

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第387回

令和2年12月7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387回 議事録

1. 日時

令和2年12月7日(月) 13:30～15:09

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  
加藤 翔 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員  
山田 顕登 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

日本原子力研究開発機構

関根 隆 大洗研究所 高速実験炉部 次長  
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  
飛田 吉春 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主席  
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  
安藤 勝訓 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主幹  
田中 正暁 大洗研究所 高速炉解析評価技術開発部 プラントシステム解析評価

G r G L

森 健都	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	プラントシステム解析評価	
		G r		
深野 義隆	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	炉心安全解析評価	G r
		G L		
清野 裕	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	システム安全解析評価	G r
		主幹		
小林 哲彦	大洗研究所	主幹		
内藤 裕之	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉照射課	主査
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
曾我 知則	安全・核セキュリティ統括部	安全・核セキュリティ推進室	主幹	

#### 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	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 2 : 炉心損傷防止措置 ) 、 ( その 3 : 格納容器破損防止措置 ) - 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 ( U L O F ) - 第 5 9 条 ( 原子炉停止系統 ) に係る説明書
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」 ) 第 5 9 条 ( 原子炉停止系統 ) に係る説明書
資料 3	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 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 2 : 炉心損傷防止措置 )
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 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)

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

参考(2) 参考図面集

参考(3) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時のプラント挙動等(第13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大の防止)に係る説明書の抜粋)

## 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387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いたしました議事次第の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、設置者はテレビ会議を使用した参加となっております。

本日の会合では、資料の説明については、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、説明や指摘を再度いただくようお願いいたします。

会議中に機材のトラブル等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ので、御了解をお願いいたします。

それでは議題1の審査を行ってまいります。本日はJAEAから設置許可基準規則第59条(原子炉停止系統)及び第53条(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)のULOF時の炉心損傷防止措置及び格納容器損傷防止措置の有効性評価に係る説明を言っただきます。

それでは資料1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(齋藤主査) 原子力機構の齋藤です。

それでは私のほうから最初に、59条の説明について資料1に基づいて説明させていただきます。ここから一旦資料のほう、画面共有で共有させていただきます。

資料を表示しましたがけれども、確認できますでしょうか。

山中委員 大丈夫です。

日本原子力研究開発機構(齋藤主査) それではまず、原子炉停止機能の信頼性につい

て、説明させていただきます。2ページですが、ここでは原子炉停止系統の構造概要として、制御棒の構造について示しております。「常陽」では、独立した4式の制御棒及び制御棒の駆動系、そして独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置しております。

制御棒については、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒のほうは、全引き抜き位置にあるように操作されます。

中性子吸収材としては、炭化ほう素ペレットを使用しております、その高さのほうは約65cmとなっております。

右側に図をつけておりますけれども、制御棒の制御要素としては、ヘリウムボンド型と、あとナトリウムのボンド型の2種類を使用しております。

こちらの制御要素のほうを7本束ねて、制御棒を構成しております。

続いて3ページですが、こちらは制御棒駆動機構の概要の説明となります。ちょっと見づらいんですけども、図の右側のほうに、ラッチ機構とありますけれども、こちらの部分で、制御棒の駆動機構と制御棒を接続しまして、制御棒を操作するようになっております。

原子炉スクラム時においては、上のほうにありますけれども、保持電磁石のほうの励磁を切ることによって、先ほどのラッチ機構を切り離す構造となっております、切り離された制御棒が炉心に挿入されるといった形となっております。

スクラム時の挿入時間のほうは、保持電磁石の励磁断から90%挿入のところまでで、0.8秒以下となるように設計しております。

また、制御棒と後備炉停止制御棒のほうは、基準地震動の地震波においても、十分な余裕をもって挿入できるように設計することとしておりまして、本日の最後に説明させていただきます。

続きまして4ページ目ですけれども、こちらは制御棒と下部案内管の相対位置関係を示しております。

図は、制御棒の引き抜き状態によって、三つ並べておりまして、全挿入位置と400mm引き抜き位置、全引き抜き位置とそれぞれ並べております。青で示しておるのが、制御棒、黒で示しているのが、下部案内管となります。また、青の制御棒の中にあるオレンジ色の部分が、中性子吸収材として、 $B_4C$ の領域を示しております。

一番右側が、制御棒が全引き抜きの場合ですけれども、この場合においても、この青の領域、制御棒の領域が60%以上、下部案内管に挿入された位置関係となっておりますので、

地震によって加振された状態でも、高い信頼性をもって制御棒が挿入することができるような構造となっております。

続きまして5ページ目からは、停止系統の急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障について説明いたします。

こちら、図のほうは検出器から制御棒、保持電磁石の電源と、その電磁石の回路まで、概要を示しております。赤色の線のほうは設計基準の信号フローで、青色で示している部分がBDBAの信号フローとなります。

まずは設計基準のほうから説明をさせていただきますけれども、まず、検出器1、2、3と書いてあります。そちらのほうでプラントパラメータを拾っておりまして、それが設定値に達しますとトリップ信号を発信します。こちらのトリップ信号が論理回路のほうに入りまして、2/3ロジックでスクラムの判断を行います。スクラムと判定されれば、制御棒の保持電磁石の励磁を切るという構造となっております。

論理回路は、A、Bと独立して多重化しておりまして、電磁石電源のほうも直列で設けておりますので、論理回路A、Bいずれかの動作でもって、制御棒が急速挿入されるものとなっております。また、BDBAのほうも、設計基準で期待している原子炉トリップ信号とは別の代替トリップ信号を設けておりまして、こちらからのトリップ信号が発信されます。その後、今回新設しますけれども、後備炉停止系用の論理回路のほうでも演算を行いまして、スクラムの判断をいたします。そして、こちらの後備炉停止系論理回路から、後備炉停止系の電磁石の励磁を切るような構造としております。

また、既設の設計基準で用いる論理回路とは構成する部品を替えること。また、トリップ遮断器のほうの動作の方式も変えることによって、多様化を図った設計としております。

6ページ目には、先ほど申しました原子炉トリップ信号と代替トリップ信号、そして、過渡・事故の事象とBDBAの事象について、一覧で整備したものとなっております。

上からいきますけれども、例えば、過渡・事故の事象としては、未臨界からの制御棒の異常な引抜きといった事象がありますけれども、この場合、過渡・事故の中では、中性子束高の出力領域の原子炉トリップ信号によって、原子炉がトリップします。一方で、BDBAの過出力時の事象ですけれども、こちらも同様に中性子束高のトリップ信号が働くのですけれども、こちらで信号の発信失敗を想定しても、原子炉出口冷却材温度高という代替原子炉トリップ信号を設けておりますので、こちらで炉心損傷を防止するという措置を講じております。

また、代替原子炉トリップ信号の他に、第3信号として、手動スクラム等整備しておりますし、ほかの事象ですと、2次主循環ポンプトリップですとか、そういった第3信号を整備しておりますので、信頼性をもって原子炉の停止を行う設計としております。

続きまして、7ページ目ですけれども、こちらはそれぞれ急速挿入失敗の共通原因故障となり得る事象について、機械的要因から外的事象の地震その他について抽出しまして、具体的な故障例を抽出しまして、防止対策もそれぞれ記載しております。

上から機械的要因としては、マグネットケースの固着であったり、ラッチペローズの固着といった具体的な故障例がございますけれども、こちら「常陽」の運転実績や、「もんじゅ」の運転実績や、ほかの高速炉の運転実績に基づいて、構造信頼性の確保をできるものとしてございます。使用前の検査等によっても性能確認ができるものですので、こちらで防止対策を図っております。

また、熱的・化学的要因ですと、ナトリウムの凝固によって可動部が固着するような事象ですとか、スエリング等々がございますけれども、それらに関しても材料管理ですとか、ナトリウムの純度管理、照射量管理といった防止対策をとることによって、共通原因故障を防止しております。また、電氣的・磁氣的要因につきましても、電磁石励磁断の多重化。

菅原チーム員 すみません。ちょっと声が聞き取りづらいので、もう少し大きい声でしゃべっていただけますか。お願いします。

日本原子力研究開発機構（齋藤主査） 了解しました。

電氣的・磁氣的要因に対しても、励磁断の多重化や、設計上の考慮ですとか、フェイルセーフ設計によって、防止するものとしてございます。

また、外的事象の地震については後ほど説明いたしますけれども、その他の自然現象については外殻施設による防護ですとか、フェイルセーフ設計によって防止できるものとしてございます。

8ページ目にいきますけれども、こちらは制御棒の駆動機構と制御棒の模式図をつけておりますけれども、先ほどのナトリウムの固着といったところを、もう少し具体的に示しております。

まず、駆動機構のB断面のところ、青色で書いているところがございますけれども、こちらがナトリウム液面となります。ここまで制御棒駆動機構の内部にナトリウムが存在するということとなります。

