

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第403回

令和3年5月11日（火）

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403回 議事録

### 1. 日時

令和3年5月11日(火) 11:00 ~ 11:54

### 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

|       |        |              |        |
|-------|--------|--------------|--------|
| 山形 浩史 | 原子力規制部 | 新基準適合性審査チーム  | チーム長   |
| 大島 俊之 | 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 |        |
| 片野 孝幸 | 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 |        |
| 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   |              |        |

#### 国立研究開発法人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     |        |        |
| 高田 孝  | 大洗研究所 | 高速実験炉部 | 高速炉技術課 | 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 暘嗣 | 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 囑託  
西田 裕之 炉設計部 高速炉プラント設計グループ

#### 4．議題

(1) 日本原子力研究開発機構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 高速実験炉原子炉施設(「常陽」)の新規制基準適合性  
第8条(火災による損傷の防止)、第32条(炉心等)、第59条(原子炉停止系統)、第13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)、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)他  
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403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、お手元にお配りした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。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いたします。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、指摘をもう一度繰り返していただくようお願いします。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。

本日は、JAEAから令和3年4月12日の審査会合で、規制庁側から行った指摘に対する回答をお願いいたします。

それでは、JAEAから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(山本マネージャー) 原子力機構の山本でございます。

「常陽」の新規制基準適合性について、資料1に基づき、御説明いたします。

本日は先ほど御案内いただきましたとおり、4月12日の審査会合でいただいた御指摘に対する回答について御説明をいたします。

御指摘をいただきました内容につきましては、お手元の参考1に整理してございまして、参考1の21ページのNo.212～215及びNo.217について、本日御回答いたします。

御指摘の内容ですが、No.212が原子炉停止機能喪失事象の炉心損傷頻度について、実用発電用原子炉との比較も含めて詳細に説明すること。

No.213が、BDBAにおける敷地境界、敷地周辺の実効線量の評価値を示すこと。

評価値が発生事故当たり5mSvを超える場合は、対策の考え方を説明すること。

No.214が、大規模損壊におけるCs-137の放出量評価に関し、放射性物質の移行経路や除去割合等を含めた詳細を説明すること。また、格納容器の健全性が確保できない場合の現実的な放出量を示すこと。

No.215が、反応度挿入率の簡易評価に関し、重力コンパクションによる簡易評価で基本ケースの30\$/sに至らない場合は、スロッシング挙動等のその差分の理由について説明すること。

No.217が、機械的エネルギーの解析における短時間で生じる事象に関するSIMMERの適用性を説明すること。また、炉心の損傷状態による不確かさの影響についても説明すること。

以上の5項目について、回答をいたします。

それぞれの項目につきまして、説明内容が多くありますので、説明は2分割させていただきます。前半でNo.212～214までの回答。後半で、No.215とNo.217について回答をいたします。

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 大丈夫です。

日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） ありがとうございます。

それでは、資料1に基づき、御説明いたします。

まず、1ページ～2ページに目次を示してございます。

前回の審査会合資料をベースにいたしまして、2ページの別紙4-4、別紙4-6、別紙4-8及び4.4にそれぞれの回答を追記しておりますので、それぞれの該当箇所について御説明をいたします。

まず、別紙4-4の231ページをお願いいたします。別紙4-4では、原子炉停止機能喪失事

象の炉心損傷頻度について、実用発電用原子炉との比較も含めて説明をいたします。

231ページは、フォールトツリーによる後備炉停止系の失敗確率の評価を示しております。基本的な内容は前回の審査会合資料と同じですが、今回記載を詳細化しております。

具体的には、上に赤字でお示しした後備炉停止系の失敗確率の合計値の $7 \times 10^{-4}/d$ の計算で使った個別の失敗確率に、紫色の下線を追記しております。

あわせて、左下の代替原子炉トリップ信号回路の不動作の確率は、信号の種類によって異なりますので、それぞれの値が対応する失敗事象の例を追記しております。

また、前回の審査会合で口頭で御説明した内容として上の赤字の失敗確率の $7 \times 10^{-4}/d$ と炉心損傷頻度の約 $4 \times 10^{-9}/$ 炉年、これらについては保守的な条件で計算した値であることを、赤字の直下の\*1及び2に追記をしております。

次の232ページでは、実用発電用原子炉の原子炉停止機能喪失と比較するため、後備炉停止系等を考慮したPRAによる事象グループ、ULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度の評価結果を示しております。

さきの231ページでは、起因事象等により後備炉停止系の失敗確率が異なることを無視した保守的な計算としておりましたが、ここでは冒頭の一部に記載しましたとおり、設計基準事故対処設備に加えて、後備炉停止系等の炉心損傷防止措置を考慮したレベル1PRAにより、原子炉停止機能喪失に係る事象グループのULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度を後備炉停止系の失敗確率が起因事象及び主炉停止系の失敗要因に依存することも適切に考慮して評価を実施しております。

