

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第395回

令和3年3月2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395回 議事録

1. 日時

令和3年3月2日（火） 14：30～17：18

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	

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
飛田 吉春	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主席
栗坂 健一	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主席
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

権大 陽嗣	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
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	
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	
森 健郎	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	

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）
- ・原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）
 - ・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）
 - ・全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SB0）
- 第 2 8 条（保安電源設備）に係る説明書
- 第 4 2 条（外部電源を喪失した場合の対策設備等）に係る説明書
- 資料 2 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）-SIMMER-IV 及び-SIMMER-III コード-
- 資料 3 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 5：大規模損壊）-基本的考え方及び放出抑制対策の概要-
- 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 2：炉心損傷防止措置）

- 資料 5 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）
- 資料 6 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 2 8 条（保安電源設備）に係る説明書
- 資料 7 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 4 2 条（外部電源を喪失した場合の対策設備等）に係る説明書
- 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 1 3 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395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、JAEA はテレビ会議システムを使用した参加となります。

本日の会議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。発言においては、不明瞭な点があれば、その都度、その旨をお伝えいただき、説明や指摘を再度繰り返していただくようお願いいたします。会合中に機材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。

議題1の審査を行ってまいります。

本日は、JAEAから、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、格納容器破損防止措置の有効性評価に係る解析コード並びに大規模損壊時の対策について説明をしていただきます。

それでは、資料1については、説明がかなり長くなるようございますので、三つに分

けて、まずはLORL事象についての説明をお願いいたします。よろしく申し上げます。

○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。三つに分けての説明、承知いたしました。

まず、画面を共有させていただいて、御説明をさせていただきたいと考えます。

画面は、共有されておりますでしょうか。

○菅原チーム員 はい、大丈夫です。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） ありがとうございます。

それでは、資料に基づきまして、御説明をさせていただきます。

第53条の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関しまして、資料1に基づきまして、表紙に記載の三つの事象グループのLORL、PLOHS、SB0に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置について御説明いたします。

あわせてSB0に関係する電源関係の条項である第28条、保安電源設備、第42条の外部電源を喪失した場合の対策設備等の関係箇所についても、あわせて御説明をいたします。

資料を1枚めくっていただきまして、右下通しページ1ページの目次に、今回の説明範囲を示してございます。

表紙でも御説明しましたが、今回の説明内容は、(1)の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、略称をLORLしている事象。(2)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、略称をPLOHSとしている事象。(3)の全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失、SB0。これらに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価でございます。

2ページをお願いいたします。2ページには、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事項の全事象グループとその概要を整理して示しておりまして、本日の説明範囲を青い破線で囲ってございます。

④のLORLの事象グループは、原子炉冷却材バウンダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、配管の二重壁（外側）配管の破損等の何らかの理由により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象でございます。

⑤のPLOHSの事象グループは、原子炉の崩壊熱除去中に1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等の何らかの理由により、強制循環冷却を喪失することによって崩壊

熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象でございます。

⑥のSB0の事象グループは、外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に非常用ディーゼル発電機の起動失敗等の何らかの理由により非常用ディーゼル電源系の機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象でございます。

次の3ページをお願いいたします。3ページには、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の方針を示してございます。

本ページに記載の有効性評価の方針は、前回の審査会合までに御説明をしましたULOF等の四つの事象グループに対するものと同じでございます。

4ページをお願いいたします。4ページの炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目も、前回審査会合の説明と同じでございます。三つ目のポツに記載のとおり、運転時の異常な過渡変化の判断基準と同様である、炉心損傷に対して大きな余裕がある評価項目を設定してございます。

5ページをお願いいたします。5ページの格納容器破損防止措置の有効性評価に関わる「常陽」の安全特性も前回の審査会合までの説明と同じでございます。常陽の安全上の特徴を考慮して格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目を設定してございます。

6ページをお願いいたします。6ページの格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価項目も前回審査会合の説明と同じでございます。本日の説明範囲である崩壊熱除去機能喪失型の事象、3事象グループに対して主に適用する評価項目は、次の7ページに示してございます。

7ページをお願いいたします。7ページの4.では、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が達成できない場合の損傷炉心物質等の安全容器内閉じ込めに係るものとして、①の安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。

②の安全容器バウンダリの健全性が維持できることを設定してございます。

5.では、主中間熱交換器や補助中間熱交換器の過温・過圧破損の防止に係るものとして、①の主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリの1次・2次境界、こちらの健全性が維持できることを設定してございます。

6.では、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合に係るものとして、①の格納容器（床下）に流出する

ナトリウムの熱的影響等に対して、格納容器の健全性が維持できること、これらを評価項目としてございます。

8ページからが、LORLに関する説明でございまして、1枚めくっていただいて、9ページをお願いいたします。

9ページには、LORLの事故シーケンスの一覧を表に整理して示してございます。このうち、朱記の事故シーケンスが評価事故シーケンスに選定したものでございまして、No.1が1次主冷却系配管のループ部での内外管破損事象、No.4が1次主冷却系配管の安全容器内での内外管破損事象、No.5が1次補助冷却系配管の内外管破損事象でございます。

評価事故シーケンスの選定理由を表の下に記載してございます。本事象グループには、異常事象である1次冷却材漏えいと措置との従属性や異常事象によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれておりますが、原子炉冷却材液位確保に炉心損傷防止措置が必要な事故シーケンスに対して炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示すという観点から、『No.1』、『No.4』及び『No.5』を評価事故シーケンスに選定してございます。

本資料では、『No.4』の評価事故シーケンスに対する有効性評価結果を提示してございまして、『No.1』及び『No.5』の評価事故シーケンスに対する有効性評価結果については、次回以降の審査会合で別途御説明をさせていただきます。

第2段落には、評価事故シーケンスの代表性について記載してございます。炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価におきまして解析条件に僅かな差が生じますが、評価事故シーケンス以外の抽出された事故シーケンスは、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡されます。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様に、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡されるというふうに評価をしてございます。

10ページをお願いいたします。10ページには、LORLの事象推移に係る1次冷却材液位の概念図を示してございます。

右上のグラウンドレベル、GL-6, 100mmが通常運転時の原子炉容器内のナトリウム液位、NsLでございます。ナトリウム漏えいが生じると、ナトリウム液位が低下しまして、左上に記載の原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」発信液位の通常ナトリウム液位NsL-100mmまで液位が低下しますと、原子炉がスクラムします。原子炉の自動停止後、液位の低下が継続しますと、通常ナトリウム液位NsL-320mmで「炉内ナトリウム液面低低」信号により補助冷却設備が自動起動します。

その後、さらに液位が定値し、中間熱交換器の入口窓のNsL-810mmを下回ると、主冷却系の循環に支障が生じる液位となります。

また、安全容器内の配管の内外管破損が生じると、図の左の中央にありますNsL-3,000mmまで液位が低下しまして、原子炉容器と安全容器の液位が平衡し、漏えいが停止いたします。なお、補助冷却設備の運転に必要な液位は、その下の1次補助冷却系出口配管NsL-4,000mmでございまして、当該設備の運転に必要な液位は確保されるという設計になってございます。

11ページをお願いいたします。11ページには、LORLの評価事故シーケンスの概要を示しております。ここでは、本日の説明の対象である評価事故シーケンス i を対象に説明してございます。

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、図の右下の①で出力運転中に1次主冷却系の安全容器内配管（内管）が破損し、図の左上の②で原子炉が炉内ナトリウム液面低により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、図の右下の③で配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし、図の赤矢印の④で原子炉容器等の冷却材液位が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ございます。

これに対する炉心損傷防止措置といたしましては、図の下の黄色塗り部の[a]で示しましたとおり、二重壁外に漏えいした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部の[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り、炉心の著しい損傷を防止する措置を講じ、その有効性を評価してございます。

右の図には、事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図を示してございます。

評価事故シーケンスの概要ですが、先ほど左の図で説明いたしました評価事故シーケンスの事象進展に対しまして、炉心損傷防止措置が機能しないということを仮定してございます。

これに対する格納容器破損防止措置としましては、コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内の保持・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、ナトリウム流出位置における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材の敷設、これらの三つの措置を講じまして、その有効性を評価してございます。

12ページをお願いいたします。12ページは、評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要を示してございます。

左上の1次冷却材漏えいが異常事象でございまして、設計基準の範囲におきましては、外管によって漏えいが抑制され、主冷却系により、その後の崩壊熱が除去されます。これに対して外管の破損が生じることを想定し、主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合に、破線の下のbdbaに移行いたします。bdbaでの炉心損傷防止措置は、黄色塗りの箇所ですが、安全容器による液位確保、補助冷却設備2の崩壊熱除去であり、これらの措置により炉心損傷を防止します。また、何らかの原因で補助冷却設備の運転に失敗した場合を想定して、格納容器破損防止措置を講じており、左側に分岐したフローでは、原子炉冷却材バウンダリ及び格納容器バウンダリの温度、圧力の抑制に係る措置及びフローを示してございます。

また、右側のフローでは、異常発生から約五日後に炉心が損傷し、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が移行することに対して安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持・冷却に係るフローを右下のフローで示してございます。

13ページをお願いいたします。13ページは、LORLの評価事故シーケンスにおける運転員による炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の手順の内容及び時系列を示しております。

原子炉のスクラム及び補助冷却設備の起動は、自動起動であり、表の一番下に記載しているコンクリート遮へい体冷却系による冷却の格納容器破損防止措置についても、基本的に通常運転時からの継続運転でございまして、運転員の主な対応は監視となります。

14ページをお願いいたします。14ページからが、炉心損傷防止措置の有効性評価に関する説明でございまして、1枚めくっていただいて、15ページをお願いいたします。

15ページには、炉心損傷防止措置の解析条件等を示してございます。3.の解析コードは、ULOHS等の有効性評価で使用したものと同一、動特性解析コードのSuper-COPDコードを使用してございます。

4.の主な解析条件といたしましては、(1)ですが、安全容器内の内管及び外管が同時に破損すると仮定しまして、漏えいナトリウムは全て二重壁外に漏えいするものとしております。

(2)ですが、漏えい箇所は、安全容器内の原子炉容器入口低所配管としまして、漏えい口の大きさは、配管厚さの t^2 を想定して、 42mm^2 としてございます。

主な事象推移を下の表に示してございます。異常事象の発生から約27分後に原子炉スクラム、約87分後に補助冷却設備の自動起動。約5時間後に主冷却系の流路喪失となります。

次の16ページをお願いいたします。16ページに主な解析結果を示してございます。左側の図に炉心部及び原子炉容器出入口温度等、右側の図に補助冷却設備の原子炉容器出入口温度の推移を示してございます。

左側の図では、異常事象により冷却材が漏えいし、冷却材の液位が低下いたしまして、27分後に原子炉スクラム、87分後に補助冷却設備の起動、約5時間後に主冷却系流路の喪失となつてございまして、その間の炉心の最高温度は右の表に示しております。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まして、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。

17ページをお願いいたします。17ページには、不確かさの影響評価を示しております。

二つ目のポツですが、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「崩壊熱」及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施しており、崩壊熱は、最適評価値の1.1倍、原子炉トリップ設定値は誤差-40mmを考慮し、これらを重ね合わせた条件での解析を実施しております。

主な解析結果を下の表に示してございます。最高温度は、評価項目を十分に下回りますので、炉心の著しい損傷は防止されることから、要件の不確かさを考慮しても措置は有効というふうに評価をしております。

18ページをお願いいたします。18ページからが、格納容器破損防止措置の有効性評価に関する説明でございまして、1枚めくっていただいて19ページをお願いいたします。19ページには、LORLの格納容器破損防止措置の有効性評価の流れを示してございます。

ULOF等の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。

まず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原子炉停止後の崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ等の昇温・昇圧、原子炉冷却材の蒸発等による原子炉冷却材の液位低下を計算するとともに、構造力学に基づき中間熱交換器の原子力冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性を評価しております。

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について評価しており、安全容器内での冷却材や損傷炉心物質の熱流動挙動をFLUENTコードで解析してございます。

右下の格納容器応答過程では、安全板等から原子炉冷却材バウンダリ外に流出したナト

リウムによる影響が生じる過程を評価しており、格納容器（床下）に流出したナトリウムによる熱的影響をCONTAIN-LMRコードで解析してございます。

20ページをお願いいたします。20ページには、炉内事象過程の事象推移を示しております。

3.の炉内事象過程における事象推移ですが、まず原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成します。

次に、液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材のナトリウム中へ落下します。ナトリウム中に沈降しました損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、最終的に損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物内の遮へいグラフィット上に落下するというふうに想定をしております。

なお、この本評価におきましては、事象推移の不確かさを包絡する保守的な条件といたしまして、ナトリウム液位が炉心頂部に達した時点で損傷炉心物質の全量が遮へいグラフィット上に落下するというふうに仮想しまして炉外事象推移の解析を行っております。

21ページをお願いいたします。21ページには、炉内事象過程の解析条件等を示しております。

5.の主な解析条件ですが、補助冷却設備による崩壊熱の除去は機能しないこと、及び主中間熱交換機2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定しまして、事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転は継続され、安全容器外面冷却による除熱は考慮し、このような条件で計算をしております。

上から五つ目のポツですが、蒸発に伴う冷却も計算し、原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧を超過すると、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気下の格納容器（床下）に流出するものとして評価をしております。

炉心頂部露出時点で原子炉容器が破損し、その時点の崩壊熱を有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行するものとして、炉外事象については解析をしております。

次のページをお願いいたします。22ページは、炉内事象過程の主な解析結果を示しております。左側の図に、冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移。右側の図に、冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移を示しております。

異常発生後、①の時点で、1次主冷却系の流路が喪失し、②の時点では、原子炉冷却材の安全容器への漏えいが停止。③からは、1次冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、その後も冷却材の蒸発による液位低下が継続し、異常事象発生の約5.5日後の⑦の時点で炉心頂部が露出するというふうに評価をしております。

四角の枠の下の部分ですが、本計算結果に基づいて、炉心頂部露出時点の崩壊熱240kWを有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行するというふうに仮定しまして、炉外事象過程において、安全容器内冷却保持のための措置の有効性を評価しております。

また、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で、1次主冷却系の循環に必要な液位を下回りますので、1次冷却材を介した中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を過温・過圧することはないというふうに評価をしております。

次の23ページをお願いいたします。23ページは、炉外事象過程の解析体系等を示しております。

左の図に示しておりますとおり、原子炉容器の周囲には遮へいグラファイトを充填しました安全容器を設置してございまして、安全容器の外面は、コンクリート遮へい体冷却系により冷却されます。この体系におきまして、原子炉容器底部に移行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円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものととして、この状態を右の図のように、FLUENTコードでモデル化しまして、解析を実施しております。

