

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第392回

令和3年1月25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392回 議事録

1. 日時

令和3年1月25日(月) 14:30～16:07

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室BCD

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
佐々木研治 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
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
山本 雅也 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 マネージャー
安藤 勝訓 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主幹
田中 正暁 大洗研究所 高速炉解析評価技術開発部 プラントシステム解析評価

G r G L

森 健郎 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

深野 義隆 大洗研究所 高速炉解析評価技術開発部 炉心安全解析評価 G r G L

清野 裕 大洗研究所 高速炉解析評価技術開発部 システム安全解析評価 G r
主幹

小林 哲彦 大洗研究所 主幹

内藤 裕之 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 主査

齋藤 拓人 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査

権代 陽嗣 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 主査

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）-過出力時原子炉停止機能喪失（U T O P）-
-除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（U L O H S）-
-局所的燃料破損（L F）-

資料 2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」） 第 5 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 3 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」） 第 5 3 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 3：格納容器破損防止措置）

参考（1） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構「常陽」質問管理表

参考（２） 参考図面集

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

6. 議事録

○山中委員 定刻になりましたので、ただいまから第392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。

本日の議題は、日本原子力研究開発機構の試験研究用原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））に対する新規制基準の適合性についてです。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策への対応を踏まえまして、設置者はテレビ会議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お話いたしますが、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、説明や指摘を再度お願いいただくようにいたします。会議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、機材の調整を実施いたします。

それでは、議題の審査を行ってまいります。

本日は、JAEAから第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に関わる説明をしていただきます。

それでは、資料のUTOP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（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。

説明資料は、資料1になりますが、パワーポイントの画面共有をしながら説明させていただきたいと思います。

画面共有できておりますでしょうか。

○菅原チーム員 はい、大丈夫です。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） では、先ほど御案内のとおり、第53条、大量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止に係る説明書ということで、その2の炉心損傷防止装置、その3、格納容器破損防止措置について、説明いたします。

本日、説明の対象となる事象グループは、過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）、除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）、それと、局所的燃料破損（Local Faults）とな

ります。事象グループごとに、それぞれの防止措置の有効性の説明を行いますので、まずは、UTOPからの説明を進めさせていただきたいと思います。

これは、本日の説明の対象となる事象グループとしては、①のULOFから⑦のLocal Faultsまで選ばれておりますが、本日は、この中の②、③、⑦の説明を行います。

まずは、UTOPから説明させていただきます。

これは、UTOPの評価事故シーケンスでありまして、イベントツリーを展開することで選定されましたUTOPに至る事故シーケンスと、それに対する炉心損傷防止措置、それから、格納容器破損防止措置を整理した表でございます。

本事象グループには、原子炉入口冷却材温度が低下することで、過出力となっていく事故シーケンス、これは2と3とか、5とか6になるんですけども、そういう事故シーケンスが含まれますが、正の反応度添加率が大きくて、相対的に事象進展が早くなり、また、炉心損傷までの余裕時間が短いこのNo. 1とNo. 4の事故シーケンスを、UTOPを代表する評価シーケンスとして選定しております。

それぞれの炉心損傷防止措置としましては、No. 1につきましては、出力運転中の制御棒の異常な引抜きに原子炉トリップ信号の発信失敗を重ね合わせた重畳した事象でありまして、これに対して、炉心損傷防止措置としては、制御棒引抜き阻止インターロックと、それから、代替原子炉トリップ信号による原子炉停止であります。

一方のこの出力運転中の制御棒の異常な引抜きに原子炉保護系の動作失敗を重ね合わせた事象につきましては、これは後備炉停止系の論理回路、同じく後備炉停止系による原子炉スクラムが炉心損傷防止措置として用意されております。

格納容器破損防止措置につきましては、これは全てにわたって共通でありまして、一つは、損傷した炉心に対して非常用冷却設備による放射性物質の原子炉容器内で保持・冷却することです。1次主冷却系は強制循環冷却、2次主冷却系は自然循環冷却となります。また、即発臨界超過によりまして、機械的エネルギーが発生したような場合に対しましては、回転プラグによるナトリウム噴出量の抑制、あるいは、噴出したナトリウムの影響緩和を行うということで、原子炉格納容器によるその閉じ込めということが、格納容器破損防止措置として用意されております。

こういったことで、No. 1とNo. 4が選ばれているわけですが、No. 4の有効性評価の結果、No. 1と同じになりますので、ここでは、No. 1を対象に有効性の評価を行っております。また、炉心損傷防止措置のこういった有効性評価につきましては、それぞれのシーケンスに

よって微妙に条件が、出力の過出力時の炉心の昇温とか、あるいは、出力変化等の解析条件が生じるんですけれども、ここで抽出されている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になるか、あるいは、その影響が今回選定しました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についても、同様に、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か、あるいは、影響が評価事故シーケンスに包絡されますので、今回、それを代表して、No.1の評価事故シーケンスに対するそれぞれの措置の有効性の評価の結果を説明させていただきます。

これは、評価事故シーケンスの概要でありまして、左側が炉心損傷防止措置の概念図、右側が格納容器破損防止措置の概念図となります。

評価事故シーケンスの概要としましては、これまで御説明申し上げましたように、出力運転時に制御棒の異常な引抜き、ここで①によりまして、原子炉の出力が上昇しますが、トリップ信号の発信に失敗、あるいは、原子炉保護系の動作に失敗することで、制御棒の急速挿入に失敗するという事象であります。

これに対しまして、炉心損傷防止措置としては、まずは、制御棒引抜き阻止インターロックによりまして、制御棒の引抜きを停止するということと、あと、代替原子炉トリップ信号、この場合は、原子炉出口冷却材高になりますが、それによりまして、後備炉停止系の論理回路と、それから、後備炉停止の動作と後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入することによりまして、炉心の著しい損傷を防止いたします。