その結果としまして、こちらの表に記載しましたとおり、原子炉停止機能喪失に係る事象グループであるULOF、UTOP、ULOHSの炉心損傷頻度は、ULOFで $1.1 \times 10^{-10}/$ 炉年、UTOPで $2.5 \times 10^{-11}$ 、ULOHSで $2.6 \times 10^{-10}$ 、合計で $4.0 \times 10^{-10}/$ 炉年と評価をしております。

表の下に、実用発電用原子炉における類似の評価との比較を示しております。国内の実用発電用原子炉のうち、制御棒を重力によって炉心へ挿入するPWRを対象に、シビアアクシデント対策を考慮したPRAによって評価された炉心損傷頻度のうち、原子炉停止機能喪失によるものを調査いたしました。

令和2年5月までに届出のありましたPWRの安全性向上評価届出書を参照した結果、シビアアクシデント対策を考慮した事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度は $10^{-9}/$ 炉年程度でございました。

「常陽」の原子炉停止機能喪失に係る事象グループの発生頻度の合計値は、後備炉停止

系等の炉心損傷防止措置を考慮した場合、約 $4 \times 10^{-10}$ /炉年であり、シビアアクシデント対策を考慮したPWRの事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度と同様に低い水準に抑制されていると判断をしております。

次の233ページは、ULOFの各事故シーケンスに関して、左側に設計基準事故対処設備のみを考慮した炉心損傷頻度。右側に、設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した炉心損傷頻度を整理して示しております。

また、234ページには、UTOP及びULOHSそれぞれの各事故シーケンスの評価結果を示しております。これらの三つの事象グループの青字の箇所の合計が、「常陽」の炉心損傷防止措置を考慮した場合の原子炉停止機能喪失の炉心損傷頻度であり、先ほど御説明した $4.0 \times 10^{-10}$ /炉年となります。

続きまして、別紙4-8の338ページをお願いいたします。別紙4-8には、多量の放射性物質等を放出する事故時の敷地境界における実効線量の評価を示しております。

339ページでは、格納容器の機能が維持されている場合の各事象グループの影響の概要を整理しております。

結論としまして、本資料では最も影響度が大きい の交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失、PLOHS時の実効線量を評価しておりますが、この表ではそれぞれの事象グループの影響度について整理した結果を御説明いたします。

まず、 の炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）におきましては、中央の列の事象推移の概要に記載のとおり、炉心の著しい損傷が生じますが、損傷炉心物質は原子炉容器内で安定的に冷却保持されます。

また、炉心が損傷する過程で、主に希ガス及び揮発性のFPが1次冷却材中に放出され、放出されたFPの一部は、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいする可能性があります。大部分のFPは原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に閉じ込め、貯留されます。

これらのことから、影響の概要に記載しておりますとおり、被ばく評価結果は のPLOHSに包絡されます。

のUTOP及び ULOHSは、ULOFと同じ、またはULOFに包絡されます。

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は、炉心の著しい損傷が生じますが、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却保持されます。

また、格納容器の昇温・昇圧が生じることはPLOHSと同じですが、格納容器床下に放出されるナトリウムの量がPLOHSを下回るため、被ばく評価結果は のPLOHSに包絡されます。

次の340ページからは、相対的に影響度が大きいPLOHSにおける敷地境界の実効線量の評価を示しております。

主な事象推移を左側の概念図で御説明いたします。

まず、崩壊熱除去機能を喪失することにより、冷却材温度が上昇し、 の燃料破損によりFPが1次冷却材中に放出されます。

次に、 及び の過程では、冷却材からカバーガス、カバーガスから格納容器（床下）へFP全量が移行すると仮定して評価をしております。

格納容器床下では、 及び のとおり、凝集・沈着等によるFPの除去及び昇温・昇圧による格納容器（床上）へのFP漏えいについて、格納容器破損防止措置の有効性評価で使用しているCONTAIN-LMRコードを用いて解析をしております。

格納容器（床上）も同様に、 及び のとおり、凝集・沈着等によるFPの除去及び昇温・昇圧による大気へのFPの漏えいについて、CONTAIN-LMRコードを用いて解析をしております。

で、大気に放出されたFPは、地上高さからの放出とし、敷地境界までの拡散を評価しております。

それぞれの過程における評価条件の設定値を下の表に整理しております。希ガス、よう素共に燃料から格納容器（床下）までは100%の放出を仮定し、格納容器内はCONTAIN-LMRコードを用いた格納容器応答過程の解析の結果から移行割合を設定し、大気から敷地境界への拡散を評価し、敷地境界の濃度を評価しております。

341ページに、主な評価条件と評価結果を示しております。

表の一番上の炉内蓄積量は、標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tの値を設定しております。

格納容器への移行割合や環境への移行割合は、先ほど御説明したとおりでございます。停止後の減衰については、事象推移に基づき10時間の減衰を考慮しております。

また、実効放出継続時間、放出高さ、気象条件。これらは、こちらの表に記載のとおりでして、被ばく経路は外部被ばく及び内部被ばくを対象にしております。

実効線量の評価結果を下の表に整理しております。

希ガスは、停止後の10時間の減衰で約25%まで減衰し、格納容器から大気への移行割合

は約2.4%と評価され、これらの結果としまして、大気放出量の割合は約0.6%、敷地境界における実効線量は約1.6mSvと評価をいたしました。

よう素は、停止後の10時間で約84%まで減衰し、格納容器から大気への移行割合は $2.0 \times 10^{-4}\%$ と評価され、これらの結果として大気放出量の割合は約 $1.7 \times 10^{-4}\%$ 。敷地境界における実効線量は約0.32mSvであり、希ガスによる外部被ばくとよう素による内部被ばくの合計の実効線量は約1.9mSvと評価をしております。