まず、ナトリウム液面より上の部分で、ナトリウムが付着することによって固着するこ

とによる対策としては、B段目の近傍に、ナトリウム液面の近傍に狭隘部を設けない構造を取っているということになります。また、このナトリウム液面より上の部分に、ナトリウムが侵入して、マグネットベースの固着等々生じないように、ラッチのベローズですとか、ストロークベローズを設けることによって、ナトリウムが侵入しない構造としております。また、ナトリウム液面下についても、まず、制御棒と下部案内管のD断面のほうは、隙間を小さくして、異物の侵入を防止する設計を取っております。

また、C断面のほうですけれども、こちらは狭隘部になりますけれども、異物が計測すると駆動機構の動作に異常が生じる可能性がございますけれども、こちらは原子炉の出力調整時に検知可能であるということ。また、制御棒の切り離しによる急速挿入機能に影響するものではございません。

続きまして9ページ目が、「もんじゅ」において過去に発生した事例を示しております。こちらは「もんじゅ」において、ナトリウム液面のほうを上昇させた際に、駆動機構の狭隘部のところにナトリウムの不純物が堆積しまして、制御棒の動作に不調を来したという事例がありましたけれども、「常陽」では、繰り返しになりますけれども、ナトリウム液面近傍に狭隘部を設けない設計とすること。そして、またナトリウムの純度を適切に管理することによって、不純物の付着を防止しているという対策を取っております。

続いて、10ページ目からが地震時の制御棒挿入性になります。こちら、まず設計方針としては、地震時においても、スクラム時挿入時間が0.8秒以内になるように設計することとしております。そのための評価としては、静的条件と動的条件の二つの評価を行っております。

まず、静的条件のほうですけれども、こちらのほうは、制御棒の上部案内管と下部案内管の最大変位をそれぞれ解析しまして、それに据付誤差を考慮しまして、それぞれの相対変位の合算値、こちらが35mm以内であることを確認することになります。

二つ目として動的の評価ですけれども、こちらは機構解析によって、衝突による摩擦抵抗を考慮しても、スクラム時挿入時間が規定時間以内となることを確認するものとなっております。

11ページ目からは、静的評価について記載をしております。

静的評価のほうは、まず、上部案内管と下部案内管のほう、それぞれ解析いたします。上部案内管のほうは、炉心上部機構の内部にございますので、炉心上部機構の解析をして、案内管の変位を求めると。下部案内管のほうは、炉心支持板にありますので、全炉心の群



振動解析によって、その変位を求めているということになります。

12ページ目に評価結果を記載しております。ここでは上部案内管と下部案内管の最大変位量をそれぞれの位相を考慮せずに、最大値を記載しております。

ここで最大値の合算値として、一番大きなものとしては、Ss-1の地震波による最大変位量でして、30.5mmという値が最大となっております。

一方で、これまで「常陽」で実施しました水中スクラム試験、こちらはナトリウムの関係を主にして行った実験ですけれども、この水中試験の中で35mmまでの変位に対して、スクラムができることを確認しておりますので、この30.5mmという変位量では、問題なくスクラムが可能ということ判断しております。

13ページ目からが、動的条件での評価になります。こちらは地震時における制御棒の落下中に衝突や摩擦等を主にして行った解析となります。制御棒や案内管をモデル化しまして、それぞれ右側の図で、 から とつけておりますけれども、 から の箇所に衝突のパラメータを設定しまして、その条件で解析しております。

14ページ目が結果となりまして、グラフが二つ出ておりますけれども、左側のグラフが加振なしの結果です。横軸が時間で、縦軸が高さで、制御棒の位置を示しております。時間0で制御棒が落下しまして、挿入されていきますけれども、-530mm位置に、スクラム検出コイルの位置がありまして、こちらで価値的な90%挿入の位置となっております。ここに達するまでの時間が0.40秒となっております。

併せて試験結果のほうもつけておりますけれども、この解析は、試験結果を概ね模擬した、よく再現した結果となっております。

一方、地震の加振ありの結果のほうですけれども、こちらでは、0.44秒というスクラム時間であることを確認しております。

このように加振時でも、スクラム時間は0.5秒以内ということで、これにデラッチの遅れ時間を考慮しても、制御棒は規定時間0.8秒以内に挿入されるということを確認しております。

以上より、動的条件、静的条件、二つによって、地震時においても制御棒が挿入されることを確認しております。

説明は以上です。

山中委員 ここまでで質疑に移りますか。よろしいですか。

では、ここまでで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。

御説明いただいた資料の、今の部分ですけれども、原子炉停止系、制御棒を本来、主炉停止系の制御棒による停止が期待できないときに、後備炉停止系をbdba対策として使いたいということで、今、こういう説明をされているという理解であるのですけれども、まず、bdba対策で使うということであると、まず、確実に入るのかどうかということも含めて、詳しくお話を聞いていきたいと思っておりますので、まず5ページ目のほうを確認させていただきます。

資料の5ページ目によると、DBAの信号系と、それから今回新たに整備する代替のトリップ信号系というものがあるという御説明ですけれども、これは資料の中で、多様性という言葉が結構使われておりまして、独立というのは理解できるわけで、その回路そのものを新しくつくる、検出計が新しくあるということで、そこは理解するのですけれども、この多様というところを、少し説明を補っていただきたくて、特に検出器の部分ですね。代替トリップ信号の検出器というものですとか、新しく整備するこの回路のところは、資料によれば、半導体ですとか、リレーで構成を変えているというような、パーツの違いが書かれているのですけれども、回路上、どういう設計上の配慮がなされているのかですとか、もう一つ説明にあります、後備炉停止系ですと、制御棒のラッチを外しに行くのに、励磁による動作で切りに行くというようなことになって、これは電源にも期待するという話になるので、そうすると信頼のある電源が本当に用意されているのかですとか、信号系がきちんと期待できないと、ここの動作は期待できないことになるので、そういうことも含めて、この多様という設計ですね。設計基準と比べて、どういうふうな設計上の配慮がなされているのかというのをまず御説明いただきたくて、最終的には、書面で説明いただきたいんですけれども、今ここで設計の考え方がお話しいただけるようであれば、説明お願いしたいと思います。

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。

まず、DBAの対象設備が機能喪失したときに、bdbaの対処設備で、炉心損傷を防止するという基本的な設計の考え方があります。

何点がいただきましたので、順次回答をいたしますけれども、まず、トリップ信号につきまして、資料1の6ページに、DBAで期待しております原子炉トリップ信号と、bdbaで期待しておりますトリップ信号を、赤色と青色に分けて記載をしてございます。一番上でいきますと、過出力型のTOP型の事象に対しましては、DBAでは中性子束高という出力領域高

という信号、中性子束の数を測るというパラメータを検出するという信号で検出しております。

BDBAは対処設備の代替原子炉トリップ信号につきましては、原子炉出口冷却材温度高ということで、冷却材の温度をパラメータとして入れた設備をとっているということで、別の検出器から取っておりますので、これについては必要な多様性を有して、必要な信頼性を確保できているというふうに考えてございます。

それから、BDBAの対処設備の後備炉停止系の論理回路、こちらについては励磁をすることによって後備炉停止系制御棒電磁石の、5ページですけれども、電磁石用の電源を断にすると、電源を切るという設計でございまして、こちらについても設計基準、対処設備については6系と呼んでおりますところの無停電から取っておりますけれども、BDBA対処設備についても無停電から取るということで、必要な信頼性を確保される電源を確保するという設計の考え方でございます。

それから、回路上の配慮ですけれども、回路につきましては、先ほど御指摘がありましたとおり、5ページに記載しておりますとおり、設計基準事項の対処設備では、半導体素子で構成する回路を構築いたしまして、一方で、後備炉停止系の論理回路ではリレーで構成するというので、構成するもの、要素を変えることによって、多様性を確保するというので、そういう設計方針で、必要な信頼性を確保するというので考えてございます。

詳細につきましては、最終的には書面で、文章で、今申し上げたような説明を記載させていただいて、資料をもって御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。

こちらからの説明、以上です。

片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

御説明ありがとうございました。考え方としては、分かりましたけれども、詳細の話は、書面で詳しく確認させていただきたいと思っております。BDBA対策で使う制御棒だということが、どのぐらいこの事象に対して期待できるのかというのを含めて、ここはよくお話を聞いて、確認していきたいと思っています。

併せてもう一つ確認したいことがありまして、地震による制御棒の挿入性が期待できませんということで御説明いただいておりますので、10ページ以降、そういう説明がなされています。静的条件で最大変位を取った場合と、それから地震の揺れによる動的な加振に対しても制御棒の挿入が期待できるという御説明がまずはなされていると。その中で、特に14ページは、動的な加振による挿入性の確認をしたという御説明の部分ですけれども、加振