次の24ページをお願いいたします。24ページには、炉外事象過程の主な解析条件と解析結果を示しております。

解析条件は、炉内事象の評価で求めました崩壊熱240kWを発熱に係るインプットといたしまして、コンクリート遮へい体冷却系の運転、冷却に係る運転条件は、定格温度、定格流量として解析を実施してございます。主な解析結果を左の表に示してございます。

最適評価に基づく基本ケースではバウンダリを構成する安全容器の最高温度は約330°C、不確かさを考慮して発熱を300kWまで増大させた不確かさの影響評価においても安全容器の最高温度は約400°Cでございまして、安全容器の設計温度450°Cを下回ることから、コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却により損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却・保持されており、格納容器破損防止措置は有効であるというふうに評価をしております。

次の25ページをお願いいたします。25ページには、参考といたしまして安全容器内の遮へいグラファイトとナトリウムの共存性について示しております。文献調査、熱力学的平衡計算、浸漬試験及び熱分析試験によりナトリウムと遮へいグラファイトの接触により、有害な反応が生じないことを確認してございます。

次の26ページをお願いいたします。こちらの参考といたしまして、安全容器内の遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能について示しております。

安全容器による損傷炉心物質等の保持機能は既許可の仮想事故で確認されておりますが、今回BDDBの資機材としての機能を再確認する観点で、安全容器内の遮へいグラファイトと損傷炉心物質の接触により有害な反応が生じないことについて、熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価及び損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験により念のために確認を実施しております。

26ページは、熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価を示してありまして、計算条件の表に記載のとおり、安全容器内の組成を模擬した組成で事象推移評価における黒鉛最高温度の約530°Cを超える800°C～2,800°Cの範囲まで計算を実施し、その結果として生じる反応は、黒鉛の酸化や炭化物燃料の生成であるということを同定してございます。

27ページをお願いします。27ページでは、損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験の結果を示してございまして、こちらの安全容器内の組成を模擬した条件での熱分析試験及び試験後の金相観察、EPMAによりまして、明確な反応は確認されず、安全容器内の条件では、黒鉛の有意な減肉が生じないということを確認してございます。

ここまでではLORLの説明でございますので、本資料の説明は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いただきたくお願いいたします。

○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。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

LORLの説明なんですけれど、この資料の11ページ、(1)の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図の下の説明に、内管が破損し、外管で漏えい量が抑制された状態で外管が破損という記載がございまして、それから、15ページに、1次冷却材漏えい箇所は、漏えい口の大きさは t^2 と。tは配管厚さを想定して42mm²という説明があります。この部分について考え方を説明していただきたいと思っております。

一応これまでの13条の議論で、設計基準事故で1次冷却材漏えい事故があつて、そのときには、二重管の内管がLeak Before Breakの考え方を適用して、Dt/4というような説明

がありました。

この設計基準事故との関係、それから二重管の内管及び外管の同時破損の考え方、そのほか、設計や施工維持の考え方などを含めて、ちょっと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。

まず、破損の想定の方、11ページで御指摘をいただきました内外管破損の想定につきまして、これは常陽の場合は、評価事故シーケンスの一覧で見させていただきますと、内管と外管の領域が三つのコンパートメントに分かれてございまして、想定する箇所を同じコンパートメントでの破損を想定しているということで、漏えい量が大きくなる内管と、同じコンパートメントの内外管破損を想定しているということになります。

それから、15ページの t^2 の方でございますけれども、 t^2 につきましては、今回説明資料といたしまして、資料4を配付してございまして、資料4の通しページでございますと、178ページに、この配管の漏えい物の大きさ、配管の破損規模の想定の方を整理して示してございます。

資料4の別添1の178ページですけれども、この配管の漏えい物の大きさにつきまして、DBAの際にも説明をいたしました、DBAの際には $Dt/4$ というふうな設定を説明させていただいてございまして、それと同じ配管破損の想定の方に基づいて、この別添1では説明をしてございます。

まず、貫通時の亀裂長さ $l=12t$ といたしまして、その開口幅については、こちらの(2)式の式で表される開口幅を想定してございます。これに対しまして、この幅と亀裂長さの面積として(3)の楕円形の面積を評価してございます。

その幅については、次の179ページですけれども、先ほどの(2)式に常陽の運転条件を当てはめて幅を計算しますと、こちらの(4)式のようになります。これを幅と長さを掛けまして、 $0.76t^2$ というふうな配管の破損規模が想定されるということで、それを保守的に丸めて、 t^2 というふうな(6)式で求めているというものでございます。

この考え方の設計基準事故における想定との違いでございますが、設計基準事故では、主冷却系配管の $Dt/4$ を小口径配管のギロチン破断の大きいほうを採用するというので、小口径配管のギロチン破断を想定してございます。

一方で、このBDBAにつきましては、発生する頻度が非常に低いという事象でございますので、配管の破損規模についても、最適評価を基本として破損面積を求めているというものでございまして、今申し上げたような、こちらは178ページ～179ページで説明しました

ような最適評価を実施して、 t^2 というものを設定しているというものでございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

少し説明をしていただきたいところが少し足りないという感想がありまして、資料4の179ページ、参考文献に配管破損の形態と大きさについてという資料を見ますと、これは配管エルボを代表的なところとして選んで、ここに繰り返し応力がかかると。このときに、初期に表面欠陥があるということを仮定して、それが繰り返し応力で亀裂が生じる、さらに内圧がかかって亀裂が拡大すると、こういう説明だと思っんですね。

今、山本さんは、常陽の条件と言いましたけれど、179ページにあるように、最高使用圧力1.9MPa、常陽はこんなに大きくないと思っんですけれど、これはかなり保守側じゃないでしょうか。

それから、運転温度の650°C、普段はこんなに大きくないと思っんですけれど、だから、要するに、この t^2 というのは、そういったことも考えて、保守側であるという説明が来ると思っんですが、違いますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 説明が不足して申し訳ございません。原子力機構の山本でございます。

御指摘のとおりでございまして、この温度、圧力それぞれ保守的な条件を設定して評価をして、 t^2 は十分に保守的であるというふうに考えてございます。

○有吉チーム員 有吉です。

説明としてほしいのは、ここはBDBAの世界なので、基本的には最適評価でありながら保守的な条件設定をしてもいいと、そんな感じで考えていると思っんですね。やっぱり説明はそこからやってもらって、なるべく最適は狙うんだけど、それでも保守側であると。保守側であるというのは、これこれであるといった説明はやっぱりするべきだろうと思っんです。

今言った以外に、もう一つやってほしいのは、内管と外管の関係なんですね。今、山本さんは、内管と外管の破損の箇所しか言いませんでしたけれど、まず内管と外管は破損に因果関係があるのかないのか。因果関係がなければ独立で破損すると。だから、内管が破損して、別に誘発されて外管が破損するわけではないというんだったら、そういう説明をしていただきたい。

あくまでもそういったことを踏まえて、この評価のために、保守側ではあるけれど、こういう設定をしたと、一貫した説明をしてほしいんです。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） 承知いたしました。

まず、保守的な評価、最適評価を試行しながらも、保守的な条件を取り入れているということは資料に入れて説明をさせていただきます。

また、内管と外管の破損についての因果関係ですが、基本的には因果関係はないというふうに考えてございまして、こちらは t^2 が大きくなる内管の破損の面積で漏えい口を設定しているというものでございます。こちらについても、また資料にまとめまして、別途説明させていただきます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

内管と外管のその関係というのは大事だと思っているのが、もう一つありまして、さっきの $Dt/4$ なんですけど、これはあくまで表面欠陥の存在というのが仮定となっていると。それが建設時にどうだったのか。今ここに至って欠陥が出るメカニズムがあるのか、そういったことを包絡しても、二重管で独立だから現実的な評価でいいと。そういったトータルの説明をしていただきたいので、よろしく申し上げます。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 承知いたしました。

建設時の製造データ、QAデータ、そういったものに基づきまして初期の表面欠陥の存在、そういったものを含めて、資料にまとめて御説明させていただきます。

○有吉チーム員 よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほか、質問、コメントいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

資料1の21ページの考え方で確認をさせていただきたいと思います。

今回LORLの事象ということで、この5.の解析条件一番下を見ますと、炉心が露出した時点で原子炉容器は破損して、その時点の崩壊熱を有する損傷炉心は全部安全容器に落ちますよという、こういう仮定を置いているわけなんですけども、例えば最初の頃に説明のあったULOFですとか、UTOPですとか、ああいったものを考えると、炉心が崩壊していく過程というのもありましたし、あの中では再臨界というのも一つの議論であったと思うんですね。

今回は、液位が低下して行って炉心が損傷した瞬間、もうその炉心をこうやって下に落とすと、それはある意味、保守的なものかもしれないんですけど、この崩壊する過程で何か考慮すべき事象、ULOFですとか、UTOPで扱ったような事象というのは、本当に考慮する必要がないのかというのは、ここは説明か要ると思っていまして、まず、要る要らないとい

うのはあると思いますし、どういう考え方で不要としているのかというのは、ぜひ御説明を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（飛田主席） 原子力機構の飛田から説明させていただきます。

LORLあるいはPLOHS炉心損傷の過程で、これはまず崩壊熱レベルでナトリウムが蒸発して、次第に液位が低下していくという非常に緩慢な現象でありまして、炉心が損傷してくる過程で、再臨界になるとしても非常に緩慢な再臨界挙動になりますので、そういった観点で、大きな機械的エネルギーの発生に結びつくような触発再臨界超過は極めて起きづらいというふうに考えております。

また、一方で、もうそういう厳しい触発臨界超過が発生して、熱機械的エネルギーが問題になるようなレベル、ULOF、UTOPで発生しているような触発臨界超過が発生した場合においてもLORLあるいはPLOHSの事象では、上部プレナムの中のナトリウムは既に失われておりますということで、機械的エネルギーに変換される時は、この炉心、高温・高圧になった炉心が膨張して、上部プレナムのナトリウムを上の方に加速して、そこで初めて機械的な負荷が発生するという現象が発生するわけですが、加速されるべき上部プレナムの中にナトリウムが存在しませんので、空間中に炉心物質が放出されるような挙動となって、1次系バウンダリに対する機械的な影響はほとんどないというふうに考えております。

また、そのような場合になりますと、炉心物質は炉容器の上部プレナムの底全体に分散されて配置されると。その後、やはり崩壊熱は取れないので、その周囲の構造材の熔融損傷しながら、下の方向に移動してくるということになるわけですが、その場合は、まず安全容器、最終的に炉容器の底を損傷して、熔融貫通して、安全容器の中に落下するということになるわけですが、その場合の熱的な負荷、炉安全容器に対する熱的な負荷を考えますと、やはり炉心頂部が露出した時点で原子炉容器は破損して、全炉心を1か所にまとめて落とすという想定で熱的な負荷の影響が一番保守的に評価されるというふうに考えておりますので、このような仮定を置いて評価を行っております。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

考え方は今説明いただいたので理解はできるんですけども、ただ、どういうことを考えてこの結論に至ったのかというのは、やっぱり説明として書面で出していただく必要があると思っておりますので。この考え方に至る今の御説明の内容、これは事象進展の考え方ですとか、どういうことを考えてもこれが厳しい評価になるということは、資料として御説

明をいただきたいと思っています。

その上で、もう一つあるんですけども、今の熱的な影響では、損傷炉心が一番下に落ちこちるのは厳しいという御説明だったと思うんですけど、さらに、黒鉛の上に落ちた炉損傷炉心、これの再臨界の影響というのは、まず考えなくていいのかということも、もし評価されているのであれば、この辺の御説明もいただきたいと思います。

○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。

今の御指摘、承知いたしました。まず、炉事象での炉心崩壊過程の考え方を書面にして、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

また、安全容器内に移行しました損傷炉心物質の臨界性評価につきましても、別途資料を提出させていただいて、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○片野チーム員 分かりました。

黒鉛の上に落ちた炉心の再臨界については、評価はされているということで、よろしいんですか。具体的には書面で説明をいただきたいと思うんですけど、もし現状で評価されていて、どういう結果になりそうかというのがもし分かっているのであれば、少し説明いただければと思うんですが。

○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。

評価は実施してございます。全量の炉心損傷物質、損傷炉心物質が安全容器内に移行したとしても、臨界に達しないという結果でございます。ある不確かさの影響評価を行ってございまして、そういった不確かさを踏まえても、臨界に達しないという評価結果になってございますので、こちらについては、別途ヒアリング等の場で説明をさせていただいて、次回以降の審査会合で御説明させていただきます。

○片野チーム員 規制庁の片野です。

ひとまず分かりました。現状をお考えになっている評価の中では、黒鉛の上に落とした炉心としては、熔融炉心としては、再臨界には至らないという結論になっているというのは分かりましたので、それはどういう条件を想定した上でのことかというのは、資料を確認しながら見ていきたいと思っています。

すみません。もう一つ確認させていただきたいんですけど、今回、損傷炉心物質が原子炉容器底部に落ちて、クリープ破損で安全容器の上に落ちると。こういう破損モードを想定しているわけなんですけども、ほかに冷却材が沸騰して過圧するですとか、安全板の話は確かにあるんですけども、沸騰の程度によっては、もう過圧破損の影響、あるいはそ

れがクリープ破損を促進するですとか、ほか炉心の溶融貫通みたいなのを想定されないのかというのは、この辺はどうでしょうか。

○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。

原子炉容器の溶融貫通というのは生じないということに関しましては、まだ先ほど飛田のほうから御説明がございましたが、炉心の部分で再臨界に達したというようなことを想定いたしましても、損傷炉心物質、損傷後の損傷炉心物質は下側の下部プレナムに、サブクール度が大きいナトリウムは十分ございまして、そちらと速やかに熱交換をして下側に移行するというような事象進展になりますので、溶融炉心物質が原子炉容器を溶融貫通するという、そのような事象性にはならないというふうに考えてございます。

それから、蒸発したナトリウムによって過圧されるというものにつきましては、これに先ほど片野様のほうから御指摘いただきましたとおり、安全板を通じた過圧防止措置を講じてございますので、そういった過圧については、防止するというふうな設備対策を講じているというものでございます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

ちょっとコメントを申し上げます。今回、Beyondの対策として、新たに1次アルゴンガス系統、先ほどの議論になるんですが、安全板というものを設けて過圧破損を防止するという、先ほども御説明がありましたけれども、これがこの設備の設置位置、それから構造、これは系統構成も含めて確実に安全板が作動するといったようなことを説明いただきたいと思っています。これも今ちょっと口頭で説明できるところではしていただきたいんですが、きちんとした紙で最終的には説明していただきたいと思っています。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ございます。

最終的には、紙での説明をさせていただきますが、現時点、本日は口頭で御説明をさせていただきます。

安全板につきましては、格納容器の床下の地下2階に原子炉カバーガスの圧力が通常運転時約0.98kPaでございますけれども、それに対して9.8kPaで作動するというものを設置することにしてございます。これについては、静的な圧力で破裂するというものを設置しますので、十分に高い信頼性は確保、確実に作動するというものを設置できるというふうに考えてございます。