次に、145ページをお願いいたします。4.4項は、大規模損壊の基本的な考え方及び放射性物質の放出抑制対策を示してありまして、145ページから大規模損壊状態におけるCs-137の放出量評価に関する移行経路や除去割合等を含めた評価の詳細を示しております。

左上の文章の第2段落に記載しておりますが、放射性物質の移行は原子炉停止機能喪失型と崩壊熱除去機能喪失型で移行割合、移行経路が異なりますので、両者の評価を記載しております。

なお、本評価は、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の事象推移に基づいておりますが、原子炉停止機能喪失型では原子炉冷却材ナトリウムの格納容器（床上）への噴出・燃焼を仮想しており、また、崩壊熱除去機能喪失型では最終ヒートシンクの喪失及び原子炉冷却材ナトリウムの格納容器への漏えいを想定しており、原子炉施設が大規模に損壊する厳しい状態を想定して評価をしております。

右上の図の崩壊熱除去機能喪失型の事象推移と放射性物質の移行経路につきましては、先ほどの実効線量の評価と同じでございます。

右下の図の原子炉停止機能喪失型におきましては、炉心損傷時の機械的エネルギーによりCs-137が直接格納容器（床上）に原子炉冷却材ナトリウムとともに噴出することを仮想していることが、Cs-137の移行経路として異なっております。

評価につきましては、左下のフローで実施しており、原子炉停止機能喪失型では原子炉冷却材で90%が捕獲され、格納容器（床上）から大気への移行割合はCONTAIN-LMRによる解析結果から設定しております。

また、崩壊熱除去機能喪失型では、先ほどの実効線量の評価と同じフローで評価を実施しております。

146ページには、主な評価条件を示しております。

1.の炉内蓄積量は、実効線量の評価と同じでございます。標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度の値としております。



2.の燃料から冷却材ナトリウム、カバーガスを経由して格納容器へ移行する割合については、(1)の米国アルゴンヌにおけるソースタームの計算に基づく評価と、(2)の米国のオークリッジ国立研究所等におけるソースタームの実験及び米国のナトリウム冷却型炉の事故における知見等に基づく評価の両者について、実施しております。

(1)の計算に基づく評価では、保守的な計算であるため、停止機能喪失事象における原子炉冷却材によるDFは約10となり、崩壊熱除去機能喪失事象ではDFは1となります。

他方、(2)の実験等に基づく評価では、ナトリウム中のセシウムの保持率は $10^3$ オーダの結果が得られており、これらの実験的知見や米国のナトリウム冷却型炉の事故ではカバーガス中でセシウムが検出されていない、これらの知見を踏まえると、停止機能喪失事象のDFは1、崩壊熱除去機能喪失事象のDFは10と設定できると判断をしております。

147ページの3.は、格納容器から大気への移行割合の評価です。

格納容器から大気への移行割合は、実効線量の評価と同様に、CONTAIN-LMRによる停止機能喪失事象ULOF及び崩壊熱除去機能喪失事象PLOHSに対する格納容器破損防止措置の有効性評価の結果から求めております。

4.には評価結果を示しております。(1)の計算に基づく評価、(2)の実験及び米国のナトリウム冷却型炉の事故における知見等に基づく評価、これらのいずれにおきましても、100TBqを大きく下回る放出量になるというふうに評価をしております。

148ページは、多量の放射性物質等を放出する事故時に格納容器が破損した場合のCs-137の放出量の評価です。

大規模損壊としまして、崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷後において、格納容器の破損が生じる場合を想定し、Cs-137の移行について評価をしております。評価のフローは、格納容器(床上)の破損を想定し、格納容器(床上)における閉じ込め機能を考慮していないことを除きまして、先ほどの格納容器破損防止措置が有効であった場合の評価と同じでございます。

大気への放出量の評価結果を下側の表に整理しております。格納容器(床上)の閉じ込め機能を考慮しないことによりまして、格納容器が健全な場合と比較して、格納容器から大気への移行割合が2桁大きくなりますが、格納容器(床下)における除去割合が大きいいため、床上部の格納容器の破損を想定しても、大気への放出量は100TBqを大きく下回る0.86TBqというふうに評価をしております。

また、その下には大規模損壊における最大規模のCs-137の放出量を見積もるため、「実

用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」を参考に、Cs-137の放出量を計算した結果を示してございます。

