

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第400回

令和3年4月12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400回 議事録

### 1. 日時

令和3年4月12日（月） 13：30～16：08

### 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
長谷川 清光	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	
石井 敏満	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	
尾崎 憲太郎	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
栗坂 健一	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主席

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	
安藤 勝訓	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	
内藤 裕之	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉照射課	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	
田中 正暁	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部		炉心・プラント解析評価Gr	マネージャー
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
清野 裕	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部		安全解析評価Gr	主幹
森 健郎	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部		炉心・プラント解析評価Gr	

東京電力ホールディングス株式会社

牧野 茂徳 取締役、常務執行約 原子力・立地本部長

日本原子力発電株式会社

石坂 善弘 常務取締役

リサイクル燃料貯蔵株式会社

坂本 隆 取締役社長

赤坂 吉英 常務取締役 リサイクル燃料備蓄センター長

白井 功 貯蔵保全部長

杉山 慎太郎 貯蔵保全部 貯蔵保全担当

白井 茂明 東京事務所長 兼 キャスク設計製造部長

齊藤 慎二 東京事務所長代理 兼 貯蔵保全部 設工認担当

小野 良典 キャスク設計製造部 キャスク開発担当

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

(2) リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターの設計及び工事の計画の認可申請について

## 5. 配付資料

資料1-1 高速実験炉原子炉施設（「常陽」）の新規制基準適合性  
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）、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）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400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、説明や指摘をもう一度繰り返すようお願いいたします。会合中に機材等のトラブルが発生した場合は、一旦議事を中断し、機材の調整を行いますので、よろしくをお願いいたします。

議題1の審査を行ってまいります。

本日は、JAEAから令和3年3月2日の審査会合において規制庁側から求めました中間的な取りまとめ資料について説明をいただきます。

資料1は、広範囲にわたっておりますので、幾つかに分けて審議を進めたいと思います。

まず、第8条、火災による損傷の防止並びに深層防護。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防止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（山本マネージャー） 原子力機構の山本でございます。

それでは、「常陽」の新規制基準の適合性につきまして、資料1に基づき御説明をいたします。

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。

○山中委員 はい、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。

前回、先ほどございました3月2日の審査会合でいただきました御指摘に対する回答と、これまでの審査会合においていただいた御指摘に対する回答を整理した上で、表紙に記載の第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）、これらまでを含めた主な内容とした中間的な取りまとめ資料を作成いたしましたので、本日は、炉心設計からBDBAまで一連の流れとして御説明をさせていただきます。

通しページの1ページに今回の説明内容の目次を示しております。1.では炉心設計及び火災防護、2.で深層防護の基本的な考え方及び全体像、3.で過渡事故について御説明し、主な安全設計から安全評価までの一連を1.～3.までで、まず御説明をさせていただきます。続きまして、4.ではBDBAの事故の選定から措置の有効性評価、措置の信頼性、大規模損壊対策等につきまして御説明をいたします。最後に、前回の審査会合でも御審査をいただいております、SIMMERコードによる炉心損傷過程の解析につきまして、別紙4-6に基づいて御説明をさせていただきます。

それでは、1.の「常陽」の概要から順次御説明をいたします。

4ページに「常陽」の概要を示しております。熱出力は100MWでございまして、冷却材にはナトリウムを使用しております。1次系と2次系のナトリウムは格納容器内の主中間熱交換器で熱交換し、最終ヒートシンクは主冷却建物に設置した4基の主冷却機での空気冷却となります。また、冷却系は2ループで構成をしております。

5ページにMK-IV炉心の概要を示してございます。MK-IV炉心では、熱出力を100MWに変更しております。熱出力の変更に係る炉心設計の変更をこちらの表に整理をしております。

まず、燃料集合体の最大個数を削減し、核分裂性物質量を100MWのMK-IV炉心並みに削減、また、最大過剰反応度も100MW定格出力運転に必要な値に削減をしております。また、原子炉停止系統の信頼性強化により安全性を向上させるため、後備炉停止系を整備しております。なお、原子炉入口温度、1次冷却材流量は変更いたしませんので、原子炉出口温度

は456℃に低下をしております。

6ページで設置変更許可段階における標準平衡炉心の設定の目的と安全確保について御説明いたします。

「常陽」は、燃料や材料の照射試験が運転目的の一つでございますため、炉心構成は、運転サイクルにより変動します。一方、設置変更許可段階の炉心設計にあつては、制限値等の決定に資するため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要としますので、当該設計用の炉心構成として標準平衡炉心を用いております。

枠の下には炉心設計評価において許可、設工認、運転段階に応じて評価、確認を行うことで安全を確保する考え方を記載しております。

許可段階では標準平衡炉心を用いて炉心構成の制限事項を規定するとともに、核特性を評価し、設定した制限値等における炉心の安全性を評価しております。

設工認段階では、照射燃料集合体等の設計仕様等を確定し、当該集合体等の装荷による核熱特性への影響を評価しております。

運転段階では、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価、確認するとともに、設工認に基づく使用前事業者検査等により炉心構成の制限事項等を実測・確認し、これらにより安全を確保いたします。

設置許可段階で定める核的制限値等と設定の考え方を下の表に示しております。左に項目を示しており、熱出力、燃料集合体の最大個数、最大過剰反応度、反応度制御能力等を制限値として定めてございます。

7ページが、直近に想定される炉心構成を用いた核熱設計結果の概要です。左の図に示しました炉心構成において核熱設計を実施しており、表の左から2列目に示した設置許可段階で定める制限値等に対して、表の右から2番目の列に示した炉心の評価結果が、これらの制限値等を満足することを確認しております。

また、評価結果について、表の下の青枠に示しておりますとおり、運転段階で実測・確認し、先ほどの安全確保の考え方に基づいて安全を確保いたします。

8ページには、核分裂生成物の炉内蓄積量を示しております。被ばく等に関する代表的な核種であります希ガス、よう素、Cs-137の炉内蓄積量について、90万kW級のPWRの炉内蓄積量と比較して表に示しております。半減期が短い核種は、右の図に示しておりますとおり、炉内蓄積量は早期に飽和しますので、希ガスやよう素は概ね熱出力に比例した炉内蓄積量となっており、「常陽」の炉内蓄積量は90万kW級のPWRの約20分の1となります。ま

た、Cs-137は「常陽」のほうが出力密度が高いこともありまして、「常陽」の炉内蓄積量はPWRの約35分の1となっております。

9ページには冷却材にナトリウムを使用することによる安全上の特徴とナトリウムの化学的活性に対する対策について記載しております。ナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、自然循環による除熱ができる利点がございます。

一方、ナトリウムは化学的に活性であるため、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、左下の図にありますとおり、窒素雰囲気の内外のギャップ部にナトリウムを閉じ込め、ナトリウムの燃焼を防止するとともに、さらに格納容器（床下）は、原子炉の運転中、窒素雰囲気に維持し、万一、格納容器（床下）にナトリウムが漏えいした場合にあっても、ナトリウムの燃焼を抑制できる設計としております。

10ページには炉心及び原子炉停止系の特徴を示しております。炉心は、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制特性を有し、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように設計しております。

原子炉停止系統は、独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系並びに独立した2式の後備炉停止系から構成をしております。なお、原子炉停止系の信頼性につきましては、4.のBDBAで詳細を御説明いたします。

12ページからが火災により損傷の防止の御説明です。12ページには、基本的な考え方を示しておりまして、一つ目のポツに、火災が発生し、これを検知した場合には、原子炉を停止すること。

二つ目のポツに、火災として、一般火災及びナトリウムの燃焼を想定すること。

三つ目のポツには、一般火災に対して、火災防護対象機器について、実用発電用原子炉の審査基準類を参考に、発生防止、感知及び消火、並びに影響軽減の三方策を適切に組み合わせた方策を講じること。

ナトリウムの燃焼に対しては、漏えいの発生防止、漏えいの感知、燃焼の消火及び燃焼の影響軽減を適切に組み合わせた対策を講じること、これらを基本的な方針としております。

13ページは火災防護のそれぞれの主な対策を示しております。上側が一般火災に関する対策でございまして、発生防止、検知及び消火並びに影響軽減についての対策を記載して

おります。基本的には実用発電炉の審査基準類を参考に対策を講じますが、一般火災の発生防止では、難燃性のケーブルを使用することが困難な場合には、当該ケーブルを電線管内に敷設するとともに、電線管内の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ酸素の供給を防止する等の措置により、難燃ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保すること。また、ナトリウム漏えいの発生防止では、ナトリウムを内包する配管・機器は、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムを漏えいを防止するように設計すること。ナトリウム漏えいの検知には、ナトリウム漏えい検出器を設置すること。ナトリウム燃焼の消火には格納容器（床下）を窒素雰囲気中に維持すること等のこれらの「常陽」の固有の対策についてもこちらに記載をしております。

次の14ページは、火災防護対象機器の選定の基本的な考え方です。一つ目のポツですが、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な火災防護対策を講じる設計とすること。

二つ目のポツですが、原子炉の安全停止、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに必要な機器等、使用済燃料の冠水等に必要な機器等、これらを安全機能の重要度分類に基づき選定し、火災防護対象機器とすること。

三つ目のポツですが、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措置において使用する構築物、系統及び機器を火災防護対象機器とすること。これらを基本的な考え方として定めてございます。

15ページですが、火災防護対象機器に対する火災防護対策の基本的な考え方です。火災防護対象機器の選定では、女川2号炉の審査資料を参考としておりますので、火災防護対象機器の火災防護対策の適用においても、当該事例と同じとしております。

具体的には、火災防護対象機器を環境条件から火災が発生しない、不燃性材料で構成、フェイルセーフ設計、代替手段により機能を達成できる、これらの四つの観点で分類しまして、①の火災防護に係る審査基準に基づく火災防護対策、又は②の消防法又は建築基準法に基づく火災防護対策を適用し、火災防護対策を講じることとしております。

また、最後のポツですが、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措置において使用する機器等については、火災の発生防止並びに火災の早期感知及び消火について、必要な火災防護対策を行うこととしております。

18ページの2.には深層防護の基本的な考え方及び全体像を示しております。図では、左の列から深層防護のレベル、当該レベルのプラント状態、防護の目的、原子炉停止及び崩



壊熱除去に係る異常の想定と対策を記載しております。

まず、レベル2の異常な過渡、レベル3の設計基準事故では、停止機能、崩壊熱除去機能に関して、こちらに記載の起因事象や単一故障の想定を行い、第13条に係る安全評価におきまして、それぞれの拡大の防止について評価を実施しております。

ここで過渡事故への対策である設計基準事故対処設備の機能喪失を想定しますと、炉心損傷に至る可能性がある事象になりますので、レベル4-1では当該事象を想定し、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

また、深層防護の考え方にに基づき、レベル4-2では炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定しまして、格納容器破損防止措置を講じ、この有効性を評価しております。

レベル4-2までの深層防護対策を講じるものの、さらに表の一番下に記載しておりますとおり、想定を大幅に超える自然現象や内部事象等による大規模な損壊状態を仮想的に想定しまして、大規模損壊対策により敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する措置を講じることとしております。

これらの詳細について、本日の資料では3.で過渡事故の評価、4.でDBDAの有効性評価及び大規模損壊対策について御説明をいたします。

20ページをお願いいたします。20ページが過渡事故の事象選定に関する基本方針です。本申請では、熱出力を100MWに変更しております。また、この概要の第2段落ですが、過渡事故の事象選定については、最新知見を踏まえ、下に記載しております基本方針に基づき実施するとともに、FMEAによりこれらの事象選定に抜け漏れがないことを確認しております。

基本方針ですが、過渡事故の事象選定は、設置許可基準規則の解釈に基づきまして、研究炉の安全評価指針等を参考として、「常陽」の安全上の特徴を踏まえて実施することを基本としております。

なお、研究炉の安全評価指針を参考とする際には、高出力炉を対象としまして、当該指針では、高出力炉が、10MW以上/50MW以下と定義されており、「常陽」の熱出力を下回ることから、発電用軽水型原子炉施設の安全評価指針も参考としております。

さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえまして、高速増殖炉の安全性の評価の考え方も参考にしております。

21ページが過渡事象の分類の選定結果です。左の列に研究炉の安全評価指針、その右に発電炉の安全評価指針、その右に高速増殖炉の安全性の評価の考え方、一番右の列に「常

陽」で想定すべき過渡事象の分類を整理しております。

「常陽」では、それぞれの指針類で例示されている上から二つの炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化、炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化の事象を選定しております。

なお、発電炉の安全評価指針では、原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化を異常な状態を生じさせる可能性のある事象の一つとしておりますが、「常陽」のプラントの特徴も踏まえまして、こちらは対象外としております。

また、高速増殖炉の安全評価の考え方では、水とナトリウムの化学反応を異常な状態を講じさせる可能性のある事象の一つとしてございますが、水・蒸気系を有しない「常陽」では、こちらは対象外としております。

22ページは過渡事象の事象選定の結果です。左から2番目の列にPWR、3番目に高速増殖の安全性の評価の考え方に記載された事象例、右から2番目の列に「常陽」で選定した事象を示しており、参考とした指針類の事象例と整合した事象を選定しております。

なお、一部「常陽」で選定していないものについては、一番右の列に「常陽」における事象選定の考え方として示しておりますとおり、施設の特徴を踏まえて対象外としております。

事象選定の結果としましては、表の下にありますとおり、既許可と同じとなっております。

23ページがDBAの分類の選定結果です。表の構成は、先ほどの過渡事象と同じでございますが、「常陽」では、それぞれの指針類で例示されている上から二つの炉心内の反応度の増大に至る事故、炉心冷却能力の低下に至る事故を選定してございます。

また、環境への放射性物質の異常な放出に関しまして、燃料取扱いに伴う事故、廃棄物処理設備に関する事故を選定しております。

さらに、原子炉格納容器内圧力の異常な変化等に関しまして、高速増殖炉の安全性の評価の考え方より、ナトリウムの化学変化に関する事故を選定しております。

24ページは、DBAの事象選定の結果です。表の構成は先ほどの過渡事象と同じでして、「常陽」で想定した事象は、参考とした指針類の事象例と整合した事象を選定しております。

なお、一部、「常陽」で選定していないものについては、一番右の列に「常陽」における事象選定の考え方として示しておりますとおり、施設の特徴を踏まえて対象外としております。

事象選定の結果といたしましては、表の下にございますとおり、既許可のものは全て含めるとともに、参考とした指針類の事象例を反映し、冷却材流路閉塞事故及び燃料取替取扱事故を追加してございます。

25ページからがFMEAによる事象選定の網羅性及び妥当性の確認です。

FMEAは過渡事故の事象選定に抜け漏れがないことの確認を目的に実施しております。FMEAの条件としましては、最初のポツに対象を記載しており、①の「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②の「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③の「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象としております。

二つ目のポツには主なパラメータを記載しており、一つ目の矢羽ですが、構成品は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象としております。

二つ目以下の矢羽ですが、故障モードは、対象とする構成品について、構造上考えられる範囲について検討し、故障影響の大きさや故障頻度を「高」、「中」、「低」にランキングし、FMEAによる評価を実施しております。

26ページの炉心内の熱発生また熱除去の異常な変化又は炉心冷却能力の低下に至る事故に関するFMEAの結果について御説明いたします。

ここでは構成品としまして、1次主循環ポンプを抽出しまして故障モードを検討し、流量の増減及びインベントリの減少を抽出し、これらの故障影響の大きさや故障影響の頻度を整理しております。

評価結果としまして、過渡事故に設定、又はほかの構成品の評価に同じ等の結果になっております。これらの結果から、FMEAにより抽出された事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されるもの等に整理されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認できたというふうに判断をしております。

次に、選定した事象の事象推移の評価結果としまして、32ページの外部電源喪失における事象推移を対象に御説明いたします。

1.に事象の概要を示しております。本事象では、原子炉の出力運転中に、外部電源が喪失し、原子炉は電源喪失により原子炉保護系が動作し、制御棒3本が炉心に急速に挿入され自動停止いたします。また、1次主冷却系1ループの1次主循環ポンプは、ポニーモータ

運転に引き継がれ、その後の崩壊熱は除去されます。主な解析条件は2.の表に示してありまして、安全設計等に基づく保守的な解析条件を設定してございます。

解析結果を33ページに示しております。図中の①のゼロ秒時点で外部電源が喪失し、電源喪失に伴い1次主循環ポンプが停止しますので、図中②のとおり、炉心の流量が減少し、図中③のとおり、被覆管冷却材の最高温度が上昇しますが、この最高温度は、図の下の表に示しておりますとおり、被覆管で約650℃、冷却材で約640℃でございまして、右の列の判断基準である熱設計基準値を十分に下回る結果でございまして。

本資料の設計基準に係る説明は以上でございまして、説明を一旦ここで区切らせていただきます。ここまでの範囲について御審査をお願いしたく、お願い申し上げます。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。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。

これまで審査とかで確認させていただいた内容を一通りまとめていただいたということで、まとめていただくとやっぱり見やすくなって、確認する上でいろいろと聞きたくなるんですが、12ページのところから火災の話が書かれています。これは、昨年11月の審査会合でも議論になったところなのでちょっと内容について確認させていただきたいと思っております。

12ページのところですけども、規則の書き方があるので、申請者の書き方としては三方策を組み合わせた、つまり、火災の三方策ということで発生防止、感知・消火、それから影響軽減と、この三つを組み合わせたという書き方になっているんですけども、実際、13ページの内容を見ていきますと、それぞれ発生防止ですとか、消火・感知、影響軽減というのは、それぞれの項目としてちゃんと守っているというような設計として見受けられるんですけど、これそういう理解でまずはよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

今、組合せ、それから別々にというところがありますけれども、一般火災については審査基準に従って、そのような形で対応しようかなというふうに思っております。

ナトリウム燃焼に関しては、やっぱり窒素雰囲気などが例えば燃焼の消火なのか影響の軽減なのかというところまでの独立性というところまでは、今のところは考えていなくて、その意味で組合せというところが適用されるのかなと思っております。

以上です。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

分かりました。まず、一般火災の話からいっても、審査チームとしては、「常陽」の特徴とかも考えると、ナトリウムを扱っているということもありますので、まずは必要に応じてということではありますけれども、それぞれ守るべき必要がある対策であると考えていますので、そういう考え方で今後、ここら辺は詳しく確認させていただきたいと思っています。

ナトリウム火災についても、今回、ナトリウムの発生防止のところで、ナトリウムを含む系統はSs機能維持だということで、まず防止対策というのは、そういう設計方針を取られるということで理解いたしました。

その上で、漏えいですとか感知・消火、それから影響軽減というのをどう考えていくかというのは、これは以前も審査会合でも申し伝えましたけれども、系統のどういうところが弱部であるですとか、漏えい量の想定はどれぐらい取るかというのによって、対策というのは軽重、変わってくると思うので、この辺も詳しく今後確認させていただきたいと思っています。

○日本原子力研究開発機構（高松課長） 原子力機構の高松です。

承知しました。よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

それでは、引き続き第53条、大量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止及び大規模損壊対策について説明をお願いします。

○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ございます。

引き続きまして、資料1の4.の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止について御説明をいたします。

資料1の右下通しページの37ページをお願いいたします。

37ページには、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する基本的な考え方を示しております。基本的な考え方としましては、まず一つ目のポツに示しましたとおり、設置許可基準規則の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じます。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故を選定し、選定した事故に対して、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置

として格納容器破損防止措置を講じます。

さらに、使用済燃料の損傷を防止するための措置及び大規模損壊を仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じる、これらを基本方針としてございます。

39ページに事象グループの抽出評価、事故シーケンスの選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要を示しております。

左側には「常陽」のプラント評価による事象選定を整理してございまして、事象選定では、内部事象に対してマスターロジックダイアグラムに基づいて異常事象を抽出し、PRA手法も活用して設計基準事故対処設備の機能喪失と組み合わせ、系統的に事故シーケンスを抽出し、抽出した事故シーケンスを類型化し、発電炉の審査ガイドも参考に、事象グループごとに評価事故シーケンスを選定しております。

これらの評価事故シーケンスに対して、太い矢印で示しておりますのが、主な評価のフローでございまして、評価事故シーケンスに対して講じた炉心損傷防止措置の有効性を評価しております。

また、下方向の矢印で示しておりますとおり、先ほど御説明しました深層防護の考え方に基づきまして炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

また、図の中央の下側には炉心損傷防止が困難なものとして、建物損傷や複数の安全機能喪失がございまして、これらは想定を超える自然現象等により発生するものでありますので、大規模損壊対策で対応するというようにしております。

40ページをお願いします。40ページが、格納容器破損防止に係る評価事故シーケンスの選定の全体概要になります。右上の枠の上部に評価事故シーケンスの選定と条件の設定を記載しております。図の左側の事象グループと評価事故シーケンスは先ほどのページと同じでございまして、これらの全ての評価事故シーケンスを対象として不確かさの影響も考慮した解析や仮想的な想定を取り入れた保守的な解析を実施することにより、図の中央にある「常陽」で想定される格納容器破損モードの観点からも幅広い事故シーケンスを対象として厳しい条件の下での有効性を評価しております。

一例としまして、格納容器破損モードの赤枠の上の機械的破損に関しましては、原子炉停止機能喪失では、炉心損傷時にナトリウムの格納容器への噴出は生じませんが、仮想的に噴出を想定して格納容器の破損防止を評価しております。

また、崩壊熱除去機能喪失では、断熱条件、ナトリウム蒸気の全量放出を仮想的に想定

しまして、格納容器の破損防止を評価しており、保守的な条件での解析を実施してまいります。

42ページ以降が具体的な事故の選定に係る説明でございます。

42ページには、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定の基本的な考え方を示しております。炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故及び事象グループの選定に当たりましては、起こり得る異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、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の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せを抽出しております。

次に、事故シーケンスの様態及び措置の類似性を考慮しまして事故シーケンスのグループ化を行い、事象グループごとに影響の大きさを考慮して措置の有効性を確認するための代表的な評価事故シーケンスを選定しております。

なお、これらの選定に当たっては、レベル1PRAの結果及び国外のナトリウム冷却型高速炉の情報も活用しております。

43ページ、評価事故シーケンスの選定のプロセスです。先ほどの基本的な考え方に基づき、1.～4.の異常事象の抽出、事故シーケンスの抽出、事象グループの選定、評価事故シーケンスの選定、これらのプロセスにより、評価事故シーケンスを選定しております。

44ページが異常事象の抽出についての説明です。炉心全体の昇温をもたらす逸脱の原因となる異常事象の抽出においては、表の左側に示しておりますとおり、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮してございます。

異常発生部位としまして、1次冷却系、常用電源、炉心等を抽出しまして、次にそれぞれの部位における着目パラメータと変動の方向を整理し、これらの変動をもたらす具体的な異常事象を抽出して、表の一番右の列に記載のとおり、代表的な異常事象を選定しております。

45ページが事故シーケンスの抽出の説明です。異常事象及び原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せについて異常事象ごとにこれらの成否を分岐図状に展開することにより、事故シーケンスを抽出しております。

一例としまして、左上のイベントツリーで、外部電源喪失による1次冷却材流量減少を異常事象とした原子炉停止機能喪失に係るイベントツリーについて御説明いたします。

まず、外部電源喪失による1次主循環ポンプトリップが発生した場合には、原子炉の停

止が必要な状態となりますが、原子炉の停止機能を構成する原子炉トリップ信号の発信、原子炉保護系の動作、主炉停止系制御棒の急速挿入、これらのいずれかに失敗しますと、炉心流量喪失時に原子炉停止に失敗し、炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスのULOFに至るといふふうに整理し、事故シーケンスを抽出しております。

次の46ページは、崩壊熱除去機能喪失に係るイベントツリーです。一例としまして、下側の1次冷却材漏えいを異常事象とした冷却機能に係るイベントツリーで御説明いたします。