ない場合とありの場合で、0.04秒の差であるということで、基準時間からすると短い時間に入ると説明なんですけど、実際、そのスクラムの遅れ時間を見ても、スクラム時間が0.6秒以内と、そもそも短い時間での話でして、その短い時間に対して、少しの遅れだということではあるんですけども、実際、これは0.6秒以内という判断基準を設けていますけれども、これ、今この制御棒の挿入時間に共振とかの影響もあることを考えると、どのくらいその遅れが許容されるものかというのは、検討されておられますでしょうか。

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ございます。

どれぐらいの遅れが許容されるかという点につきましては、まず、設計で担保しておりますのは、先ほどから申し上げておりますとおり、0.8秒以内で90%、核的挿入でございます、第13条の過渡・事故評価で使用しておりますのも、この値で使用していますので、基本的には、設計上はこの範囲に収めるべきものであるというふうに考えております。

一方で、BDDB、設計基準を超えるような地震を想定した場合には、必ずしもこの0.8秒、90秒で挿入されなくても、炉心の損傷は防止されるという結果を確認しております。それについては、後ほどULOFの評価で説明がございまして、ULOFに至って、制御棒、半数の反応度が挿入されない場合においても、一定の猶予時間がございまして、後で説明ありますけれども、今日の事故シーケンスでいきますと、約45秒程度に冷却材が沸騰するという事象になってございまして、それに対しましては10秒ですとか、そこら辺の程度、後備炉停止系の制御棒が急速に挿入されれば、炉心損傷は防止されるということで、基準が炉心損傷防止ということであれば、10秒程度の猶予時間はあるということは確認してございまして。

こちらから以上です。

山中委員 そのほか何かございましてか。

有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

共通原因故障のところに戻りますけれども、7ページと8ページ見ていただいて、メカ的な共通原因、これは要するに故障要因が選り出されているのかなというレベルの検討かなと思います。これを見て疑問に思うのは、これで全てですかと思うわけなんです。このまとめ方としては、例えば、電磁石の励磁を切る。それからマグネットの吸着力がなくなる。延長管が落下する。それからラッチ機構が開放される。制御棒が落下すると。要するにそういう、何と申しますか、一連の動きに沿って、全て漏れなくといったところで、まずやっていただかないと、このまとめ方では、これが全てですかという疑問が残るのです。

検討をお願いしたいのですが、よろしいですか。

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ございます。

拝承いたしました。今、左側、分類のところ、機械的要因ですとか、熱的・化学的要因というようなまとめ方をしておりますけれども、これに加えて今、御指摘ありましたような励磁の断ですとか、直の電磁石の電源切り、それからラッチの開放ですとか、制御棒の挿入、それぞれ左側に展開をいたしまして、それぞれについて、詳細に漏れなく事象を分類、要因を検討したというようなことを整理して、資料にして、提示したいというふうに考えます。

有吉チーム員 ポイントが体系的、網羅的ということで、それに応えるような形でお願いします。

それから8ページを見てみますと、左のほうに上から二つ目のポツの矢印ですね。スプリング加速がなくても自重で落下すると。これで損傷に至ることなく、炉停止可能と書いてあるのですが、これはおそらく制御棒の挿入時間が変わってくるのだったら、このくらい変わるけれども、影響ないといったような説明が必要だと思います。

それから右のほうに異物の検討がありますけれども、D断面には入らないという説明で、一方でC断面には入っても問題ないという言い方をされているんですね。これはやはりそろえていただいて、入るのだけれども問題がないといったようなことでいかないと、ちょっとこの説明では不十分かなと思います。

それから、細かいですが、9ページを見ていただいて、「もんじゅ」におけるトラブル例というのがあって、これを見ると、一時的にナトリウムを上昇させるという説明になっていますね。じゃあ「常陽」の制御棒を駆動機構で、一時的にナトリウムが上がったらどうなるのですかといった説明は、やはり考えていただかないといけないと思います。そういう検討もよろしくお願いします。

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。

拝承いたしました。まず、自重落下のみで炉心損傷を防止できるということに関しましては、このスプリング力による加速がなくなりますので、制御棒の挿入速度というのは、当然、遅くなりまして、制御棒が挿入されるまでには、約0.8秒の基準を守れずに、約1秒程度という結果になってございます。それによっても、炉心の損傷は防止できるということをお説明させていただきたいというふうに考えます。

それから、2点目の8ページの右側のD-D断面と、C-C断面につきまして、異物の侵入につ

いて、こちらについては、表現をあわせて説明をしたいというふうに考えます。

最後にいただいた「もんじゅ」の例のナトリウム液面を一時的に上昇させる場合、こういったことが「常陽」で起こり得るのかということについて、整理をして、資料で別途御説明をさせていただきます。

以上です。

有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。よろしくお願いします。

あと13ページ、14ページ辺りで、気づき点だけ、ちょっと申し上げておきます。

14ページで、これスクラム試験と書いていますけれども、これ左側の図を見ると、加振なしと書いていますね。加振なしということは、静的挿入だと思うのですが、だから、これはスクラム試験結果とは違うのではないか。

一方で、右側に加振ありと書いてあって、下のポツに、スクラム試験結果をよく再現しているというからには、加振ありの結果でもって比較しないと説明にはならないと。そういうふうに思います。それは追って、追加の説明をお願いしたいと思います。よろしくお願いします。

日本原子力研究開発機構（前田課長） 原子力機構の前田です。

説明資料のほうは承知いたしました。

ちなみに、この14ページの左側の図につきまして、加振なしの場合のスクラム試験の解析をよく再現しているというのは、いわゆる今回はAdamsと呼ばれる機構解析コードを使っておりまして、それによる、要は解析モデルの妥当性を、こちらのほうで確認したという点で、まずはモデルがしっかりできていますでしょうということを御説明したくて、載せた図でございました。

加振試験につきましては、「常陽」と全く同一の体系ではちょっと実施しないのもございますので、説明ぶりは、過去の実証炉等、類似のものを使うなり、検討させていただきますので、改めて、別途、お時間をいただきたいと思います。後ほど説明ということにさせていただきます。よろしくお願いします。

有吉チーム員 よろしく申し上げます。

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（飛田主席） では引き続き、原子力機構の飛田から15ページ以降、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の評価結果について、53

条になりますが、御説明させていただきたいと思います。

これは資料を画面共有させていただきますので、少々お待ちください。

まず、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の方針になりますが、以下のとおりとなっております。

まず、1点目ですが、各事故シーケンスにおきまして、異常事象の発生に加えて設計基準事故対処設備の安全機能の喪失を考慮しまして、機能喪失の要因として故障等を想定した設備の復旧には期待しない。声は聞こえておりますでしょうか。

菅原チーム員 聞こえていますけれども、ちょっともう少し、ゆっくり目にお話ししていただければと思います。お願いします。

日本原子力研究開発機構（飛田首席） 分かりました。

2点目ですが、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置として整備する機器の単一故障は仮定しません。当該事故は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能が多重の機能喪失を起こすことを想定しているということ。それと事故拡大の防止のための資器材は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能との独立性を考慮しているということになります。

最後に3点目になりますが、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいということ踏まえまして、設計値などの現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本といたします。ただ、計算コードとか、解析条件の不確かさなどが大きい場合には、感度解析によりその影響を適切に考慮することといたします。

本日御説明いたします、ULOF事象に対する炉心損傷防止と格納容器破損防止措置の、こちらのこの表に示すとおりでありまして、炉心損傷防止措置は、本日御説明しましたとおり、代替原子炉トリップ信号と後備炉停止系用の論理回路及び後備炉停止系による原子炉自動停止となります。

一方、格納容器破損防止措置としましては、非常用冷却設備による放射性物質、これは損傷した溶融炉心物質等を含みますが、その原子炉容器内の保持冷却ということになりまして、1次主冷却系は、強制循環冷却。2次主冷却系は、自然循環冷却で行います。

また、回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制と万が一ナトリウムが噴出した場合は、原子炉格納容器構造により即発臨界超過時の噴出ナトリウムの影響緩和、すなわち閉じ込め機能維持ということになります。

まず、炉心損傷防止措置の有効性評価について、御説明いたします。

炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目になりますが、以下の評価項目を設定しております。まず燃料、被覆管、冷却材の最高温度が熱設計基準値以下であること。あと被覆管のクリープ損傷に関しては、累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。また、原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度以下であることとなります。

こういった熱設計基準値を下回る限りは、冷却材バウンダリにかかる圧力は低くてほとんど変化しませんので、冷却材圧力を評価項目とする必要はございません。また、これらの評価項目は「運転時の異常な過渡変化」の判断基準と同様でありまして、炉心損傷に対して大きな余裕があるというふうに言えます。

対象事象であるULOFですが、今回は外部電源喪失と原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を対象といたしております。主な炉心損傷防止措置は、今、御説明申し上げたとおり、代替原子炉トリップ信号、この場合は、「1次主循環ポンプトリップ」の信号となります。それに対して、後備炉停止系用論理回路と後備炉停止系による自動停止となります。解析に用いたコードは、Super-COPDコードであります。