ガイドを参考に、大気への移行割合を2.13%と設定して評価しました結果、Cs-137の放出量は100TBq以下となっており、83TBqとなっております。

以上が、前回の審査会合における御指摘への回答の前半部分になります。

引き続きまして、前回の審査会合における指摘対応ではございませんが、前回の資料から改善を行った箇所が3か所ございますので、御説明をいたします。

1点目の変更が、10ページの主な特徴に係るものです。こちらの中央の図を追加してございます。

ここでは制御棒による停止の信頼性確保のための設計としまして、制御棒が全引き抜き位置にあっても、60%が下部案内管内部に位置し、下部案内管は他の集合体とは独立して設置しており、制御棒の落下・挿入をガイドする設計としていること。

また、制御棒の下方に、制御棒の下降を阻害するものは存在しないことを追記しております。

2点目の変更ですが、17ページの2.の「常陽」の安全上の特徴を踏まえた深層防護の基本的な考え方及び全体像に関しまして、深層防護の基本的な考え方の基となる「常陽」の安全上の特徴を18ページ及び19ページに整理いたしました。

18ページでは、実用発電用原子炉と比較した常陽の利点を青字で示しておりまして、安全上の留意が必要な特徴を赤字で示しております。

次の19ページでは、これらの安全上の留意が必要な特徴と対比させて、深層防護の対策を整理しております。

3点目の変更ですが、46ページの異常事象の抽出でございます。前回の審査会合資料では、選定した異常事象を抜粋した記述としておりましたが、系統的に抽出した具体的な異常事象の全体を記載した上で、代表的な異常事象を選定したプロセスを明示するために、記載を詳細化しております。

前半部分の説明は以上でございますので、説明を一旦ここで区切らせていただきまして、ここまでの範囲について御審査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。

菅原チーム員 原子力規制庁の菅原でございます。

御説明をありがとうございました。

148ページで、ちょっと質問させていただきます。大規模損壊のときのCs-137の放出量の評価をしていただいていますけど、この下のところに表があって、大気への放出量の評価ということで、大気への移行割合ということで $2.2 \times 10^{-2}$ という数字が出ています。

これは解析コードの評価結果ということではあると思うんですけど、その評価の具体的な妥当性、評価の妥当性というのは、今後のヒアリング等で確認はしたいと思うんですけども、この大気への移行割合が $2.2 \times 10^{-2}$ 、大分抑えられているというような気がするんですが、こういうような割合となるメカニズムについて、ちょっと御説明、補足いただけるとありがたいんですが、お願いいたします。

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ございます。

具体的なメカニズムにつきましては、147ページの3.にも記載をしておりますが、今回放出されるセシウムにつきましては、格納容器（床下）に設置しております安全板から流出するという想定をしております。

そのセシウムについては、ナトリウムが蒸発するというものと随伴して移行していきますので、床下においてはエアロゾルの濃度が高くなるというような状況でございます。

そういった場合に、エアロゾルについては、こちらに書いてございますとおり、重力沈降や凝集、沈着、これらによって格納容器（床下）の壁や床面、天井への付着等によるプレートアウトの減少がございますので、かなり大きな容量で低温の格納容器（床下）に多量に保持されるということによって、除去割合が高くなるということ。

それから、格納容器（床下）につきましては、運転中、窒素ガス雰囲気でも維持しておりますので、こういったナトリウムの放出等が生じた場合にも、過度に温度、圧力が上昇することはないということになります。

ですので、格納容器（床下）から格納容器（床上）に滞留通気させる駆動圧力が大きくならないというような事象推移上の特徴もございます。こういったことを併せ持ちまして、格納容器（床下）での除去割合が高くなっているというものでございます。

以上でございます。

菅原チーム員 ありがとうございます。

冒頭申し上げましたけど、この解析コードというところによると思いますので、このCONTAIN-LMRIは後ろのほうの希ガス、よう素の評価でも使っているようでございますので、こちら辺については今後のヒアリング等で確認をさせていただきたいと思っております。

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ございます。

承知いたしました。今後のヒアリング等で、CONTAIN-LMRコードの妥当性等について、御説明をさせていただきます。

山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。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（飛田囑託）では、原子力機構の飛田から、引き続きまして質問管理表のNo.215及び217についての対応状況について。

菅原チーム員 すみません。ちょっと声が遠いようなので、もう少し大きい声でお願いします。

日本原子力研究開発機構（飛田囑託）分かりました。

では、原子力機構の飛田のほうから、質問管理表のNo.215と217の対応状況について、説明させていただきます。

まず、306ページをお願いいたします。第392回の審査会合、これは前々回の審査会合になるんですけども、ここに書いてありますような御指摘をいただきました。

本日はこのうちの不確かさの影響評価に関し、機械的エネルギーを保守的に評価する観点で2次元体系での評価のみで良いのか、また、保守性、評価精度、説明性の観点を含めて、機械的エネルギーを保守的に評価する他の方法がないか検討することという御指摘を受けまして、今回このSIMMERを用いた解析によって求めた反応度挿入率の妥当性を傍証すると。傍証とすることを目的としまして、簡易評価手法による反応度挿入率の計算を行っております。