詳細につきましては、次回以降の審査会合で資料を用いて御説明させていただきます。

○小舞チーム員 よろしくお願いたします。

以上です。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今の安全板のところなんですけれど、11ページに概念図がありますけれど、1次アルゴンガス系のところからずっと配管を引っ張ってきているように見えます。これが格納容器の一番深まったところまで引き回していると。これは例えば配管を引き回しているときに、ナトリウム蒸気が途中で凝縮して閉塞したりしないのかとか、それから、ヒートシンク材というのがございますけれど、これはどういう材質を使っていて、それから蒸発してくるナトリウムの熱量を吸収するのに十分な設計なのかといったところを併せて説明をしていただきたいんです。大丈夫でしょうか。

○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。

承知いたしました。1次アルゴンガス系の凝固の防止につきましては、ヒーター等によって防止をする、それからヒートシンク材については、今アルミナを設置するというのを考えてございまして、こういったヒートシンク材の効果も含めて、先ほどの格納容器応答、すみません、次のPLOHSでの格納容器応答過程での説明、評価になってございまして、そちらでも十分な性能を有しているということ、効果を有しているということについては、御説明させていただきます。

いずれにしましても、次回以降にこの安全板の詳細な設計と併せまして資料で御説明させていただきます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

この安全板は、この事象、いいアイデアだと思いますので、失敗しない対策を十分やって説明していただきたいと思います。よろしくお願いたします。

○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す。

承知いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがでしょうか。よろしいですか。

最後に、安全板の話が少し出ましたけれども、いわゆるこの装置というのは、炉外でモックアップの試験とか、既に何かデータ等は得られるんでしょうか。

○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。

まだそこまで詳細な段階には至ってございません。今御指摘いただいたことを含めまし

て、機構内で十分検討して設計対応を行っていきたいというふうに考えます。

○山中委員 それでは、次回以降、よろしくお願いします。

そのほか、よろしいですか。

それでは、引き続き、PLOHS事象について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） 画面共有は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。

原子力機構の山本でございます。

引き続き、資料1の28ページ以降について御説明をいたします。

28ページからが、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）に関する説明でございます。

1枚めくっていただきまして、29ページをお願いいたします。29ページには、PLOHSの事故シーケンスの一覧を表に整理してございます。このうち、朱記の事故シーケンスが評価事故シーケンスに選定したものでございまして、No.1が外部電源喪失を異常事象とした1次主冷却系及び補助冷却系による強制循環冷却失敗事象、No.7が2次冷却材漏えいを異常事象とした1次主冷却系及び補助冷却系による強制循環冷却失敗事象です。

選定理由は、30ページ、次のページに示してございます。本事象グループには、原子炉の停止に至る複数の異常事象と設計基準事故対処設備の機能喪失によるプラント応答が異なる事故シーケンスが多数含まれておりますが、常用系の動的機器の全ての機能喪失をもたらすという点で外部電源喪失が起因の事故シーケンスが高い代表性を有しております。

また、冷却材漏えいが含まれる事故シーケンスの中から、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から1ループの自然循環が措置となる事故シーケンスも選定しており、結果として、先ほど説明しました29ページの『No.1』及び『No.7』の二つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定しております。

第2段落には、評価事故シーケンスの代表性について記載しておりまして、炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価において解析条件に僅かな差が生じますが、評価事故シーケンス以外の抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡されます。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様に、評価事故シーケンス以外の抽出された事故シーケンスは、評価事故シーケンスと同

様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡されると評価しております。

31ページをお願いいたします。31ページには、PLOHSの評価事故シーケンスの概要を示しております。31ページは、外部電源喪失を異常事象とする評価事故シーケンスについての説明でございます。

左の図に、事象進展、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概念図を示しております。

右の文書の評価事故シーケンスの概要ですが、図中、まず①で出力運転中に外部電源が喪失し、図中の②で電源喪失トリップ信号により原子炉が自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、図中③で1次主冷却系における低速運転に失敗するとともに、図中④の補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗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、図中の黄色塗りの[a]で示しました独立した2ループの主冷却系の自然循環並びに主冷却系の自然通風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損傷防止措置とし、その有効性を評価しております。

また、格納容器破損防止措置としましては、独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を有する措置と比べて極めて高い信頼性を有し、また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、1ループの自然循環により炉心の著しい損傷は回避され、格納容器の破損は防止されることから、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止されるというふうに評価をしております。

次に、32ページをお願いいたします。32ページは、2次冷却材漏えいを異常事象とする評価事故シーケンスについての説明です。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。

31ページで御説明した、評価事故シーケンスとの差異については、異常事象が外部電源喪失から2次冷却材漏えいとなりまして、炉心損傷防止措置が1ループの自然循環となる点が異なる点でございます。

炉心損傷防止措置は、図中の黄色塗りの[a]で示しております健全なループの主冷却系の自然循環並びに主冷却系の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去する炉心損傷防止措置でございます、その有効性を別途評価しております。

右の図に、格納容器破損防止措置を示しております。本評価事故シーケンスでは、1ループの自然循環の失敗を想定した場合に、炉心が著しく損傷する可能性がございますので、格納容器破損防止措置については、先ほどのLORLで御説明したのと同じ措置を講じ、こ

の有効性を評価してございます。

次の33ページをお願いします。33ページは、外部電源喪失を異常事象とした評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要を示しております。

左上の外部電源喪失が異常事象でございまして、設計基準の範囲では、主冷却系または補助冷却系の強制循環によりその後の崩壊熱が除去されます。

これに対して、これらの強制循環に失敗した場合に、破線の下のBDBAに移行いたします。BDBAに対する炉心損傷防止措置は、黄色塗りの箇所ですが、主冷却系の自然循環、自然通風による崩壊熱除去でありこの措置により炉心損傷を防止いたします。

次の34ページをお願いいたします。34ページは、運転員による炉心損傷防止措置の手順の内容及び時系列を示しております。

原子炉スクラム及び自然循環への移行は、自動でございまして、運転員の主な対応は、監視ということになります。

35ページをお願いいたします。35ページは、2次冷却材漏えいを異常事象としました評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要を示しております。

左上の2次冷却材漏えいが異常事象であり、設計基準の範囲では、主冷却系または補助冷却系の強制循環によりその後の崩壊熱が除去されます。

これに対して、これらの強制循環に失敗した場合に、破線の下のBDBAに移行いたします。BDBAに対する炉心損傷防止措置は、黄色塗りの箇所ですが、1ループの主冷却系の自然循環、自然通風による崩壊熱除去により炉心損傷を防止いたします。

本評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置は、1ループの自然循環でありまして、自然循環に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がございまして、下の格納容器破損防止措置に移行するということになります。この格納容器破損防止措置は、先ほどのLORLと同じ措置でございまして。

次の36ページをお願いいたします。36ページは、運転員による炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順の内容及び時系列を示しております。

原子炉スクラム及び自然循環への移行は自動であり、また、一番下に記載しておりますコンクリート遮へい体冷却系による冷却も基本的には通常運転時からの継続運転でございまして、運転員の主な対応は監視ということになります。

次の37ページをお願いします。37ページからが、炉心損傷防止措置の有効性評価に関する説明でございまして。

PLOHSの評価事故シーケンスは、これまで説明した二つでございまして、これらの炉心損傷防止措置は、それぞれ主冷却系1ループの自然循環冷却と主冷却系2ループの自然循環冷却となります。炉心損傷防止措置の有効性評価につきましては、これらのうち、より厳しい側の結果となる2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故につきまして、次のページ以降でその有効性について御説明をいたします。

次の38ページをお願いいたします。38ページには、炉心損傷防止措置の解析条件等を示しております。

3.の解析コードには、LORLと同様にSuper-COPDコードを使用しております。

4.の主な解析条件といたしまして、(1)ですが、ナトリウムの漏えいが生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定しております。

(2)ですが、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせております。また、原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転を引継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとしてございます。主な事象推移を下の表に示してございます。

異常発生から約18秒後に原子炉はスクラムいたしまして、その後の崩壊熱除去におきまして、強制循環による冷却に失敗し、1ループによる自然循環に移行いたします。

次の39ページをお願いいたします。39ページには、主な解析結果を示してございます。

左側の図に原子炉出力、炉心流量、炉心部の温度の推移の解析結果を示してございます。異常事象発生から、約18秒後に原子炉が自動停止し、原子炉スクラム後、1次主冷却系の強制循環に失敗し、自然循環流量が最も低下しました時点で被覆管温度及び炉心冷却材温度が最高温度に至っております。

最高温度は右の表に示しておりますとおり、被覆管最高温度及び冷却材最高温度ともに約750°Cでございまして、これらの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ることから、措置は有効と評価をしております。

次の40ページをお願いいたします。40ページには、不確かさの影響評価について示してございます。

二つ目のポツですが、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「崩壊熱」及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度

解析を実施しており、崩壊熱は最適評価値の1.1倍、原子炉トリップ設定値は誤差+8°Cを考慮しまして、これらを重ね合わせた条件での解析を実施しております。

主な解析結果を下の表に記載しておりまして、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ることから、条件の不確かさを考慮したとしても措置は有効と評価をしてございます。

次の41ページをお願いいたします。41ページからが、格納容器破損防止措置の有効性評価に関する説明でございまして、1枚めくっていただいて、42ページをお願いいたします。

42ページには、PLOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価の流れを示してございまして、評価の流れは、先ほど説明しましたLORLと同じでございます。

次の43ページをお願いいたします。43ページには、炉内事象過程の事象推移を示しております。

3.に、炉内事象過程における事象推移を示しております。先ほどのLORLと比較しますと、冷却材の漏えいがございませんので、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリ、冷却材蒸発量は異なりますが、最終的に冷却材が蒸発し、炉心が露出して損傷する過程については、LORLと同じ事象推移となります。

44ページをお願いします。44ページには、炉内事象過程の解析条件等を示してございます。

5.の主な解析条件ですが、最初のポツです。主中間熱交換器の2基の2次側の除熱能力の完全喪失及び1次主冷却系配管の断熱を仮定しまして、事故発生前から運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転は継続され、安全容器外面冷却による除熱を考慮してございます。

最後のポツについては、LORLと同様ですが、蒸発に伴う冷却も計算しまして、原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設計圧を超過しますと、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとして評価をしてございます。

次の45ページをお願いいたします。45ページには、炉内事象過程の主な解析結果を示してございます。

左側の図に冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移。右側の図に冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移を示しております。

異常発生後、①の時点で、熱膨張いたしました原子炉冷却材がオーバフロータンクへ流

出いたします。②の時点では、1次主冷却系の循環液位が喪失しまして、その後も冷却材の蒸発が継続し、異常事象発生の約27日後の③の時点で炉心頂部が露出いたします。当該時刻までの冷却材最高温度は約800°C、この時点での崩壊熱は約140kWと評価をしてございます。

なお、炉心損傷時の崩壊熱については、LORLの240kWのほうが厳しくなっておりますので、安全容器内での冷却性能評価はLORLに包絡されるというふうに考えてございます。

次の46ページをお願いいたします。46ページには、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について示しております。

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ございます。これらについての評価部位の選定を3.に示してございまして、各部位の強度及び圧力の相対的な関係から、下線を引いております、2次側下部プレナム鏡板を評価部位に選定してございます。

次の47ページをお願いします。4.に評価手法を示してございます。二つ目のポツですが、外圧を受ける鏡板の（クリープ）延性破断は、鏡板が頂部の反転を伴う座屈を経て、中高面が完全に反転し、円筒部にまで変形が至る場合に発生するということが実験で示されてございまして、破損様式を座屈として評価すれば、バウンダリ機能の喪失に対して保守的な評価が可能となります。また、座屈の評価につきましては、こちらに記載の発電炉の設計規格に準拠して実施してございます。

評価結果を5.に示してございます。不確かさの影響評価を含めました原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815°Cにおける「常陽」の主中間熱交換器の2次側下部プレナム鏡板の許容圧力は0.6MPaというふうに評価され、これに対しましてPLOHS時の1次側の最大圧力は0.1MPa以下でございまして、主中間熱交換器の原子力冷却材バウンダリ（1次/2次境界）の機能は維持されると評価しております。

また、6.に不確かさの影響評価を記載しておりますが、崩壊熱を1.1倍した評価においても原子力冷却材の最高温度は815°Cを下回りますので、この許容圧力は0.6MPaとなり、このことから不確かさを考慮しても、この措置は有効というふうに評価しております。

48ページをお願いします。48ページからが、格納容器応答過程についての説明でございます。

3.の解析コードについては、ULOHSと同じCONTAIN-LMRコードを使用してございます。解

析体系を右の図に示しておりまして、ULOHSにおいては、空気雰囲気格納容器（床上）に噴出するナトリウムの熱的影響を解析していましたが、PLOHSにおいては、運転中は常時窒素雰囲気格納容器（床下）に安全板を設置しますので、ナトリウム蒸気の放出は、格納容器（床下）の最下層の図では、ナトリウム蒸気放出セルのセル6から放出されるという条件で評価解析を行ってございます。

なお、体系については、外気領域を含めまして、こちらの右の図に示しましたとおり、六つのセルで構成した体系で解析を行ってございます。

次の49ページをお願いいたします。49ページには、格納容器応答過程の主な解析条件と解析結果を示しております。

主な条件としましては、放出されるナトリウム蒸気量及び蒸気温度を炉内事象の推移の解析結果から設定しまして、格納容器（床下）が窒素雰囲気として解析を実施しております。

解析結果の右側の上の図に、格納容器内圧力の時刻歴変化、下の図に格納容器内鋼壁温度の時刻歴変化を示してございます。いずれも格納容器の設定圧力及び設計温度を十分に下回っておりますので、格納容器の破損は防止され、格納容器破損防止措置は有効と評価をしてございます。

次の50ページをお願いいたします。50ページには、不確かさの影響評価を示しております。

原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価しており、崩壊熱は、最適評価値の1.1倍の値を使用して計算してございます。解析結果を図に示してございまして、圧力及び温度は、いずれも設計圧力及び設計温度を下回ることから、不確かさの影響を考慮しても措置は有効と評価をしてございます。

51ページをお願いいたします。51ページは、外部電源喪失を異常事象としたPLOHSにおいて格納容器破損防止措置を1ループの自然循環による炉心損傷回避としていること考え方の説明でございます。

炉心損傷防止措置として、受動的な安全機能である2ループの自然循環冷却によって炉心損傷が防止されること。また、流体の密度差という固有の物理特性を駆動力として炉心が冷却されるため、自然循環冷却という現象に本来失敗はないこと。自然循環冷却失敗に至る要因は、冷却材ナトリウムの循環経路の破損、静的機器の破損による循環液位喪失、主冷却機における空気流路の開度制御の失敗（動的故障）による過冷却であると。これらの