主な解析条件としては、反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を用いております。

主な事象推移は、以下のとおりでありまして、まず、0秒で、外部電源喪失が発生して、1次系、2次系ポンプはトリップし、主冷却機の送風機もトリップいたします。このときに「電源喪失」信号の発信失敗を重畳します。1.2秒後には、「1次主循環ポンプトリップ」信号の発信。代替トリップ信号が発信されまして、さらにその3秒後に、原子炉スクラムと後備炉停止制御棒の急速挿入が作動します。この3秒の時間遅れは、後備炉停止系用論理回路の作動時間として、構成機器の動作時間に余裕を持たして、3秒と設定しております。

解析結果は、この図に示すとおりでありまして、後備炉停止系によりまして、原子炉が停止する4.2秒までは、冷却材、被覆材温度が上昇していきませんが、「常陽」の安全上の特徴であります負の冷却材の反応度係数によりまして、その間も出力は低下し、スクラム後は、さらに急速に出力が低下するということとなります。

各種最高温度は、評価項目を十分に下回っておりますので、炉心の著しい損傷は防止されて、措置が有効と評価されています。

次に、不確かさの影響評価になりますが、運転員等の操作がありませんので、運転員操作に係る不確かさは考慮する必要はありません。また、評価項目に対する余裕が小さくな



ると考えられます。「反応度係数」の不確かさに関する感度解析を実施しております。こういった各反応度係数の不確かさを、結果が厳しくなる方向に設定した解析を実施しております。その結果を見てみますと、最高温度は評価結果を十分に下回りまして、炉心の著しい損傷が防止されますので、条件の不確かさを考慮したとしても、措置は有効と判断されております。

では続きまして、格納容器破損防止措置の有効性評価結果について、御説明いたします。

まず、「常陽」の安全上の特徴を考慮しまして、格納容器破損防止措置に有効性があるということを確認するための評価項目を設定しております。どのような特徴かといいますと、「常陽」は低圧システムである。また、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使っていること。それからまた燃料装荷量が少ない（約1ton）の小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有しております。例えば、冷却材温度反応度係数、あるいはボイド反応度係数がほぼ全炉心で負という特徴があります。

また、原子炉冷却材バウンダリそのものが、放射性物質の閉じ込めに有効な物理的な障壁を形成していること。また、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在する。という特徴を反映して、評価項目を設定いたしております。

まず、1番目なんですけれども、これはULOFの場合には当たらないのなんですけれども、例えば、負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却がバランスして、炉心が未損傷で静定するような事象に対しては、「炉心損傷防止措置の有効性評価」と同じ項目を適用いたします。

2番目に、炉心の著しい損傷に至った場合の炉心物質の炉内閉じ込めに関しましては、原子炉容器内で分散して再配置した炉心物質を安定に冷却できること。また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることを評価項目としております。

次に、原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器に噴出する可能性がある場合、すなわち、即発臨界時超過によるエネルギー放出が発生した場合は、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。あるいは格納容器（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。これを評価項目としております。

25ページが、ULOFの事象推移に沿いまして、解析評価の流れを示した図になっております。対象事象と主な格納容器破損防止措置は、先ほど説明したとおりであります。

まず、事故の初期の段階なんですけれども、これはULOFが始まりまして、この過程を起因過程と呼んでおります。この過程では、燃料の損傷は、集合体の内部に限られておりま

す。ラッパ管の中で冷却材が沸騰して、燃料が溶融し、ラッパ管が破損するまでの過程で過程でありまして、この過程は、SAS4Aというコードで解析を行います。この過程での出力上昇は主にボイド反応度によるのですけれども、「常陽」ではボイド反応度が全炉心で負、マイナスであるために、この過程で即発臨界超過に至る可能性は極めて小さいということで、この矢印の中では、灰色の図とさせていただきます。起因過程に続く遷移過程では、炉心溶融が全炉心規模に進展します。

溶融燃料が横方向へも移動可能となりますが、この過程の解析はSIMMER- 及びSIMMER- コードで解析を行いました。遷移過程では、即発臨界超過によるエネルギー発生がある場合は、機械的応答過程に移ります。ここではエネルギーの発生によって、高温、高圧となった炉心物質が膨脹して、上部プレナムのナトリウムを上方向に加速して、機械的エネルギーが発生します。で、遮蔽プラグ、あるいは炉容器が機械的負荷を与えるという過程となります。この過程の解析は、機械的エネルギーの発生までは、同じくSIMMER- コードを用いて解析を行い、容器の構造等は、AUTODYNというコード、それから、ナトリウムの噴出量の評価は、PLUGコードを用いて行います。

この格納容器、さらにはここでナトリウムの噴出が、漏えいが起きた場合は、格納容器応答過程の評価になりますが、ここでは噴出した熱的影響を、CONTAIN-LMRというコードで解析を行います。

また、遷移過程でのこのエネルギーの発生の有無にかかわらず、最終的には、再配置、容器内の様々なところに再配置されました燃料が冷却材の循環によって、固化、冷却される過程が、再配置・冷却過程となりまして、炉心物質の熱的影響は、Super-COPDコード、あるいは商用コードでありますFLUENTコード等で解析を行います。

まず、起因過程の解析について、御説明いたします。解析コードはSAS4Aコードであります。このコードは出力とか流量比、あるいは燃焼度などの類似した集合体を一つのチャンネルとして扱います。約70体の燃料集合体からなる炉心「常陽」の炉心を33のチャンネルでモデル化しております。一つのチャンネルの中では、集合体内の燃料ピン束を一つの単一ピンで代表させまして、その挙動を1次元モデルで解析を行います。燃料集合体の模式図は、中央の真ん中の図に示してありまして、SAS4Aによる解析体系を右の図に示しております。

解析結果になります。左の図は流量減少カーブを示しまして、この冷却材の温度上昇に伴いまして、右側の図の出力とそれから反応度の時間履歴を見ていただきますと、出力が

低下していきます。これは温度の上昇に伴って、負の反応度が図られるためです。出力/流量比の最も大きい集合体では、いずれ40秒ほど、先ほど山本のほうから御説明ありましたように、沸騰するまでは40秒程度の時間余裕があるということで、その段階で、初めて出力/流量比の大きな集合体で冷却材が沸騰、燃料破損に至ります。

被覆管は、炉心の上下にさらに溶融して移動して固化、閉塞を形成するために、少し移動反応度として正の反応度が入りますが、さらに破損燃料が未溶融で固体粒子状態となりまして、それが分散することで負の反応度が投入されて、原子炉出力は低下して、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、臨界を超えることはございません。

これはSAS4Aという起因過程の解析コードから遷移過程の解析コードに接続した時点での炉心内の集合体の破損状況をプロットした図なのですが、燃料のSAS4AからSIMMERコードに接続は、燃料が壊れた集合体から周囲の集合体に破損が伝播する前に行う必要があるということで、今回は物質移動による反応の変化が静定した約71秒の時点で行っております。接続時点のSAS4A全体をプロットすると、こうなりますが、出力流量比が最も大きく破損した12ch以外の集合体は未沸騰であります。また、破損した集合体は、外側炉心に設置された2体の新燃料の集合体ということになります。

引き続きまして、起因過程での不確かさの影響評価の結果について、説明いたします。

起因過程の事象推移に影響を与えます、以下の項目の不確かさの影響評価を行っております。いずれも結果を厳しくする方向で不確かさを考慮しておりますが、これらの各項目の間に相関関係はなくて、互いに独立でありますので、不確かさの重ね合わせは行っておりません。不確かさの影響評価結果では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しても、どのような不確かさを考慮したとしても、基本ケースと同様に、臨界を超えることはなかったということで、不確かさの影響を考慮したとしても、結論には影響がないということになります。

続きまして、遷移過程になります。炉心損傷領域が拡大していく遷移過程は、SIMMER- というコードで解析を行っております。このコードは、3次元の直交座標、xyz座標系で全炉心の崩壊挙動を解析するコードになります。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へい集合体の外側までをモデル化しております。この左の図が「常陽」の炉心構成図になりますが、これをSIMMER- でモデル化したのが、真ん中の解析体系の水平断面図になります。右側が、これが垂直の解析断面図ということになります。

解析結果になりますが、まず解析条件としましては、「常陽」の炉心中に設置されておりました、B型、C型照射燃料集合体、これは出力の低い集合体なのですが、これは同じ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炉心の燃料集合体に置き換えて、燃料の量を増やしております。また被覆管が溶融した時点、あるいは燃料ペレットがsolidus温度、融点に達した時点で、燃料ペレットを直ちに破損させまして、可動性のある燃料粒子といたします。また、損傷燃料のスエリングは考慮せずに100%密度で沈降するとしています。これらの条件は、最確評価とはいうものの、燃料インベントリを増加させて、燃料凝集を促進する保守的な想定を用いているということでございます。