本日は、前回4月12日の審査会合では評価中となっております、この反応度挿入率の簡易評価の結果を報告いたします。

309ページをお願いします。簡易評価の方法としましては、この図の炉心の縦断面図が幾つか並んでおりますが、この図に示しますように、炉心の集合体のリングごとに複数領域に分割した炉心が、出力分布に応じて順次溶融するタイミングで重力落下による1次元的なコンパクションによって、軸方向に圧縮されるということを想定します。

この想定では、定格運転状態の炉心から冷却材のナトリウムが瞬時に失われますが、定格出力はそのまま維持されると。その集合体の出力に応じて、各炉心の軸方向中心平面の温度が燃料融点に達した時点でその集合体全体が重力によって100%理論密度にコンパクションすると想定します。

まずは想定で、静的な核計算手法によりまして、各集合体のリングごとにコンパクシヨ

ンした状態の反応度変化を求めて、集合体一体当たりの反応度変化量と自由落下速度を用いた反応度挿入率を求めるということを行いました。その結果をこの図に示しております。それぞれの図の左上に、その状態における反応度を示しています。

まず最初に、左上の図になりますが、定格運転状態の炉心から冷却材ナトリウムが失われた状態を想定して、かつ温度を燃料の融点を越える2,800 としてしています。このことで、全炉心のボイド反応度とドップラー反応度によって、この状態での反応度は-7.68\$となっております。

各集合体の出力に応じて、内側炉心から順次コンパクションしていったら、反応度が上昇していきます。その結果、外側炉心に属する第4リングの集合体、4列の集合体リングがコンパクションする途中で即発臨界を超過するということが分かっております。

310ページをお願いします。そこで、この第3列、第4列に属する集合体の重力コンパクションによる反応度の時間変化を求めております。その結果がこのグラフになります。1\$を超過するまでの最大の反応度挿入率は約16\$/s、これは約5.9sのときに発生します。1\$を超過する時点での反応度挿入率は約7\$/s、これは約6.2sのときに発生しておりますとなっております。

集合体がコンパクションするタイミング、あるいは即発臨界を超過する時点の不確かさを考慮しますと、このような1次元的なコンパクションを想定した簡易評価での反応度挿入率は、これらを包絡する10\$/sから20\$/sとすることが適切というふうに考えられます。

以上のように、SIMMERの解析による評価の妥当性の傍証のためを目的として、炉心が重力落下でコンパクションしていくという単純な想定で反応度挿入率を計算しました。この結果、得られた反応度挿入率は、SIMMERによる解析のほうがかなり大きい反応度挿入率を与えるということを確認しております。

ちなみに、SIMMERの解析では、基本ケースでも約30\$/s。不確かさの影響評価ケースでは、約80\$/sの反応度挿入率となっております。

これはなぜかといいますと、SIMMERの解析では重力による軸方向の凝集による動きに加えまして、Pu富化度の高い外側炉心燃料の内側炉心への移動、あるいは溶融炉心の3次元的な揺動・分散・凝集に伴う反応度の増減の中で、この反応度挿入率を評価しているためであるというふうに考えております。

次に、前回の審査会合で御指摘を受けました、機械的エネルギーの変換過程へのSIMMERの適応性及び炉心の損傷状態による炉心上部構造による機械的エネルギー低減の影響につ

いての検討結果を説明します。

318ページをお願いします。この過程では、この左の図に示しますように、即発臨界超過による熱エネルギーの発生で高温・高圧となった炉心が炉心上部構造の構造材を溶融浸食しつつ上部プレナムへ膨張して、上部プレナムのナトリウムが上方向に加速され、機械的エネルギーが発生します。

このナトリウムの上方向の加速は、この右上の図に示しますように、上部プレナムに放出された炉心物質とナトリウムが接触して形成される炉心物質を内包するナトリウムの蒸気泡によるものとなっております。この蒸気泡によって加速された上部プレナムのナトリウムがカバーガスを圧縮して圧力を発生します。

この発生した過渡圧力によって炉容器の変形、あるいは遮へいプラグ固定ボルトの変形と床上のナトリウム噴出が生じる可能性があります。

320ページをお願いします。この過程をSIMMER- コードで解析したところ、右の図には、この炉心が膨張して上部プレナムの底に蒸気泡が成長し、上部プレナムのナトリウムが上方向に加速する状況を示しております。

左下の図には、気泡の圧力と体積の時間変化をプロットしていますが、機械的エネルギーは気泡の体積が最大となる約190ms前後で最大となりまして、約3.6MJと評価されております。

322ページをお願いします。従来規許可の仮想事故解析におきましては、この炉心で発生した熱エネルギーから機械的エネルギーへの換算は、熱力学的な仕事のポテンシャルを簡易評価で求めまして、MK- 炉心では約180MJとされておりました。

本評価の不確かさの影響評価ケースにおきまして、熱力学的なポテンシャルとして等エントロピー膨張ポテンシャルを評価しますと、カバーガス体積までの膨張で約53MJ、大気圧までの膨張では約200MJとなっております。ただし、これらの値は、あくまでも熱力学的なポテンシャルでありまして、実際に発生する機械的エネルギーではなくて、現実には炉心物質が膨張して機械的エネルギーが発生する過程において機械的エネルギーを大きく低減する現象があります。