まず、1次冷却材漏えいが異常事象として発生した場合には、原子炉停止後の冷却に關しまして、外観等による液確保及び1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環、補助冷却系による強制循環冷却が必要となりまして、これらに失敗すると液確保機能及び冷却機能を喪失し、炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスのPLOHS又はLORLに至るといふふうに整理し、事故シーケンスを抽出してございます。

次の47ページが、事象グループの選定の説明です。抽出した事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮しまして、事故シーケンスを類型化しております。炉心全体の昇温をもたらす逸脱は、こちらの(I)～(III)に分類されておきまして、これらの三つに分類した異常事象が発生した際に、原子炉停止機能の喪失を重畳したものは炉心の著しい損傷に至る可能性があります。

また、原子炉停止機能が正常に作動した場合におきましても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却の喪失によって炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故に相当するものがありますので、これらの三つの事象グループに選定しております。

さらに、燃料要素の線出力密度が高いことなどを考慮しまして、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出しまして、⑦の局所的燃料破損を事象グループに選定しております。

これらを併せまして合計で下側の表に示しました七つの事象グループを事象グループとして選定しております。

次の48ページからが各事象グループにおける評価事故シーケンスの選定の説明です。

先ほど類型化しました(1)～(7)の事象グループごとに複数の事故シーケンスの中から評価の対象とする評価事故シーケンスを選定しております。選定に当たりましては、実用炉のガイドも参考に、影響の大きさを考慮して選定しております。

各事象グループにおける評価事故シーケンスの選定について、上の表のULOFを例としま



して御説明いたします。

表にはULOFに分類された事故シーケンスを示してございまして、朱記で示しておりますの評価事故シーケンスになります。選定理由は、表の一番右の列に記載してございまして、発電炉のガイドなども参考に系統間機能依存性、余裕時間、代表性等を着眼点として評価をしまして、評価事故シーケンスを選定しております。

ほかの事象グループに対しましても同様の評価を行いまして、評価事故シーケンスを選定してございまして。

52ページからがPRAを活用した事象選定の妥当性の確認についてでございます。PRAは事象グループに漏れがないこと、異常事象が体系的に選定されていること、事故シーケンスが体系的に抽出されていることの確認及び評価事故シーケンスの選定における代表性の判断に活用する頻度の整理を目的として実施しております。

評価対象は、過渡事故で考慮する範囲の安全機能といたしまして、評価の方法は実用発電炉と同様に学会標準等を参考に、下の図に示してございまして評価の流れに沿って評価を実施しております。

53ページには起因事象から主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループとの関係を概念的に示した図でございます。起因事象の発生から原子炉停止機能、液確保機能、冷却機能を構成するシステムの成否の分岐確率を評価しまして、原子炉停止機能喪失事象、液確保機能喪失事象、崩壊熱除去機能喪失事象の頻度をそれぞれ定量化しております。

この結果から、PRAで抽出された事故シーケンスについては、申請書で選定した事象グループに集約されるということを確認しております。

54ページは異常事象が体系的に選定されていることの確認でございます。PRAにおきましては、学会標準に記されたMLDと呼ばれる論理モデルを用いて選定した起因事象グループと申請書で選定し異常事象の関係、こちらを下の表に示してございまして、直接的に対応するか、もしくは、起因事象により異常事象に至ることから、起因事象と異常事象は対応づけられるというふうに評価をしております。この整理によりまして、PRAにおける起因事象と申請書の異常事象が対応づけられ、申請書の異常事象は漏れなく抽出されているということを確認しております。

55ページには、それぞれの事象グループにおける事故シーケンスの寄与割合を示してございまして。選定した評価事故シーケンスを表の中の青字で示してございまして。評価事故シーケンスにつきましては、各事象グループにおいて頻度が相対的に高く、代表性を有して

いるということをPRAの結果からも確認をしてございます。

56ページからが国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による事象選定の妥当性の確認です。抽出しました事故シーケンス及び事象グループと国外の炉で考慮されたものを比較、検討しまして、これらの抽出結果に抜け、漏れがないことを確認しております。

調査範囲は、こちらに記載の各国の炉について、レベル1PRAの実施状況を調査しております。

調査結果を表に整理しております。左の列に「常陽」の事象グループ、右側に国外の炉の事象グループを記載しております。「常陽」において選定した事象グループは国外の炉のレベル1PRAで考慮されているものと比べて概ね共通性があるということを確認しております。

なお、表の下の薄い黄色の塗り潰しの箇所に示しました米国のCRBRP及びEBR-IIにおきまして、「常陽」の事象グループに直接当てはまらないものがございますので、それらについての考え方を次の57ページに示しております。

この表の上側の米国のCRBRPで抽出されておりますULOSにつきましては、防止措置を講じるための事象選定として想定されたものではなく、放射性物質の放りリスクの特徴を把握するために想定されたものであること。また、EBR-IIの地震誘因事象や過熱器、Primary tank等に係る事象は、「常陽」において相当する厳しさの事故シーケンスを想定している、又は、「常陽」に存在しない機器での異常であることを確認しており、「常陽」の事象想定に反映が必要なものではないというふうに判断しております。

59ページからが炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置でございます。これらの措置を講じるに当たりましては、各レベルの独立性を考慮しておりまして、第3レベル以下の設計基準事故対処設備、第4レベルの1の炉心損傷防止措置及び第4レベルの2の格納容器破損防止措置は、それぞれ前段の措置の機能喪失を仮定して独立性を有するように設計しております。

60ページには選定した事象グループに対する炉心損傷防止措置、61ページには選定した事象グループに対する格納容器破損防止措置を記しております。

これらの措置の詳細につきまして、別紙4-4に基づき御説明をいたします。

右下の通しページの225ページをお願いいたします。こちらは、原子炉停止機能喪失時の炉心損傷防止措置としている後備炉停止系の信頼性に係る検討でございまして、ここでは急速挿入失敗の共通原因故障となり得る事象について、内的事象、外的事象を対象に機

械的要因、熱的・化学的要因、地震等の各要因に分類しまして具体的な故障例及びその対策を体系的、網羅的に抽出しまして、それらに対する防止対策を講じていることを記載してございます。

次の226ページには後備炉停止系に係るフォールトツリーを示しております。フォールトツリーの右上には「常陽」及び「もんじゅ」並びに炉外試験における急速挿入の作動実績に基づきまして、先ほど説明しました故障の発生確率を定量化しております。

また、左側の電氣的要因につきましては、炉心損傷防止措置の代替トリップ信号や後備炉停止系論理回路の故障確率を定量化しております。

これらの結果といたしまして、右上に朱記をしておりますとおり、後備炉停止系の失敗確率は約 $7 \times 10^{-4}/d$ と十分に低く、高い信頼性を確保していること、また、後備炉停止系によってULOFの炉心損傷頻度は約 $4 \times 10^{-9}/\text{炉年}$ となり、炉心損傷頻度を十分に低く抑制できていることを確認しております。

次に通しページの244ページをお願いいたします。244ページからは、炉心損傷防止、格納容器破損防止措置に係る資機材について整理をしております。

資機材の整理としまして、原子炉の停止に係る資機材について本ページで御説明いたします。

措置に使用する資機材を左の列、その右に資機材を構成する機器、一番右の列には資機材の機能に必要な関連系を示しております。これらの関連系も含む資機材につきましては、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するとともに、先ほど火災防護で御説明しましたとおり、火災からも防護し、必要な信頼性を確保するように設計をいたします。

ほかの炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置については、次のページ以降に示してございます。

もう一度63ページに戻っていただきまして、63ページからが措置の有効性評価でございます。63ページは有効性評価の方針でございます。最初のポツに記載のとおり、措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算コードを用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価しております。

また、最後のポツに記載のとおり、有効性評価では、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するとともに、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場

合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮しております。

64ページはボイド反応度が正となる領域及び程度並びに事象推移への影響を示しております。図1に示しましたとおり、内側炉心の軸方向中心領域に一部ボイド反応度が正となる領域がございますが、図2に示しましたとおり、ボイド反応度が正となる領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、集合体全体のボイド反応度は大きく負となります。

また、事象推移への影響としましては、冷却材の沸騰が発生する場合には、沸騰は冷却材温度が高く、ボイド反応度が負である炉心上端部から発生しますため、挿入されるボイド反応度は常に負となります。

なお、図3に示しておりますとおり、UTOPにおいても炉心全体の温度が上昇しているために冷却材反応度は常に負であることから、影響は極めて小さいものでございます。

65ページには評価項目を示しております。炉心損傷防止措置につきましては、運転時の異常な過渡変化の判断基準と同様の評価項目であり、炉心損傷に対して大きな余裕がある設定をしております。

格納容器破損防止措置につきましては、二つ目のポツの炉心の著しい損傷に至った場合の損傷炉心物質の原子炉容器内閉じ込めや、四つ目のポツの損傷炉心物質等の安全容器内閉じ込めや三つ目及び最後のポツの冷却材ナトリウムの熱的影響に対する格納容器の健全性の維持、これらのそれぞれに関しまして、格納容器の破損を防止するための評価項目を設定し、措置の有効性を評価しております。

66ページは、有効性評価に使用する主な計算コード、事象推移、解析評価の流れです。炉心損傷防止措置の有効性評価には、炉動特性解析コードのSuper-COPD及びサブチャンネル解析コードのASFREを使用しております。

ATWSに対する格納容器破損防止措置では、ULOFの初期の起因過程をSAS4Aコードで解析し、起因過程に続く遷移過程はSIMMER-IV及びSIMMER-IIIコードで解析を行っております。

遷移過程で即発臨界超過によるエネルギーが生じる場合には、機械的応答過程を評価いたします。この過程は、機械的エネルギーにより遮蔽プラグ及び原子炉容器に機械的負荷を与える過程でございます。機械的エネルギーの発生についてはSIMMER-IVコード、原子炉容器等の構造応答はAUTODYNコード、ナトリウムの噴出量の評価はPLUGコードを用いて解析を行っております。さらに、ナトリウムの噴出が起きた場合について、噴出したナトリウムの燃焼による熱的影響はCONTAIN-LMRコードで解析を行っております。

また、最終的に原子炉容器内に再配置した燃料が冷却材の循環によって冷却される過程の再配置・冷却過程については、Super-COPDコード及びFLUENTコード等で解析を行ってございます。

67ページの崩壊熱除去機能喪失の格納容器破損防止に対しては、ATWSと同様に、事象推移を複数の過程に分割して評価を実施しております。左の炉内事象過程では、事故の開始から炉心が損傷し、原子炉容器が破損するまでの過程について評価しております。

次に右上の炉外事象過程では、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を評価しており、FLUENTコードで解析しております。

右下の格納容器応答過程では、ATWSと同様に、ナトリウムによる熱的影響をCONTAIN-LMRコードで解析をしております。

68ページからが有効性評価でございます。七つの事象グループに対しまして、主に基本ケースを対象にそれぞれ主な評価条件と主な評価結果を示しております。

69ページからがULOFに関するものでございまして、左の図に事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図を示しております。

評価事故シーケンスの概要ですが、図の下の①で外部電源喪失時に②-1又は②-2の動作に失敗し、原子炉停止機能が喪失する事象を想定しております。

これに対する炉心損傷防止措置としましては、図の上の黄色塗りの(a)及び(b)で示しました後備炉停止系を炉心損傷防止措置として講じ、その有効性を評価しております。

右の図には格納容器破損防止に係る事象進展及び措置の概念図を示しております。格納容器破損防止措置としまして、下の三つのポツに記載の非常用冷却設備による損傷炉心物質の原子炉容器内冷却、原子炉容器構造によるナトリウム噴出量の抑制、原子炉格納容器構造による噴出ナトリウムの影響緩和、これらの三つの措置を講じることとし、その有効性を評価しております。

炉心損傷防止措置の有効性評価は71ページに示しております。結果の概要を右の表に示しておりますとおり、最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価をしております。