解析結果は、この下の図に示しましたように、原子炉出力を時間平均あるいは炉心平均量の時間変化になります。この事象推移につきましては、次のページで少し詳しく説明させていただきます。

これは、反応度と出力の振幅が大きくなる時刻115秒以降の反応度とか出力の時間変化、それから炉心の中の炉心物質、分布図を示しております。炉心中心平面での水平断面と、それからこの赤い点線での縦断面図の物質分布を示しております。

まず、118秒の時点では、反応度の出力、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、これが123秒に至りますと、炉心の約50%が溶融をしまして、燃料が損傷しておりますが、燃料は全て未溶融で、被覆管による支持を失った固体燃料のチャンネルが分散している状態となります。

の129秒の時点で、炉心の下の方への沈降によって初めて即発臨界超過が発生して、出力ピークが定格出力を超える状況となります。この の即発臨界超過による圧力発生で燃料が上部に分散しまして、あるいは外側の方向に分散して、反応度が大きく低下したのが の状態になります。分散した燃料が再度、炉心の下部に沈降して再凝集して即発臨界を超過するというようになります。

この結果になりますが、時刻131秒で即発臨界を超過して、炉心平均燃料の最高温度は約3,700 になります。その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップ、径方向への燃料の流出で約30%が流出しまして、深い未臨界、-200\$以下となって、その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が発生する可能性はございません。

その燃料の流出挙動を少し詳しく説明しているのが、この図になります。これは原子炉容器の中を炉心上部構造あるいは炉心下部空間、それから径方向反射体領域、上部プレナム、あるいは低圧・高圧プレナムといった領域に分けて、その中で燃料がどのように分散

しているかを示しているグラフになります。

あと、この下が三つの図はその時点、それぞれの時点への炉心の縦断面図になります。約131秒の即発臨界が発生する直前までは、炉心の下部空間と下部反射体に合わせて、約2%ほどが流出するのみでありまして、ほとんどの燃料は炉心の中に残っていることが分かります。

即発臨界超過後、径方向の反射体、径方向の外側に約34%、炉心の上部の構造に9%、炉心下部空間には10%で、反応度が大体 - 150\$ 以下となっておりまして、その後、200秒にかけて - 250\$ 程度までは自由に低下していくことになります。

炉心物質そのものは、炉心の下部の構造を徐々に溶融侵食しまして、炉心下部空間、すなわち下側の反射体の上に降り積もるような挙動となっています。

一方、大きなエネルギー放出を伴う不確かさを評価しますと、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入が起きるんですけど、そのようなメカニズムというのは、溶融燃料の大規模な凝集になります。このような大規模な燃料凝集が起きるのは、炉心の損傷が広範囲に進展した状態でありまして、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件、あるいは解析上の想定において不確かさを考慮することといたします。

具体的には、仮想的な保守的な解析条件を含む以下の2つの包絡的なケースを用いて感度解析を行っております。

一つは、炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケースで、二つ目が、制御棒下部案内管が溶融貫通したときに、今後の燃料とナトリウムが接触した圧力が発生するFCIを仮定して大規模な燃料移動を駆動するケースとなります。

以下の説明では、この二つのケースのうち、より影響が大きいと評価されました のケースについて報告をいたします。

この解析では、SIMMER- コードを用いて解析を行っております。このSIMMER- コードは、SIMMER- と全く同じ物理モデルを持っているんですけども、2次元円筒座標系の2次元体系で炉心中心への軸対称な燃料集中を強制的に発生させる、そういう保守的な解析が可能となるコードであります。

基本ケースにおけるB型・C型の燃料集合体に加えまして、この解析では制御棒、あるいは後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換えた解析条件を用いております。

解析条件として、今、申し述べましたように、制御棒も燃料集合体に置き換えているということと、あと、制御棒下部案内管からの燃料流出は考慮しない、あるいは径方向反射

体領域の集合体間ギャップ、これ、基本ケースでは34%の燃料が流出しているんですけども、そこへの燃料流出も考慮しないという条件を適用しております。

解析結果は、この右の図に示しましたように、90秒まで炉心の冷却材を沸騰して、被覆管が溶融します。このときの事象推移も次のページで、少し詳しく説明しております。

これが反応度と出力の時間履歴を示した図であります。少し基本ケースよりも事象進展が早くなっておりまして、大体80秒で破損の集合体からの伝播と伝播先の集合体の燃料沈降で反応度上昇が発生しますが、その後の83秒では、燃料分散と外側燃料集合体の沸騰で反応度が低下する。さらに89秒では、沸騰した集合体の燃料破損が進行するものの、スチールとナトリウム蒸気圧の燃料分散が発生しまして、反応度は徐々に低下するという挙動を示しております。92秒で、外側炉心まで燃料損傷が広がります、燃料の沈降が初めて即発臨界を超過します。94秒、2秒後には、スチール蒸気と燃料溶融時に放出されるFPガスでスロッシング、すなわち径方向の燃料移動が発生しております。さらにその1秒後は、ほぼ全ての燃料が溶融して、内側炉心から外側に至るスロッシングが発生して、95.5秒、ここで駆動された炉心中心軸に向かう厳しい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。

その結果になりますが、この出力逸走、即発臨界超過によりまして、燃料の最高温度が約炉心平均燃料最高温度は約5,110 となります。その後は溶融燃料が炉心上下に分散しまして、反応度及び出力が急速に低下して、深い未臨界状態となります。

この結果を受け継いで、機械的応答解析が行われています。

機械的応答過程の解析に行く前に、再配置・冷却過程評価の経過について御説明いたします。

まず、遷移過程で容器内の各部位に再配置しました燃料の崩壊熱が冷却材の循環によって蒸気される過程、これを再配置・冷却過程と呼んでおります。この解析方針としましては、数分から数時間にわたる長時間の挙動が対象となります。再配置場所ごとに、炉心物質の冷却に関わる現象とも異なります。

ということで、評価の対象ごとに多次元の熱流動解析コード、あるいは専用のデブリ冷却解析コード、簡易解析モデル、評価式などを使い分けて事象の推移を解析しました。

初期条件としましては、遷移過程の基本ケースの結果を踏まえまして、事象推移の不確かさを考慮した初期条件を設定しております。

まず、これ、遷移過程で大きなエネルギー放出を伴う場合は、上部プレナムに炉心物質

が放出されますので、そういった炉心物質を最終的には炉心の炉容器の壁面近くにありませぬ材料照射ラックの底部、それから炉心の支持台の上面に解析いたします。

不確かさの影響評価では、ここでは炉心インベントリの約100%がこういった空間に移行することを想定しております。

一方、エネルギー放出が小さい場合になりますが、この場合は、炉心の領域に残留するか、あるいは制御棒下部案内管内を經由して、下部プレナムに移行するということとなります。不確かさの影響評価では、炉心残留の割合は80%、下部プレナム移行は70%を想定しております。これらの数値の設定につきまして後ほど、設定根拠については後ほど御説明させていただきたいと思ひます。

下部プレナム底部あるいは、炉心の支持台上部プレナムの炉心物質のデブリベッドはSuper-COPDのBBモジュールと言われるモジュールを使って解析を行っております。これはデブリベッドの冷却コードを解析する専用のモジュールということになります。

遷移過程におけるエネルギー放出が小さい場合の再配置挙動の整理した表をこのページに示しております。この表は、炉心の燃料が炉心あるいは下部プレナム、それから径方向反射体領域の集合体間ギャップの3か所に分配される割合を示したものであります。

この の最初の行なんですけども、これは遷移過程の解析結果に基づきまして、炉心残留物質冷却の観点から、保守的な想定、すなわち炉心残留物資を多く評価するということで、炉心に80%、径方向反射体領域が20%の燃料が残ったとして、想定した物質分布がありまして、これを再配置・冷却過程の初期状態としております。

の状態になりますが、これは の状態で固化していた炉心の残留燃料が崩壊熱によって溶融するとともに、炉心の下の方の構造を溶融侵食していきますが、その過程で炉心物質が制御棒下部案内管（LGT）を通して溶融炉心物質が下部プレナムに流出していきます。その結果、炉心の残留した燃料が減少しますと、炉心の周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして炉心が溶けなくなるという状態になります。これが、この の状態でありまして、炉心に50%、下部プレナムに30%流出した状態となります。

一方で、こういった制御棒下部案内管（LGT）を通した炉心物質流出の不確かさの影響を最大限に評価するというので、流出が全く発生しないということ想定したのが、この の状態になります。これは、炉心の残った80%のうちの66%の燃料が溶融した状態で熱バランスが達成されます。炉心領域で燃料の冷却保持の観点から、最も厳しいこの状態をこの炉心残留燃料冷却に対する不確かさの影響ケースとしております。