323ページをお願いします。このOHPは前回の審査会合でも御説明したものですけれども、炉心物質の大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャル200MJが、様々な現象によって時間とともに低下していくことを示しております。

前回の審査会合では、特に初期の短時間でのエネルギー低減メカニズム、すなわち5ms

ぐらいまでの非常に短い間に、この燃料からスチールに熱移行するような状況のエネルギー低減メカニズムに対するSIMMERコードの適応性を説明することと御指摘いただいておりますので、今回の回答としまして、炉心内の初期膨張へのSIMMERコードの適応性を検討した結果を御報告します。

申し訳ありません。322ページに戻っていただけますでしょうか。遷移過程の基本ケースの即発臨界直後の炉心内には、大きな圧力差とそれから温度差が存在しております。高圧領域の燃料が急速に膨張することで、低圧領域の低温燃料との混合が生じます。これは短時間で発生するものの、通常の熱流動に伴って生じるという現象でありますので、解析における不確かさは大きくないと考えられます。

一方、炉心内では、同時に熔融燃料から熔融スチールへの熱損失も生じております。この短時間での急速な伝熱挙動に関して、実験的な知見としてはCABRIの炉内試験で実施されたTP-A2試験があります。このTP-A2試験のSIMMERによる試験解析によりまして、熔融燃料から急速な伝熱によってステンレスの液滴周囲にステンレスの蒸気層が形成され、伝熱速度は約1/200程度に抑制されるということが示されております。

ただ、この試験は小規模なカプセル内の現象でありますので、動的に攪拌される炉心内へこの知見を適用するには不確かさが存在すると考えております。このため、その不確かさの影響を評価するために、パラメータ解析を実施しております。

325ページをお願いします。機械的エネルギー発生挙動の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度範囲を初期状態としております。このため、ここではこの基本ケースにつきまして、機械的エネルギー発生に至る事象推移において、考慮すべき不確かさを考慮した解析を実施しております。

ここで考慮した不確かさは、ここに挙げております3点ですが、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。機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI。それから、炉心上部構造によるエネルギー低減効果であります。

これらのパラメータ解析の結果、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は、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ことが示されております。

今回これらの不確かさに加えまして、炉心内での初期膨張における熔融燃料から熔融スチールの熱損失についても、パラメータ解析を実施しました。

326ページをお願いします。まず、基本ケースに対しまして、溶融燃料から溶融スチールの熱伝達係数を、先ほどの実験的な知見に基づきまして200倍及び1/200倍とするパラメータ解析を実施して、その影響を評価しております。各解析ケースの機械的エネルギーの時間変更をプロットしたグラフを示しています。

溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達ケースに対する機械的エネルギーの感度は、このグラフで確認できますとおり約15%程度でありまして、不確かさの影響評価の機械的エネルギーを超えることはないとの結論が得られております。この理由の一つとしては、この基本ケースでは、炉心内のナトリウム蒸気及びFPガスの分圧が支配的であるということが挙げられます。

それぞれのパラメータ解析のケースの炉心内の分圧の時間変化をプロットしたグラフを三つ下に示しておりますが、緑色のスチール蒸気圧の立ち上がりは熱伝達ケースの影響を受けて変化しております。

一方、この紫色及び青色のFPガスとナトリウムの蒸気圧が炉心内部では支配的であるということから、その機械的エネルギーの発生に対する影響は限定的になったというふうに考えております。

327ページをお願いします。最後に、前回の審査会合で御指摘を受けました炉心の損傷状態による炉心上部構造による機械的エネルギー低減への影響を説明させていただきます。

左側の図は基本ケースにおける炉心膨張の初期状態と60ms後の物質分布を表した図であります。

60ms後には、炉心上部構造のガスプレナム部の被覆管の一部は溶融浸食されて失われている部分も存在していますが、SIMMERのモデル上の取扱いによって、その下にある反射ペレットは初期の位置に残ったままとなっております。

そこで、このため、ここでは反射体ペレットが失われた状態も想定して、膨張初期から反射体ペレットを除いた解析体系を用いて、機械的エネルギーの評価を行いました。その状況が、反射体ペレット削除ケースの0ms、初期状態にあります。

この結果、基本ケースの機械的エネルギーの発生値約1.7MJに対して、反射体ペレットを削除した体系での機械的エネルギーは約1.8MJで約6%増加してありますが、反射体ペレットによるこの機械的エネルギー低減効果を見逃したとしても、その影響は不確かさ影響評価ケース、すなわち約3.6MJを超えないということを確認しております。