これに対しまして、こういった炉心損傷防止対策が働かないと、機能しないことを仮定した場合には、炉心の著しい損傷に至りますので、その場合には、格納容器の破損防止措置としまして、これまで御説明申し上げましたように、非常用冷却設備による放射性物質を用いまして、原子炉容器内で損傷した炉心物質を冷却、保持する。それから、機械的エネルギーが発生した場合には、回転プラグによる噴出ナトリウムの抑制、あるいは、噴出したナトリウムの熱的影響を格納容器で閉じ込めるという対策、防止措置、格納容器の破損防止措置を用意しております。

これは、ちょっと字が細かくて恐縮なんですけれども、UTOPの評価事故シーケンスの事象進展と措置の概要をまとめたものであります。

この点線より上側は、これは設計基準事故でありまして、制御棒の異常な引抜きに対しまして、原子炉トリップ信号あるいは原子炉スクラム、原子炉トリップ信号によって原子炉スクラムがされて、炉心、原子炉が自動停止するというふうになります。

こういった安全対策設備が働かない場合を仮定しますと、著しい大量の放射性物質が放出されるおそれのある事故に至りまして、これがBDBAになるわけですが、この場合は、まず、炉心損傷防止措置として、原子炉制御棒引抜き停止インターロックが動作する。さらに、代替原子炉トリップ信号発信によりまして、後備炉停止系による炉心、原子炉スクラムで炉心の損傷が防止されるということになります。

こういった炉心損傷防止措置が働かない場合は、炉心の著しい損傷に至りますが、その場合は、損傷した炉心物質を原子炉容器内で保持するという事で、1次主冷却系の強制循環、2次主冷却系の強制循環または自然循環による原子炉容器内での保持を行う。一方で、発生した機械的エネルギーに対しては、回転プラグ、あるいは、格納容器によるこれの漏えいした、噴出したナトリウムの影響を閉じ込めるという措置が行われます。

こういった措置に対して、事故シーケンスの事象進展をまとめたのがこのページになります。

まずは、異常事象に対する炉心損傷防止措置になりますが、これは、制御棒引抜き阻止インターロック動作確認、あるいは、代替トリップ信号の発信及び原子炉スクラムがされている、さらに後備炉停止系スクラムが確認されていることを確認するという作業、動作、措置がありまして、これは運転員が対応して、その確認に、もし失敗していると判断した場合は、原子炉の手動停止に移ります。

一方、こういった炉心損傷防止措置が失敗した場合は、著しい炉心の損傷に至る可能性がありますので、その場合は、原子炉容器内が冷却されていることを確認する。あるいは、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留するという事で、燃料破損検出系によりまして、燃料破損のみを監視して、燃料が破損したと推定される場合は、その放射性物質を閉じ込めるための原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離するという作業、監視するという事になる。監視を強化するという事になります。

また、格納容器のアイソレーションが、これは自動的にアイソレーションが動作することになるんですけども、工学的安全施設が自動的に作動して隔離されることを確認する。または、隔離に失敗している場合は、手動で隔離を行うという、そういった格納容器内の状態の破損監視を強化するという措置が用意されております。

まずは、有効性評価の方針であります。これは、前回御説明申し上げましたULOFと同じ方針になりますので、これは簡単に説明させていただきます。

まず、安全機能の喪失については、安全機能の喪失に対して、機能喪失の要因として故障等を想定して、設備の復旧には期待しないということ。それから、炉心損傷防止措置あるいは格納容器防止措置として整備する機器の単一故障は仮定しません。また、評価対象とする事故の発生頻度は極めて小さいということで、まず、評価としては、最適評価を行うことを基本としますが、不確かさが大きい場合は、それを感度解析により、その影響を適切に考慮するという方針で評価を行っていきます。

まず、炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目であります。これもULOFと同じであります。炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するために、ここの①から⑤の評価項目を設定しております。燃料の最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度が熱設計基準値以下であること。あるいは、被覆管の累積損傷和が設計上の制限値の1.0以下であること。あるいは、原子炉の冷却材バウンダリの温度が制限温度以下であることといった評価項目を設定しております。

熱設計値のこういった基準値を下回る限りは、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力は低くて、変化がほとんど生じませんので、冷却材圧力を評価項目とする必要はございません。また、こういった評価項目は運転時の異常な過渡変化の基準と同様でありまして、炉心損傷に対しては非常に大きな余裕があるということを申し述べておきたいと思えます。

次に、格納容器破損防止措置の有効性評価に関わる「常陽」の安全特性ということで、これもULOFで説明申し上げたのと全く同じものであります。低圧システムであるということで、原子炉冷却材のナトリウムを加圧する必要はなくて、カバーガス圧力はせいぜい0.98kPa [gage] になっている。伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用しておりまして、また、沸点に対して非常に大きな裕度がある。また、燃料の装荷量の1tonと非常に小さい小型の原子炉でありまして、冷却材温度反応度係数やボイド反応度係数がほぼ全炉心で負という高い固有の安全特性を有しております。また、原子炉冷却材バウンダリそのものが放射性物質の閉じ込めに非常に有効な物理障壁を形成しております。また、ナトリウムが万が一床に漏れたとしても、非常に大きな自由空間体積が存在するということが、非常に裕度が大きいという特性があります。

こういった特性を考慮した上で、評価項目を設定しているわけですが、まず、1番目としまして、負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却がバランスして静定する、すなわち、炉心損傷防止措置の作動が作動しなかったと仮定した場合でも炉心損傷せずに、そのまま設定してしまうという事象もあります。これは炉心損傷防止措置の