要因については、偶発的に生じるものであって、これらの偶発要因によって独立な系統である2ループが同時に自然循環冷却に失敗することは考え難いと。

したがって、当方といたしましては、炉心損傷防止措置が機能しない場合においても、格納容器破損防止措置として1ループの自然循環冷却に期待できるものというふうに判断をしております。

52ページをお願いいたします。52ページは、LORL及びPLOHSに対する炉心損傷防止措置の有効性評価のまとめでございます。内容については、個別の説明、評価で御説明をしたとおりでございます。

53ページをお願いいたします。53ページにつきましても、LORL及びPLOHSに対する格納容器破損防止措置の有効性評価のまとめでございます。こちらの内容については、個別の評価で説明したとおりでございます。

PLOHSにつきましても説明は、ここまででございますので、一度ここで説明を中断させていただきます。審査をお願いしたいと存じます。

○山中委員 それでは、質問、コメントをお願いします。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

このPLOHSの特徴は、LORLと比べてあるのが自然循環だと思っておりますが、自然循環は一応、解析結果は示されておりますけれど、実績、実験等あるんだとしたら、それも併せて説明していただくのがよいと思いますが、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） 承知いたしました。実績、MARK II 炉心100MWコアの自然循環による崩壊熱除去の実績、実証が出てございますので、こちらについても資料に含めさせていただいて、次回以降の審査会合で御説明させていただきます。

○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。

○片野チーム員 規制庁の片野でございます。

ページで言うところの48ページですけれども、今PLOHSとして説明いただきましたけど、安全板が破れて蒸気ナトリウムが格納容器の床下に出てくるというのは、さっきのLORLと同じ考え方だという説明がありましたので、共通的な話だと思うんですけども、ナトリウムの蒸気はずっと継続的に出てくるわけですね、床下のほうに。ボリュームは大きくて、圧力としてはそんなに上がらない、温度としても上がらないという御説明なんだと思っておりますけども、これはどこか、ほかと放熱みたいなのを考えているんでしょうか。現実的には

放熱はあると思うんですけども、この解析の評価上は、どこかほかとの放熱というのは考慮されているのでしょうか。

○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。

雰囲気ですとか、構造材、それから格納容器の上部、こういったものを通じて放熱をするということで、計算上、考慮して計算を行ってございます。

○片野チーム員 つまりナトリウムの蒸気としてはセル6というところに放出されて、ここで凝縮するということですが、そうすると凝縮性熱とか出てくるわけですよね。それはこの図だと、開口部の通気なんかで、床下の中ではある程度、熱の授受というのはあり得るのかなと思うんですけど、格納容器のさらに上の部分というのは、ここで縁切りされているわけですので、そこまでの放熱というのも解析上、考えていないのかなと思ってちょっとお聞きしたんですけども、そこは今考えておられるという、そういうお答えなんですかね。

○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。

御指摘のとおりでございます。それを通じて床上に、床上の温度が上昇してございますので、この床上の上昇した温度については、床上からそういった放熱についても考慮して計算をしております。

○片野チーム員 分かりました。ここは今そういう御説明でということは分かったんですけども、詳しくは、また資料を通じて御説明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す。

承知いたしました。詳細な解析について、資料で別途御説明をさせていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

よろしいでしょうか。

それでは、引き続き、SB0事象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） それでは、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54ページからに基づきまして、SB0について御説明をさせていただきます。

1枚めくっていただきまして、55ページをお願いいたします。55ページは、設計基準対処設備である電源設備の概要を示してございます。

左の図には、常陽の電源系統を示してございまして、概要を右の文書に示しております。

一つ目のポツですが、大洗研究所、南受電所から1回線で商用電源を受電しております。

二つ目のポツですが、文中、赤枠、青枠、緑枠で示しておりますとおり、非常用電源設備としてディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備を設けてございます。

三つ目のポツですが、図中でもC系、D系と示しておりますとおり、非常用電源設備については、多重性又は多様性並びに独立性を確保しまして、単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故等に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものを設置してございます。

四つ目のポツですが、全交流動力電源喪失時に使用する機能に必要な電源は、交流又は直流無停電電源系から供給され、これらの蓄電池については、全交流動力電源喪失時に原子力を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとしてございます。

56ページをお願いいたします。56ページは、非常用電源設備から重要安全施設への電源供給について示してございまして、左の列に安全機能の重要度分類、右からの2番目の列に重要安全施設、一番右の列に電源供給元を示してございます。電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設に対しましては、非常用電源から電源を供給する設計としてございます。

57ページをお願いします。57ページは、ディーゼル発電機の概要とディーゼル発電機の主な負荷を示しております。

ディーゼル発電機は、許容量を上回る定格容量といたしまして、外部電源の喪失に対処するための設備がその機能を確保するために必要な負荷に対して100%の容量を有するものを2系統の非常用ディーゼル電源系に各1基設置してございます。

非常用の負荷は、2基のディーゼル発電機のうち1基が停止した場合であっても、他の1基により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成してございます。

なお、ディーゼル発電機の負荷については、こちらの表に記載のとおりでございます。

58ページをお願いします。58ページは、蓄電池の概要及び蓄電池の負荷等について示してございます。

蓄電池は、交流、直流ともに非常用負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものに2系統の交流無停電電源系に各1組設置してございます。

無停電源系の主な負荷については、表に記載のとおりでございまして、蓄電池は、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、またはパラメータを監視する設備の動作に必

要な容量を確保する設計としてございます。

ここまでが電源に関する設計基準設備の説明でございまして、59ページからが、BDBAのSB0についての説明でございます。

59ページには、SB0の評価事故シーケンスについて示してございます。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2台の起動失敗を選定してございます。これに対する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でございます。

この評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概念図を左に示しております。ディーゼル発電機の起動に失敗し、非常用ディーゼル発電系の確保には失敗しますが、自然循環冷却により炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る事象進展については、外部電源を移動しようとするPLOHSと同じでございまして、その有効性評価についても同じでございます。

60ページをお願いします。60ページの左上の外部電源喪失が異常事象でございます。設計基準の範囲では、ディーゼル発電機が自動起動しまして、主冷却系の強制循環によりその後の崩壊熱除去が実施されます。

これに対してディーゼル発電機の自動起動に失敗した場合に破線の下にBDBAに移行いたします。BDBAに対する炉心損傷防止措置は、黄色塗りの箇所ですが、主冷却系の自然循環、自然通風による崩壊熱除去であり、この措置により炉心損傷を防止いたします。

次の61ページをお願いいたします。61ページは、運転員による炉心損傷防止措置の手順の内容及び時系列を示しております。

原子炉スクラム及び自然循環への移行は自動で行いますので、運転員の主な対応は監視となります。

SB0の特有の手順といたしましては、自然循環の監視におきまして電源枯渇を想定し、仮設計器等による温度監視等を行うことを右の下から二つ目のところで定めてございます。

62ページをお願いいたします。62ページの有効性評価につきましては、SB0の評価事故シーケンスの事象推移及び措置については、電源の状態を除きましてPLOHSにおける「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じでございます。

このため、措置の有効性評価はPLOHSにおける「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じとなるということを記載してございます。

資料の説明は以上でございます。

○山中委員 それでは、質問、コメントをお願いします。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

SB0のときということ、電源がなくなった後は直流電源系ですとか、交流無停電電源で担保するという話ですけど、2時間ということですので、2時間以降の話は監視については、仮設の電源系を持ってきて維持するというお話ですけども、自然循環ということになりますと、空気冷却器のほうの操作をどういうふうにするのかということだと思んですけど、ここはどういうふうに対応されるんでしょうか。

○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。

今御指摘いただきましたとおり、2時間のバッテリーを確保するという、2時間までは制御・監視がバッテリーになされるというものになります。

一方で、この主冷却機の入口弁ですとか、ダンパにつきましては、駆動の圧縮空気を使用しております。SB0にとりますとこの圧縮空気が喪失いたしますので、この喪失した時点からは、現場に運転員2名を配置いたしまして、中央制御室の監視員と連携をいたしまして、運転員の手動操作によって主冷却機の入口弁ダンパを調整して崩壊熱を除去するという手順を講じてございます。

○片野チーム員 ありがとうございます。

手動でダンパを操作するということでしたけど、先ほどPLOHSのところでも自然循環の成立性の話がありましたように、これも手動でやるということだったので、冷やし過ぎたりしないのかなとか、この辺どういうふうに制御するのかというのも、今後御説明いただきたいと思っておりますし、もしこれ、手動操作の実績なんかもあったら、そういうのも併せて御説明いただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 承知いたしました。

詳細については、次回以降資料を用いて、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

なお、この崩壊熱除去の過程におきましては、温度変化というのは非常に緩やかでございます。また、運転員の操作についても非常にシンプルなハンドルを回すというシンプルな操作でございますので、そういった加冷却については、運転員の力量を担保することによって防止できるというふうに考えてございますので、そういったことも含めて、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

なお、実際のプラント状態、保管状態で手動操作を実施したということは今までないということ、ただ一方で、訓練は行っておりますので、そういった訓練の実績について御説

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、資料の2、SIMMER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（飛田主席） それでは、資料の2を用いまして、第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書としまして、その3の格納容器破損防止措置での評価で使われますSIMMER-IV及びSIMMER-IIIコードの適用性及び妥当性の確認の結果について説明させていただきます。

まず、1ページ目に、ULOF及びUTOP、これは、このSIMMERコードが適用される事象でありますULOF及びUTOPで、炉心損傷に至った場合の事象推移と評価の流れを示している図があります。

ULOF/UTOPが開始して、初期の起因過程と呼ばれる過程では、集合体の損傷、集合体規模の損傷にとどまっていますが、その炉心の損傷が全炉心規模に進展する遷移過程と、それからこの遷移過程で即発臨界で発生した熱エネルギーが炉心物質の膨張によって機械的エネルギーに変換される右側の、真ん中から右側の上側、上にあります機械的応答過程の解析にこのSIMMERコードを適用されるコードであります。

2ページ目をお願いします。

SIMMERは、Sn, Implicit, Multi-phase, Multi-component, Eulerian, Recriticalityの頭文字の略でありまして、これは英語の単語でグツグツ煮えるあるいは怒りや笑いが爆発する直前の状態を意味する英語であります。

今回の解析で使用しましたSIMMER-IV及びSIMMER-IIIコードの前身でありますSIMMER-IIコードは、アメリカのロスアラモス国立研究所で開発されまして、日本には1980年に導入されております。これは主に、もんじゅの当初申請におきまして、遷移過程の参考解析などに使用されております。

アメリカでのこの高速炉プロジェクトの閉止を受けて、SIMMER-III及びSIMMER-IVコードを新たに原子力機構で開発して、国際協力で検証・改良を進めてきております。

このコードは、三つのモジュールからなりまして、高速炉の損傷炉心における多相多成分の熱流動を解析する流体力学モジュール、それからこの図の右側下にあります炉心を構成する燃料ピン、集合体ラップ管等の溶融破損を解析する構造材モジュール、それから左下にあります、炉心物質の配位と温度分布の変化に伴う反応度・出力履歴を解析する核動特性モジュールからなっております。

各モジュールはそれぞれの情報をやり取りするわけですが、流体力学モジュールと構造材モジュールは質量あるいは熱の移行をやり取りします。

あとこの核動特性モジュールは、流体力学モジュール及び構造材モジュールから物質の温度や密度分布を受け取りまして、一方、核加熱分布も出力分布を返すと、そういう構造になっております。

3ページ目をお願いします。このSIMMER-III、このSIMMERコードに必要とされます機能とそれから対応するまでのまとめた表であります。共通のモジュールに対して必要な機能としましては、全ての炉心物質や、あと固液気相の区別を行う必要があるということで、多成分の固体、液体、蒸気相を取り扱うモデルとなっております。

起因過程の解析コードであります、SAS4Aコードから接続が行う必要があるということで、専用の接続ツールを用いて接続を行います。

流体力学モジュールにおきましては、まず多次元の物質相対温度を扱う必要があるということで、多成分の質量・運動量・エネルギー保存式、構成方程式を備えております。その各種物質間の伝熱、相互作用、沸騰、相変化等を扱う必要があるということで、それらのモデル、伝熱、熔融固化、蒸発凝縮を行うモデルを構成方程式として備えております。

一方、多相流の流動状況を表現する必要がありますので、この場合は、多相多成分の流動様式、あるいは、境界面積モデルを備えて、これらの表現を行う。

あと、健全状態から即発臨界を超過して非常に高温の状態までの熱物性は蒸気圧が必要とされることで、それらのモデルを熱物性、あるいは状態方程式モデルとして備えております。

構造材モジュールにおいては、燃料ピン、ラップ管の健全状態、あるいは、熔融、破損挙動を評価、扱う必要があるということで、構造材-流体間の熱移行、あるいは構造材が破損する条件を評価する破損モデル、熔融固化のモデル等を扱っております。

核動特性モジュールにおきましては、大規模に燃料が移動することに伴う中性子束、あるいは反応度変化、それから物質の密度・温度の動的变化を反映する必要があるということで、多群輸送理論による空間依存動特性モデルを用いておりますし、また、多群核断面積を随時更新するというモデルを採用しております。

4ページをお願いします。SIMMERコードの解析体系としては、円筒座標系と直交座標系を両方ともSIMMER-IVもSIMMER-IIIも使用することができます。ただ、2次元解析コードでありますSIMMER-IIIコードは、通常は2次元円筒座標、SIMMER-IVコードは3次元直行座標

系を用いております。この両コードの物理モデル、すなわち基礎式、状態方程式、構成方程式、あと数値アルゴリズムは共通でありますので、一方のコードで検証された物理モデルは、他方のモデルコードでも有効ということになります。時限性に影響するような現象以外は共通ということになります。

5ページ目をお願いします。SIMMERコードの流体力学モジュールの概要になりますが、SIMMERコードで取り扱う炉心物質は燃料、スチール、ナトリウム、制御材及び気体でありまして、物理的状态（固体、液体、気体）ということと、存在場所です。構造材中、あるいは流体中にあるかということとを区別いたします。また、炉心物質の相対運動を取り扱う速度場の流動解析モデルを採用しております。

多相多成分の流動様式及び熱及び質量移行、すなわち溶融/固化、蒸発/凝縮、あるいは運動量交換を実験相関式に基づいてモデル化しております。

状態方程式は、先ほど申しましたように、固体から臨界点までの広い温度範囲にわたって実験データを元にフィッティングした多項式を用いております。また、非理想気体則によりまして高温領域での精度も確保して、また一方で、液体の圧縮性も考慮しております。

次、6ページをお願いします。構造材モジュールなんですけれども、これは、右側の図に書いてありますように、セルの中に燃料ピン、それから構造材、ラップ管の成分を持つことができます。燃料ピン、あるいは集合体管壁の内部の熱伝達、熱伝導を計算して、健全状態から過渡破損挙動までを扱うモジュールであります。