72ページが起因過程の主な解析結果です。右下の図の出力と反応度の時間履歴に示しておりますとおり、約40秒時点で燃料は破損に至りますが、その後、破損燃料が分散することでその反応度が投入され、原子炉出力は低下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損

傷にとどまり、臨界を超えないと評価をしております。

74ページをお願いします。炉心損傷領域が拡大していく遷移過程は、SIMMER-IVコードで解析を行っております。SIMMERコードによる遷移過程の解析の詳細につきましては、後ほど別紙4-6を用いまして、栗坂から説明をいたしますので、ここでは要点を絞って概要を御説明いたします。

75ページが遷移過程の主な解析結果です。解析結果、下の図に示しましたように、冷却材の沸騰と被覆管溶融によって損傷した燃料が沈降すると正の反応度投入が生じ、損傷領域が拡大するとともに反応度変化も徐々に大きくなり、最終的に時刻131秒に即発臨界を超過し、この時点における炉心平均燃料最高温度の最大値は約3,700℃と評価をしております。

78ページが遷移過程の不確かさの影響評価です。不確かさの影響評価の解析ではSIMMER-IIIコードを用いて解析を行っております。SIMMER-IIIコードは、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保守的な解析が可能となるコードであります。

79ページが不確かさの影響評価の解析結果です。解析結果は、下の図に示しましたとおり、事象開始から約90秒後までに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融し、未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積します。

最終的に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によって反応度が1\$を超過し、炉心平均燃料最高温度は約5,110℃と評価しております。

81ページからが再配置・冷却過程になります。炉心の著しい損傷後に図中の炉心領域、下部プレナム領域等の原子炉容器内に分散、再配置した損傷炉心物質の冷却性を評価しております。

82ページには、炉心物質の再配置割合を示してありまして、炉心部残留燃料を最大で80%、下部プレナムでは最大で70%と設定して評価を実施しております。

84ページの右の図にはFLUENTによる残留炉心物質周辺の冷却材温度の解析結果を示しております。炉心残留物質下面の最高温度は事象発生から約3,900秒後に約850℃となり、その後、温度はなだらかに低下し、残留炉心物質は安定的に冷却されると評価をしております。

85ページはデブリベッドの冷却性解析を示してございます。下の左側の図に示しておりますとおり、デブリベッドの最高温度は約1800秒後に約720℃まで上昇し、その後、崩壊

熱の減衰とともに温度は低下いたします。

また、高温となる原子炉容器底部は発生する応力が小さいことも重なりましてクリープ破断は防止され、デブリは原子炉容器内で安定的に冷却されると評価をしております。

90ページには機械的エネルギーの解析結果を示しております。この過程はSIMMER-IVコードを用いて評価を行っており、不確かさの影響評価ケースで発生する機械的エネルギーは約3.6MJと評価をしております。

機械的応答過程の主な解析結果を91ページ示しております。AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析を実施した結果、原子炉容器の変位等は許容値を満足しております。

またPLUGコードによるナトリウム噴出量の解析の結果、ナトリウムはプラグの間隙に流入するものの、格納容器床部への噴出は生じないという結果になってございます。

92ページは、格納容器応答過程の解析です。先ほどのとおり、ナトリウムの格納容器床上への噴出は起こらないと評価がされましたが、格納容器の健全性を入念に確認するためにあえて230kgの噴出を仮定しまして解析を実施しております。

解析の結果は下の図に示しておりますとおり、格納容器内の圧力、温度、水素濃度ともに基準を満足してございます。

93ページにはULOFの格納容器破損防止措置のまとめを記載してございます。こちらでは、措置の有効性を確認したことを記載してございます。

また、最後のポツでは、ULOFに対しまして信頼性の高い措置を講じているものの、本原子炉施設の高い固有の安全特性から、ポニーモータ等の流量を増大することにより炉心損傷を回避できる可能性がありますので、自主対策として、そのための手順を定めることを検討することとしております。

94ページからがUTOPに関するものでございまして、ULOFの異常事象が流量減少であったのに対し、UTOPでは制御棒誤引抜きによる過失力を生じる事象とした原子炉停止機能喪失に対する措置の有効性を評価しております。

97ページに炉心損傷防止措置の有効性評価の結果を示しております。右の表に整理した解析結果のとおり、最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価をしております。

98ページは起因過程の解析、99ページが遷移過程の基本ケース、101ページが遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果でございます。

結論につきまして、103ページにまとめて記載をしております。二つ目のポツですが、

起因過程及び遷移過程の評価から、即発臨界超過時のエネルギー放出は不確かさを考慮してもULOFよりも小さく、ULOFの解析結果に包絡され、UTOPにおいても格納容器の健全性は維持されるというふうに評価をしております。

続きまして104ページからがULOHSに関する評価でございます。ULOHSでは、2次冷却材流量減少を異常事象としました原子炉停止機能喪失に対する措置の有効性を評価しております。

107ページに炉心損傷防止措置の有効性評価の結果を示しております。こちら右の表に整理をいたしましたとおり、最高温度につきまして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ることから、措置は有効と評価をしております。

108ページには格納容器破損防止措置の有効性評価を示しております。ULOHSでは、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合でも炉心及び冷却系の物理的特性によりまして、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止されることを確認しております。

続きまして、111ページからが1次冷却材の液位の喪失に関するLORLに関するものでございます。左の図に事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図を示しております。評価事故シーケンスの概要ですが、左の図の右下の①で出力運転中に1次主冷却系の内管が破損し、原子炉が自動停止した後、外管が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えい、冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下する事象を想定しております。

これに対する炉心損傷防止措置としましては、図の下の黄色塗の[a]で示しましたとおり、二重壁外に漏えいしました1次冷却材を安全容器にて保持し、炉心冷却に必要な液位を確保するとともに、図の左上の黄色塗りの[b]に示しましたとおり、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去することによって炉心の著しい損傷を防止する炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

右の図には格納容器破損防止に係る事象進展及び措置の概念図を示しております。格納容器破損防止措置としましては、下の三つのポツに記載の安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却、安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止、ナトリウム流出に対する熱的影響緩和措置、これらの三つの措置を講じることにより、また、その措置の有効性を評価しております。

炉心損傷防止措置の有効性評価を113ページに示しております。こちらの評価も左の表に整理いたしましたとおり、最高温度は評価項目を十分に下回っており、炉心の著しい損



傷は防止されることから、措置は有効と評価をしております。

115ページが格納容器破損防止措置に係る炉内事象推移の評価です。本過程の主な事象推移は、冷却材の漏えいによる液位の低下、崩壊熱除去機能喪失による冷却材温度の上昇、冷却材の蒸発による液位の低下です。本評価では、保守的な条件としまして、ナトリウム液位が炉心頂部に達した時点の崩壊熱を有した損傷炉心物質が安全容器に移行すると仮定しており、ここでは炉心頂部露出時点の事象発生時期を求めてございまして、事象発生から約5.5日後に炉心頂部が露出すると評価をしております。また、その際の崩壊熱は約240kwと評価をしております。

116ページからの炉外事象過程では、原子炉容器底部に移行しました損傷炉心物質による原子炉容器底部のクリープ破損を想定し、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに、損傷炉心物質の全量が原子炉容器外の安全容器内に移行するものとしまして、こちらの右の図に示しました体系のとおり体系を構築いたしましてFLUENTコードでモデル化して解析を実施しております。

117ページに解析結果を示しております。主な解析結果を左の表に示しております。バウンダリを構成しております安全容器の最高温度は約330℃であり、安全容器の設計温度の450℃を下回ることから、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却されており、格納容器破損防止措置は有効と評価をしております。

118ページからがPLOHSの有効性評価です。本資料では炉心損傷防止措置が1ループの自然循環となる2次冷却材漏えいを異常事象とした崩壊熱除去機能喪失の評価事故シーケンスに対する有効性評価について御説明いたします。

119ページの左の図に事象進展及び炉心損傷防止措置の概念を示しております。異常事象は2次冷却材漏えいであり、炉心損傷防止措置として1ループの自然循環冷却の有効性を評価しております。

右の図には格納容器破損防止措置を示してございまして、格納容器破損防止措置は先ほどのLORLで御説明したものと同一措置を講じ、この有効性を評価しております。

121ページに炉心損傷防止措置の有効性評価の結果を示しております。左の表に整理した解析結果のとおり、最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから措置は有効と評価をしております。

124ページには主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性評価を示しております。右側に主中間熱交換器の構造を示してございまして、1次・2次の境界

に該当する箇所、すなわち、当該境界が破損すると、格納容器外とのバイパス経路となり得る箇所を赤枠で示しております。

このうち、2次側の下部プレナム鏡板を評価部位に選定し、破損様式を座屈としまして、こちらに記載の発電炉の設計規格に準拠して評価を実施しております。

評価結果を3ポツに示しております。許容圧力は0.6MPaに対しまして、最大圧力は0.1MPa以下でございますので、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の機能は維持されると評価をしております。

125ページの格納容器応答過程の解析にはATWSと同じCONTAIN-LMRコードを使用しております。解析体系を右の図に示してありまして、窒素雰囲気下の格納容器（床下）に設置した安全板からナトリウム蒸気が放出される体系で解析を実施しております。

解析結果を下の図に示しております。格納容器内の圧力及び温度は、いずれも設計圧力及び設計温度を十分に下回ることから、措置は有効と評価をしております。

127ページにはSBOについて示しております。評価事故シーケンスは外部電源喪失時のディーゼル発電機の起動失敗を選定しており、炉心損傷防止措置は2ループの自然循環冷却、格納容器破損防止措置は1ループの自然循環冷却となります。本評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概念を左の図に示しております。

非常用ディーゼル発電機の電源確保に失敗しますが、措置として講じる自然循環冷却の事象推移は外部電源喪失を異常事象とするPLOHSと同じとなり、その有効性評価も同じとなります。

130ページには局所的燃料破損について示しております。左の断面図のとおり、原子炉容器内に異物が存在し、炉心燃料集合体内の複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞する事象を想定しております。炉心損傷防止措置は燃料破損検出系による検知及び運転員による原子炉の手動スクラム、格納容器破損防止措置はULOHSと同一であります。

評価結果を132ページに示しております。3.の表に示しておりますとおり、閉塞後の冷却材、被覆管燃料最高温度はいずれも評価項目を満足しております。

また、燃料が破損することを想定したガスジェット衝突時も最高温度は評価項目を下回り、炉心の著しい損傷は防止され、措置は有効と評価をしております。

136ページからは使用済燃料の損傷が想定される事故の概要及び措置の有効性評価です。左側の事故では、全交流動力電源喪失による水冷却浄化設備の機能喪失事象、右の事故では、冷却材の漏えいによる使用済燃料の冠水維持機能喪失事象を想定しており、これらの

事故に対して可搬式ポンプ及びホースによる給水や自動的サイフォンブレイカーを措置として講じ、その有効性を評価しております。

137ページに有効性評価の結果を示しております。右下の図に示しておりますとおり、基準水位に水位が低下するまでの期間が約59日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約2日間でありまして、当該措置に必要な期間は確保されていると評価しております。

139ページからが大規模損壊対策になります。大規模損壊対策は、燃料体の損傷が想定される事故に関しては、複数の安全機能を喪失する事象や冷却材ナトリウムが漏えいした状態で格納容器が破損する事象を想定しまして、これらの大規模損壊状態に対して表に示す手順及び当該手順に従って活動を行うための体制及び資機材を整備し、事業所外への放射性物質の放出を抑制いたします。

140ページに大規模な自然災害により発生することを仮想する状態の例を示しております。まず、「常陽」の特徴としましては、左上の図に記載のとおり、炉内インベントリが発電炉より1桁以上小さい、よう素の大部分がナトリウム中に保持される、希ガスの大半については炉心が損傷するまでに崩壊する等の特徴がございます。

また、炉心損傷後には窒素雰囲気格納容器（床下）に放射性物質やナトリウムが放出されることから、放射性物質の放出量も抑制される特徴がございます。さらに、この放射性物質の格納容器（床下）への沈降、沈着等による減衰にも期待でき、格納容器が健全での条件ではありますが、最終ヒートシンクや全交流動力電源喪失時に冷却材ナトリウムが流出する大規模な損壊状態について評価をした結果においても、こちらの図の真ん中の下に記載のとおり、格納容器外へのCs-137の放出量は約 $8 \times 10^{-3}$ TBqと十分に低く抑制できるというふうに評価をしております。大規模損壊対策は実行可能というふうに判断をしております。