有効性評価で設定した項目そのものを適用した評価項目としております。これは、今説明しておりますUTOPでは、この1には相当しないんですけども、次に説明させていただきますULOHSはこの1に相当する事象ということになりますので、こういった評価、炉心損傷防止措置の有効性評価と同じ評価が適用されます。

また、2の著しい炉心損傷に至った場合の炉心物質の炉内閉じ込め、それから、3のナトリウムが噴出する可能性がある場合の評価項目につきましては、これはULOFと全く同じものを適用しております。原子炉容器内で分散し再配置された炉心物質が安全に保持・冷却できることとバウンダリの健全性が維持できること。さらに、3番目につきましても、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることと、それから、ナトリウム、格納容器の床上に噴出したナトリウムの燃焼について、格納容器の健全性が維持できることという評価項目を用いております。

では、まず、炉心損傷防止措置、UTOPの炉心損傷防止措置について、説明させていただきます。

対象事象としては、それから、主な炉心損傷防止措置としては、説明申し上げたものなんですけども、この制御棒連続引抜き阻止インターロックにつきましては、これは出力運転中に制御棒の連続引抜き時間が3秒、これは有効性評価では引抜き時間として4秒を設定しておりますが、になりますと、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーをこのたび新設することとしておりまして、原子炉出口冷却材温度高によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止するものであります。また、代替原子炉トリップ信号と、それから、後備炉停止系の原子炉自動停止が炉心損傷防止措置となります。

解析コードは、ULOFで用いたのと同じSuper-COPDコードを用いております。

主な解析条件としましては、反応度係数とか原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の挿入により付加される反応度、崩壊熱等の条件は最適評価値を用います。また、制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率は、最適評価値として、 $3\phi/s$ を設定しております。

以上の主な事象推移なんですけども、まず、0秒で制御棒の異常な引抜きに重畳して、中性子束高信号のトリップ信号の発信の失敗を仮定いたします。4秒でこの制御棒のインターロックによる引抜き、異常な連続引抜き阻止インターロックによりまして、制御棒の引抜きが停止して、104秒で原子炉出口冷却材温度高の信号の発信に至ります。その3秒後の107秒に原子炉スクラムと、要するに、後備炉停止用の論理回路が作動しまして、後備炉停止制御棒が急速に挿入されます。ここで、論理回路の作動時間は、構成機器の動作

時間に余裕を設定しまして、3秒を設定しております。

これが主な解析結果となります。

0秒で事象が発生しまして、4秒で制御棒の引抜きが停止されます。107秒で原子炉の自動停止、104秒で代替トリップ信号が発信して、107秒で原子炉が自動停止に至ります。制御棒の挿入によって、原子炉出力が急激低下しますので、炉心の中の各所、例えば、被覆管冷却材温度とか、被覆管の冷却材の温度とか被覆管の最高温度が急速に低下していきま。ただ、この炉心流量の低下に伴いまして、原子炉出力よりも炉心容器の温度が各部一時的に上昇します。これは、出力低下がここら辺でゆっくりになるのに対して、炉心流量の低下挙動がそれに対して比較的速いという特性によりまして、ここで、一旦、出力、各部の温度が上昇するんですけども、ポニーモータの引継ぎによって、炉心流量の低下が止まりますと、あとは出力の低下に伴って、そのまま温度が低下してくる。そういうこととなります。

その結果、それぞれの評価項目であります燃料最高温度、あるいは被覆管最高温度、冷却材最高温度は、最高温度としても燃料が1,970℃、被覆管が570℃、冷却材が560℃ということで、それぞれ評価項目について、十分に下回っておりまして、炉心の著しい損傷が防止されることから、こういった炉心損傷防止措置は有効と評価しております。

不確かさの影響評価になりますが、まずは、運転員等の操作が必要ありませんので、運転員操作に関わる不確かさは考慮する必要はございません。

評価項目に対する余裕が小さくなると考えられます反応度添加率と反応度係数、それから、代替原子炉トリップ信号であります原子炉出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ます。

反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに、制御棒引抜きに伴う傾きの減少と、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、4.2¢/sとしております。

また、炉心構成の変動等による幅につきましては、炉心支持板の温度係数は±20%、炉心支持板温度係数以外については±30%になりますが、これを考慮して、それぞれ結果が厳しくなる方向に、例えば、ドップラ係数につきましては、負のフィードバックが最小となるような値を用いる。燃料温度係数とか、それぞれの温度係数につきましては、負のフィードバック効果が最小となるような負の値を用いるといった設定を行っております。

また、原子炉出口冷却材温度高の設定値は、設定の誤差範囲+10℃を考慮して、474℃と

しております。

こういった不確かさを重ね合わせた評価を行ったとしても、最高温度はそれぞれ燃料が2,130℃で、被覆管が590℃、冷却材が580℃、同じく560℃ということで、最高温度は評価項目を十分に下回っておりまして、炉心の著しい損傷は防止されますので、こういった条件の不確かさを考慮しても、措置は有効と評価されております。

次に、格納容器破損防止措置の有効性評価について、説明いたします。

炉心損傷防止措置が作動しなかったということを想定しますので、著しい炉心損傷に至るわけですが、これにつきましては、この事象進展と、それから、それぞれの過程で使われる評価コードにつきましては、ULOFと全く同じでありますので、ここでは割愛させていただきます。

簡単に説明しますと、起因過程は、集合体内で燃料が壊れる。その損傷領域が拡大していくのが遷移過程。これでエネルギーが発生した場合は、機械的エネルギーと原子炉容器の構造応答解析、あるいは、ナトリウム噴出量の解析を行い、または、噴出ナトリウムの熱的影響解析を行う。これに対しまして、原子炉容器の各所に再配置された燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程が再配置・冷却過程でありまして、それぞれここに書いてあるようなコードで評価を行っております。