集合体の壁なんですけれども、前後左右のセル境界の管壁の質量、あるいは温度を独立に取り扱うことで、集合体管壁の溶融破損に伴うプールが拡大していく挙動を解析することができます。また、燃料が固化する場合は、このラップ管、管壁の表面上に燃料クラストが形成されるというモデルとなっております。

核計算モジュールに関しては、改良準静近似に基づく空間依存動特性モデルを採用しております。これはどういうモデルかといいますと、時間及び空間依存の中性子束を形状関数と振幅関数に変数分離した上で、形状関数は汎用の公開コードであります多群Sn輸送理論に基づくDANTSYSで解析です。一方、中性子束分布と、それから随時更新されるマクロ断面積から求める反応度及び動特性パラメータを用いて振幅関数の時間変化を解析するというものであります。

7ページ目をお願いします。SIMMER-IIIコード、SIMMER-IVコードの検証及び妥当性確認は、コードの開発と並行して実施してきております。大きく分けて二つのプログラムがあ

りまして、まず、第1期検証プログラム、これは90年～1994年にかけて実施したものでありまして、V&VでいわゆるVerificationを中心とした検証を行っております。

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という、これを目的として理論解、あるいは基礎的なベンチマーク問題、小規模な模擬実験の解析を行っております。

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

続いて実施しました第2期検証プログラムであります。これは1995年～2000年、2000年以降は、カザフスタンさんとの共同研究で実施しましたEAGLE炉内試験等の解析を行っております。これはV&VでいわゆるValidation、妥当性確認の検証解析となります。これは安全評価上重要な現象を対象としまして、炉内及び炉外の安全性実験の解析を通じて、SIMMERコードの適用性と妥当性確認を行ったものであります。

まず、第1期検証プログラムであります。これは、第1期検証プログラムにおける課題の一覧表を8ページ目に示しております。五つのカテゴリーに分類して、理論解、基礎的なベンチマーク問題、小規模な模擬実験の解析を行っております。検証研究は、全体なんですけれども国際協力で実施しております。担当機関としては日本は当時はPNC、現在は原子力機構になります。ドイツのFZK、カールスルーエ研究所、あと、フランスのIPSN、あるいはCEA-Gが参加しております。

右側の五つの列になりますけれども、これは各課題で検証を行う個別モデルの略称でありまして、表の下部にその略称、どのようなモデルが対応するか書かれておりますが、対象となる個別モデルにバツをつけて表しております。

五つのカテゴリーとしては、Category1の流体対流アルゴリズム、Category2の境界面積と運動量交換、Category3の熱伝達及びCategory4の熔融と固化、Category5の蒸発と凝縮に分かれております。

まず、第1期検証プログラムの検証例を示しているのが、10ページ目になります。これは、例としましては理想気体の衝撃波管の解析でありまして、理論解の存在する問題であります。

解析体系としては長さ2mの管を中央で圧力差のある等温の気体を設定して仕切って、時刻0で仕切りを解放すると。左側が約10気圧、右側が約1気圧に設定されております。1.5ms後の密度、圧力、温度、流速の空間分布を理論解としては、下にグラフを示してお

りますが、不連続な衝撃波管の面を正でよく捉えておりまして、オーバーシュートによる数値的な不安定性がほとんどないことを確認しております。

11ページ目が管内流の二相流における圧力損失を実験解析を行った例であります。これはInoueらによる管内流実験を解析しておりまして、試験装置としては左側に示しましたように、長さ2m、直径3cmの流路に下部から水と空気を流入させて圧力損失を計算したもののになります。

右側の二つのグラフに結果を示しておりますが、気体質量流量比、これは気体の流量に対応する二相圧力損失増倍係数をプロットしたグラフとなっております。プロットされている点は実験結果でありまして、黒抜きが流動様式は気泡流で、白抜きがスラグ流、あるいは環状流の流動様式に対応したものであります。

実線と点線はSIMMERの解析結果であります。幅広い流体の液体の流量、あるいは気体の流量に対して圧力損失、ここでは圧力損失増倍係数になりますが、適切に評価できることを確認しております。

また、特に液体流量の小さな領域での気相による圧力損失の増加も適切に評価できているということが確認されています。

12ページ目、これは高温融体の管内固化でありまして、THEFISと呼ばれる試験を解析した例であります。THEFIS試験の概要としては、左の図に示しましたように、圧力ベッセルの中に上下に動かせる坩堝を設置して、坩堝の中で熔融アルミナ、2,300Kのアルミナをつくりまして、圧力ベッセルの中を昇圧すると同時に、坩堝を上を動かしてクォーツガラス製の円管、内側直径6mm、長さ1.8mの下部から流体を流入させるという、そういう試験になっています。

融体の先端位置の時間変化をプロットしたグラフが右側に示されております。点線が実験結果でありまして、破線が前身のコードであるSIMMER-II、実線がSIMMER-IIIの解析結果であります。アルミナを模擬物質として用いた試験解析なんですけれども、浸入挙動は適切に評価されているということが確認できます。ただし、最終的な浸入長さの10%ほど過小評価が出ております。

13ページ目になりますが、これは管内の沸騰問題の解析例でありまして、対象としておりますのは、EPRIが実施したベンチマーク問題1.3の解析であります。この問題は、実験はなくて、ほかの二相流コードとの比較を行っております。解析体系としましては、下端から秒速1cmで飽和水が流入している長さ1mの垂直菅でやっています。上部の4分の3、す

なわち25cmよりも上側の領域を加熱して水を沸騰させるという問題であります。

あと、物性値とか相関摩擦は問題によって指定されたものを用いておりますので、純粹に二相の流体力学アルゴリズムの妥当性を確認するという、そういう解析モデルになっております。圧力とか蒸気の流速、液体の流速、ボイド率、ボイド率というのは蒸気の体積割合ですが、その軸方向分布をプロットしたグラフを示しております。ほかのコードの解析結果は各種のマーカで示されておまして、SIMMERの結果は実線でプロットしております。

結果としては、ほかの二相流計算コードに匹敵する結果を得ておまして、特に原研で開発されていますMINCSコードとほぼ一致する結果となっております。

14ページをお願いします。次に、第2期検証プログラム以降における検証研究の概要を説明します。

第2期の検証プログラムでは、安全評価上の主要な現象について6分野、三十数種の試験解析を実施しております。安全評価上の主要な現象としては、沸騰プール挙動、それから燃料流出・固化挙動、燃料・冷却材相互作用、いわゆるFCI、物質膨張挙動、構造材破損挙動、崩壊炉心の核的挙動の6現象でありまして、それぞれ右の欄に示す各試験データベースを用いてコードを適用することの妥当性の確認を行っております。

なお、SIMMERコードは、これらの重要な現象を解析するための特別なモデルを用いるということじゃなくて、基礎方程式と熱伝導物質の相変化、流動様式などの各構成方程式の組合せでこれらの現象の解析を行うというコードであります。

15ページをお願いします。まず、SIMMERコードの「常陽」の遷移過程解析へ適用することを確認するというに当たりまして、まず、「常陽」の遷移過程の事象推移に影響を与える物理現象を摘出して、それらの物理現象の評価項目への影響の大きな現象を抽出すると。さらに、その重要現象をSIMMERコードで解析することの妥当性確認を行うというステップを踏んで適用性の確認を行ってきております。そのため、「常陽」の遷移過程における事象の推移と物理現象の相関関係を検討した結果が、この図となります。

起因仮定の終状態から、真ん中中央上部の終状態から事象推移が始まりまして、エネルギーが発生した場合は、一番右側にある機械的応答過程、発生しない場合は一番下にあります再配置・冷却過程へ事象が進みます。

まず、事象推移全体に影響を及ぼす現象として(1)の損傷炉心の核的挙動があります。また、起因仮定の終状態では、燃料の損傷は集合体内に留まっておりますので、そこから

(2)のボイド領域の拡大、(3)の燃料ピン溶融・破損、それに伴う(4)のFPガス放出、さらに(5)構造材の溶融破損によって損傷領域が拡大していきます。

この結果として、有意なエネルギー放出があれば、機械的応答過程に事象が進みますが、なければ、さらに制御棒下部案内管壁とかラップ管の溶融破損が生じて、この構造材の破損時に、この構造材の中にあるナトリウムと炉心物質の熱的相互作用、これは(6)のFCIになります。それが発生して、その圧力で炉心物質の径方向移動、すなわち(7)である燃料スロッシングが駆動されて燃料がスイッチすることによる即発臨界超過で、有意なエネルギー放出がされれば、機械的応答過程へ移行します。エネルギーが放出されなければ、溶融した燃料がさらに(8)のピン束流路、あるいは反射体・遮へい体ギャップ、制御棒下部案内管等を通して炉心から流出した反応度低下しまして、深い未臨界となれば遷移過程が終息して再配置・冷却過程に移行します。

こういった事象推移によって、(1)～(8)の現象が摘出されたわけですが、16ページに移りますが、評価項目であります、すなわち1次系バウンダリの健全性、あるいは炉心物質の炉用器内の冷却保持、エネルギー発生時の格納容器のナトリウム噴出に対する格納容器の健全性、そういった評価項目との関連におきまして解析結果を代表する評価指標を定めて、評価指標に対する影響のランクづけによって遷移過程の事象推移に大きな影響を持つ重要現象を摘出していきます。

本評価では、評価指標として、炉心平均燃料温度と、炉心からの燃料流出量を評価指標としております。その理由になりますが、まず、炉心平均燃料温度につきましては、即発臨界超過による出力逸走の結果、炉心燃料はほぼ断熱的に加熱されて、放出される熱エネルギーの大きさは結果として炉心全体での燃料温度の上昇と対応づけられるということで、炉心平均燃料温度は原子炉の大きさとか定格出力等によらず、出力逸走の厳しさと放出エネルギー代表する指標として適切であると考えられることにあります。

一方、炉心からの燃料流出量につきましては、遷移過程の事象推移の中で溶融した炉心燃料の一部は、制御棒下部案内管、あるいは、炉心側面の反射体・遮へい体ギャップ等を通じて炉心外に流出して、炉心残留燃料による即発臨界超過のポテンシャルを左右する重要なパラメータであるということと、あと、再配置・冷却過程の解析条件を決定する重要な指標であるということで、炉心からの燃料流出量を評価指標として定めております。

17ページをお願いします。これの各二つの評価指標に対する現象の影響の大きさをHigh、Middle、Lowのランクで評価を行っております。それぞれのランクの定義と本評価での取

扱いをまとめた表は、この17ページの表であります。HとMにつきましては、それぞれ影響が大きい、あるいは中程度と考えられる現象でありまして、本評価での取扱いではほぼ同じように扱っております。すなわち、どういうことかと言いますと、物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析で求めまして、実機評価における評価指標への影響を評価するというのがHであります。

Lにつきましては、評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であることから、検証とか妥当性評価は行っていないということになります。

18ページをお願いします。評価指標、すなわち炉心平均燃料温度、燃料流失のどちらかにHまたはMがある現象を重要現象としてSIMMERコードの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象としております。

評価の結果としましては、詳細につきましては、この資料の添付ということで最後にまとめておりますが、結果としては、(1)の損傷炉心の核的挙動、(5)の構造壁の溶融破損、(6)のFCI、(7)の燃料スロッシング、(8)の燃料流出挙動が重要現象として摘出されております。

以後、この重要現象を対象として、SIMMERコードの妥当性確認を行っていきます。

19ページがこの摘出された重要現象に対するSIMMERコードの妥当性確認を行う検証解析の課題と、個別解析モデルの対応関係を示したものでございます。

当初、説明させていただきましたように、個別解析モデルの基本的な妥当性は第1期検証研究で確認されておりました。ここでは、これらの個別解析モデルの組合せでこういった重要現象を解析することの妥当性を確認するということになります。

まず、20ページが、その検証例でありまして、損傷炉心の核的挙動の妥当性確認解析をFCAのVIII-2試験を解析することで確認しております。この試験体系を模擬した核解析体系をこの図に示しておりますが、左の図が水平断面、中央が垂直断面、右の図がそれぞれの試験の各ケースにおける物質分布でありまして、A0の一番左側の健全形状を基準としまして、上側炉心の下側3分の1が下側炉心に落下したA1、3分の2が落下したA2、全てが落下したA3ケース、それから中心から上下へ分散したSケースという四つのケースがあります。

実験結果とSIMMERコードにおける反応度変化を比較した図が左側の図であります。解析値と実験値の比、すなわちC/E比は0.93~1.01でありまして、解析値と実験値はほぼ一致しているという、この場合、臨界実験体系に固有の非均質効果というのがありまして、その誤差が10%と言われていることから、ほぼ一致しているというふうに考えております。

また、燃料の凝集による中性子束分布とスペクトル変化もよく再現できている、このウラン238の核分裂反応度比の分布等から、試験結果との比較からはよく再現できるというふうに考えております。

21ページ目をお願いします。これは構造材の溶融破損を解析したEAGLE試験の解析を実施しております。EAGLE試験は、カザフスタンにありますクルチャトフ研究所のパルス試験炉、IGRを用いた炉内試験を実施しております。

左側の図に炉内試験の概略図を示しますが、中心に燃料流出経路となるナトリウムを内包した内部ダクトを設置しまして、その周囲を燃料ピンで囲んだ試験体をパルス試験炉IGRの円柱状の中心空孔に設置して、IGR炉による核加熱で燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを形成して、溶融炉心プールからの伝熱で内部ダクトが破損して、燃料が流出するという、そういう一連の挙動を確認した試験であります。

これは、中央の図にありますSIMMER解析体系で模擬して解析を実施しました。ここで着目しているのは、内部ダクトの破損挙動でありまして、それぞれ条件を変えて実施したFD、ID1、ID2試験の3試験で測定されました溶融炉心プール形成時点からの壁面破損時刻を実験結果と比較したのが右の図であります。

炉心物質を核加熱して実施した実機模擬性の高いEAGLE試験解析で、標準的に用いられる熱伝達率であれば、破損時刻を $\pm 1\sigma$ 程度の大きな不確かさを伴わないで評価可能であることが示されております。

22ページ目をお願いします。燃料-冷却材相互作用に着目した試験解析になります。ここで解析しているのはTHINA試験というものでありまして、試験体を左図に示しております。

THINA試験は、テルミット反応で生成しました高温融体、これはアルミナとFe、鉄との混合溶融物ですが、それをナトリウムプールの下から噴出させることでFCIを模擬した炉外試験であります。

ナトリウムプールの底と、それからカバーガスで測定されて圧力の時間変化のグラフを示しております。赤い点線が実験結果、青い実線がSIMMERの解析結果であります。

解析結果は、圧力のピーク値、あるいは発生時刻、現象そのものはよく再現しております。また、カバーガスの圧力は実験値のほうが若干高くなっておりますが、これはサーマイトとともに非凝縮性ガスが流入したことの影響であるというふうに考えております。