一方、この の状態で、LGTを通した、制御棒案内管を通した燃料流出が生じると、溶けていた66%の燃料は一気に下部のプレナムに流出するということになります。この流出量を保守的に70%として見たケースを、これは下部プレナムの冷却性に対する不確かさ影響評価として、これは下部プレナムのデブリベッドの冷却から最も厳しいケースとして、以下、これらのケースの評価を行うということになります。

炉心残留物質内部の温度変化、あるいは溶融の再分布挙動とか、あるいは周囲の構造物への熱移行をこの評価では1次元の体系で解析して、それぞれその後続く多次元熱流動解析の境界条件を与えております。

これが炉心に残った遷移過程直後の炉心の模式的に示した図なんですけれども、遷移過程直後の炉心は、固体の燃料粒子と溶融スチールからなっております。崩壊熱によって、この固体燃料粒子が中心領域で溶融いたしますと、混合層、ここで言っているスチールと燃料が混合しているような状況が、層が沈み込みまして、溶融した燃料と、それから溶融したスチールからなる層が形成されるということになります。

こういった挙動を一元的な伝熱挙動を用いて評価した結果がこの左下の示した図であります。解析結果における物質分布と温度分布をこの図に示していますが、一番左側の図が最初の初期状態であります。この一番右側の図が1800秒後の状態でありまして、約1800秒で崩壊熱とこの周囲への熱移行をバランスして、溶融した燃料の量が最大となる。このときに66%になっております。溶融した割合は66%となっておりまして、この溶融した燃料が一気に下部に移行する、あるいはしないという想定を行っております。

このときに燃料の最高温度はこの図に示しましたように2800 程度でありまして、スチールが沸騰するような高温とはなっていないということを確認しております。

炉心に残った燃料、残留炉心物質の冷却メカニズムとその評価方法を示しております。

まず、炉心に残った燃料の冷却なんですけれども、上方向への熱負荷、熱移行は、集合体の通したピン束内のナトリウム蒸気と液膜の還流によって評価を行います。また、径方向への熱移行は、内側反射体内のナトリウム流れによる冷却と、それから集合体のギャップ中のナトリウム自然対流、いわゆるインターラッパーフローによる冷却で、これは多次元の熱流動コードにより評価を行っております。下方向への熱移行は、インターラッパーフローによる冷却を多次元熱流動コードで解析を行っております。ここでは、それぞれ三つの冷却経路の中で最も厳しい結果を与える下方向の熱移行の冷却について、結果を示しております。



これは、商用のコードであるFLUENTコードで解析を実施しておりまして、炉心残留物質下面の最高温度は、事象から約3,900秒後に850 となりまして、最高温度となった以降はなだらかに低下して冷却が成立するということが分かっています。

次の下部プレナムに移行しました炉心物質の冷却評価について説明します。

解析に用いたコードはSuper-COPDのデブリ熱計算モジュールがあります。このモジュールはサブクール状態、あるいは沸騰状態に応じたデブリベッドの中の等価熱伝導率を用いて、内部で発熱するデブリベッド内の温度分布、それから冷却性限界を解析するモジュールとなっております。

下部案内管を通じて下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材の中で固化・微粒化しておりまして、原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積しております。デブリベッドの性状については、試験結果に基づきまして、デブリ粒子径400  $\mu$ m あるいは空隙率を0.6として評価を行います。また、崩壊熱は、遷移過程まで高温となっておりますので、希ガスあるいは揮発性FPからの崩壊熱は除いた値を用いております。

解析条件としましては、1次主冷却系の循環パスは確保されていて、1次主循環ポンプのポニーモーター運転と2次主冷却系の自然循環で冷却パスは確保されております。また、炉心から下部プレナムに移行する燃料の量は、再配置過程の不確かさを考慮して、先ほど説明しましたように、炉心インベントリの70%としております。

解析結果ですが、デブリベッドの最高温度は約1800秒後に720 まで上昇して、その後は低下して、崩壊熱とともに低下いたします。また、デブリベッドの下部にある鏡板なんですけれども、自重による応力は最大で2.8Mpaでありまして、900 を超えるような条件で得られているクリープ試験に対しても有意に小さくて、クリープ破損は発生しないということが確認されました。

続きまして、今までは小さなエネルギー、エネルギー放出が発生しなかった場合の評価ですが、今回、このページでは大きなエネルギー放出によって上部プレナムに放出された炉心物質の冷却の評価の結果を説明しております。

炉心の支持台の上面に堆積したデブリベッドはSuper-COPDのデブリ冷却モジュール、材料照射ラックの底に堆積しました燃料は、このラックの側面から除熱も重要ですので、側面からの除熱も考慮した伝熱計算モデルを用いて評価を行っております。

後述する機械的応答過程では、上部プレナムには80%の燃料が放出されますが、ここではこれを保守的に100%として不確かさ評価を行う。包絡した評価を行っております。

上部プレナムに放出されました炉心物質の広がり面積に対して、材料照射ラックガイドの開口面積は4%ですので、その4%が堆積したというふうに評価を考えております。

どちらのデブリベッドも最高温度は、約760 でありまして、冷却材温度も過大となることはなく、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性は確保されると、不確かさを考慮しても確保されるというふうに結論しております。

ここ以降は、機械的応答過程評価の概要について説明させていただきます。

機械的、遷移過程で即発臨界超過によって、大きなエネルギー放出があった場合の機械的応答過程は、初期状態としては遷移過程で、即発臨界で超過して、出力逸走が起こった直後の炉心燃料の温度が最高値に達した時点での炉心状態をそのまま持ってきております。

熱エネルギーの放出によって高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出されて、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的にエネルギーに変換されます。この過程は、SIMMER- コードを用いて評価を行います。

この機械的エネルギー発生の解析で得られました炉心物質の膨張における圧力 - 体積変化を圧力源として原子炉容器の構造とAUTODYNコードを用いて評価を行います。

また、このSIMMERコードによる機械的エネルギーの解析で得られました遮へいプラグ下面の圧力履歴をそのまま用いてPLUGコードによってナトリウム噴出量の解析を行います。これはSIMMERコードによる解析体系であります。

炉心の下部から、上部カバーガス空間までカバーした解析体系とっています。この過程では、炉心上部構造の流路の中に存在していた閉塞物を全て取り除いて、自由に膨張できるようにするというのと、こういった構造材の中での圧力損失は全て無視した条件となっています。

また、この炉心の下部と径方向は剛体として扱うということで、扱っております。

一方、AUTODYNによる炉容器応答解析ですが、ふだん原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化しておりまして、この容器全体を上端で支持される構造として、炉容器の胴部の変形あるいは底部の変位を評価しております。

炉心の膨張は、圧力源の体積と圧力の関係を入力するガス膨張挙動モデルで模擬しております。

この解析では、遮へいプラグとか、それから上部炉心構造物は剛体としてモデル化しておりますので、そういった構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器の負荷が大きくなる条件を用いております。

プラグコードによるプラグ応答およびナトリウム噴出挙動の解析体系をここに示します。

遮へいプラグを構成する主要プラグである大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部構造をモデル化しておりまして、それぞれのプラグを連結するボルトをモデル化しています。

ナトリウムの噴出量の解析では、遮へいプラグの間の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化して、その噴出量の計算では、定常の流動方程式を用いて評価しておりますので、ナトリウム噴出量を多くする条件として評価しております。

本解析の機械的エネルギーの発生挙動の解析なんですけども、本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析したケース。炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおきまして、炉心平均燃料が最大となる時点での炉心物質及び温度配位を用いた解析を行います。

この過程で、考慮すべき不確かさとしましては、ここに四つ挙げておりますが、これらの不確かさの影響評価の中で、機械的応答過程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ということが分かりましたので、以後の御説明では熱エネルギーの不確かさや影響評価ケースの解析結果のみについて、御説明いたします。

このSIMMER- による機械的エネルギーの発生挙動の解析結果です。左の図が機械的エネルギーの解析で得られました原子炉容器内の気泡の圧力及び体積の時間変化でありまして、即発臨界超過で発生した熱で高温・高圧に至る炉心からナトリウム蒸気が膨張しながら、上部プレナムのナトリウムを加速して、炉心中心部に気泡を形成するという炉容器の中心に形成されます。これが、圧力源となりまして、上部プレナムのナトリウムを上方に加速させることで、熱エネルギーが機械的エネルギーに変換させます。

この気泡の体積と圧力をプロットしたのが、この図になります。気泡自体を160msで一旦ピークを取りまして、その後で190ms、再度、二つ目のピークとなります。この不確かさ影響評価ケースで発生した機械的エネルギーは約3.6MJとなっております。

この評価結果から、原子炉容器への接続は機械的エネルギーそのものを3,6MJ、別の新しいのではなくて、この圧力源の膨張特性を介して行われております。すなわち、この圧力と体積の関係のほうにプロットしまして、このP-V曲線を気泡の体積が最大となる7m<sup>3</sup>までプロットしたデータ、実際にはこの点線のデータを渡しておりますが、それをAUTODYNに渡して解析を行っております。