まず、起因過程であります。これにつきましても、ULOFと全く同じ解析体系を用いております。出力、出力流量比、燃焼度などの類似した集合体を一つのチャンネルとして扱いまして、「常陽」炉心をそれぞれ33のチャンネルでモデル化しております。

これが主な解析条件と解析結果になります。

左上のグラフが、これは制御棒の引抜きにより投入される反応度でありまして、左下のグラフは、出力及び反応度の時間推移になります。実線が出力でありまして、この点線がトータルの全反応度、この斜線が制御棒引抜きによって投入される反応度であります。

主な解析条件としては、最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれた状態を考えます。解析対象としては、起因過程で、ラップ管が熔融貫通するまでを解析します。

解析結果なんですけれども、燃料の中心部はペレットの中で熔融して、出力と燃焼度が主とともに高いチャンネルで、冷却材が未沸騰のまま、定格の流量が保たれている冷却材が沸騰することはないんですけれども、その中で燃料が破損に至ります。燃料の一部は、その单相の冷却材の流路に放出されますので、冷却材の流れに運ばれて上部に分散して、急

速に出力及び反応度が低下しております。

被覆管の昇温に伴いまして、強度低下によって、燃料は全長にわたって崩壊することになるんですけども、多くの燃料が冷却材の流路に放出されて、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果、それから、被覆管も分散しますが、これは正の反応度効果を持つんですけども、それぞれが競い合った結果、燃料の分散による効果が大きくて、原子炉出力とか反応度はそのまま低下していくという結果になります。

ラップ管が破損する直前で起因過程の解析コードSAS4Aから遷移過程の解析コードSIMMERへ引き継ぐこととなりますけども、そのときの接続時の炉心状態を1チャンネルから33チャンネルまで示した図がこの図になります。

引継ぎは30秒で行っております。燃料破損が発生しておりますのは、出力と燃焼度がともに高い炉心中心部のチャンネル1とチャンネル4のみで、そのほかの集合体は未沸騰のままということがこの図から分かります。

起因過程につきまして、この不確かさの影響評価を行っております。

それぞれの影響評価を行った項目は、FPガスの保持量とか制御棒引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸びのフィードバック反応度、それから、燃料の破損条件でありまして、これにつきましては、それぞれ結果を厳しくなる方向に不確かさの設定を行っております。

ただ、こういった各項目の相関関係がなく、物理的には相関関係がなく、互いに独立でありますので、不確かさの重ね合わせを行っておりません。その結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度などの不確かさを考慮したとしても、基本ケースと同様に、即発臨界を超えることはなく、不確かさの影響を考慮したとしても、反応度及び出力の上昇は極めて緩慢で、部分的な炉心損傷のまま遷移過程に移行することが確認されております。

次に、遷移過程の解析結果であります。これもULOFと全く同じ体系を用いておりまして、3次元直交座標で、全炉心の崩壊挙動の解析を行っております。

これが主な解析条件になりますが、起因過程と同様に、最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれて、健全状態のものといたします。健全状態では定格時の冷却材流量を再現するような出入口の圧力境界条件を設定した上で、この最大反応度の値の引抜きを想定、重ね合わせることになります。

この左側の左上の図が原子炉出力の時間推移でありまして、縦軸は、これはログスケール

ルになっております。左下の図が炉心平均燃料温度の推移となっております。

基本ケースの主な解析結果につきまして、少し詳しく説明している図が、この次の23ページであります。

損傷燃料、①から②、③と、これは49秒ぐらいの間までに、これは緩やかに炉心の損傷領域が広がっていきます。損傷燃料は下部に堆積しようとするんですけども、UTOPの事象の特徴でありまして、1次主循環ポンプの運転が継続しておりますので、炉心下部からナトリウムが常に入り込んでこようとすると。そのことによりまして、炉心下部でFCI、燃料と冷却材が接触することによる圧力発生が起きます。そのことによつて、燃料が分散しますので、反応度はここでグラフ、反応度の時間変化に示されておりますように、非常に細かい増減を繰り返しながら、事象が進んでいきます。この時点、③の時点までに大体、炉心の40%の燃料が損傷しております。

さらに、同じような事象が継続しまして、60秒までの時点で、損傷した堆積する燃料の増加によりまして、初めて即発臨界を超過して、出力ピーク、有意な出力ピークが発生します。この出力ピークによりまして燃料が分散する結果、約65秒の時点では、-8\$程度まで一旦反応度が低下していきませんが、ここで分散した燃料が再度落下してきて、燃料のほとんどが炉心下部に堆積すると。それが72秒になります。このことによりまして、即発臨界を超過して、燃料が分散して、反応度はほぼ-30\$以下になって、事象は終息すると。このときの燃料の流出規模につきましては、この24ページの図になります。

これは、解析体系におきまして、炉心の領域、それから、炉心にある炉心上部構造、さらには、その上にある上部プレナム、炉心の下方向の炉心下部空間と下部反射体、それから、径方向の径方向反射体等の領域にどのように燃料が分散しているか、存在しているかという割合を規格化した値として示しております。事象の開始時点では、100%が炉心に存在しております。

約60秒の即発臨界超過によりまして、炉心上部構造に大体10%の燃料が一旦流出します。その後、72秒の即発臨界超過後で、径方向反射体の集合体間ギャップに12%、炉心の上部には7%、炉心下部に7%、炉心には大体あと70数%の燃料が残ることになりますが、反応度は、この時点で-30\$以下となりまして、これ以降の事象推移は静定するという結果となっております。

以上をまとめますと、UTOPの事象推移としましては、反応度と原子炉出力はFCIの結果、繰り返しつつも、全体として低下していきまして、60秒と72秒で反応度が即発臨界を超過