こういったFCIにつきましては、現象そのものはよく再現しているんですけども、炉

心周辺でのFCIの発生条件とか、あるいは引き起こされる燃料スロッシング現象が実験的に模擬できていないという不確かさが大きいというふうに考えておりますので、評価指標への影響が重要となるということで感度解析による不確かさ影響の評価が必要と判断しております。

燃料スロッシング挙動につきましては、23ページをお願いします。これは、スロッシング挙動の試験を模擬した試験解析を行っております。この試験を模擬した解析体系をこの図の一番左側の図に示しております。スロッシング挙動試験は半径22cm程度の円筒容器の中心から外側の14.5cmの位置に幅7.5cm、厚さ1cmの粒子ベッドを設置した上で、円筒容器の中心位置に設置された直径5.5cm、高さ20cmの円柱状の水柱を崩壊させるという、そういう試験を行っております。

液面がこの側壁に到達した時刻、あるいは、液面が側面に衝突した最高の高さとなった時刻、あるいは側面での最高高さ、中心に揺れ戻って最高の高さとなったときの時刻やその高さ、それらを試験結果と解析結果を比較しております。

表の下にある図というのは、側面高さが最高になった時点、あるいは、中心の位置の最高高さ時点での解析結果と試験の写真を比較した図になっております。

評価指標に対して重要である凝集挙動については、このタイミングと表面高さをほぼ再現できております。ただし、実験では、この写真に見られますように、液面が破碎することで到達高さの測定誤差はかなり大きいというふうに考えております。また、水を用いた炉外試験との比較であることから、遷移過程解析におきましてはスロッシングによる燃料凝集の効果を包絡的に取り扱うために、燃料スロッシング挙動における不確かさを考慮することが必要というふうに判断しております。

最後に、燃料流出挙動についてGEYSER試験の解析を行っております。測定試験装置の概要を左の図に示しております。この試験は、熔融二酸化ウランの円管内における固化閉塞挙動を模擬するというので実施された試験でありまして、試験部は内径4mm、それから外径8mmのスティール円管でありまして、3000℃の熔融燃料プールと、それから試験部出口との圧力差によりまして熔融UO₂を試験部に上向きに注入したものであります。

左の図が熔融した二酸化ウランの熔融の速度と、浸入距離の時間変化をプロットしたものでありまして、緑色のバツ印が試験結果であります。

右の図が、解析結果における各時刻での軸方向の物質分布ですけれども、青が熔融燃料、赤が管壁に形成された燃料クラスト、オレンジ色が固化した燃料粒子になっております。

220ms、一番下の図で浸入がほぼ停止した状態となっておりまして、融体先端部の燃料粒子の増加による流動性低下で流入が停止しているということが分かります。

炉心物質を用いた、こういった試験解析で最終的な融体浸入長の誤差は5%未満でありまして、試験結果をほぼ再現しております。また、こういったクラスト形成と融体バルクの固化など物理的に妥当な挙動、これを試験結果におきまして金相試験などから分布も確認されておりまして、ほぼ評価指標であります燃料流出量への不確かさの影響が極めて小さいというふうに判断しております。

同じように燃料流出試験につきましては25ページに示したTHEFIS試験解析も実施しております。

THEFISは、実は第1期検証試験計画でも解析を行っていますが、そのときは浸入長さを10%ほど過小評価しておりましたが、その後のモデル改良の成果を確認するためということと、流路中に設定した固体燃料粒子を、ここではそういった試験も行っておりますので、その粒子の影響の確認も行っております。

概要につきましては、先ほどのフェーズ1、第1期の試験で説明したとおりでありまして、上下可動式の坩堝を用いてアルミナをクォーツのチューブの中に流入させるという試験であります。

先端位置の時間結果をプロットした結果が左の図でありまして、赤い点が試験結果、青い実線が解析結果であります。

右の図は、円管の下側に一番下端に設置したアルミナ粒子の高さが浸入距離に与える影響を示した図でありまして、赤い点が試験結果、及び青い実線が解析結果であります。

こういった試験解析におきまして、浸入挙動を適切に再現しております。アルミナ粒子のベッド厚さ2~4cm程度で熔融アルミナ浸入距離が急激に変化するような試験の傾向も再現できているというふうに考えています。

以上の結果を用いた有効性評価や適用性を検討しているのが26ページになります。

SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、こういったコードの開発と並行して進めております検証、あるいは妥当性確認研究を通じまして、物理モデルの妥当性と解析精度の確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものと考えております。

一方で、有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関しては、二つの重要現象について現象としての不確かさが大い。その影響を感度解析を通じて確認する必要があるというふうに判断しております。

一つは、多次元流動モデルの検証なんですけれども、これは広範には行われているんですけれども、燃料凝集を引き起こすスロッシング現象につきましては、水を用いた小規模な炉外試験の検証解析による妥当性確認に留まっておりまして、炉心内で発生する現象としての不確かさが大きいと。

燃料-冷却材相互作用（FCI）現象につきましては、原子炉そのものの取扱いの妥当性は確認されているんですけれども、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング挙動は実験的に模擬できず不確かさが大きいということで、有効性評価は最新の知見と計算コードを用いた最適評価を行うことを基本として、評価項目に大きな影響を与える重要現象のうち、不確かさが大きいと判断したものに関しては、保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行っております。

27ページ目になりますが、これは、これまでの高速炉における即発臨界超過に伴うエネルギー放出の評価の経緯について少しまとめさせていただきました。高速炉において、この再臨界事故の想定が、なぜ再臨界事故を評価するかという歴史的な背景であります、やはり炉心が反応度最大形状にないことであります。

この表の左側は解析対象でありまして、その申請におきましては、申請された年度がそこに書かれております。また、即発臨界超過のメカニズム、出力逸走の解析手法、機械的エネルギーの解析手法についてまとめた表であります。

高速炉の開発初期は計算機技術も十分に発達しておりませんでしたので、非物理的なんですけれども単純で仮想的な想定の上に、発生する機械的エネルギーを保守的に評価しております。これがBethe-Taitによる解析、1956年、あるいは「常陽」当初申請（仮想事故）であります1969年の複数域の一斉の重力コンパクションを想定した上で、単純なモデルで出力逸走の解析を行うところが問題あります。機械的エネルギーの評価は熱力学的に最大のエネルギーになるような評価を行っております。

「常陽」MK-II/MK-IIIもこの当初のものを踏襲して評価を行ってきております。

一方、「もんじゅ」当初申請におきましては、1970年代以降になりますけど、一番下の三つ目のポツなんですけれども、計算機性能の向上とともに解析コードの開発が進みまして、炉心崩壊事故におけるエネルギー発生を支配する遷移過程の解析コードとしてSIMMERコードの開発と検証研究が進められております。

「もんじゅ」当初申請、1980年では、起因過程のボイド化と燃料集中挙動によるSAS3Dの解析を用いてエネルギーを評価しております。遷移過程は参考解析として再臨界モード

を仮定した簡易解析、これは、「常陽」と全く同じものですが、あと、SIMMER-IIによる事象推移解析も行っております。

変更申請におきましては、起因過程は同上であります。遷移過程につきましてはSIMMER-IIIによる解析を実施しております。

今回の「常陽」MK-IVの変更申請におきましては、起因過程は未臨界で終わりますが、これはSAS4Aを使った解析を行っております。一方、遷移過程はSIMMER-IVによる解析を行って、感度解析では一部SIMMER-IIIによる保守的な解析も行っております。

こういった形で許認可における事象推移の機構論的解析としては、起因過程については1970年代後半、それから遷移過程については1980年代から徐々に申請において取り入れられているようになってきておまして、今回はその延長上でエネルギーの発生、遷移過程でのエネルギー発生機構をSIMMER-IVを用いた評価を行うということに至っております。

28ページ目をお願いします。まず、有効性評価への適用性についての保守性及び包絡性の確保であります。基本的にはやはり有効性評価の基本的な考え方に従って、基本ケースと不確かさ影響の評価ということになります。

基本ケースは最適評価とするんですけども、一部は保守的な条件を取り入れて損傷燃料ペレットが高い密度で堆積するような保守的な解析条件を用いております。

一方、不確かさが大きいと判断した二つの現象（燃料スロッシングとFCI）については不確かさの影響を包絡するために、仮想的な取扱いを含めて保守的な解析を実施しております。

まず、燃料スロッシングに係る不確かさの影響評価であります。全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集が厳しい結果となる理由としては、大規模な燃料移動に伴う燃料凝集が発生するということと、外側炉心の高いPu富化度燃料が内側に移動する可能性があるということでありまして、今回の評価では仮想的な条件での解析を実施するということで、燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視した上で、軸対象の2次元円筒座標で評価するということで、本来、発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となるということで外側炉心の高いPu富化度燃料の中心に向かう同時移動を強要するような条件を用いて評価を行っております。

一方、FCIに係る不確かさの影響評価としては、FCI現象そのものの取扱いは妥当と判断していますが、炉心での発生条件の不確かさが大きいということで、これは、制御棒下部案内管の破損で内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析

を実施して、予備計算を幾つか何種類、何回が行ってFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定しております。

そのほかの即発臨界超過モードとしては、起因過程で炉心上部に分散した燃料が重力落下する、あるいは遷移過程における冷却材ボイド化の拡大等のメカニズムも考えられますが、小型炉の「常陽」では、そういったメカニズムによる即発臨界超過の可能性はないというふうに考えております。

遷移過程の基本ケースの評価結果について、これは12月末の審査会合で一度説明させていただいたものですが、もう一度ここで不確かさの影響をどのように評価、包絡するような条件で評価を行ったということを説明する、御理解いただくという観点で、再度説明をさせていただきたいと思っております。

解析コードとしてはSIMMER-IVコードを用いております。

基本ケース解析体系としては3次元直交座標で全炉心の崩壊挙動を解析するというところで、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化しております。

左側の図に「常陽」の炉心構成を載せておまして、これをSIMMER-IV計算体系の水平断面図、あるいは垂直断面図のような形でモデル化して解析を行っております。

基本ケースの主な解析条件としては、炉心平均燃料温度及び燃料流出量が評価指標となりますが、これに影響を与える因子としては、燃料インベントリあるいは燃料凝縮挙動による反応度挿入率が重要となりますので、これらについて、工学的に考えられる範囲で保守的な設定及び仮想的な想定も取り入れております。そういった観点で基本ケースは最適評価を基本としつつも十分に保守的な解析であるというふうに考えております。

燃料凝集を促進する想定としては、被覆管が熔融した時点もしくは燃料ペレットが固相融点に達した時点で燃料ペレットを直ちに崩落させると、可動性のある燃料粒子とする。

燃料ペレットがこのように崩落、堆積した炉心物質の流動性は極めて低くて、大きな反応度挿入率となるような大規模な流動が生じることはないと考えておりますが、通常の流体と同様に流動するものとして扱っております。

また、損傷燃料ペレットは高温になりますとスウェリング、これは燃料結晶粒子内と粒子界に固溶しておりますFPガスによって固体状態で膨張する現象が発生するんですけれども、それも考慮しないということで、高い焼結密度でそのまま沈降するものというふうに考えています。

また、燃料インベントリを増加する想定としては、「常陽」の炉心であるB型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷している燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換えております。

こういった想定を行った結果の事象推移を31ページ目に示しております。これは、ULOFが開始してからの時間経過に対して、反応度と原子炉時間変化をプロットしたグラフにおいて、炉心の推計断面図あるいは垂直断面図の物質分布の時間変化を示したものであります。

①の118秒が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、②が炉心が123秒に至って50%が損傷しております。③の129秒の時点で、炉心の下部へ沈降することによりましてはじめて即発臨界を超過します。出力ピークは定格出力を超えております。④が、この③の即発臨界超過によって発生した圧力で燃料が分散して、反応度が大きく低下した状態であります。この分散した燃料が⑤で炉心下部に再凝集して揺れ動く過程で即発臨界を超過するのが⑤の131.6秒でありまして、発生したエネルギーによって燃料が分散しているのが⑥の131.7秒となります。

この結果をまとめたのが32ページであります。基本的には115秒時点から反応度と出力の振幅が大きくなって、時折原子炉出力が定格値を超えて数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。

131秒で即発臨界を超過しますが、その即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約3,700℃であります。

この後は、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出して、深い未臨界（ $-200\text{ \$}$ 以下）となりますので、その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はないというふうに判断しております。

これに対して、不確かさの影響評価になりますが、「機械的エネルギーの発生」に対して、次の二つの重要現象について不確かさが大きいと先ほどから説明しますとおりになります。

多次元流動モデルの検証につきましては、今回の評価では軸対象2次元円筒座標で評価すると。一方、燃料-冷却材相互作用（FCI）につきましては、制御棒下部案内管の破損で内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施しております。

34ページ目に少し「常陽」から離れて一般的な高速炉での遷移過程における触発臨界超

過メカニズムと、その超過メカニズムについて「常陽」ではどのように考えているかということを説明している図を載せております。

まず、即発臨界超過、すなわち反応度が挿入されるメカニズムとしましては、まず、未沸騰集合体がボイド化することによってボイド反応度が挿入される。さらに、沸騰してボイド化した集合体の中で被覆管が溶融して上下に移動することで被覆管の溶融移動による反応度が挿入される。さらに、その後、燃料ペレットが重力で崩落することで反応度が挿入される。事象推移によりましては、起因過程で燃料が溶融して上下に分散するような状況がありますので、上に分散した燃料が周囲の構造体を溶融させることで再度落下して反応度が挿入するという、さらに集合体規模での溶融・沸騰、プールの凝集等による反応度挿入が考えられます。この①、②、④、⑤につきましては、「常陽」ではボイド反応度係数がほとんどの領域で負であるという特性によりまして、炉心損傷は低出力で燃料が低温のまま極めて緩慢に推移するというので、これらのメカニズムによる有意な反応度挿入はないというふうに考えております。

一方、③の燃料ペレットの崩落につきましては、「常陽」は炉心損傷の進展が緩慢であるということで、反応度挿入は起きるんですけども、そういった大きなエネルギー放出を伴う出力逸走は生じないと。ただ、一方で、この反応度挿入が繰り返される過程で全炉心の損傷プールが形成されて、水平方向の燃料移動も可能となってきます。

次の35ページであります。これが全炉心プールが形成された後での触発臨界超過メカニズムになります。

まず、⑥がFCI現象に関する燃料-冷却材相互作用、圧力に駆動された燃料凝集であります。⑦が全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集であります。⑧がFPガス圧に駆動される燃料凝集で、これはどういうものかといいますと、一つはガスプレナムから放出されるガス、さらに健全な集合体の中でFPガスが蓄積されて高圧となって壁が破損した途端に、そのガス圧で燃料の揺動を、スロッシングを駆動するという、そういうメカニズムになります。