その解析結果になりますが、原子炉容器の周囲に発生します周方向歪みの最大値、約

0.7%程度でありまして、許容値の10%を大幅に下回っております。

また、原子炉容器の内圧の圧力上昇に伴いまして、径方向に、あるいは下方方向に変位しますが、安全容器の側壁、あるいは底面に作用を及ぼさない結果となっております。

また、回転プラグなんですけれども、これは1秒未満の短時間の間で上方方向に変位しますが、プラグの下部の圧力がプラグの浮き上がりに必要な圧力以下に戻りますと、その上に支持されているフランジの上に着座して気密性は回復されます。

ナトリウムの噴出挙動になりますが、その遮へいプラグのプラグ締めつけボルトは最大で1.6%の伸びがありまして、破断15%よりも十分小さいこととなります。

また、ナトリウムはプラグの間隙には流入しますけれども、格納容器の床までは到達しませんので、原子炉容器内から格納容器に噴出するナトリウムは発生しないということになります。

最後に、CONTAIN-LMRコードによる噴出したナトリウムの熱的影響を解析するということとなります。解析コードはCONTAIN-LMRで、外気領域を含めまして3セルで模擬しております。

機械的応答過程の解析におきましては、不確かさの影響を考慮したとしても、ナトリウムの格納容器の噴出は起こらないと評価されておりますが、ここでは格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて230kg、これは既許可の申請書での仮想事故の噴出量になりますが、そういったナトリウムが噴出するものと仮定をして評価を行っております。

ナトリウムの燃焼形態としては、スプレー燃焼、プール燃焼をそれぞれ想定しております。ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定して、この場合はプール燃焼と同じ面積で広がって、コンクリートと反応するということを仮定しております。

解析結果としましては、格納容器の床上、あるいは格納容器の壁の温度、あるいは格納容器の水素濃度につきまして、それぞれ最大値は燃焼形態によって異なってきますが、それぞれの設定圧力、あるいは可燃限界の濃度を大幅に下回った結果となっております。

不確かさの影響評価を行っております。一番大きな影響のある因子はスプレー燃焼の液滴径なんですけれども、これは既に評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を用いております。感度解析は不要と考えております。

次に影響のあるプール広がり面積等を考慮する、あるいは崩壊熱を考慮するといった感度解析を行っておりますが、それぞれの影響の感度は小さくて、不確かさの影響は小さいというふうに結論されております。

最後、この評価のまとめとなります。常陽のULOF事象で、著しい炉心損傷後の事象推移解析を実施しまして、格納容器の破損防止措置の有効性評価を行っております。

評価に当たっては、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本として、ただし計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合は、感度解析等によりその影響を適切に考慮しております。

また、燃料装荷量の少ない小型の原子炉であること、高い固有の安全特性を有していること、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用した低圧システムであること、あるいは格納容器に大きな自由空間体積が存在することなどの常陽の特徴を反映した解析を実施しまして、以下の結論を得ております。

一つは、原子炉容器内で分散し、再配置した炉心物質を安定に保持・冷却できる。あと、即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも、原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれ、ナトリウムの漏洩や格納容器床上への噴出は生じない。また、既許可における格納容器床上へのナトリウムの噴出量を想定しても、ナトリウム燃焼などに対して格納容器の健全性は維持されるようになります。

御説明は以上になります。

山中委員 それでは、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。

有効性の評価ということで、炉心損傷防止のお話から、格納容器破損防止の話まで一通り御説明をいただいたわけなんですけど、今回、対策の考え方について一つお聞きしたいと思います。16ページになります。

16ページのところに、表でお示しいただいていて、ここでULOFの事象グループの中に、これ以外にも幾つか事象があるわけですね。これは、11月5日の審査会合のときに選定の考え方でお聞きしているんですけども、これ以外にも幾つかの事象があると。

その中から、評価の事故シーケンスとして二つ取ってきているということだと思いますけども、このほか、11月5日のときの議論ですと、軸固着した場合の停止失敗という事情も、このグループの中から選ばれていたと思うんですね。

そういうもの含めて、その三つの評価事故シーケンスがほかのグループの事象をちゃんと代表しているのかという話の一つ、それがどう確認しているのかというのを確認しておかなきゃいけないことと、あと、ここに出てきている防止対策、炉心の話と、それから格納容器の話とそれぞれ防止対策として、代替トリップ信号とか、後備炉停止系の話、あと、

格納容器破損の話ですと、1次系の主冷却系は強制循環ということで、これはポニーモーターに期待するということだと思えますけども、こういった対策が全部のグループの中の事故事象に対しても有効なものかどうかというのは、どう確認されているのかをまず教えてください。

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。

御指摘いただきましたとおり、前回の審査会合、前々回の審査会合の事象選定の審査におきまして、軸固着の事故シーケンスの評価事故シーケンスに追加するということにございます。こちらを追加することによって、三つの評価事故シーケンスがULOFにおいて有効性を評価するということになってございます。

こちらについては、この三つの評価事故シーケンスがそのほかのULOFの事象グループに分類される事故シーケンスについても有効性があるということをごちらでは確認しております。今後の審査等において、有効性の評価の結果について御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。

回答は以上です。

片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

今回はこの中でも特に外部電源喪失とトリップ信号発信失敗、原子炉の停止失敗ということで御説明いただいたと思うんですけど、気にしているのが、軸固着の話ですと、当然、そのポンプの改善には期待できないということになってくるわけで、そうしたときに格納容器の破損防止対策では1次系の強制循環というのも考えているわけで、ポニーモーターなんでしょうけれども、軸固着を考えたときに、そこを期待できなくなってくるというのも影響がどのくらいあるのかということも議論になると思うので、次、代表シーケンスとして、そこを見るときには、この辺も今、選ばれたものとの違いがどのように出ているのかということも含めて、御説明をいただきたいと思えます。

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。

御指摘いただきましたとおり、軸固着が発生しますと、その軸固着が生じたループについては、ポニーモーターの回転に期待できないということになりますので、そういった流量が減少した状態で、今の格納容器破損防止措置としての循環流量が減少するというものの影響についても、今後の軸固着の事故シーケンスに対する有効性評価で御説明をさせていただきたいと思えます。

山中委員 そのほか、ございますか。

有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

あと、23ページを見ていただいて、常陽の安全上の特徴ということで、三つ目の項目ですね。ボイド反応度係数がほぼ全炉心で負とありますと。これまで、こちらとしては、全炉心で負としか聞いていなかったんで、これを見るとプラスの領域があるのかという言い方を認識したと。

結果的に、27ページに行くと、起因過程でやっぱり冷却材は沸騰してしまうという結果になっていると。ということは、このボイド反応度を少し下げるとか、あるいは冷却材沸騰を回避するという策がもう少しあれば、有効性の対策の炉心損傷防止の幅が広がるんじゃないかと思うんですけど、そういう可能性はないんでしょうか。

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ございます。

今、御指摘ありました、ボイド反応度を下げるということは、物理的な挙動は難しいところがございますけれども、沸騰回避するという観点で、炉心損傷防止措置の格納容器破損防止措置、両者の厚みを増すという観点であれば、何らかの冷却材の流量の確保ですとか、そういった措置を講じるということは、物理的にできないわけではございませんので、そういった検討をすることは可能でございます。

有吉チーム員 規制庁、有吉です。

ぜひ、そういう検討も有効であれば、やっていただきたいなと思っております。

私から以上です。

山中委員 そのほか、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。

ちょうど今、ボイド反応度のお話がありましたけれども、DBのときは、これは全て全炉心で負だということで、特に考慮すべき係数としては出てこなかった、添付10の中では出てこなかったと思うんですけど、今回、これはどういう条件でか分かりませんが、事象の進展によっては正になることもあると、そういうことなんでしょうか。

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ございます。

回答が漏れて申し訳ございませんでした。炉心の中心の部分のごく一部の領域において、ボイド反応度が正になる領域があるということでございます。事象の進展とは、直接的には関係がございませんで、炉心の特性としてそういう分布を持っているというものでございます。

片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

分かりましたが、今、炉心特性ということで御説明がありましたので、何と申しますか、もともと常陽はボイド反応度が負だということで説明を聞いていた認識ですので、どういった事情、条件が重なると炉心の特性なのかも分かりませんが、正というふうになるのかと。

これは、BDBAの話を書く中でも、どのぐらいこれを考慮しなきゃいけないのかというのがありますので、どういう状況でこれが正になるのか、それはどのぐらい継続するのか、事象にどのぐらい効いてくるのかということも含めて、今後、御説明をいただきたいと思っています。