します。ただ、その場合でも、大きなエネルギー放出に至ることはございません。72秒での即発臨界超過後は、ナトリウムとスティールの蒸気圧によって、炉心燃料の約30%が流出する。未臨界で-30\$以下となって、核的な事象推移は終息します。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約2,820°Cであります。これはULOFに比べますと、ULOFの場合は最大値が大体3,700°Cでありましたので、このULOFに比べて、大きなエネルギー放出を伴うものではない。これはなぜかといいますと、炉心冷却材流量が残っていることで、まず炉心損傷の進展が緩慢であるということと、損傷した集合体の炉心下部で、先ほどから説明しておりますように、冷却材の蒸気圧力が頻繁に発生することで、炉心物質が分散されて、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるということにあります。

次に、不確かさの影響の評価になりますが、これはULOFと同様に、遷移過程の後期の段階、炉心全体でプールになる段階で、大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件、あるいは、解析上の想定における不確かさを考慮しております。ULOFにおきましては、大規模な燃料移動を駆動する要因として、FCIによる圧力発生を考慮しておりますが、このUTOPでは、先ほどから説明しておりますように、1次主循環ポンプで炉心下部から流入する冷却材によるFCIが頻繁に発生しておりますので、ULOFと同様に仮想的なFCIの発生を重畳させても、その明確な影響が表れないという結果になっております。このため、UTOPの遷移過程解析における不確かさ影響評価では、この燃料の凝集挙動に関する不確かさを包絡するような条件として、2次元円筒座標系を用いた解析によって、炉心中心への熔融燃料の凝集挙動を仮想的に発生させる解析のみを実施しております。

用いた解析コードは、SIMMER-IVの3次元バージョンであるSIMMER-IIIコードを用いております。

これが解析体系の概要になりますが、2次元円筒座標系で炉心中心への軸対称の燃料集中を許容するような解析を行っております。径方向、あるいは、径方向反射体領域、あるいは、CRGT、制御棒案内管を通った燃料流出は全て無視するという非常に保守的な条件で解析を行っております。

主な、これは同じく解析結果でありまして、原子炉出力と、それから、炉心平均燃料温度の推移であります。

主な解析条件としましては、起因過程と同じく誤引抜きによる反応度投入を想定して、健全状態での流量を再現するように出入口の圧力境界条件を設定しております。そのほかの条件は、ULOFと同一になります。

これも、事象推移を模式的に少し詳しく説明させていただきますと、これは先ほどと同じく上が反応度、下側が原子炉出力の時間変化であります。これに対しまして、炉心の損傷領域の拡大挙動を示しているのが下の図でありまして、大体、この③の39秒、40秒直前になるまでに炉心の熔融領域の拡大によりまして、ラップ管の損傷拡大が進んで起きまして、このときにこのラップ管外側の、ラップ管が発生しているFCIで熔融燃料が炉心下部に凝集すると。中心部に押し寄せられることで、初めて即発臨界が発生します。この即発臨界で分散した燃料によって、分散しますので、-10\$程度まで低下するんですけども、このときに、この炉心の下部でFCIが発生することで、燃料が中心に引き寄せられて、非常に厳しい再臨界が発生すると。このことによって、炉心燃料が上下に分散して、-200\$以下に低下して事象が終息するというふうになっております。

この結果をまとめますと、大体、この最後の厳しい発生、再臨界によりまして、炉心平均燃料温度の最大値は4,300℃でありました。これもULOFの場合は、これが約5,110℃でありますので、ULOFに比べますと、やはり炉心の損傷領域がULOFに比べて小さいと、冷却、1次主循環ポンプの運転が継続されていると、小さくなるということと、あと、炉心下部で発生するFCIで燃料凝集が抑制されているということで、ULOFに比べて、即発臨界超過によるエネルギー放出は小さくなるという結果となっております。

以上をまとめますと、「常陽」のUTOPにおける炉心損傷後の事象推移解析を実施しまして、格納容器破損防止措置の有効性評価を行っております。起因過程、遷移過程の評価結果から、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よりも小さいと。このため、発生する機械的エネルギーとか、あるいは、原子炉容器の構造応答、遮へいプラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡されますので、即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも、原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれて、ナトリウムの漏えい、あるいは、格納容器床上への噴出は生じず、ナトリウム燃焼に対して、格納容器の健全性が維持されるということが分かります。

また、UTOPでは、このULOFよりも1次冷却材流量が確保されておりますので、原子炉容器内で再配置した燃料とか、あるいは、炉心残留燃料の冷却も、ULOFに比べて容易でありまして、したがって、本事象においても、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはございません。

以上から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信の失敗の重畳事項を想定しても、格納容器の破損が防止され、施設からの大量の放射性物質の放出は

防止されるということが結論づけられます。

説明としては、まず一旦、ここで切って、質疑に移っていただいたほうがいいかと思いますが、どういたしましょうか。

○山中委員 それでよろしいですね。

それでは、ここで質疑に移りたいと思います。

説明のございましたUTOP事象についての質問、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。

今御説明いただいた中で、特に遷移過程のところ、少しこちらの理解も含めて、確認も含めて、質問させていただきたいと思います。

21ページ以降になりますけれども、ここで、遷移過程の御説明がありまして、前回、ULOF事象も御説明いただいています、今回、UTOPということで、BDBAの事象進展としては、ここ、大体、同じような感じで進むというふうに御説明がありました。炉心損傷した後の挙動ということでは、この燃料の破損ですとか、熔融ですとか、その熔融燃料の流動の挙動ですね、こういったのが再臨界とかが発生するという、相互に関係してくるという意味で重要な現象なんだろうということで、まず理解をいたしました。

その上で、この炉心損傷した後のこういった事象を見ていく上で、今のところは、事象の説明を中心にしてもらっているんですけども、コードの説明とかも今後あるんだろうとは思いますが、こういった重要な現象がこういった感じで検証されているのかというのは、今後、大きな論点になるんだろうと思っています。

