観点では、流動といったところに随分関心があつて、つまり、FCIの駆動力といったところも不確かさを振っているというのは、おおむね理解をしているところです。

あと、今日の資料の27、28ページに核特性の評価を追加していただいて、もともとは27ページのFCAしかなかったわけなんですけど、これは臨界実験装置で中性子分布はアウト、だから当然、反応度もアウトということになるんですが、これが即発臨界という早い挙動がどうかとか、それから、損傷炉心という複雑な物質範囲で評価できるのかといった点で、

改めて評価していただいたのが28ページというふうに理解しております。

シンプルに言えば、こちらが欲しい結論は、流動に保守性はある、でも核特性は最適評価はできる、多分そういうことだろうと思うんです。その結論が見えるかということ、ちょっと書き方が定性的評価で終わっているような印象があって、その最後の結論が見えるような書き方というのを工夫していただきたいということなんですが、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、了解いたしました。当初の目的に沿って、最終的にはこういったそれぞれの分離したモデルの妥当性、あるいは、手法の妥当性を積み重ねた上で、核動特性につきましては、最適評価に近い形で十分解析できるということは考えられておりますので、その旨を説明できるように調査していただきたいと思います。

○有吉チーム員 よろしく願いいたします。

○山中委員 そのほかはいかがですか。よろしいですか。

それでは、引き続き資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 続いて、次は機械的応答過程についての説明ということになります。

ページとしましては、49ページになります。

この49ページは、起因過程、機械的エネルギー発生過程における重要現象の抽出を行っている過程の説明になります。これは起因過程、遷移過程と同様に、抽出されました物理現象について評価指標への影響、評価指標であります機械的エネルギー発生に対する影響度を「H」「M」「L」の3段階でランク付けを行いまして、重要現象として抽出を行っております。その結果が、この表で示しました黄色い文字をベースにしました四つの減少が重要現象として抽出されております。

50ページ目がこの重要現象の検証課題と、それから、SIMMERの解析モデルの対応関係を示しているものでありますが、SIMMERコードで遷移過程のときで特に説明しましたように、それぞれの重要現象専用のモデルを使うということではなくて、複数の物理モデルの組み合わせでその重要現象をモデル化するという、そのアプローチを取っておりますので、このモデルの組合せによる妥当性確認を目的として、ここに示したような解析検証解析を行っております。

51ページ目をお願いします。

以後、これらの検証解析の結果について説明させていただきます。

まず、燃料からスチールへの熱移行になりますが、これにつきましては、CABRI TP-

A2試験を用いた検証解析を行っております。

CABRI TP-A2試験というものは、スチールのスチール球、ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融しまして、発生したスチール蒸気圧を測定した炉内試験になります。

試験装置の概略図は、このOHPの左側の図に示しますように、直径1mmのステンレス球40個を内部に埋め込みました内径約14mmで高さが43mmの燃料ペレットを核加熱で溶融しまして、発生するスチールの蒸気圧を測定しています。

この中央図の少し上側に、このSIMMERによって、この実験の解析を行ったときの概念図を示しております。

まず詳細解析を行っております。この詳細解析体系では、スチールの球とそれからその種類の燃料を複数のメッシュに分割してモデル化しております。

スチール球の溶融と蒸発による物質分布の時間範囲を詳細に解析したということになります。

詳細解析した解析結果は右の図に示しております。薄いピンクと緑は未溶融の燃料とスチール、それから、濃い赤と緑は溶融した燃料とスチールを表しております。

加熱開始後約0.55秒で燃料が溶融してスチールの蒸気が発生します。それまでにもスチールは溶融をしているわけですが、燃料の温度はこのスチールの膜沸騰温度には当然達しないんですけれども、発生したスチール蒸気はこのスチール球の周囲にとどまりまして、蒸気層を形成することで溶融燃料からスチール液滴への伝熱を抑制しているということが分かります。

この実機解析では、このようにスチール球を複数のメッシュで分割するような詳細な解析体系を使うことはできませんので、中央の図に示す粗メッシュ、1メッシュ体系のように、一つのSIMMER解析体系の解析メッシュの中のスチールの液滴が存在して、SIMMERの流動様式と境界を面積モデルで燃料とスチールの接触状況をモデル化するというようになりますので、この詳細解析体系で明らかとなったスチール蒸気層による伝熱抑制効果は、適切にはモデル化することができていないということになります。