141ページに放射性物質の放出抑制対策の概要と組合せを示しております。火災が生じている場合には、特殊化学消火剤の散布による消火に努めます。消火後は仮設カバーシートの敷設又は目張りにより放射性物質の放出を抑制するとともに、仮設放水設備からの放水により事業所外への放射性物質の放出を抑制する措置を講じます。

なお、発電炉では仮設放水設備により、原子炉建屋への直接放水が可能であり、放水が①の格納容器からの放出抑制、②の事業所外へのプルームの放出抑制、③の消火の三つの役割を担うと認識しておりますが、これに対しまして「常陽」では、仮設カバーシートが

①を、仮設放水設備からの放水が②を、特殊化学消火剤散布が③の消火の役割の担っており、基本的な対応の枠組みとしては発電炉と同様と考えてございます。

説明が長くなり恐縮ですが、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。

後備炉停止系の説明をいただきましたので、このところを確認したいと思います。資料でいう通しで226ページのところ、御説明いただいております。

先に申し上げてしまうと、226ページのところで、後備炉停止系の信頼性ということで御説明をいただいております。これを見ると、1停止要求当たり $10^{-4}$ だということ、さらにその次の説明を見ると、ULOFによる炉心損傷頻度というのは $10^{-6}$ だということなんですけど、これは主炉停止系がその失敗をすることによって炉心損傷に至る確率だと、そういうことでよろしいのでしょうか。

その際は、通しページでいう222ページのような、ここでトリップ回路のことも書かれていますけども、こういった前提の下、主炉停止系の挿入に失敗するというふうに考えた確率がこんぐらいということで、そういう理解でまずはよろしいのでしょうか。

○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、片野様から御指摘をいただきましたとおり、約 $6 \times 10^{-6}$ /炉年という値は、今の設計基準事故対処設備を対象にしたものでございますので、主炉停止系による通常の設計系の事故、デザインベースでの設備を対象に、炉心損傷頻度を定量化した結果が約 $6 \times 10^{-6}$ /炉年。

これに対しまして、後備炉停止系の炉心損傷防止措置を考慮した炉心損傷頻度が約 $4 \times 10^{-9}$ /炉年という値になっているというものでございます。

○片野チーム員 分かりました。

そうすると、今ULOFを例に今説明されているわけなんですけども、制御棒が挿入に失敗する。主炉停止系の停止に失敗するパターンは、ほかにもUTOPですとか、ULOSとかあるわけなんですけど、これ全部足すと、やっぱりこれよりは高くなってしまうと、そういうことですかね。

○日本原子力研究開発機構（栗坂主席） 原子力機構の栗坂でございます。

御指摘のとおり、ULOF以外にUTOPとULOSがございまして、それぞれ発生頻度、主炉停止

系のみを考慮した発生頻度を求めておりました、それにつきましても、226ページでお示した後備炉停止系の失敗確率を乗じることで、主系、後備系両方を考慮したUTOPやULOSの発生頻度が算出されますので、増えるということになります。

もう一言だけ補足説明させていただきますと、このツリーをお示したものは、ここでお示したかったことは、電氣的要因や機械的要因など、要因をつぶさに体系的に要因を調べ上げてお示したということと、それに対応する失敗確率を、故障率を積み上げることで、その故障率も運転経験等の実績のデータに基づいて積み上げて、失敗確率を推定すると、ここにお示したような数字になるということでございます。

右上に赤い字でお示した合計値の $7 \times 10^{-4}/d$ と、ダイヤモンドという数字は、この1枚の絵の中の下のほうの底辺のほうには、失敗確率を左下であれば範囲でお示しております。

また、右の下のほうには家の形をした図形が描かれていまして、これこれの場合にこういった失敗要因が顕在化して、確率値が幾つになりますというような形のかなり細かな要因分析結果になっております。これらを保守的に算出する、単純にお示しするために、一番大きい数字を全部足し合わせたものが右上の数字になっておりますので、ULOFのここにお示した頻度の下がった $4 \times 10^{-9}$ ですとか、右上の $7 \times 10^{-4}$ というのは、もう少し丁寧な要因別にシーケンスの発生頻度を評価してあげると、もう少し小さくなります。

補足説明は以上になります。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。御説明をありがとうございました。

そうすると、これは今実績ベースで大きめの評価というふうになるんですかね。軽水炉なんかには比べるとやや大きいのかなという印象を持っているんですけど、ここら辺の評価の仕方、もうちょっと精密にやると、また変わってくるようなものなのかどうかというのを、少し感触をお聞きしたいんですが。

○日本原子力研究開発機構（栗坂主席） 精密にここに出ている数字は、個別の数字は、下のほうに書いてある数字はほぼ変わらないですけども、それらをきちんと場合分け、これこれの場合にこういう確率というのを丁寧に正しく適用してあげると、下がってくるということになります。

なので、軽水炉とどの程度かというのは、これも精密に評価した上で判断しないといけないとは考えております。

以上になります。

○片野チーム員 分かりました。ここは大変少し、もし軽水炉と比べられるというのであ

れば、似たような機構でもあるでしょうし、ちょっと動作形態は違うんでしょうけども、似たようなところもあるでしょうし、もし比べられるところがあるのであれば、ここら辺の説明をもう少し詳しくお聞きできればと思っています。

○日本原子力研究開発機構（栗坂主席） 原子力機構の栗坂でございます。

承りました。類似の軽水炉等の評価との比較・検討というのをさせていただきます。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○片野チーム員 続けて、すみません。規制庁の片野でございます。

今回、BDBAの事象ですね。一通り対策を含めてまた御説明いただいたわけなんですけど、すみません。何ページということではないんですけど。BDBA対策として見たときに、基準の要求から考えますと、1事故当たり5mSvを超えるもの。周辺監視区域ですかね。境界のところかどうかというのがありますので、今回どのぐらいの被ばく量になるかということについては説明がなかったわけなんですけども、今後BDBA対策を見ていくに当たって、炉心損傷した後、どのぐらいのものになるかというのは、5ミリを超えるのか超えないのかということもあるでしょうし、超えるのであれば何等か対策が必要になるのかという話もあるでしょうから、ここ辺りの説明も今後お願いし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ございます。

被ばく量の評価について、承知いたしました。今後、資料によって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。よろしいですか。

どうぞ。

○片野チーム員 次に、大規模損壊のところの御説明です。ページでいうところなんですけど、140ページ～143ページのところで、このところでもセシウムの放出量ということで評価いただいていると。

今回、代表的な類型ということで、停止機能が喪失した場合というのと、それから崩壊熱除去機能が喪失した場合と二つの類型で大気への放出量というのを評価いただいているというわけなんですけれども、そこで使っている炉内蓄積量が軽水炉よりも十分小さいという話は、先ほどお話がありましたけども、格納容器への移行割合ですとか、大気への移行割合というのを、これ、どういう経路を取っているのかというのは、ちょっとこの資料だけでは必ずしも経路が見えてきませんので、ここ辺りどういう経路を設定されて、どう

いう沈着というんですかね。除去の割合なんかを考えてこういうふうな結果となっているのかというのも、この辺も詳しく説明を聞いていきたいと思いますので、こちらも対応をよろしくをお願いします。

○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ございます。

承知いたしました。本日の資料では参考で142ページと143ページにつけてございます。

崩壊熱除去機能喪失型の事象では、格納容器の床下（窒素雰囲気）の範囲に放出をされまして、格納容器床下から格納容器床上へ流出、それから格納容器の床上から大気へ漏えいするというような経路で評価をしてございます。

評価におけるDFの評価というのは、143ページの一番下の表に併せて書いてございます。次回以降の審査会合で、こちらの内容については詳細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、よろしいですか。

どうぞ。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今、山本さんからこのグラフは詳細をまた別途という話で、それで結構なんですけれど、一つは格納容器、141ページですね。一番右側の格納容器に期待できない場合という議論も大事かなと思ってしまして、143ページの参考文献が1、2、3とありますけど、これを見ると、セシウムの全てがCsIになるわけじゃないとか、セシウムはアルカリ金属、ナトリウムにまじりやすいとかというような挙動もあるようなので、ナトリウムの保持効果というのももう少し深掘りして、例えば格納容器の健全が確保できない場合でもどうかという議論をちょっとお願いしたいんですが、いかがでしょうか。できますか。

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

承知いたしました。143ページの資料に、実際のナトリウム中での保持効果という実験値も書いてございます。

これに対して今回お示しさせていただきましたのは、かなり保守的になっておりますので、そういったナトリウム中での保持効果を詳細化、精緻に評価をいたしまして、格納容器の床上等に破損が生じた場合の放出率、こういったものについても、放出量についても、今後評価をしてお示ししていきたいというふうに考えます。

○山中委員 そのほかで何かございますか。よろしいですか。

それでは、引き続き有効性評価に使用する解析コードについて、説明をお願いいたしま

す。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）では、原子力機構の飛田から、資料別紙4-6を使って説明させていただきます。

まず、常陽の格納容器損傷防止方策の有効性評価におきまして、SIMMERコードを用いた解析を行っているわけですが、そのSIMMERコードを用いた解析につきまして、前回の審査会合でいただいた御指摘等への対応状況について、主に説明させていただきたいと思っております。

まず最初に、SIMMERコードの概要について簡単に触れた後に、その指摘事項等への対応状況等に移りたいと思っております。

まず、261ページを御覧ください。SIMMERコードは高速炉の崩壊炉心における事象推移を解析することを目的として開発されているコードでありまして、高速炉の損傷炉心における多層多成分の熱流動を解析する流体力学モジュール、これを中心としまして、炉心物質の配位と、それから温度分布の変化に伴う反応度及び出力履歴を解析する核動特性モジュール。それと、炉心を構成する燃料ピン、集合体ラップ管等の熔融破損を解析する構造材モジュールの三つのモジュールから構成されたコードであります。

それぞれのモジュールは熱とか温度、質量の分布及びそれらの移行量、核発熱分布などをやり取りした高速炉の崩壊炉心水を解析いたします。

次のページ、262ページをお願いします。このページの下部の図に示しておりますとおり、2次元解析コードであるSIMMER-IIIコードは、RZ2次元の円筒座標系。それから、3次元解析コードでありますSIMMER-IVは、3次元の直行座標系を用いた解析を行います。

二つのコードの物理モデルと数値アルゴリズムは共通のものが使われておりますので、一方のコードで検証解析等を行った知見や成果は、両方のコードに適用することができます。

次、1ページ飛ばして、264ページをお願いいたします。SIMMERコードのこの検証及び妥当性確認はコード開発と並行して実施してきております。

第1期の検証プログラムでは、Verificationを中心としまして、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まして、理論解、基礎的なベンチマーク問題、それから小規模な模擬実験の解析を行っております。個別のモデルを分離した形で検証解析を行うことで、それぞれの個々のモデルのコーディングのデバッグとチェック、それから妥当性の確認を実施してきております。



一方、第2期検証プログラムにおきましては、安全評価上重要な現象を対象とした炉内及び炉外の比較的大規模な安全性試験の解析を通じまして、SIMMERの適用性と妥当性確認を行ってきております。

具体的な検証、検知の内容につきましては前回の審査会合で説明しておりますのでここでは割愛させていただきます。296ページまでちょっと飛んでいただきたいと思います。少しページをあきますが。

これはまとめた検証結果と、それから評価のまとめということで用意したページになりますが、開発と並行した体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきました結果、この「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価には十分適用できるものと判断しております。

ただ一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象につきましては、現象自体の不確かさが大きいということが確認されております。これはどういう現象かといいますと、一つは燃料と冷却材の相互作用による圧力の発生。FCIによる圧力の発生と、もう一つは炉心に形成される熔融プールの動き、いわゆる炉心プールのスロッシングに関する不確かさであります。