なお、現実にこの炉心上部構造が炉心の圧力によって機械的な健全性を喪失する状況を



想定しますと、ピン束構造が複雑な変形を伴って、集合体上部、あるいは出口付近に閉塞を形成して、機械的エネルギーの低減に有効に働く効果が考えられます。

本日の御説明は以上となります。

山中委員 それでは、質問、コメントはございますか。

有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今の飛田さんの説明で、325ページの確認から入りたいんですけど、説明の中で、この解析条件の大きなポツの二つ目に小さなポツが三つ並んでいますけれど、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の発生の不確かさが一番大きいという意味合いは326ページに結果が示されてあって、基本ケースに対して少しこういう熱伝達係数とか、炉心上部構造の不確かさを考えても、遷移過程の不確かさ係数を十分下回ります。これを指しているという理解でよろしいんですよね。

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。

有吉チーム員 それで、その遷移過程の件については、これまでいろいろ確認をさせていただきまして、今回310ページ辺りですね、わかりやすい説明ということで、軸方向コンパクションという従来の許認可で使われているような手法でやっていただいたと。

結局、これでは遷移過程におけるスロッシングの挙動が説明できないというか、これを考慮したSIMMERは十分保守側であるという説明だと理解しておりますが、そういうことでよろしいですね。

日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そのとおりです。

有吉チーム員 それで、これまでヒアリング等も含めていろいろ議論してきました、304ページに一覧で流動条件等を含む保守性という点でまとめていただきました。基本ケースと不確かさケースの比較ということなんですけれど、最初に注記に書いていて、どうしてもSIMMERというのは多相多成分流動ということで、全炉心規模の検証というのは限界がある。だから、これを上回る、十分説明できる保守側な想定が必要であるということで、注記に通常の流体と同様に、本来流れないような粒状の燃料が流れるといった、ある意味大胆な保守性を見込んでいます。それに加えて、流動挙動に関して非対称とか、軸対称とか、結局、基本ケースと不確かさの一番の違いというのは、この軸対象とするかどうかで結果的にスロッシングの駆動力が集中する、しないといったところが一番大きいと。それに加えて、燃料の流出経路を考える、考えないといった保守性も考えています。

そういったことで不確かさケース2というのが、反応度挿入率でいくと80 \$ /sというか

なり大きな結果を得ていると。そう理解しておりますけど、それでよろしいですか。

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。

この表について、少し補足させていただきます。

例えば追記しているところの部分については、今の有吉さんの御指摘のとおりであります。

不確かさ影響評価ケース1及び2においては、それぞれPIRTという手法で、この重要現象が炉心の即発臨界超過挙動に対する影響が非常に大きいと。かつ不確かさも大きいと考えられておりますので、それにつきまして保守的な扱いを行ったという解析ケースが二つあります。

最初のFCIにつきましては、この燃料集中の主たる駆動力のところで、FCIが同時に2か所で、炉心の両端で発生して、炉心の中心に燃料が吹き寄せられるという、非常にこれも仮想的な状況なんですけれども、そういう保守性を加えて評価を行った。その結果、反応度挿入率としては基本ケースの30 \$ /sを上回る50 \$ /s。

さらに不確かさ解析評価ケース2では、このスロッシング挙動そのものの不確かさをカバー、包絡するという目的で、軸対称の2次元の解析を行うことで、燃料が炉心に中心する動きを強制させる。かつ、炉心周囲への燃料の流出を無視すると。駆動力も当然2次元体系を発生しますので、炉心を中心に集中する、分散したものがまた再度炉心の中心に戻ってくるというような形になって、非常に包絡的な条件を加えて、非常に保守的な評価を行った。

その結果、反応度挿入率としては、基本ケースの30 \$ /sを2倍以上を上回る80 \$ /sになったという結果になっているというふうになっております。

以上です。

有吉チーム員 有吉です。説明をありがとうございます。

前回ちょっと私の発言を少し振り返りますと、こういう簡易評価を踏まえて、基本ケースと不確かさケースの関係も少し見直していきたいといった趣旨を申し上げたんですが、まだ飛田さんの説明がなかった296ページをちょっと見て、ちょっとこれは私のほうからお願いした話ではありますけれど、基本ケースのスロッシングというのがよく理解できないといったことで、こういう図面をつけていただきました。

最終的な即発臨界に至る前に、炉心の中で溶けた燃料が少し左右に動いて、その過程で即発臨界に至るといったことが分かりやすく整理していただいたと思います。

それで、今304ページの説明もあって、随分理解が進んできたと思うんですけど、結局、多相多成分流動の検証の限界といったことを追求していくと、次は核特性かなとちょっと思っています、例えば296ページにありますように、こういう炉心が溶融した状態で、かなり複雑な形状である。しかも高速で動くといったようなことが、核特性として妥当に評価されているんですかといったところは、これから確認していきたいと思っていますので、引き続き説明はよろしくお願ひしたいと思っております。

ここまでのいかがでしょうか。

日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 特にこういう核熱流動のカップリング、SIMMERで計算しております。非常に短い時間、特に即発臨界超過を起こす前後でのこの核熱流動カップリング。物の動きと、それに伴う反応度変化。それから、反応度変化に伴う出力変化を適切に評価できているかどうかということについては、今後のヒアリング等で御審議をいただきたいというふうに考えております。