⑧につきましては、35ページの最後に書いてありますように、燃料要素のプレナムガスが起因過程から遷移過程の初期の段階で放出されていること、また、「常陽」は燃料ピンの昇温が極めて緩慢であるということで、集合体上部への閉塞が形成までにはFPガスが出てしまって厳しい即発臨界超過を駆動する圧力源として寄与する可能性は極めて小さいというふうに考えております。

一方、⑥と⑦につきましては、今回の妥当性確認の結果、不確かさが大きいと考えられるということで、この二つの現象について、その影響評価を行っております。

どのような評価を行っているかということが36ページ目であります。⑥のFCI挙動につきましては、基本ケースの即発臨界超過の直前、これは右側の図にあります131秒の時点ですけれども、そこで、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2か所の位置、これは右側の図の赤い丸にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定しております。偶発的な現象であるFCIが同時に発生するということが非常に仮想的な想定ではありますが、さらに、過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40気圧であるところ、今回は約80気圧の圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させるという想定を用いて評価を行っております。

一方、燃焼のスロッシングにつきましては、実際には、この炉心プール断面図のような3次元的な揺動が現実には起きるんですけれども、それに対して軸対象2次元円筒座標を用いて評価することで、本来発生する軸方向の流れ、あるいは軸方向を横切る流れが全て強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となるということで外側炉心の高いPu富化度燃料が中心に向かう同時移動を強要するという、そういう条件を用いてこのスロッシング挙動の不確かさを包絡的に評価する条件を適用するという評価を行っております。

その結果が37ページ目に示しております。より影響が大きいと評価された、ここではスロッシングの不確かさ影響の結果について説明をさせていただきます。

解析コードはSIMMER-IIIでありまして、解析体系の概要としては、この右の図に示したような2次元円筒座標系を用いております。

解析条件としては、基本ケースの条件に加えまして制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出も考慮しない。さらにB型・C型燃料に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換えるという解析条件を用いております。

その結果の事象推移を示しているのが38ページにあります。これ、やはり先ほどの基本ケースと同じように、反応度と出力の時間変化に対して、炉心の中での燃料損傷の拡大挙動をプロットした図を示しております。ほぼ炉心損傷の拡大に、損傷領域の拡大に従ってスロッシング挙動が駆動されて特に⑤の94秒以降になりますと、スチール蒸気と燃料溶解時に放出されるFPガスによりスロッシングによって旋回流のような流れが形成されて⑥の95秒及び⑦の95.5秒の炉心中心軸に向かう燃料集中によって、厳しい即発臨界と大きな

エネルギー発生に結びついております。

その結果をまとめているのが39ページになります。不確かさ影響評価ケースにおきまして、反応度と出力が上昇して、全炉心規模で燃料が溶融した後で、炉心中心に集中する燃料移動によって全ての反応度が1\$を超過した出力逸走が発生して、そのときの。炉心平均燃料最高温度が約5,110°Cとなっております。その出力逸走後は溶融燃料が上下に分散して、反応度及び出力が急速に低下して、深い未臨界状態となっております。

以上の評価ケースの保守性をまとめておりますのが40ページの表になります。従来の仮想事故解析では鉛直方向の燃料凝集による再臨界事故を仮想しておりますが、今回の不確かさ影響評価においては、「もんじゅ」の遷移過程解析の結果等を踏まえて、3次元の解析体系による基本ケースに比べてより大きな反応度挿入が起こり得る半径方向の燃料凝集を簡易体系で保守的に近似しております。特に重要現象でありますFCIについては、基本ケースでは特別な過程を用いていないところ、不確かさ影響評価ケースでは反応度挿入を加速するタイミングと位置でナトリウムを仮想的に燃料に混合する。

燃料凝集による反応度挿入については、燃料粒子を可動性のものとして扱う、あるいは、高密度で燃料沈降させるというのは同じですけれども、基本ケースでは照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換しているところをさらに保守側のケースでは制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置換する。あるいは、2次元軸対称円筒体系で外側の高Pu富化度燃料の炉心中心への凝集を仮想的に許容するという保守性を想定しております。

燃料流出については、基本ケースでは制御棒下部案内管等の燃料流出経路を考慮しているのに対して、不確かさ影響評価ケースでは制御棒下部案内管、あるいは、径反射体間ギャップへの流出はしないという想定を用いております。

41ページがまとめとなります。SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発されてきております。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断しております。

残りの三つについては、今説明した内容をそのまままとめているということで、ここでは割愛させていただきます。

最後の四つ目のポツなんですが、新規制基準では仮想事故の解析を行っておりませんが、格納容器破損防止措置の有効性評価でこれに匹敵するような保守的な解析条件を用いることでエネルギー放出に対する「常陽」の耐性を確認した評価を行っております。

以上で説明を終わります。

○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。

今日の資料の前半は、SIMMERコードの概要ということで流体力学、核動特性、構造材モジュールという構成になっていると。それで、第1期、第2期の検証を行ってきましてということが説明をされたと。26ページですかね。一応、これらの結果、有効性評価への適用性があるものと考えるところが言及されておるといことです。

一応、今日のこちらの認識としては、この有効性評価の適用性があるものと考えるところは、少しこれから詳細に確認をしていきますとところところが今日のポジションだろうと思います。

そういうことで、ちょっとこの資料の内容を確認させていただきたいんですが、27ページ以降にある、確かに高速炉の審査としては機械的エネルギーの最大値というのが大変大きなポイントになるということで、今回はその評価の中で炉心燃料平均温度に関する評価が主に説明されているというふうに認識しております。

確認ですけれど、30ページ以降がまず基本ケース、それから不確かさケースと説明されていますけど、理解としては基本ケースが1ケース、不確かさケースが2ケース説明されているというふうに理解しております。基本ケースというのが31ページに挙動が示されていますけれど、これは最適条件とは言いながら、燃料の堆積密度、それから堆積状態での流動特性、こういったものを保守的に評価するようにして、結果的に炉心燃料平均温度が3,700℃であると。

それから、次の不確かさケース2というのが36ページにある⑥のFCIの効果ですね。これは先ほどの基本ケースに対して⑥の右横にある制御棒下部案内管の同時破損を想定して、その信号を強制的に発生させた。その結果が炉心燃料平均温度が4,070℃であると。最後に37ページ目以降にある、36ページで言えば⑦ですね。スロッシングで炉心中心部に燃料が集まります。これは2次元で解析をしました。この結果が炉心燃料平均温度が5,010℃であると、こういうふうに理解をしておりますけど、これで正しいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） はい、御理解のとおりであります。

○有吉チーム員 それで、まず基本ケースの31ページを見ていますと、「常陽」のように小型炉心でボイド係数が小さいと、マイナスであるといったところから見ると、割と理解しやすいような挙動ではあるというふうに思います。

まず、③の129秒で、違う、②か、123秒か。ここでパルス状の出力1回目が起きていると。しばらくおいて、129秒じゃなくて、129秒ですかね。即発臨界になると。3回目で最終ピーク、これがとどめとなって燃料物質は分散されて終息に至ると、そういうふうに理解ができます。

ここで32ページの表を合わせてみますと、炉心燃料平均温度がずっとほとんど2,000℃以下、だからあまり高くないような状況で推移していて、パルスを繰り返す度に、これが上ってくると。最終的にはすごく、3,700℃でぱっと上がっていると、そういうふうに見えます。

一方では、不確かさケースが38ページに説明されていますけれど、こちらも最初は、特に92秒ぐらいまでですかね。これ、全部炉心燃料の沈降というモデルで反応度が入ってくるのだけれども、その後は、パルス状の出力変化を繰り返して、損傷範囲が広がって燃料が液体化して集中しやすくなると。それで最終的に95.5秒ですか、ここでパルスが入って燃料が分散して終わると。そういった目で見ると、割と同じメカニズムなんですけれど、最終メカニズムが違うという印象を受けます。

こちら、こういう理解ですけど、何か補足がありますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 今、御説明いただいたとおりの理解であります。特に基本ケースである3次元解析体系で31ページで最後の即発臨界超過に到達しています⑤と⑥、⑤の時点で、これは燃料があまり動いていないようには見えるんですけども、実際にやはり3次元的な挙動の中で左右に揺り動くような挙動をしております、ちょうど燃料が中心に集まろうとした瞬間で、この即発臨界超過を起こして、その後は高温となるということで炉心の外に燃料が凝集していくと、そういう事象になっております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

今の説明で少し理解が進みましたというのが、実は、31ページの⑤が揺動すると書いていて、一方で38ページが全炉心でスロッシングして集まると、これ、実は、ぱっと見ると全く違うメカニズムに見えて、不確かさと基本ケース、連続性がないんじゃないかというふうに一瞬見えたんですけど、それはそうではないということですね。程度の問題であって、同じメカニズムということでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） まさしくおっしゃるとおりでありまして、程度の問題というよりか、やはり3次元体系で解析していると、燃料の動きとしては急激に中心に集中するというような挙動というのは非常に起こりづらいというか、起こらないとい

う一方、2次元解析体系で解析すると、これは38ページ目に書いてありますように、左端が中心軸になるんですが、どうしてもやはり中心軸に燃料が集中して、そのことによって出力パルスが発生して、発生した圧力で燃料が外側に飛ばされて、さらにそれが旋回流となって戻ってくるという事例的な振動挙動になってどんどんエネルギーが増幅していくと、そういう挙動になるという意味で、この燃料のスロッシング、動きによる反応度挿入を極めて保守的に包絡的に評価しているのが、この2次元体系、不確かさ影響評価ケースだ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。

今の飛田さんが説明された38ページで言えば、⑤と⑥ですかね。スティール蒸気というのが、この座標で言うと、下の横方向の9番、10番辺りに多分、その圧力の中心があるように見えて、この図が小さいからなかなか見るのに苦労しているんですけど、その圧力がスロッシングを引き起こしているというふうに見えておりました。そんな理解でよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 御理解ですけど、38ページ目の⑤のスティール蒸気と燃料熔融時に放出されるFPガスということで、分散を駆動しているのはスティール蒸気圧と燃料から放出されるFPガスということになります。

で、分散した燃料がさらに炉心の上部にぶつかって、外側に回り込んで、さらに外側から外側燃料を巻き込んで中心に戻ってくると、そういう挙動を繰り返しているのが、この2次元解析体系になります。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

結局、何が言いたいかと言いますと、最終ピークのメカニズムというのが基本ケースと不確かさケースではどうもちよっと違うみたいと。不確かさケースはとにかく仮想的、だからあり得ないぐらい厳しいといったことを志向しているとする、これまで我々、検証といったところで考えていたんですけど、検証という議論は、例えば31ページ、基本ケースに対してやるべきであって、38ページのような仮想的な条件というのは、これはあり得ないような厳しきでやっているといったところが確認できればいいんじゃないか、例えば、そういうふうに考えてみたわけなんです。

そうすると、前半にEAGLE試験とかいろんな試験が紹介されましたけれど、こういう試験結果でダイレクトに31ページの挙動が説明できる範囲が結構ありそうな気がするんですけど、いかがでしょう。そういう議論をしてみたらどうかと思うんです。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 31ページの基本ケースの炉心損傷の初期の段階からどのように炉心の損傷領域が拡大してきて、燃料の可動性が増してくるか、そういう事象推移の長期的な中においては、例えばEAGLE試験で構造壁がどのようなタイミングで破損する、熔融した炉心物質からの熱負荷で破損するタイミングの評価、あるいは、一部、FCIにつきましても、例えば健全な制御棒案内管が壊れたときのFCIの発生挙動とか、あるいは、もちろん多次元的な流動の解析の数値流体アルゴリズムの妥当性、基本的な妥当性とかの積み重ねの上で、この31ページの事象推移評価がつくられているということで、そういった従来のSIMMERコードの妥当性確認評価の積み重ねの上で、この基本ケースの事象推移の評価結果が得られているというふうに私は考えております。

一方、不確かさ影響評価ケース、特に2次元軸対象の解析体系を用いた38ページの事象推移については、そういったそれぞれの個別の重要現象の妥当性確認の不確かさ、確かにそれぞれのモデルの実験解析の不確かさというものは存在するんですけども、そういった不確かさの個別のモデルに係る妥当性を全て包絡できるような非常に仮想的な条件を解析体系を用いて評価して、発生エネルギーを評価しているということで、機構論的なもちろん2次元解析体系につきましても、SIMMER-IIIコードを使って機構論的な解析を行って評価を行っているということで、物理的な現象の因果関係は全て考慮した上での事象評価なんですけれども、解析体系が2次元RZ体系ということで燃料の炉心中心への集中挙動を極めて保守的に評価するような解析体系を用いた包絡的な条件で、そういった不確かさを包絡するような解析を行ったというふうに考えております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

飛田さんがおっしゃることは理解できますけれど、審査としては、少し客観的に実験データ等あるところ、ないところ、それを今度、SIMMERの流動解析といったところで評価してきたところ、不確かさという項目を洗い出してきたところというのをちょっと分解して議論するのがいいと考えております。

そういった意味では、SIMMERを全面的に使うか、あるいは、もう少し簡単な、基本的にはこの現象の理解で行きながら、少し保守的なところを入れてみるのか、それを逆にまたSIMMERを使ってやるのかと、そういったところの見通しというのをこれからつけていく必要があると考えております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 原子力機構の飛田です。

今、有吉さんに指摘された評価の進め方ということで了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

それでは、続いて資料3ですね。大規模損壊について説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） それでは、今、画面共有をさせていただきます。

原子力機構の山本でございます。

第53条の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のその5といたしまして、大規模損壊対策に係る基本的考え方及び放出抑制対策の概要について資料3に基づき御説明をいたします。

資料1枚めくっていただきまして、右上通しページの1ページに大規模損壊として想定する事故の原因及び説明を記載しております。

大規模損壊として想定し得る事故の原因及び説明につきましては、まず、大規模損壊対策では地震等の大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等によって、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに使用済燃料の損傷に至ることを仮想的に想定し対策を講じることとしております。

具体的には、燃料体の損傷が想定される事故において、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じたにもかかわらず、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る事象として複数の安全機能を喪失する事象、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てございます。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じたにもかかわらず、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、使用済燃料の損傷に至る事象としまして、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池で使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象を想定してございます。

これらの事象の状態に対しまして、達成すべき目標を事業所外への放射性物質の放出抑制と設定しまして対策を講じることとしてございます。

次の2ページをお願いします。大規模な自然災害により発生することを仮想する状態といたしまして、まず、(1)の燃料体の損傷が想定される炉心の事故につきましては、原子炉停止後の崩壊熱除去機能喪失による炉心の著しい損傷、多量の冷却材ナトリウムの漏え

い、格納容器の破損、このような状態を仮想しまして対策を講じることとしております。

(2)の使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故については、使用済燃料貯蔵設備損傷等により冠水維持に失敗した状態を仮想しまして対策を講じることとしております。

次のページには大型航空機、次の画面共有が乱れてございますが、次のページの3ページには大型航空機の衝突により発生することを仮想する状態の概要を示してございます。こちらは核物質防護情報が含まれてございますので、画面共有は実施しませんので、お手元の資料の3ページをお願いいたします。