その実験そのものの不確かさというのもあるんでしょうし、その実験をどういうふうに計測したか、その計測の不確かさというのもあるんだと思うんです。これは国内外でどういうふうに確認しているのかとか、今使っているコードというのをどう確認してきたのかというの、今後、資料を基に御説明いただきたいと思いますと思うんですけど、今、これ、検証の状態というのは、どのぐらいなされているかというのを御説明いただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） ここで使っているSAS4Aや、あるいは、SIMMERコード、特にエネルギー発生に関わる評価としては、SIMMERコードが用いられているわけですけれども、このSIMMERコード自体の開発は、20年ほど前から進められておきまして、その開発と並行して、それぞれやはり検証あるいはV&Vですね、verificationとvalidationを並行して進めながら開発を進めてきているという経緯でございます。Verificationにつきましては、やはりこういった基本的なモデル、あるいは、数値アルゴ

リズムの妥当性の確認ということで、理論解があるようなもの、あるいは、ほかのコードとの、非常に簡単な解析体系のほかのコードとの解析比較等の確認を進めた上で、validationに当たるものとしまして、やはりこの全炉心を対象とした実験は不可能なもの、あるいは、実規模でのそれを模擬した試験は非常に難しいということで、部分的なモデル、非常に重要と考えられるような現象をパート、PIRTのような手法で、重要と考えられる現象を抜き出した上で、その重要と考えられる現象を対象として、これまで実施されてきている主に炉外試験、それから、一部は実物質を使って、核加熱で実施した炉内試験等の試験データを用いて、そういった構成方程式、あるいは、コード全体の適用性も含めた検証を進めてきているというところであります。

詳細につきましては、今後、また御審議いただけるというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

規制庁の片野でございます。

今ちょうど御説明もありましたこのSIMMERのコードなんですけども、炉心の溶融の挙動を解析するというので、いろいろ検証されてきたという話なんですけど、今御説明にもありましたとおり、高速炉全炉心規模を対象とした事象での評価というか、検証というのはなかなか難しいというのもあって、なされていないと。部分部分、そういった炉内、炉外試験というのをを使って、妥当性の確認をしてきたということなんですけど、ここは、信頼性がどのように確保されているのかというのは、コードの中でも詳しく確認させていただきたいと思っております。なかなかこの確認していくということが、一つ一つ確認していくのは難しいかもしれませんが、こういったところは重要な論点になるんだろうと思っております。

その上で、SIMMERの検証状況を見ていくと、今、JAEAの考え方としては、不確かさを考えるときに、3次元のモデルでやってみた。あと、それから、2次元の軸対称のモデルを使ってみたりして、不確かさをしているということもあるわけなんですけど、不確かさというのをどのぐらい定量的に見るのかというのも、また一つ大きな論点だと思っていまして、今、資料の中では2次元の軸対称モデルでやると、不確かさを考慮する上では有効だということで説明されているんですけど、本当にこれだけでいいのかということもありまして、再臨界で溶融した炉心から放出されるエネルギーの最大値というのをどうやって見るかというのは、多少、保守的な方法を使ったとしても、分かりやすく評価するようなほかの方法なんかも含めて、不確かさというのを考えていくといいのかなとは思ったんですけど、

この辺、ぜひ、見解をお聞きしたいというのと、できれば、そういったコードも含めて、そういうほかのもうちょっと分かりやすく評価するような方法も含めて、検討いただきたいと思いますが、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席）　今回、エネルギー発生に関わるということでは、やはり全炉心規模での燃料の凝集が一番支配的であるということで、例えば、それを緩和するメカニズム、全炉心に至るまでに、プールが形成されるまでに緩和するメカニズムとしては、炉心の中から溶融した燃料が流出していけば、それがそのまま再臨界を発生するポテンシャルは低減していくということで、例えば、制御棒案内管を通した燃料流出とか、あるいは上下の炉心、燃料集合体の中の炉心、燃料ピン束への燃料が流出すること、あるいは、径方向ブランケットへの燃料流出等を考慮すれば、それは当然ポテンシャルとしては低減していくことになるんですけども、そういった不確かさをなるべく大きく包絡すると。さらに凝集、燃料がなるべく集中しやすくなるということで、これは原理的に、もう実際に「常陽」の炉心の中では、制御棒案内管が3次元的に存在していて、かつ、損傷した炉心の底もそれぞれの集合体の出力レベルに応じて溶けていたり、溶けていなかったりと、凸凹しているような状況で、とても理想的に燃料が集中するような状況ではないんですけども、そういった状況も全て包絡する条件として、この炉心、実装的に、強制的に2次元体系で燃料を集中させるような評価を行うということで、この燃料集中によるエネルギー発生を包絡的に評価するような評価を行っております。

もちろん例えば、従来、過去の再臨界挙動の解析については、Bethe-Taitモデルのように、球状に燃料が集中するようなことを仮想的に評価するとか、そういう制御をすれば、さらに厳しいエネルギーが発生するのは当然なんですけども、それをあまりにも物理法則を無視して、仮想的な想定を置いているような評価になりますので、やはりなるべく物の動きと、それから、その物の動きに即した反応度、時間変化を整合させて解く、機構論的に評価した上での不確かさを包絡するような条件として、今回は、この2次元体系での燃料集中挙動の解析を行ったというふうに考えております。

○山中委員　そのほかいかがでしょう。

○有吉チーム員　原子力規制庁、有吉です。

今の飛田さんの説明は、定性的にはほぼ理解できるといいますか、要するに、解析モデルで、何というか、その考え方で保守側になるような検討をしたと。後半もおっしゃったとおり、Bethe-Tiatですね。それから、もともとの「常陽」の設置許可で考えられている