有吉チーム員 よろしくお願ひします。

それから、もう1件、318～319ページ以降に戻ります。この解析は改めて機械的応答過程ですね、見直すと、遷移過程の解析をそれぞれ基本ケースと不確かさケースでSIMMER-、SIMMER- を使ってそれぞれやっていると。319ページを開けていただいたほうがいいんですけど。その再臨界に到達した直後からこのSIMMER- に受け渡して、319ページの体系で評価をしていると。

この体系では、この一番下に書いていますけど、炉心の下方向と径方向には剛体だから流出もしないし、力もというか、流出はしないと。ここで発生したエネルギーによって炉心物質が、320ページですね。炉心の上の方向に全て噴出をしていくと。それで持ってFCIが起こって、スラグインパクトが生じると。そういうふうに理解していますけど、それでよろしいんですか。

日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そのとおりです。

有吉チーム員 今日御説明していただいた熱伝達係数をパラメータで振るというのは、今言ったような考えでいくと、この取り合ったところから状態をそのまま保存して、熱伝達係数をパラメータを振っていくとか、炉心上部構造の状態を保守側に振っていくといった点では理解しやすいのかなとは思っております。

これもあとは多相多成分の流動といったところで、FCIの実験検証とか、あるいはスラグインパクトが水試験でやっていますので、この辺りの検証の限界があるかないかといっ

たところをこれから確認していけばいいのかなと考えております。

私のほうからは以上ですが、いかがでしょう。

日本原子力研究開発機構（飛田囑託） この機械的エネルギーが発生する過程におけるいろいろなエネルギーが低減されるメカニズム、あるいはエネルギーを増幅するメカニズムがありますが、そういうところへのSIMMERの適応性につきましては、本日は炉心の初期の膨張について確認いただいておりますが、そのほかのメカニズムについても順次ヒアリング等で御審査、審議、御確認をいただければというふうに考えております。

有吉チーム員 そうすることでSIMMERを見極めていきたいと思っておりますので、よろしくお願いたします。

以上です。

山中委員 そのほか、質問、コメントはございますか。

どうぞ。

山形チーム長 すみません。規制庁の山形ですけれども、ちょっと前半に戻るんですけど、前半に戻って、この146ページの(2)なんですけど、このナトリウム中のセシウム保持率は $10^3$ オーダの結果が得られておりと書いてあるんですけど、これってどういう意味なんですかね。当然いろんな条件、どれぐらいのナトリウム量の中に、どれだけのセシウムが流れた場合の保持率なのかというのがちょっと分からないんですけど、それは相当深いナトリウムの底のほうで仮にセシウムが沸点に達した場合の $10^{-3}$ なのか。それとも、ナトリウムが1mmでもあれば $10^{-3}$ なのかという辺り。ちょっとこの論文自体、どういう条件でこういう結果が出ているんでしょうか。

日本原子力研究開発機構（高田主幹） 原子力機構の高田のほうから、御説明させていただきます。

まず、この(2)の実験結果に関する論文については、また別途詳細を御報告させていただきますが、こちらは実験ベースですので、1m~2mぐらいの程度の、最大でもナトリウムの液の高さで実験をやったものということになってございます。

山形チーム長 それは少量。少量と言ったら変な言い方ですけども。

日本原子力研究開発機構（高田主幹） そうですね。セシウムの量もそれほど大きな量、多量なものではございません。

こちら、幾つか実験の条件、幾つか異なる種類の実験をいろいろ精査しているところの資料にはなりますが、例えばこれですと、CDAと呼ばれております燃料溶融事象みたいな

ものを仮定するような形で、少量のセシウムが入ったような容器、物を、すみません。少量の容器の中で急激な加熱をして、ナトリウム中でガス化させて、その状態で調べたりといったようなものの文献を当たったものというところになります。

セシウム自体の量になりますが、こちら実験では取扱ったセシウムの量は0.7gということで、1g以下というような実験となっております。

相当するナトリウムの量が、大体この試験でやった場合ですと2kgぐらいということになります。

また、詳しい詳細につきましては、別途御報告させていただければと思います。

山形チーム長 ちょっと詳しいところが分からないと、これを使っていいのかどうかがあるですので、論文自体を提出してください。お願いします。

日本原子力研究開発機構（高田主幹） 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側からの説明は以上ですかね。

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。

以上でございます。

山中委員 規制庁側から質問、コメント、以上ですか。よろしいですか。

前回審査会合で指摘した内容については、今回説明を一通りいただきました。

今後審査チームにおいて、主要な論点、審査方針案を整理した上で、原子力規制委員会に報告することを考えております。

なお、JAEAにおかれましては、これまで審査会合で指摘された事項を精査していただいて、審査チームが新規制基準適合性の判断のために確認が必要なものについては、引き続き審査会合及びヒアリングを通じて確認をしていくことにいたしたいと思います。

規制庁から何か付け加えることはございますか。よろしいですか。

JAEAから全体を通して不明な点があれば、この場で確認をお願いします。

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けども、特に不明な点はございません。

山中委員 そのほか、規制庁側、JAEAから何かございますか。よろしいですか。

それでは、以上をもちまして、本日の審査会合を終了いたします。