このため、このスチール蒸気層による伝熱抑制の効果を、燃料からスチール液滴の伝熱速度を調整することで模擬することとしております。

この中央のグラフに示した粗メッシュ体系、1メッシュ体系での解析結果から、このスチールの蒸気速度、蒸気層によって燃料からスチールへの伝熱速度が低減されるとい

う現象を模擬するためには、燃料からスチールへの熱移行速度は約1/200にするということで、試験結果を適切に再現するということが示されております。

次に、52ページ目をお願いします。

次は、炉心上部構造による熱及び圧力損失は、VECTORS試験という試験を解析することによって妥当性の確認を行っております。

VECTORS試験は、この左の図の試験装置の概略図に示しますように、試験体の下部に設定した高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出しまして、ピン束の中での流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験になります。

ピン束の出口は重さ約80gのピストンを置いてありますので、その運動エネルギーの変換効率も測定されています。

圧力源には温度が約230°C、圧力が約2.9Mpaの二層の高圧水を設定しまして、その上部のラプチャーディスクを破ることで、圧力源の上方向に設置された模擬ピン束を通して膨張挙動を実現しています。

試験装置の概略図に示した軸方向に設置された圧力計PT1～PT8で測定された圧力の時間変化と解析結果を比較したグラフが右の図になります。SIMMERは膨張による圧力変化、ピン束への二層蒸気の凝縮と熱損失による圧力低下挙動を適切に評価できていると、解析できることが確認できます。

また、圧力源の高温高圧水が大気圧まで等エントロピー膨張すると仮定した場合の膨張ポテンシャルに対するピン束の出口に設置されたピストンの機械的エネルギーの変換効率は、試験結果と比較してグラフの中央の図に示しております。

このピン束がゼロ本のH0と60本のH60ケースについては、変換効率はほぼ再現できていますが、ピン本数が120本のケースでは、試験における変換効率を過大に評価していると。これは試験側で各地点の圧力の測定結果から、このピストンと流体の試験体の内壁間を通じてミスト蒸気が漏えいしたために、この試験での変換効率が低下しているということが推測されております。

次に、53ページをお願いします。

次に、蒸気泡の成長挙動については、OMEGA試験解析によりまして、SIMMERを有効性評価に適正することの妥当性を確認しています。

このOMEGA試験というのは、試験装置の概略図に示しますように、高温の水と水蒸気の混合物を直径約90cmの水プールの下部から放出しまして、蒸気泡の成長とカバーガスの圧

縮挙動を模擬した試験になります。

この解析を行いましたOMEGA IV-12試験になりますが、これは圧力約2.1Mpa、温度が約215℃で、蒸気の体積率が約17%の高温水を圧力源とした試験でありまして、この試験を中央の図に示すようなSIMMER-IIIによる解析体系を用いて解析しています。

解析で得られましたカバーガス界面の上昇割合、即ち蒸気泡の解析変化と、それから、カバーガスの圧力の時間変化を右のグラフに示していますが、蒸気泡の成長挙動をよく再現している一方で、カバーガスの圧力の時間変化はSIMMERが過大評価しています。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものですが、圧力過渡のピーク値を大きく評価するという点で、機械的負荷の評価の観点からは保守的であるというふうに考えております。

54ページをお願いいたします。

炉外試験による検証解析の妥当性確認では、SIMMERはこういった高温高圧の二層流が炉心上部構造のピン束を通して、実際の凝縮、あるいは、熱損失を模擬したVECTORS試験、あるいは、蒸気泡の成長挙動を模擬したOMEGA試験を適切に解析できることを確認していますが、ただ、やはりこれらの試験は模擬物質として水を用いた試験で、またその規模も実機のサイズではないということで、実機解析への外挿に当たりましては、不確かさが存在しています。

したがって、有効性評価での機械的エネルギー発生解析では、その不確かさの影響をパラメータ解析で評価する必要があるというふうに判断しております。

この熱エネルギーの発生の不確かさは、この以下にリストアップしていますように、遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ、燃料からステールへの熱移行、それから、炉心上部構造による熱及び圧力損失、蒸気泡の成長となります。

これらの不確かさの影響評価の結果として、機械的応答過程、機械的エネルギーの発生に最も大きな影響を持つ不確かさというのは、やはり遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさであるということが分かりました。