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。

拝承いたしました。どういう領域がどのような正の値になるのか、そういったことも含めて詳細に御説明をさせていただきます。

山中委員 そのほかいかがでしょう。

片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

重ねてお伺いしますけれども、今回は原子炉破損防止の話と格納容器破損まで、こういうある条件を考えて評価をすると、こういう結果になったという御説明であると理解しています。その中で、幾つか不確かさという言葉が出てきていたと思うんですね。

そうすると、不確かさというのをどう考えているのかということになってくるんですけども、まず、その前提として、基本ケースと申しますか、この中で幾つか基本ケースとして扱われている話が出ていますけど、これは、いわゆる最適評価と言われているものに当たるものなのかということを確認しておきたいというのが一つと。

それからの不確かさというのは、現象そのものとしての不確かさとして考えられているのか、それとも解析上のパラメータの設定の困難さですとか、そういったものから幅を持たせて評価したと言っていいのか、これはどういう意味で不確かさというのを扱っているのかということを確認させてください。

日本原子力研究開発機構（飛田主席） 原子力機構の飛田から説明させていただきたいと思います。

まず、この評価全体を通しての考え方としては、やはりBDBA事象で発生確率が極めて小さい原子炉であるということですから、最確評価を基本として、ただし、今、議論になっております不確かさがある場合は、その影響を適切に考慮するという方針で臨んでいます。

その考慮する不確かさの内容なんですけれども、例えば29ページのように、起因過程で



は、反応度ケースそのものの物理的な不確かさの幅であるとか、あるいはこの中でもFPガス保持量というのは、これは物理的な不確かさというよりは、FPガスを保持した状態というのは燃料の分散を効果的に発生させますので、これは評価の燃料分散の影響を保守側に考慮するという事で、その保持量を0%に減じると、これは物理的な不確かさを、影響評価を見るという、そういった形で不確かさもあります。

また、遷移過程の評価の中での不確かさということになりますが、これは34ページにありますように、遷移過程で最も重要な評価指標として考えておりますので、やはり即発臨界による発生エネルギーの評価がありまして、この現象に関しては、広範囲にこの厳しい即発臨界を発生するのは、やはり炉心損傷が全炉心を損傷した状態での燃料凝集になります。そのメカニズムに関して、その挙動を、大きな影響を与える挙動を保守的に評価する必要があるという考えに基づきまして、この場合は、例えば物理的な様々な不確かさがありますが、それと不確かさは包絡するような形で、炉心中心への燃料の凝集を理想的に発生させるようなRZ2次元体系で評価を行ったケースを設定すると。

一方で、そういった発生する駆動力を具体的に評価できる想定可能な場合は、例えばの制御棒案内管の破損時のFCIの発生を仮定して、大規模な燃料移動を駆動するケースというような形で、現象そのものの不確かさを包絡するような形で影響評価するといった不確かさの扱い方をしている場合もあります。

それぞれ、やはり過程によりまして、その考えの不確かさの幅というのは、考える不確かさの設定の仕方というのは変わっております。例えば、再配置過程につきましては、38ページにありますように、炉心物質の通常の事象推移であれば、燃料が溶融しながら下部プレナムのほうに移行していきますので、炉心に50%残る、下部プレナムで30%移行した形になると考えられるところ、これをやはり流出挙動には大きな不確かさがあると。

ただ、それを解析評価の中では、追っていくことが難しいような現象になります。その場合は極端な想定を置いて、炉心に丸ごと残った場合は になります。また、溶けていたものが全量出るようなこともあり得るので、その場合は になります。そういった形で、不確かさの幅を抑えた評価を行う。そういった形で、いろいろな不確かさの影響の評価を行うこととしております。

ちょっと回答が長くなって申し訳ありません。以上にさせていただきます。

有吉チーム員 規制庁、有吉です。

こちらの質問の意図といたしますかね、おそらく機械的エネルギーの放出量というのが、

着目点であるというのが、そこは私たちもあまり変わらないとは思いますが、そのメカニズムとして考えられるものが、果たして想像の範囲なのか、そうでないのかと、例えばですけどね。今、飛田さんがおっしゃったように、燃料の凝集度ということで、その凝集も二パターンありますけれど、それ以外にないのかと。

それから、これ、すごく燃料がチャンクとか、溶融しているとか、溶融スチールとか、いろいろ交ざった状態で動く、それもきれいなタンクの中を動くんじゃないかと、すごく何と申しますかね、燃料集合体、半分溶けたような、凸凹があったようなすごくそういったところを動くといったときに、そうもろみどおりに行くのかなというのがあって、不確かさという前に、シナリオそのものに不確かさがあるんじゃないかとは思いますが、そういうことも含めて、本件が評価可能なのかといったところをまず議論したいということなんです。

ちょっと今の答えに入っているかどうか、飛田さんの回答に含まれているかどうか、あまり理解できていないかもしれませんが、御意見いただければ。

日本原子力研究開発機構（飛田主席） 発生エネルギーの挙動評価に関しては、36ページの遷移過程の不確かさ影響評価の事象推移の炉心断面図を見ていただきますと、例えば一番厳しい最終的な即発臨界が発生するの95.5秒、これがその直前の状態なんですけども、この状態ではほぼ全炉心の集合体の壁が壊れていて、かつ燃料は全部溶けていて、破損して、流動できる状態になっている状態での径方向の燃料の動きによって、駆動された即発臨界ということで、恐らく現状、機構論的なものの動きとエネルギー発生と、それと空間依存度、核的な挙動をカップリングさせた評価を行うという範囲では、恐らく燃料凝集挙動に関しては、これが包絡的な評価係数になっていると私は判断しております。

一方、 のように、FCIの発想を仮定する、これ、3次元体系でかなり無理現実的な炉心、今、有吉さんに御指摘いただいたような、まだ集合体が残っているような状況ですね。さらに、炉心の底はまだガチャガチャで、あまり動けないような状態で、こういった物理的な駆動力の発生を仮定すると。ただ、この場合も、炉心の周囲のナトリウムというのは、ほぼ失われているんです。本来は、こういったFCIは発生しないような状況なんですけど、それでもFCIを仮定したということで、そういう意味でもこれはかなり仮想したようなケースになるんですけども、それで再臨界を駆動すると、そういったケースも設定しております。そういう意味で、二つの観点でエネルギー発生量に関しては、取りこぼしが無いというような形で評価を考えています。

有吉チーム員 36ページで、どういうシーケンスというか、どういうパスを通っても、全炉心が全部溶けてしまうといったところになれば厳しいと、それはそうかもしれませんが。今、飛田さんおっしゃったように、何ていうか、体系外に流出するというのを全く無視して、全てが溶けていると、そういうことをおっしゃったと思うんですね。

そうすると、それが仮に正しいとすると、あと、凝縮のメカニズムという話になるんでしょうか。こういうスロッシングで炉心中心ですかね。熔融燃料がどこまで集まるか、それがどこまで妥当性を持って言えるか、そういう議論かと思ってよろしいでしょうか。

日本原子力研究開発機構（飛田主席） そのとおりだというふうに考えております。

そういった意味で、これを3次元体系で解析しますと、必ずこういった炉心中心に集まるような理想的な凝集挙動は発生せずに、どうしても凝集が緩和されてしまうというような結果になりますので、これはやはり炉心中心にまとめた、必ず集まる2次元体系でこういう凝集挙動を解析することで、そういったいろいろ、確かに不確かさはいろんなところに残っている形にはなりますけれども、そういったものを全て包絡するような評価を行うという目的で、このR2次元体系の解析を行っております。

有吉チーム員 規制庁、有吉です。

飛田さん、あれですね、ちょっと私、こういうのを勉強しながら審査に参加させてもらっているんですけど、集合体が破損して燃料が徐々に溶けて、あと、ここに遅らすとか言っていますし、それもどういう物質が、どういう反応してできるのかといったところも果たしてこの中に全部含まれているのかとか、こういった流動特性もなかなか実際に測れるわけでもないでしょうから、そういったところがどこまで保守的というか、妥当と言えるのかとか、そういったところを少しこちらも慎重に確認させていただきながら、審査を進めるのが妥当かなと、そういうふうに思います。

以上です。

日本原子力研究開発機構（飛田主席） よろしく願いいたします。

山中委員 そのほかいかがでしょう。

よろしいですか。

幾つかコメント、あるいは宿題が規制庁のほうから出たかと思うんですけども、設置者、JAEAのほうから何か確認しておきたいこと、あるいは本日、全体を通じて不明な点等ございましたら、御発言いただければと思いますが、いかがでしょう。

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。

特に不明な点はございませんので、本日いただきましたコメントに対しまして、次回この審査会合で御説明させていただきたいというふうに考えます。

山中委員 規制庁側から何か加えてコメントございますか。よろしいですか。

それでは、JAEAにおいては、審査チームからの本日の指摘事項に対する回答、これは次回の審査会合で説明をお願いいたします。

そのほか何かございますでしょうか。よろしいでしょうか。

それでは、以上をもちまして、本日の審査会合を終了したいと思います。