航空機の衝突については、左の写真に示しました衝突として、右の文章の上の最初のポツに示しました衝突を想定しておりまして、右の文章の二つ目のポツ及び三つ目のポツに示した箇所には直接衝突しないというふうに評価をしております。

衝突が想定されますのは、左の写真のピンクで示した範囲でございまして、ピンクの範囲の衝突を想定しても、その影響については地震による大規模な自然災害等と同様であり、大規模な自然災害を対象に措置を講じることによって代表できるというふうに考えてございます。

もう一度画面共有をさせていただきますと、4ページをお願いいたします。4ページには大規模損壊対策の全体像を示してございます。まず、上の文章に記載しておりますが、大規模損壊対策では、大規模損壊に至る場合において、以下の対策に関する手順書を適切に整備するとともに、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備することとしております。また、当該手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができると説明するということとしております。

原子炉の損壊状態に応じまして柔軟に対策を講じることとしており、大規模損壊と判断した場合には、炉心の著しい損傷の緩和対策、格納容器破損の緩和対策、放射性物質の放出抑制対策、使用済燃料損傷の緩和対策及びこれらの対策を講じるための消火活動を損壊状態に応じて実施することとしております。

表中には対策の概要を記載しておりまして、炉心損傷緩和、格納容器破損緩和対策は損壊状態を確認し、機能を喪失していない設備を用いて実施することとしております。

また、表の列の右に示しております放射性物質の放出抑制対策は、後ほど概要を説明いたしますが、格納容器の目張り、特殊化学消火剤の散布、仮設カバーシートの敷設、仮設放水設備による原子炉施設周辺への放水を実施することとしております。

下側の表の使用済燃料につきましては、損傷緩和対策として仮設放水設備（可搬型ポンプ及びホースを含む）、これらの設備による注水、放射性物質の放出抑制対策として、原

子炉施設周辺への放水を実施することとしております。

最後に消火につきましては、表の下の注釈に記載しておりますとおり、空気雰囲気中のナトリウム火災及び航空機燃料火災には特殊化学消火剤を使用。状況に応じて2次冷却材の緊急ドレンや火災区域への窒素ガスの供給を実施します。上記以外の火災につきましてはABC消火器または仮設放水設備等を使用することとしております。

次の5ページをお願いいたします。大規模損壊対策のフローを示しております。主なフローとしましては、燃料体の損傷が想定される事故の場合は、プラント状態の確認及び対策の判断を実施し、炉心損傷緩和、格納容器破損緩和、放出抑制措置を損壊状態に応じて実施する。また、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故の場合も同様に、プラント状態の確認及び対策の判断を実施し、使用済燃料損傷緩和、放出抑制措置を損壊状態に応じて実施することとしております。

プラント状態の確認では、真ん中の表に示してございますとおり、原子炉停止、中央制御室の状態、建物損壊状況、安全機能の状態、プラントパラメータの監視及び監視機能、火災発生の有無、資機材の状態、アクセスルートの状態、通信連絡設備の状態、これらを確認いたしまして、プラント状態及びその時点におけるリソースから最大限の努力により得られる結果を想定しまして、目標を事業所外への放射性物質の放出抑制としまして対策の優先順位を決定し、大規模損壊対策を遂行することとしております。

次の6ページをお願いします。6ページ以降は、放出抑制対策についての説明でございます。6ページには基本的な考え方を示しております。大規模損壊対策特有の主な対策としましては、c. の格納容器（床上）において、冷却材であるナトリウムが漏えいし、燃焼していることが確認された場合の特殊化学消火剤による消火、d. の格納容器の漏えい箇所への目張り等の実施、e. の多量の放射性物質等が放出されているおそれがあると判断された場合の格納容器の漏えい箇所からの放射性物質の放散を抑制するための移動式揚重設備を用いた仮設カバーシートの敷設。f. の仮設放水設備による原子炉施設周辺または使用済燃料貯蔵設備への放水による放射性物質の放出抑制、これらが主な放出抑制対策でございます。

これらの措置につきまして、矢印の下に記載のとおり、措置に必要な手順書を適切に整備し、当該手順書に従って措置を実施するための体制及び資機材を整備することとしております。また、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせて対応することとしております。

なお、これらの措置の実施に当たりましては、適切な防護具の着用及び被ばく管理を実施することとしております。

7ページをお願いいたします。7ページには放出抑制対策の概要を示しております。左側の図が格納容器上部に仮設カバーシートを展開し、放射性物質の放出を抑制する措置の概要でございまして、格納容器のトップドーム部から放射性物質が漏れいしている場合に講じる措置でございまして。

中央の写真が可搬式放水設備による放射性物質の放散抑制措置であり、下の写真にありますとおり、大規模損壊時の風向きに応じて仮設放水設備の設置位置を決定し、風下にて格納容器に水がかからないように放水する措置を講じることにしてございまして。

右側の図が、格納容器内でナトリウム火災が生じている場合の措置でございまして、格納容器の上部から特殊化学消火剤を散布しナトリウムの燃焼による温度上昇を抑制する措置を講じることにしてございまして。

8ページをお願いいたします。8ページには放出抑制対策の組合せを示してございまして。炉心の著しい損傷及び格納容器の破損、または使用済燃料の損傷が生じた場合において、火災が発生していない場合は左のフローで仮設カバーシートの敷設または目張り等により格納容器からの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の抑制対策を講じます。

一方、火災を伴っている場合には、右側のフローの対策といたしまして、まず特殊化学消火剤の散布により消火と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抑制対策を講じ、消火後には仮設カバーシートの敷設等により格納容器からの放出を抑制する措置を講じることにしてございまして。

なお、下の※の欄に発電炉の大規模損壊対策との比較を示してございまして、発電炉は原子炉建屋への直接放水により、①の格納容器からの放出抑制、②の事業所外への放出抑制、③の消火の効果を期待していると認識してございまして、「常陽」では、①に相当する措置が仮設カバーシート、②が仮設放水設備、③が特殊化学消火剤、これらが相当するというふうに考えてございまして。

次の9ページをお願いいたします。9ページには仮設カバーシート敷設の概要を示してございまして。左の写真に仮設カバーシートの敷設イメージ、右の図に仮設カバーシートの敷設作業イメージを示してございまして。

本対策は移動式揚重設備を使用しまして、右の図のように、仮設カバーシートを敷設す

るものでございます。なお、文章の二つ目のポツに示してございますとおり、仮設カバーシートは、コンテナに収納し、原子炉建物及び附属建物から100m以上の離隔距離を確保して保管することとしてございます。

次の10ページをお願いします。10ページは仮設放水設備の概要です。仮設放水設備により原子炉施設周辺に放水し、放射性物質の放散抑制に努める措置でございまして、仮設放水設備である水中ポンプ1基、ポンプ駆動エンジン1基、放水ホース2式については、格納容器頂部のG. L. 約28mより高い地上30mの放水高さを有するものを整備いたします。

11ページをお願いいたします。放水は、放射性物質の放出経路を考慮しまして、風向に合わせて、格納容器への放水を避けて運用いたします。右の写真に示してございますとおり、風向の変化に応じまして、適宜放水位置及び方向を調整いたします。また、水源には、夏海湖を使用する計画でございます。

12ページをお願いいたします。12ページは特殊化学消火剤の概要説明でございます。窒息効果による燃焼しているナトリウムの消火に必要な特殊化学消火剤の堆積厚さは1cmとしまして、格納容器（床上）の床面積に応じた重量に余裕を見込んだ特殊化学消火剤約7tをコンテナ等に収納し、原子炉建物から100m以上の離隔距離を確保して整備いたします。

燃焼しているナトリウムにアクセスできる場合には、可搬型の消火器を用いて消火活動を行い、格納容器上部が破損した場合等には、バケットを吊荷部分に装着した移動式揚重設備により、特殊化学消火剤を散布いたします。なお、特殊化学消火剤は、航空機による火災の消火にも使用可能なものでございます。

次の13ページをお願いいたします。13ページは、放射性物質の放出抑制対策に係る資機材の保管及び運搬について示してございます。

資機材は、原子炉建物等から100m以上の離隔距離を確保しまして、右の写真の黄色塗りの資機材保管場所に保管する計画でございます。

運搬経路につきましては、右の写真の①及び②の二つのルートからのアクセスが可能となるように整備し、運搬経路に瓦礫等が散乱している場合には、使用するホイールローダまたはショベルカーを所内に準備いたします。

資機材保管場所には、こちらに記載の仮設カバーシート、仮設放水設備、特殊化学消火剤、防護機材等を保管することとしております。

本資料の説明は以上でございます。

○山中委員 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。

常陽ですと、軽水炉と違ってナトリウムを使っているということで、施設が大きく壊れたときにナトリウムの火災というのが問題になるだろうということで、これを考えた上での施設の特徴を考えた緩和策ということで理解しました。

大規模損壊ということですので、施設が大きく壊れたという状況では、できること、できないこと、いろいろあると思うんですけど、その中で幾つかの対策というのを用意されていると。それのどのくらいできるのかというのは、施設の損傷状況とかにもよるので、ここは今後、詳しく聞いていくということになるんだと思うんですけども、一つ、この前提としてどういうことを考えているのかというのは、御説明いただきたくて、前提と言っていますのは、施設の壊れ方によってどのくらい放射性物質というのが飛散するというふうにまず考えているのかということなんですけれども、いきなり全部壊れて外に出るというわけでは多分ないでしょうし、炉内に蓄積しているものが現実的なパスを通過して外に出ていくということが考えられますけど、そのときに実際どのくらいのものが出ていくと見積もっているのかと、前提としてあると思いますので、こういったところを今後御説明いただければなと思います。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構の山本でございます。

大規模損壊対策につきましては、本日の資料で説明いたしましたとおり、深層防護の第4レベルの想定を超える状態への対策でございます。炉心損傷の影響緩和、格納容器破損の影響緩和、使用済燃料の破損の影響緩和、放射性物質の放出抑制対策等を講じるということによって、可能な限り放射性物質の放出を抑制する対策を講じるということにしております。

この対策につきましては、有効性の評価というのは実施してございませんで、手順、体制、資機材が整備されているということ、それからソフト面での実効性があることを確認しているという状況でございます。

一方で、今、御指摘をいただきましたとおり、どのようなプラントの状態を想定しているのかという御質問につきましては、資料でも御説明しましたが、原子炉停止後の崩壊熱除去機能の喪失によって大規模な損壊によって炉心損傷の防止、格納容器の破損の防止に失敗する、そのような状態を想定しているというものでございます。

具体的にどの程度飛散するのかという見積りについては、ちょっと現時点では持ち合わせていない数値でございますので、そちらについては、今後、当方で検討させていただき

まして、今後の審査会合等で御説明させていただきたいというふうに考えてございます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。よろしいでしょうか。

それでは、全体を通して規制庁のほうから何かコメント等ございますでしょうか。

○菅原チーム員 原子力規制庁の菅原でございます。

本日の審査会合までに常陽の新規制基準適合性に係る設置変更許可申請の内容の主要な論点と考えられる炉心の設計変更からBDBAについては、一通り説明を受けたところでございます。

これまでの審査会合の中で都度指摘を行ってきたところであり、審査における課題も徐々に明らかになってきたというふうに思っております。これらの指摘に対する課題を整理した上で、これから申し上げる点を考慮して中間的な取りまとめ資料を作成いただき、次回の審査会合で一連の流れとして説明をお願いしたいと思っております。

まず、1点目でございます。本申請においては、原子炉の熱出力を140MWから100MWに変更しております。ここで核分裂生成物の炉心内蓄積量の観点から、軽水炉と常陽を比較して、出力に応じたものとなっているか、説明をお願いしたいと思います。

2点目です。原子炉熱出力を変更することに伴い、炉心設計を見直していることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故についても改めて精査して機器の故障モードや影響分析を基に抜け漏れがないこと、これを説明していただきたいと思っております。

3点目でございます。運転時の異常な過渡変化や設計基準事故を踏まえた上で、深層防護の考え方に基づくBDBA、事象選定のプロセスについて、炉心損傷に至るものとして想定すべき事象、格納容器破損に至るものとして想定すべき事象を明らかにしていただき、それぞれに必要な対策及び手順が信頼性をもって成立するものであることを説明していただきたいと思っております。

なお、諸外国におけるナトリウム冷却高速炉で扱っている事故事象との比較検討も可能な限り行っていただきたいと思っております。

4点目でございます。特に炉心損傷防止対策に活用するとしている後備炉停止制御棒については、主炉停止系制御棒挿入に失敗するBDBA状況下においても後備炉停止系制御棒が確実に動作可能であることを設計や設備の信頼性、系統構成品の故障率データの積み上げなどから改めて説明をお願いしたいと思います。

5点目でございます。炉心損傷後の挙動と格納容器破損防止措置に関して、高速炉の特徴である即発再臨界を考慮しながら、熔融炉心の原子炉容器内閉じ込めの成立性や、これ

が成立しない場合に安全容器の健全性を評価する必要があると考えています。そのため、JAEAはSIMMERをはじめとする一連の解析手法の開発研究を行っていますが、高速炉の全炉心損傷を実際に模擬した解析コードの妥当性を確認することは困難であり、実験的検証には限界があるのではないかと考えております。今回の変更許可申請については、最新の科学的知見に基づき審査することを基本方針とし、さらに、小型高速炉炉心の特徴を踏まえることとしますが、JAEAの解析手法の適用性については適切に見極めていく必要があると考えております。

6点目でございます。先ほど御説明があった大規模損壊対策についてでございますが、JAEAとして対策手順の説明がなされたところでございます。本事象については、対策を検討するに当たり前提とした施設の損傷状態、例えば全交流動力電源がなくなる、最終ヒートシンクがなくなる、中央制御室が損壊するといった状態、その結果としてどれだけの核種、種類と量ですが、どういった放出経路を通じて環境に放出する想定としているのかを整理した上で、対策の実行可能性について説明をいただきたいと思っております。

以上6点でございますが、冒頭申し上げたとおり、これらを取りまとめた資料を作成して次回の審査会合で説明をお願いしたいと考えております。よろしくお願いたします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構の山本でございます。

6点の御指摘、全て拝承いたします。次回の審査会合に向けて資料の準備を実施いたしまして、ヒアリング等の場で御提示させていただきたいというふうに考えてございます。

○山中委員 規制庁側から何か追加のコメント等ございますか。よろしいですか。

JAEAから何か本日のコメント等で確かめたいことはございますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構の山本です。

JAEAからは特にございません。

○山中委員 最後にJAEA側から何か発言ございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネジャー） 原子力機構側からは特にございません。

○山中委員 それでは、よろしゅうございますでしょうか。

特にそのほかございませんようですので、以上をもちまして本日の審査会合を終了したいと思っております。