したがって、以降、この熱エネルギー発生の不確かさ影響評価ケースについて、簡単に結果を説明いたします。

55ページをお願いします。

機械的エネルギーの発生は、解析は水平方向の炉心の中心から原子炉容器の内側まで、それから、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標をもってモデル化した体系を用いております。

炉心か、あるいは、その周辺の初期状態は遷移過程解析におきまして、炉心平均燃料温度が最高値となった時点の解析結果をそのまま接続しています。

機械的エネルギーの発生が大きくなる、この解析では以下の条件を用いております。

まず、遷移過程で炉心上部構造部の流路の中に存在、侵入していた熔融炉心物質の固化で形成されている閉塞は全て無視しています。

また、炉心から上部へのプレナムへの熔融炉心物質の噴出を容易にするとともに、原子炉容器の中での機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗は無視しております。

また、炉心の下端、あるいは、径方向外端は剛体として扱っております。

56ページをお願いします。

この結果が、解析結果を右の図に示しております。

まず、炉容器断面の物質分布図になりますが、炉心損傷後の膨張過程で、崩壊炉心部から上部プレナムに放出された熔融燃料と熔融スチールの混合物が、このFCIによりましてナトリウム蒸気を生成させます。これが100msぐらいいまにかかって蒸気が成長しております。

上部プレナムのナトリウムを上に加速するとともに、原子炉構造に機械的な負荷を与えています。

左下のグラフは、CDA気泡の圧力と体積の時間変化を示したものになりますが、基本の成長初期の最大約20気圧程度のFCI圧力によって、上部プレナムへのナトリウムの加速とカバーガス圧縮をされまして、機械的エネルギーが発生するということが分かります。この過程で発生する機械的エネルギーは、約3.6MJと評価されております。

なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約1.8MJとなっております。

58ページ目をお願いします。

次に、PLUGの概要になります。

PLUGは、先ほど説明しましたように、原子炉容器の上蓋を構成する複数のプラグと、それから、それらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、この回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウムの噴出量を解

析するための計算コードであります。

種々の回転プラグを質点として扱ひまして、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化して、各プラグの1次元の運動方程式を連成して解いております。

回転プラグと、それから、炉心上部構造を含むメインプラグの他に、付随するサブプラグのプラグ間の相対運動を解析することが可能になっております。

原子炉容器内と格納容器（床上）との圧力差を用いて、ベルヌーイの式を用いたプラグ間の相対変位により生じる間隙を通して漏洩するナトリウム量を計算しています。

このプラグ下面での入力は、それぞれのプラグ下面に作用する圧力履歴を与えるということになります。

まず、妥当性確認は59ページに行っております。

このPLUGによるプラグ応答とか、それから、ナトリウム噴出の解析の妥当性確認を目的としまして、単純な体系を用いて基本的な機能が確認できる解析条件を設定しております。

以下の7ケースになります。

ボルトとプラグの動的応答の解析の妥当性の確認、それから、ナトリウム噴出量の解析の妥当性の確認、プラグの衝突解析の妥当性の確認を、それぞれCase-1～Case-7のケースを使って確認を行っております。

60ページにその結果を示します。

それぞれの理論解のもっている解析問題でありまして、理論解との差を評価しますと、最大でも約0.2%以下で解析解と理論解が一致しているということから、PLUGコードと単純な運動方程式を組み合わせた現象を解いているのみなので、理論解と一致しているということの有効性評価に適用性があるというふうに判断しております。

また、噴出量の計算には、定常ベルヌーイの式を用いておりますので、これは噴出量に関しては保守側の結果を与えるというふうに考えております。

次に、AUTODYNの概要について説明いたします。

AUTODYNというのは、この爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用コードとして開発された商用コードであります。

また、流体の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子と、それから、構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた格子を同時に扱ひまして、計算格子の間の相互作用を扱うことが可能となっております。

これによって、流体－構造連成解析が可能になりまして、流体中の圧力源による構造物

が構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用におきまして、そういった幾何形状とか構造物の材料特性、それから、圧力源特性を考慮して、その構造物のひずみとか変位を計算することができるというそういうコードであります。

この国内外の産業界とか研究機関におきまして幅広く利用実績がありまして、それらの適用解析を通じて同コードの基本的な妥当性は十分に確認されて、その信頼性は高いというふうに考えております。