仮想事故ですか、仮想事故で180MJという想定、Mark-IIIで出されていますけど、恐らくそれより下回るというのは、そんなに難しい説明ではないのかなどの、印象を持っておりません。

じゃあ、そうすると、今、3.6MJなんですけど、それが3.6MJなんですか、幾つなんですかと言い出すと、いろんな議論はあるかもしれないと。それをうまく、せいぜいこの辺りまで考えておけばいいのかなといったところが見えればいいのかなと思っております。

そういう意味で、このSIMMERの説明は、これから詳細に伺うつもりでありますし、場合によっては、少し簡単なやり方というのものもあるかもしれないと。そういうふうに考えております。これは今後の審査かなと思っております。

以上です。

○山中委員 いかがでしょう。JAEA側から何かコメントはございますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

続けて、遷移過程から最後のところまでの話で、28ページですかね、結論といいますか、まとめのところ、前回、ULOFとの結果との比較で、包絡関係にありますという結論に至っているのがこの事象の最後なんですけども、ただ、今回、包絡の根拠としているのが、ULOFよりもエネルギーの放出がはるかに小さいということですか、温度が低いということを根拠として説明しておられるわけなんですけども、低いといっても、確かにULOFのときには5,110°Cという数字がありましたし、今回、その不確かを見ても4,300°Cということで、低いは低いんですけど、それなりに高い温度でもあるということもありますし、あと、エネルギーの放出で見ると、やっぱり 10^4 のオーダーというのは変わらないわけですので、はるかに小さいかということ、そこまではないんじゃないのかなというのが正直なところなんです。

なので、ここは包絡関係があるというのであれば、そこはそれで結構なんですけど、どういうところが包絡性があるのかというのを、もう少し事象を詳しく説明いただきながら、こういうところで包絡されているんだというのを分かるように説明いただきたいと思いません。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） やはりなぜULOFよりも小さくなっているのかという原因としては、この22ページの解析結果で御説明申し上げますように、UTOPにお

きましては、1次主循環ポンプが動いているので、まず、燃料の凝集そのものが頻繁に炉心の下部で起こるFCIで妨げられると。かつ、冷却が効いていますので、炉心の溶融領域の拡大もULOFに比べて非常に緩慢、少し遅くなっているという、そういう二つの要因が重なっていった結果、例えば、2次元的な体系を用いた解析におきましても、やはりULOFに比べれば、炉心平均燃料、最後の発生するピークの、例えば、最後のエネルギー発生が決定されている、支配されておりますこの最後の⑥のところの出力ピークにおきましても、それを駆動しているメカニズムそのものは、炉心の下端で発生しているFCIでありまして、そういったFCIによって、こういった燃料の動きが支配されていますので、どうしてもやはり下部で発生するということで、分散する方向に働くという特性を持っています。

そういうことも重ね合わせた上で、このULOFに比べれば、UTOPでのエネルギー発生が抑えられているということで、これは最大値が4,300℃と、それから5,110℃の違いがあるということで、この温度そのものにしてみれば、それほど大きな違いがないように、片野さんがおっしゃるように思えるんですけども、これは実際に影響してきますのは、蒸気圧です。蒸気圧というのは、温度に対して指数関数上に上昇するメカニズムがありますので、そういった観点では、この4,300℃と5,110℃、数字で表れている以上に、膨張するポテンシャルとしては、ULOFに比べて、かなり、はるかに小さいというふうに言っても構わないんじゃないかなというふうに私は考えます。

以上でございます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

ありがとうございます。

今詳しく御説明いただいたので、今のまさに圧力の観点から機械的エネルギーというのは、そのぐらい、温度の違いでこれだけ違うというのが御説明いただけたと思うんですけど、ここは、ぜひ、資料とかでも御説明いただきたいなと思いました。

事象としては包絡だということも分かったような気もするんですけど、ただ、事象の最終的な終息に持っていくときは同じかなというと、多分、そうでもないんじゃないかという印象を持ってまして、ULOFでしたら、もう外部電源がないということで、流量がもうなくなってしまうんですけど、これは定格の流量が維持されているというところで、違うと。最終的には、事象を収めようと思ったら、ポニーモータに切り替えるなりして、流量を下げたりして、あと、そういう処置が必要になると思うんですけど、今まで100%で流れていたものが急に10%ぐらいの流量に落ちたと。そうすると、今まで炉心にはそれ

なりに溶けた燃料がたまっているということですので、ここは、ULOFとはまた違う挙動になるのではないかなということも想像されるわけですね。こういった炉内の状況の違いなんかも含めて、包絡性があるのかというのは、今後、御説明をいただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

ちょっと今の件に関して、22ページですね、見ていただいて、基本ケースの主な解析結果というので、ポツの二つ目、2行目辺りに、「閉塞が不十分な部分から」といった記載がちょっと気になっていまして、この「不完全な」というのは何だろうと。極端に言うと、ほとんどは閉塞していて、何といたしますか、流量が別の領域に流れていても、一見、全体的にはあまり流れが変わらないと。だから、どこがどういうふうに不完全かといった議論を考えたときに、このUTOPはULOFより小さいというのは、必ず言い切れるのかといったところがちょっと気になりまして。

そういった意味では、何とというか、不確かさという言葉を使いますけれど、説明を少し詳細にやってほしいと思っておりますが、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） 了解いたしました。

この「閉塞が不十分な部分から」というのは、一旦、閉塞が形成されたとしても、これはULOFもUTOPも共通なんですけれども、一度、閉塞しているところがさらに炉心の出力が生きていますので、再度、熔融していったときに、穴は開くんですね。ただ、ULOFの場合は、ナトリウムが流入してこないのので、何も起きずに、またそのまま溶けたものが下に落ちて行って、固まってしまうんですけども、UTOPの場合は、一度、そこで穴が開くと、そこからナトリウムが入ってきて、FCIが起きると。そういうことが起きているので、そういう意味で、「不完全な部分から」と、ちょっと誤解を受けるような表記になってしまっているんですけども、そういうメカニズムでFCIが発生しております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