これらの不確かさにつきましては、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仮想解析条件の選定とか取扱いを行うことで、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。

こういう格納容器破損防止措置の有効性評価では、想定している条件というのは仮想事故解析に匹敵するような保守的な解析条件を用いていると考えておきまして、エネルギー放出に対する「常陽」の耐性を確認したというふうに考えております。

296、297ページをお願いします。前回の審査会合以上の報告に基づいて御審議いただいた結果、SIMMERコードを用いた有効性評価について、以下の御指摘をいただいております。

1点目はSIMMERに関して、重要現象を解析で模擬するモデルの妥当性確認について、小規模な模擬実験等による検証のみが行われており、実スケールでの実機模擬度の高い実験データで検証されていないことに対する考え方や取り扱いを説明すること。

もう1点として、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

いただいております。

最初の御指摘につきましては、今後の審査の中で別途丁寧に説明をして、御審議をいただいきたいというふうに考えております。

2点目の御指摘を受けまして、本日は重要な評価指標であります炉心損傷時の即発臨界を超過する時点での反応度挿入率の簡易評価についての検討を報告させていただきます。

まず、反応度挿入率の評価というのは、炉心物質の流動挙動と大規模な物質配位の変化による反応度変化の計算が必要とされますので、今回の有効性評価では、SIMMERコードによる解析を実施しております。

基本ケースにつきましては、これは3次元解析コードでありますSIMMER-IVを用いて、現実的な3次元の流れ。すなわち、この297ページの真ん中に示しているような、炉心中心を横切るような流れ。あるいは、周方向の流れも計算して、反応度挿入率として約30 \$ /s という値を得ております。

一方、不確かさの影響評価ケースでは、2次元解析コードでありますSIMMER-IIIを用いまして、2次元円筒座標系による解析を行っております。これは、今ここで説明しましたような図に示すような炉心中心を横切るような流れとか、周方向の流れは全て炉心中心に向かう流れのみとすることで、燃料の炉心中心への集中を強制する極めて仮想的な保守性を設定した解析となっております。この解析によって得られている反応度挿入率は、約80 \$ /s という値が得られております。

今回これらの解析によって求めています反応度挿入率について、その妥当性の傍証、バックアップ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も行っております。簡易評価の方法を進めている状況であります。

簡易評価の方法としましては、このページの下図に示しますように、炉心は複数領域に分割して、その炉心が出力分布に応じて順次溶融するタイミングで、溶融したタイミングで重力落下によるコンパクションで軸方向に圧縮されるという、そういうことを想定しています。静的な計算手法によりまして、この圧縮前後の反応度の変化を求めて、それと重力落下による燃料移動の速さから、反応度挿入率を計算するということになります。この簡易評価による反応度挿入率は、現在は評価中で、結果が出てから審査にかけて、御審議いただきたいと考えております。

次のページをお願いいたします。298ページになります。この図は先ほどの説明の中でも使っていたんですけれども、ULOFあるいはUTOPの事象推移に沿った、各過程とそれぞれ

の過程の解析に用いられる解析コードを示したものになります。

遷移過程というのは、炉心の損傷が集合体規模の起因過程から全炉心規模に拡大していくという、そういう過程でありまして、熔融燃料が横方向に移動して反応度が変化することによります。この反応度変化によって即発臨界を超過すると、出力の急激な上昇によって炉心でエネルギーが発生して、事象推移は機械的な影響を評価する、機械的応答過程のほうに進むことになります。

一方、即発臨界超過によるエネルギーの大きな放出がない場合は、炉心物質が原子炉容器の底、あるいは上部プレナムに移行して、冷却材であるナトリウムによって固化・冷却される再配置・冷却過程へ進むということになります。

SIMMERコードはこの遷移過程での反応度の変化、すなわち反応度挿入率と、それから即発臨界超過によって発生するエネルギーの解析に用いられます。今回新たに実施する解析評価におきましても、燃料の熔融、移動、あるいは反応度変化をその簡易的な想定に基づく評価によって計算して、反応度挿入率を求めるということになります。

299ページをお願いします。この図はその遷移過程の中での事象推移を示しています。燃料の損傷が集合体規模であった起因過程から事象が推移しまして、燃料ピンやラップ管が熔融破損して、燃料が動ける範囲が広がっていきます。

また、炉心の中でFCI、すなわち燃料と冷却材が熱的に相互作用することによるナトリウムの蒸気圧が発生するような現象とか、あるいはスチールの沸騰によって引き起こされる燃料のスロッシング、すなわち径方向の移動によって反応度が変化します。こういった物質の動きによって厳しい反応度挿入が起きると、即発臨界を超過してエネルギーが発生するということになります。

SIMMERコードは、これらの一連の現象を解析して、反応度挿入率を求めますが、今回の簡易手法による評価におきましても、重力落下によって軸方向に圧縮されることによる反応度挿入率を簡易の想定と検査方法で求めるということになります。

このようにSIMMERコードとか、あるいは簡易手法で求めた反応度挿入率を用いて、即発臨界超過によって発生する熱エネルギーを解析することになります。

即発臨界超過による急激な出力上昇、急激なエネルギーの発生は、数msという非常に極めて短い時間に、燃料の急激な温度上昇によるドップラー反応度と炉心中心の圧力発生によって僅かに燃料が動く。反応度挿入によって終了する現象になりますので、複雑な流動の発生するというそういう現象はなく、非常に簡単な簡明な現象ですので、その現象につ

きましてはSIMMERコードで解析することができます。即発臨界超過の解析で求めた熱エネルギーを用いて、後続の機械的応答過程では機械的エネルギーに変換される過程を解析し、炉容器への機械的負荷、あるいは遮蔽プラグの隙間を通したナトリウム噴出量の評価を行うということになります。

今後は、この簡易評価による反応度挿入率の解析を進めまして、これと比較することでSIMMERコードで解析された反応度挿入率の妥当性を確認していくこととしております。

本日説明は以上となります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

最初に、飛田さん、今日説明は割愛されましたけれど、305ページですね。反応度挿入率とエネルギーの関係ということで、解説をしていただいていますけど。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 承知いたしました。

305ページを見ていただきますと、これは即発臨界超過挙動がどういう現象かということとを説明している図であります。有効性評価の重要な評価指標であります炉心損傷時の発生エネルギーは、この即発臨界を超過するときの反応度挿入率が大きな影響を与えるということとを説明しております。

左の図は反応度の時間変化でありまして、反応度が1\$を超えるときが即発臨界を超過する。1\$を超えることが即発臨界を超過するということになります。

このときの反応度が変化する反応度挿入率が小さい場合と大きい場合では、反応度が1\$を超えますと、これは燃料の出力は右の図に書いてありますように、これは出力の変化速度の出力の時間変化をプロットした概念図になりますが、このグラフの右上に微分方程式が載せてありますけれども、Nというのが炉の出力に対応する変化速度になりまして、反応度が1\$を超えますと、その右辺の最初の第1項の係数、Nに掛かっている係数が1,000になります。そうなりますと、極めてNが2倍になると、例えば出力の変化速度は2倍になって、さらに出力が2倍になると、今度はそれが4倍になっていくと、非常に急激に出力が上昇していくと、そういうことになりますので、燃料の温度がここで指数関数的に上昇していくと、出力が上昇するということになります。

一方、この燃料の温度が上昇することで、負の反応度効果が急速に発生しますので、反応度は左のグラフに描いてありますように、急激に1\$を下回り、さらにマイナスになっていくということになります。このときに反応度挿入率が大きいと、この出力の指数関

数的に上昇している時間が長くなるために大きなエネルギーが発生すると、そういう関係になります。

この即発臨界超過時に出力を抑制する負の反応度が生じる現象としましては幾つかありますが、主なものとしましては、ドップラー反応度フィードバック。これは燃料の温度上昇に対して、負の反応度が発生するもの。それから、燃料が単相で熱膨張することで、空間的に膨張するもの。それから、燃料の蒸気圧によって分散すると、そういうメカニズムが存在しております。

燃料の温度上昇に対するドップラー反応度フィードバックというのは、これは即応的に効きますので、反応度挿入率そのものを緩和するという効果があります。また一方で、この出力が上昇して急速に上昇するような状況では、燃料温度が急上昇になりますので、急上昇した燃料の蒸気圧が発生して、単相熱膨張によって急激に反応度が低下するというようになります。

そういった状況を模式的に示しておりますのが、次の306ページになります。これはSIMMER-IIIによる不確かさ影響評価ケースにおきまして、即発臨界を超過する前後の物質分布の状況の変化であります。左側が即発臨界の超過の直前、右側が即発臨界を超過した直後であります。

この図というのは、左側の中心、センターラインを中心としまして、炉心の中の物質の分布を右側に示した凡例のような色分けで示しているという物質であります。図であります。即発臨界超過直前は、ULOFの開始後でありまして、開始後95.76s。そのときには、反応度は約 $-1.3\text{ \$}$ でありまして、反応度挿入率は約 $80\text{ \$}$ 、先ほど説明しましたように $80\text{ \$ / s}$ の値となっております。

これに対しまして、即発臨界を超過しますと、それがなかなかファイルの出力する間隔は少し細かく取っておりませんでしたので、ピークは捉えていないので、これは直後になります。75.79sで、反応度はもう既に $1\text{ \$}$ は切って負になった状態、 $-0.66\text{ \$}$ であります。このときの反応度挿入率としては約 $-3600\text{ \$ / s}$ 。

これはどういうことで起きているかといいますと、図の分布を見ていただければお分かりかと思いますが、燃料自体はほとんど、物質自体はほとんど動いておりません。ただ、燃料が熱膨張して、体積膨張する結果、少し膨らんでいるという、そういう分布になっております。それとともに、燃料の蒸気圧が発生しておりますので、ちょうど出力がピークになっている地点から燃料から外側に少しずつ動き始めているという、そういう状況にな

っております。

こういうことでありまして、出力逸走というのは極めて短時間。実際には数msなんですけども、そういう炉心中心の圧力発生で、燃料が少し動いて終了する現象であります。そういう意味では複雑な物理現象というのではなくて、SIMMER、あるいはこのVENUSコードというのは、これは実は仮想事故評価でもSIMMERと同様なコードを使って評価をしているわけですけども、そういったコードで同様の解析ができるもの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。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

説明、ありがとうございました。

それで、297ページに少し戻っていただいて、そこですね。基本ケースの反応度挿入率が約30 \$/sとなっていますと。一番下の簡易評価ケースとあって、要するに重力コンパクションだけでやったのは、例えばMK-IIIで、こういう概念でやっていますが、改めて調べ直すと、MK-IIIのときには12 \$/sという数字が残っていて、当時12 \$を丸めて30 \$にしたという記載が残っておりました。

仮に今回同じことをやっても12 \$/sしか入らないとすると、残りの30 \$/sまでの差というのはスロッシングになるのかなと思うんですけど、それを簡易評価である程度説明されてくるという期待をしておりますけど、いかがでしょうか。大丈夫でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 原子力機構、飛田です。

そういう簡易評価、これはかなり高速炉の開発初期、常陽を設計した当時はまだ開発初期ということで、計算機技術もあんまり発達していなかったという状況で、こういう即発臨界超過を引き起こす反応度挿入率を評価するというで、これは重力的なコンパクションによる反応度挿入率というのが、これは駆動するメカニズム、重力という非常に明確で、ちゃんと根拠を持った評価ができるということで、そういう対象を選んでいるというふうに考えております。

一方、やはり物質が動くことによって実際に入ってくる反応度というのもありますので、そういうものについては、やはり多次元的な流動状況を評価しないことには、またそういった物質の配位の変化に伴う反応度挿入率を空間的な核動特性を使って評価しないことには、評価できないというふうに考えております。

そういう意味では、今回、我々はSIMMERコードを使った評価を行っているわけですけども、やはりそういった2次元、多次元、3次元とか、2次元とかのものにつきましては、簡

易評価はなかなか難しいかなというふうに私は考えております。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