参考に適用例としましては、BWRにおける水蒸気爆発でのペDESTALの構造健全性評価、あるいは、PWRの原子炉容器外の水素爆発におけるコンクリート構造の健全性評価、それから、高速炉におきましては、高速実証炉の設計時での炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価などが行われております。

63ページをお願いいたします。

AUTODYNの妥当性確認を行うということで、有効性評価への1970年代に米国のSRIインターナショナルによって実施されました、米国のクリンチリバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験容器を用いたFV102試験の解析を実施しております。

この試験は、国際的なベンチマーク問題として欧米でも広く解析されていることと、それから、圧力源の特性がよく把握されているということ、それから、様々なスケール試験解析を通じまして、「もんじゅ」への適用性を確認しておりますPISCES-2DELKコード、これはAUTODYNの前身のコードになりますけれども、これによる解析を実施しておりますので、このFV102試験の試験解析によりまして、AUTODYNの有効性評価への適用性を確認できるというふうに考えたということでもあります。

FV102試験というのは、この左の下の図のように示しますように、各種の金属とか、あるいは、合金でつくられましたクリンチリバーの模擬した模擬試験装置内の水プールの下部で高性能の火薬を爆発させた試験であります。

ただ、水中で爆発させますと、衝撃によるエネルギー伝搬が発生してしまいますので、爆薬の周囲が空気に通しておきまして、爆発で生じるガスの膨張によって、右の図に示しているような機械的エネルギーの発生特性を模擬しているという試験であります。

64ページをお願いいたします。

試験解析結果では、炉容器模擬したこの試験体の側面に設置されたP7圧力計での力積とか、試験体の側面の残留ひずみ分布がよく再現できておりますので、この軽水炉は軽水炉への適用実績もある商用コードでありますので、このFV102試験による妥当性確認の解析

も適切な結果があるということで、有効性評価には適用性があるというふうに考えております。

説明としては以上になります。

○山中委員 それでは、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。

妥当性の確認のところですね、機械的エネルギーのところ、52ページ、53ページで、VECTORS試験、それから、OMEGA試験というので、もともと熱エネルギーからどのぐらい機械的エネルギーに変わるのかですとか、いろんな試験がなされていると思いますが、これは水との試験ということなんですけど、これナトリウムでこういう高温熔融物との接触試験というのはやられている実績なんかはあるんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 重要現象としてFCIも摘出されております。それは49ページに示しましたように、FCIも重要現象ということで、このFCIを模擬した試験としましては、実は遷移過程のFCIのモデルの妥当性確認で説明しました、30ページになりますが、THINA試験でモデルの妥当性は確認できているというふうに考えております。

もともこのTHINA試験といいますのは、このテルミット反応で生成しました3,000℃程度のアルミナと鉄の炉心物質を模擬した、そういった高温融体のナトリウムのプールから高圧で下から噴出させるという、そこはまさしくPDEを模擬した炉外試験であるということで、この試験を適切に解析できているということで、十分にこのPDEでのFCI挙動にSIMMERは適用できるというふうに考えたということになります。

○片野チーム員 はい、分かりました。

そうしますと、この今、水試験との比較で出されているというのは、これはどういうふうに考えたらよろしいですかね。機械的エネルギーに変換される、熱エネルギーが機械的エネルギーに最終的に変わるというのを、今は水試験でも確認しようとしていたように思ったんですけど、これはさっきのナトリウムとの試験との関係で言うと、どう理解したらよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 上部構造での熱とか、圧力損失につきましては、やはり、例えば、このピン束の中に高温の物質が凝縮し、かつ、構造材をこれははるかに融点を上回る物質が下部から侵入してきますので、熔融を侵食しつつ、そういう凝縮が発生するというふうな現象となっておりますので、そういった熱及び圧力損失に関わる、支配している重要現象を模擬した試験としては、VECTORS試験だけではやはり実機条件への

外挿性は弱いというふうに判断しておりますので、そこにつきましては、例えば構造材、炉心上部構造への凝縮を抑えるとか、保守的に評価する、そういうパラメータ解析は行っております。