おっしゃることは理解できます。今評価中となっていて、その辺りは少し結論が出たところで、もう一回確認をさせていただきたいと思っております。

ちょっとここで思うのは、不確かさの影響評価ケース80\$になっているんですね。30\$と比べてかなり大きいし、従来のMK-IIIの評価に比べると、もう倍以上の数字になっている。すごく厳しい想定になっているのかなと、この数字を見ると思います。

だから、ちょっとその簡易評価ケースの結論にもよりますけれど、それがあつた程度出たところで、もう一回不確かさケースの位置づけといったところから議論していくのがいいのかなと思っております。

ここではあんまり不確かさケース、全炉心に溶けてスロッシングするような状況が、これは多分仮想的なことで実際に起きるわけではなくて、特に常陽では。それは実験的検証というよりかは、いかに保守的になっているかという観点が大事なのかなとはちょっと思っているところです。

私はそう考えますが、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 我々の考え方としましても、この不確かさの影響評価ケースというのは、常陽の炉心から発生するエネルギーの上限を包絡、全ての不確かさを包絡するような形で、極めて仮想的な条件を重ね合わせて評価したようなケースというふうに考えておりますので、こういった厳しい反応度挿入率になっているというふうに我々は捉えております。

この辺りは実際の評価の内容とか、考え方につきましては、この簡易評価ケースの結果と合わせて御審議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 原子力規制庁、有吉です。

それは、じゃあ、分かりました。簡易評価をお待ちしています。

もう1点ちょっと確認させていただきたいのが、311ページを開けていただいて、ここですね。これまで、今回の評価で3.6MJしか出ないと。従来は一番上にあるとおり、MK-IIIで180MJであった。この数字の違いというのが、印象が残っていたんですけど、これ、あれですね。要するに定義が違うということですね。

これもあんまり説明がなかったんですけど、何行目かな。たしか等エントロピー膨張ポテンシャルという言葉がどこかにあると思うんですけど、180MJとか、あるいはもんじゅ

における定義はそっちのほうで、今回の3.6というのは評価の定義が違うということだと思うんですけど、そこをもう一回詳しくちょっと説明していただけないでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。これは遷移過程の発生エネルギーということではなくて、遷移過程で発生した熱エネルギーが、炉容器あるいは遮蔽プラグに機械的な影響を与える、機械的応答過程での評価ということになります。

この過程の評価では、炉心で発生した熱エネルギーが、炉心は最初高温高圧ですので、それが膨張して上部のナトリウムプレナムのナトリウムを加速して、そのナトリウムスラッグが上部のカバーガスを圧縮することで圧力が発生すると。そういう過程で発生してくる機械的エネルギーをどう捉えるかと。どのように評価するかということになります。

既許可の仮想事故解析におきましては、炉心で発生した、そういう炉心が膨張してくる過程を機構論的に評価するという、そういう手法がなかったということもありますので、炉心で発生した熱エネルギーから機械的エネルギーに換算するときは、熱エネルギー学的な仕事のポテンシャルという、これは仕事のポテンシャルとありまして、実際の機械的エネルギーではなくて、そういう機械的エネルギーが発生する可能性があるという、そういう最大のポテンシャルを簡易的な評価で求めたということでありまして、これがMK-III炉心では180MJということであります。

ただ、現実にやはり炉心物質が膨張して、ナトリウムの温度エネルギーに変換すると、その過程で、いろいろそのエネルギーを大きく低減するような現象が当然存在しております。例えば最初に炉心の中では非常に大きな圧力勾配がついておりますので、そこで炉心の中で物質が攪拌されることで、既に炉心の最大の最高温度は低くなってしまいます。あるいは、炉心の中で低温の物質がありますので、そういうものと燃料が混合してしまう。あるいは、炉心が、炉心物質が炉心の上部のピン底を通っていくときに熱的に損失がある。あるいは、上部プレナムで生成される、これは蒸気泡ができるわけですけども、そういった界面にも凝縮すると、そういうメカニズムがあるということでもあります。

炉心物質が膨張する過程で、これらの物理現象、多次元熱流動解析で直接計算することで発生する機械的エネルギーというのは哲学的なポテンシャルから大きく低減されるということになります。

例えば、不確かさの影響評価ケースですね。このケースは炉心の燃料の平均温度約5,110度となっておりますが、それも熱力学的なポテンシャルとしまして、等エントロピー膨張ポテンシャルというものが、物理量があります。これはどういうものかといいます



と、炉心で発生した熱エネルギーが断熱膨張で膨張したときに発生し得る最大の仕事量という、これはあくまで機械的エネルギーではなくてポテンシャルになるわけですが、それを評価しますと、例えば常陽のカバーガス体積、約 $7.2\text{m}^3$ と見積もっておりますが、そこまで等エントロピー膨張のポテンシャルを評価しますと、大体53MJであります。

これが大気圧まで膨張するということを想定しますと、この場合は膨張体積は約 $420\text{m}^3$ になりますが、その場合は等エントロピー膨張ポテンシャルとしては200MJになっております。これは、過去の仮想事故解析の180MJとほぼ匹敵するような数字になるわけですが、これはあくまでもそういった機会的エネルギーが発生するというわけじゃなくて、あくまでもポテンシャル。しかも、 $420\text{m}^3$ なんて、カバーガスの60倍まで膨張させて初めて発生する可能性があるという物量であります。

これに対しまして、炉心が膨張する過程、ナトリウムスラグが加速されて、カバーガスを圧縮していくという、そういう過程を解析しますと、発生してくる機械的なエネルギー、すなわちナトリウムスラグの温度エネルギーとカバーガスの圧縮エネルギーの合計というのは約3.6MJになりますということであります。

一方で、この3.6MJと200MJの間はかなり大きな差があるんですけども、実はこの等エントロピー膨張ポテンシャル自体も炉心が膨張してくる過程に従って低下してくるという挙動を評価しております。それが312ページになります。

これは、左の図に示していますのが、SIMMER-IVコードによる炉心が膨張してくる過程を解析したときの解析体系の縦断面図。3次元体系の中心で切ったような断面図でありまして、一番中心の下側に高温の燃料が赤い色でプロットされております。その部分を拡大しているのが、この下に並んでいる四つの図であります。

右側のグラフはどういうグラフかといいますと、これは大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャルをその時点時点で評価した結果になります。時間ゼロの時間部分では約200MJありますが、これが炉心が膨張を開始して、非常に短い5msのときには、既に炉心の中で局所的に膨張して、圧力が平坦化して、混合することで熱損失が起きていて、5msの間に約半減して100MJまで低減します。

さらにそこから20msたちますと、これは炉心の上部のピン側に燃料がこういう凝縮、あるいはスチールの蒸気が凝縮することで、あと、また高温の物質が低温の構造材に接触することで、電熱によって熱損失が起きまして、等エントロピー膨張ポテンシャルが約50MJまで低減される。

さらに40msまでいきますと、これは炉心上部構造自体が溶け込んできますので、それで温度が低下して、等エントロピー膨張ポテンシャルでも6MJまで低減されると。この時点で既に上部ナトリウムのプレナムの中では、溶融侵入していた炉心物質とナトリウムが接触することでFCIが発生しておりまして、発生した蒸気泡、ナトリウムの蒸気圧がメインになるわけですが、そのナトリウムの蒸気圧によって上部のナトリウムスラグが加速され始めていると、そういう段階になりますが、このように等エントロピー膨張ポテンシャル自体もこういった炉心の膨張に従いまして低減してくるということを説明している図になります。

補足としては以上になります。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

補足、ありがとうございます。

ちょっと310ページも出していただいて、この挙動が、この赤が燃料ですよね。ステール、それからブルーがナトリウムと、三つの成分の液体、気体が関係していると。

312ページに戻っていただいて、ちょっと印象としては、最初の5msというすごく短かな時間で、炉心の中の混合、こういう液体の混合とか、エネルギーのやり取りというのが検討されていると。全体的に40msという、全体でも短い間の中で炉心上部構造でのエネルギーの損失みたいところが議論されていると。

思うのは、この短時間でSIMMERでこういう検討がちゃんとできるのかという印象があって、それは今後ちょっと説明をしていただきたいと思いますと思っております。

それから、炉心上部構造です。ここの効果が50MJから100MJ近いんですか、効果があるようなんですけど、これ、炉心の壊れ方によっても状態に結構ばらつきがあって、不確かさがあるんじゃないかという気がするんですね。恐らくこれも保守側を見込んでいるとは思うんですけど、そういう説明をちょっと丁寧にやっていただきたい。

だから、この辺り急いで見極めをつけたいと思いますので、引き続き確認をさせていただきたいと思っております。よろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 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、何かございますか。よろしいですか。

それでは、ただいまの指摘事項を踏まえまして、全体を通じて規制庁から指摘された内容など、不明な点があれば、JAEA側でこの場で確認をしていただきたいと思いますと思いますが、いかがでしょうか。

○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す。

JAEA側からの確認は特にございません。

○山中委員 特に御了解いただいたということで、よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 御指摘いただいた内容につきましては、全て理解いたしました。

○山中委員 それでは、JAEAにおいては審査チームからの指摘に対する回答を次回以降の審査会合で説明のほうをお願いいたします。

そのほか、何か規制庁側で確認しておきたいことなど、ございますか。よろしいですか。

特にないようですので、これで議題1を終了し、出席者の入替えを行います。審査会合を一旦中段し、議題2は15時45分から再開といたします。

（休憩 日本原子力研究開発機構退室

東京電力ホールディングス、日本原子力発電、リサイクル燃料貯蔵入室）

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センターの設計及び工事の計画の認可申請についてです。

今回の会合は、新型コロナウイルス感染症対策のため、テレビ会議システムを利用しております。

最初に、テレビ会議システムを利用した会合における注意事項を事務局から説明をお願いいたします。

○石井チーム員 原子力規制庁の石井です。

テレビ会議システムでの会合における注意事項について説明します。

発言する場合は、最初に所属と名前を言ってから発言してください。映像から発言者が特定できるように、必要に応じて挙手をしてから発言してください。発言終了時には、終了したことが分かるようにしてください。音声について、聞き取れないところがあれば、遠慮せずその旨を伝え、再度説明を求めるようにしてください。

注意事項は以上となります。

○山中委員 それでは、本日の審査会合の趣旨について、事務局から説明をお願いいたします。

○長谷川チーム長補佐 規制庁の長谷川です。

本日の趣旨ですけれども、まず、RFSの許可を昨年の11月に許可をし、設工認に関して

は本年の2月26日に申請されて、3月23日に第1回目の審査会合を開催してきたところでございます。

このRFSの設工認自体は、そもそも設備、対象設備の数も少なく、建物の耐津波設計を除けば、それほど数も多くないし、中身もそれほど難しいものはないというふうに我々が考えているところでございますけれども、今回出された申請書では、昨年9月に我々、規制委員会で審査方針を示して、対象設備と許可や技術基準との関係性ですとか、それから、分割するときの全体像を示してくださいといった、そういったことを示した上で申請をされているものの、そういったところが十分満足されていないといった、我々の簡単な印象で言えば、非常に質が悪い、低い申請書であったということです。

今は申請書の質の話ですけど、このRFS自体を許可の安全審査のときから審査を早めていただきたいとかということがあったけれども、補正書の遅れがで、また今回の設工認の申請も、当初予定していた時期から遅れて出てくるといったことで、全体の見通しがきちっと立った中で計画立ってやっているのかなというところに少し疑問を感じております。

そういった点で、適切な工程管理ができているのだろうかというところで、そういった管理面についても、少し考えないといけないんじゃないかというふうに思っています。

今回4月7日に審査の進捗報告ということで、委員会にかけたところですね。その審査の対応とか、その後の管理、運転等を考えると、RFS自身がしっかり恒久的に適切な審査対応、管理、運転ができるように改善が必要ではないかというふうに我々は考えておりました。本日関係者から、東京電力、それから日本原子力発電にも出席をいただきまして、考え方をお聞かせ願いたいというふうに思っております。