○片野チーム員 はい、分かりました。

では、もう一つその関係でなんですけど、50ページの分類を見ますと、重要現象として四つ選定されていまして、ここでそれぞれ実験で確認したものの不確かさというのは考察されているわけなんですけど、ただ最終的に54ページに行くと、これは解析の初期条件の放出エネルギーの大きさの不確かさというのがものすごく大きくて、ほかのはあまり聞かないような結論になっていきますけど、これもやっぱり定量的に確認された上で、こういうふうになっているということなんですかね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） やはり不確かさの基本的な基本ケースに対して不確かさを考慮するというので、やはり一番大きな影響を与えているのは、初期の熱エネルギー発生の不確かさが一番大きい。そのほかの分につきましては、もう基本ケースに対して、例えば燃料からスチールへの熱移行、あるいは、炉心上部構造による熱圧力損失の熱及び圧力損失等についてのパラメータ解析を実施しております、それを熱エネルギー発生の不確かさを評価した機械的エネルギーを超える結果とはなっていないという、そういう確認を行っております。

○片野チーム員 御説明としては分かりましたので、そうすると、機械的応答過程でどういふふうに不確かさを考慮したのかということと、最終的にはこの初期条件の熱エネルギーがものすごく卓越するんだということ、別途確認をしていきたいと思っておりますので、説明を頂ければと思っています。

あと、すみませんが、先ほど遷移過程のところ聞きそびれてしまったので、ちょっと戻ってしまって恐縮なんですけど、42ページのところですね、FCIの話でして、これはさっきも話が何回かあったと思うんですけども、②のFCIのところですね、過去に実験されたナトリウムを用いた実験では、最大圧力が7MPaぐらいであると、今回の解析では8MPaの圧力をかければ十分保守的であるというふうに結論されているんですけども、この点も過去の試験がどういったものかということですか、この常陽の炉心との関係で、これを適用するのは妥当だということも別途御説明いただきたいと思うので、これもお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。

この7MPa発生させているFCI実験といいますのは、薄い皿の上で熔融燃料を形成させて、その下の方からナトリウムの液面を上げてくるといふ、ちょっと遷移過程でのFCIの発生モードとしては、あまり模擬性は高くないと思われるような試験で発生している圧力ですので、そこまで考慮する必要があるかということはあるかと思いますが、そういったこれまでのFCI試験の知見を含めて、少し網羅的に説明をさせていただければというふうに考えております。

○片野チーム員 はい、分かりました。

そうすると、必ずしも実機と同じじゃないにしても、そういったナトリウムでFCIが起きた一つの知見として採用されているということでしょうから、そのところは実験の条件ですとか、示していただければと思いますので、よろしく申し上げます。

○山中委員 私からもちょっと関連して、その70気圧の圧力が生じたFCIの試験というのは、THINA試験、30ページの説明とは全く別の試験で、そういう高い圧力が形成されたというふうに報告があるということでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、そのとおりです。

○山中委員 ちなみに、FCIの過去の実験で発生された最も高い圧力というのが、70気圧程度というふうに考えておけばいいのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 酸化物とナトリウムの組合せで行われた試験で、発生した圧力の最大値は70気圧というふうに考えています。我々が調べた範囲ではそうなっております。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。どうぞ。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

56ページを見ていただいて、CDAバブルの成長挙動とかを説明されています。

これまでの説明を伺うと、炉上部に対するナトリウムの噴出量がゼロ、噴出しないというのが結論になっていると理解しております。

その場合に、ここで説明されている機械的エネルギーが3.6MJ、だから、3.6MJだったからナトリウムが噴かないのではない、僕はちょっと説明が抜けていると思うんです。実際には、この圧力と体積の関係があるように、回転プラグの持ち上がりの時期とか、その後の圧力の下がり方とか、いろんな要素があってナトリウムの噴出量がゼロになっていると思うのですが、そこを議論できるように説明をしていただきたいと思います。その次の評価の説明かもしれませんが、そういうところをちょっと注意して説明をお願いしたいと思います。

す。よろしくお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

JAEA側から何か本日の指摘事項等で確認すべきこと、確認しておきたいことはございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本） 原子力機構の山本ですけれども、JAEA側からは特にございませぬ。

○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、JAEAにおかれましては、本日規制庁から指摘があった事項について、説明、審査での対応をお願いをいたします。

そのほか何もなければ、これで議題の1を終了いたします。

本日予定していた議題は以上です。

以上をもちまして、第413回審査会合を閉会いたします。