そういうところで、その辺を踏まえて、考えのほうをお聞かせ願いたいということで、よろしく申し上げます。

○山中委員 いかがでしょう。

○リサイクル燃料貯蔵（坂本代表取締役社長） よろしいでしょうか。

リサイクル燃料貯蔵の坂本でございます。いつも大変お世話になっております。

まず、これまで審査に格別なる御指導をいただいておりますことに、感謝とお礼を申し上げます。大変ありがとうございます。

また、昨年11月11日に事業変更許可をいただきましたことに、改めまして御礼を申し上げます。本当にありがとうございました。

その後段規制になります、ただいま長谷川管理官からもお話がありましたけれども、設工

認でございますけれども、昨年の9月30日に開催されました原子力規制委員会定例会合で、私ども設工認の審査の進め方をお示しいただきました。以来、この方針に基づきまして、既に申請をさせていただいている内容との差異をどのように整理をしていくのか等について、御相談をさせていただき、御指導いただきながら、設工認の審査に関わる検討等の準備を進めてきていたつもりでございましたけれども、時間を要してしまったということから、昨年の12月23日の審査会合で、申請の進め方等につきまして、改めて御示唆をいただきました。そして、本年2月26日になりますけれども、これまでの申請を取り下げまして、改めて設工認の変更認可申請書を提出させていただきました。

この設工認の申請は、2分割して申請させていただくということとしておりますけれども、一昨年の8月6日の原子力規制委員会との意見交換の後、合理的な審査を進めるための御示唆をいただいているにもかかわらず、レスポンスの面で私どもの対応に時間を要する状況になってしまっているということにつきまして、ただいまお話にもありましたけれども、申請に関わるスケジュール管理がしっかりできていなかったこともさることながら、申請書の内容について、様々不備な点がありまして、御迷惑をおかけしているということにつきまして、私責任者として、心より深くお詫びを申し上げる次第でございます。

前回の審査会合とヒアリングにおきまして、品質を確保するためにチェック体制はちゃんと整備をしているのかと。力量を持った体制の改善をしているのか。申請が遅れる等、スケジュールが守られていないことについて、具体的な改善策を立てて実行すること等の御指摘と御指導をいただきました。

これらの御指摘、御指導を踏まえまして、設工認の申請図書等の品質をしっかりと確保するために、改めて社内のチェック体制を改善することといたしました。

また、スケジュール管理を徹底するために、申請図書等の整理状況等につきまして、よりきめ細かにフォローするように、毎日フォローアップ会議を開催することといたしました。

加えまして、このフォローアップ会議には、東京電力と日本原子力発電にも参加していただきまして、必要かつ適切な助言を得る体制といたしました。

また、品質確保のための力量を上げるために、当社の設工認を担当するメンバーと東京電力と日本原子力発電の最近の許認可の知見を有する方々との連携を緊密に図ることといたしまして、喫緊にこのことを具現化すべく、進めているところでございます。

さらに、他の事業者の審査状況をきめ細やかにフォローして、審査の対応に反映できる

ように当社自身で情報収集することに加えまして、同じサイクル事業者でございます日本原電様の審査動向につきまして、東京電力や日本原子力発電からも速やかに共有をしていただくことといたしました。

一つ一つではございますけれども、都度改善を進めまして、今後の設工認の審査の対応に、私自身が責任者として、これまで以上にしっかりと取り組んでまいり所存でございます。

それから、事業開始を見据えた中長期的な事業運営に当たりまして、力量の確保、それから組織改正に関わる課題につきましては、当社自らが改善に取り組むとともに、東京電力と日本原子力発電の継続的な支援を得ながら、恒常的に組織としての力量の維持・向上に努めてまいり所存でございます。

まず、市民の皆様をはじめ、地元から、私どもの事業の操業を切望されております。事業開始を果たすということは、私ども事業者の責務ではございますけれども、当然のことながら、事業は安全第一、安全最優先であります。設工認の審査につきましても、安全確保が何よりも大前提であると思っております。

したがいまして、スケジュールありきということではなく、安全性の向上に取り組むことが極めて重要であると思っております。私どもといたしましては、今後、申請内容の品質と精度を上げまして、一層全力で審査対応に取り組んでまいり所存でございます。

最後になりますけれども、この4月1日から御認可をいただきました建設段階の保安規定を施行いたしました。保安活動を実施するに当たりまして、私が基本方針、品質方針を定めております。その方針、その意義と意識を、協力企業を含めまして全社員に定着すべく、私が先頭に立って安全文化の育成に継続して取り組みますとともに、品質マネジメントにしっかりと取り組んでまいりますので、引き続きの御指導をよろしくお願いをいたします。

私からは以上でございます。

○山中委員 東京電力あるいは日本原電、日本原子力発電、発言ございますか。

どうぞ。

○東京電力ホールディングス（牧野取締役） 東京電力ホールディングスの牧野でございます。本日はどうもこういった場で発言させていただきまして、ありがとうございます。

今ほどの坂本社長のコメントのお話に加えまして、私ども親会社である東京電力ホールディングスといたしましても、審査会合でRFSに御指摘いただいた申請書の質の問題、それから工程管理面の問題、この点についてはしっかりと受け止めて、RFSの対応をサポート

してまいりたいというふうに考えてございます。

審査に着実に対応するというためには、RFSが審査や面談で受けた指摘のフォローアップ、それから、坂本社長も言及されましたが、日本原電殿、それから四国電力殿といった先行事業者の審査状況のフォローアップ、これは肝要と考えてございます。そこで私どもは、これらのフォローアップについては、新たに2人、RFSの審査のサポートに充てることとしております。

具体的には、フォローアップ会議に私どもの人間も参加させていただいて、出席させていただいて、RFSにいただいたコメントの確認や対応の検討内容、検討状況、それから進捗管理についてしっかり確認するとともに、私どもが提供する日本原電殿や、それから四国電力殿の審査情報を共有して、円滑に審査を進めていけるようサポートしたいというふうに考えてございます。

また、これらの情報を基にRFSは審査資料を作成するということになるわけですが、最近やはり私ども許認可の対応をさせていただいた知見を持っております電気あるいは機械の人材を支援に当たらせることを決定しております。今回、まずこのような支援を通じて、まず審査についてしっかりサポートして、必要であればそのサポート内容を見直していく所存でございます。

また、今後事業の運営あるいは管理面のところにつきましても、やはり準備を進めていく必要があろうかと思っております。この点につきましても、いわゆるマニュアルや、それから手順書を含めてそういった作成、それから環境の整備を含めて、そういった点についてもしっかりサポートをしてまいりたいというふうに考えているところでございます。

私からは以上でございます。

○山中委員 日本原子力発電、いかがですか。

○日本原子力発電（石坂常務取締役） 日本原子力発電の石坂でございます。

今ほど、坂本社長、それから牧野東電常務取締役からもお話がありましたように、原電といたしましても、審査会合でのRFSに対する御指摘について、深く受け止めて、しっかりサポートをさせていただきたいというふうに考えております。

東二におけます工認審査を振り返りますと、やはりヒアリングですとか、面談、こういう場での指摘事項等に対します理解度を上げることが、何よりも重要だと考えております。このためには、過去にいただいた御指摘も頭になくてはいけませんし、一見すると発言だけで見ると、過去の御発言と少し混乱するような場合もあるかと思っておりますけども、そうい

うところにしっかりラップアップ等の場で確認ができる、その背景をお互いに共有できるという取組が必要になってくるかなと思っております。

そのためにも、先行の審査のフォローアップもしっかりしていくことが、一つ一つの御指摘に対する理解を深めるだろうというふうに考えておりました。これを実現するためには審査全体を仕切る責任者をしっかり置いて、きめ細かいフォローアップ、そういうことに取り組んでいく必要があるだろうと考えております。

今回の事案を踏まえまして、RFSさんを中心に体制強化を今考えてございますが、そういった内容についても、我々のそういった知見とも合致する内容だというふうに考えておりますので、日本原電としてもそれをしっかりサポートしていきたいというふうに考えてございます。

また、今後の運用ということに関しましては、既に当社のほうからRFSのほうに、東二での許認可の経験者、あるいは東海第二の場合はドライキャスクを既に運用しておりました実績がございますので、東二のドライキャスクの運用実績を有している人間をRFSのほうに出向させる等の形でもって、しっかりサポートをしていきたいというふうに考えてございます。

私のほうからは以上でございます。

○山中委員 規制庁側から何か確認しておきたいことはございますか。

○長谷川チーム長補佐 規制庁の長谷川です。

今、いろいろ考えを聞かせていただきましたけども、基本的には受け止めとしては当たり前のことをあまりちゃんとできていなかったのも、ちゃんとやりますということと、審査に関しては、東京電力ホールディングス、日本原子力発電からもサポートを入れますということで、基本的な話としてはそういうことなんだろうというふうに思いますけれども、先ほど社長がおっしゃっていたように、フォローアップ会議とか、毎日そういうのをやりますとか、多少具体的なお話はあったんですけども、結局こういうところがしっかり機能しないと、幾ら体制を強化・改善したとしても、その中身をしっかりやらなければ多分できなくて、これは今やっている原燃なんかも参考にしてやりますと言いましたけれども、本当に参考になるのか、悪いところが参考になるのかもしれないですし、いずれにしろ中身をしっかりしないといけないということで、我々はやることは皆さんで考えてやってくださいということで、その結果が表れなければ、また同じようなことを言わないといけないので、そこをしっかりと結果を出していただきたい。結果で見せていただきたいという



ふうに思います。

それと、我々いろいろ審査でコメントしたりしていますけど、この後の管理、運転に入っていくところもずっとそうなんですけど、皆さん自ら問題とか課題というのをきちっとやっぱり捉えられるかというところが1点で、これは我々が体制、ちょっとまずいんじゃないですか、審査対応の質が低いですよといったことをすると、こういうふうなところで改善しますというふうに言われているんですけど、本来やっぱり中でしっかりそういうところをきちっと見つけていただくと。そして、言われる前に解決をしていただくということが、審査対応はともかくとしても、最終的な管理、運転を考えたときに、これができないといけないんじゃないかなというふうに思っています。

いずれにしろ、我々からこんなことを言われる前にしっかり対応して、自らちゃんどできるように全体の改善を常に行っていて、それを結果で見せていただきたいというのが、最後、私から言えることかなというふうに思います。

以上です。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいですか。

○リサイクル燃料貯蔵（赤坂リサイクル燃料備蓄センター長） むつの赤坂ですが、よろしいでしょうか。

○山中委員 どうぞ。

○リサイクル燃料貯蔵（赤坂リサイクル燃料備蓄センター長） 今の御指摘に対して、私も管理体制を強化したということで、私のほうが資料の確認、スケジュール管理、それも全て含めて一々確認するというので徹底してございます。それをもって結果を示したいと思いますので、今後御確認いただければと思います。

以上です。

○山中委員 そのほか、規制庁側から何か確認しておきたいことはございますか。よろしいですか。

それでは、最後に私のほうからお願いでございます。

本日、RFSに加えて、東京電力ホールディングス、日本原子力発電2社から御出席をいただいておりますけれども、東京電力ホールディングス及び日本原子力発電は、RFSが適切に審査対応できるよう、しっかりとサポートをしてください。ただし、最終的にはRFS自身が自社の力で設工認申請を仕上げ提出をしていただかなければならないと私自身考えております。

また、承認後は、設備の運営ができる技術的な能力がある企業である必要がありますので、この点についても肝に銘じて今後の審査の対応をよろしく願いをいたします。

RFSから特に何かございますか、最後に。

○リサイクル燃料貯蔵（坂本代表取締役社長） リサイクルの坂本でございます。

御指導をありがとうございました。本日の御指導、御意見をしっかりと受け止めまして、このような御指摘を繰り返さないように、自ら取り組むことはもちろんでありますけれども、親会社であります東京電力と日本原子力発電の支援も得ながら、今後の審査対応に社を挙げて、一層全力で取り組んでまいりますので、引き続きの御指導をよろしく願い申し上げます。

○山中委員 それでは、以上をもちまして、RFSの設工認申請に関わる審査会合を終了します。