そういう説明していただければ、多分理解できると思いますので、少し資料に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） 了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

このUTOPの炉心損傷防止対策について、1点、ちょっとコメントがございます。

資料1の12ページをちょっと行っていただきたいんですけども、こちらのページです。

こちらに炉心損傷防止対策としまして、制御棒の連続引抜き阻止インターロックというのを、今回、対応策として新たに設けるということにしています。このインターロックというのは、新しく設けるということで、これが事故時に動作を期待できるような信頼性について説明いただきたいと思っています。

また、信頼性を満たすために、このインターロックの基本構成、それから、これはタイマーですので、時間に関する精度、それから作動条件、待機条件といった、後段の詳細設計のために、今、必要となる基本設計の部分というところを、次回以降で構わないんですが、紙で説明いただきたいというふうに考えております。

この点、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。

次回以降に紙で説明をさせていただきますが、まず、タイマーについては、こちらは3秒と記載させていただいておりまして、有効性評価では4秒で使用しています。実際、製作する際には、この3秒を4秒に行かないように十分な精度を持って製作ができるというふうに考えてございます。

信頼性等に関しては、非常用電源、バッテリー無停電電源から給電するというので、必要な信頼性を確保するということを考えてございます。

いずれにしましても、後段の審査に必要な基本設計に関する部分について、次回以降、資料で御説明をさせていただきます。

以上です。

○小舞チーム員 規制庁の小舞です。

よろしく申し上げます。

ここは、新たに設けるインターロックということで、まず、基本的な考え方というのをきちっと説明いただきたいと思います。よろしくお願ひいたします。

○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。

○山中委員 そのほかございますか。

よろしいですか。

それでは、引き続き、ULOHS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（飛田主席） では、また原子力機構の飛田のほうから説明さ

せていただきます。

除熱源喪失時の原子炉停止機能喪失ということで、ULOHS事象について説明いたします。

ULOHSの評価事故シーケンスですが、これはUTOPと同様に、摘出された事故シーケンスに対して、炉心損傷防止措置と格納容器防止措置を整理した表になっております。

このULOHSの事象グループには、主冷却器空気流量の異常によりまして、原子炉入口冷却温度が上昇するような事故シーケンスが含まれておりますが、直接的には1次冷却材からの除熱に与える影響が大きくて、かつ、相対的に代表性が高い事故シーケンスということで、それを措置ごとに抽出すると。措置といいますのは、原子炉トリップの信号の発信失敗に対しては、炉心損傷防止措置としては代替原子炉トリップ信号による原子炉停止、原子炉保護系（スクラム）動作失敗についても、後備炉停止系による原子炉停止という措置がありますので、その措置ごとに厳しいと考えられる事象でありますNo.1及びNo.6を評価事故シーケンスとして選定しております。ただ、No.6の有効性評価の結果は、No.1と同じになりますので、ここではNo.1を対象に有効性の評価を行っております。

また、主冷却系を2ループで構成して、かつ、2次主冷却材の漏えいの除熱機能への影響が有意という、そういう「常陽」の特徴を踏まえまして、2次冷却材漏えいを起因とするNo.5ですね、これも評価事故シーケンスとして選定しております。ただ、有効性の評価結果につきましては、別途提示させていただきたいというふうに考えております。

この炉心損傷防止措置が作動しない場合の格納容器破損防止措置になりますが、このULOHSにおきましては、負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによって出力が低減していきますので、炉心損傷防止措置が働かない場合でも、冷却系による冷却によりまして、炉心損傷が無損傷に終わるということで、そのことをもって、格納容器の破損が達成されるというふうに評価を行っております。これにつきましては、後ほどまた説明させていただきます。

なお、こういった炉心損傷防止措置の有効性につきましては、UTOPと同様なんですけれども、それぞれ微妙にこの条件が異なってくるんですけども、今回選定しました評価事故シーケンスと同様のほかのものも同様の事象推移をたどるか、あるいは、影響が評価事故シーケンスに包絡されるということで、ここでは、この選定しました評価事故シーケンスのNo.1について説明させていただきたいというふうに考えております。

これが、ULOHSの評価事故シーケンスの概要でありまして、左側に炉心損傷防止措置、右側に格納容器防止措置の概念を示しております。

評価事故シーケンスの概要であります。出力運転中に2次主循環ポンプのトリップ等によりまして、2次冷却材の流量が減少します。そのことによりまして、原子炉トリップ信号の発信に失敗または原子炉保護系の動作に失敗を重畳するという事で、制御棒の急速挿入に失敗する事象であります。

炉心損傷防止措置としましては、代替原子炉トリップ信号として、原子炉出口の冷却材温度高を用いて、後備炉停止系によるスクラム動作、スクラムによりまして、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入することで、炉心の著しい損傷の防止を行います。

こういった炉心損傷防止措置が働かない場合は、さっきの事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定しております。この場合は、負の反応度、働かない場合でも負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによりまして、原子炉出力が低減されて、冷却系による冷却によって炉心の著しい損傷が防止されて、格納容器の破損、あるいは、施設からの多量の放射性物質の放出が防止されるということになります。

これが事象進展と措置の概要であります。

UTOPと同様に、この点線から上が運転時の異常な過渡、あるいは設計基準事象でありまして、2次冷却材の流量減少に対して、原子炉トリップ信号が発信されて、原子炉のスクラムがされて、原子炉が自動停止するということになります。こういった安全系が働かないことを仮定しますと、大量の放射性物質等を放出するおそれのある事象、bdbaとなりますが、この場合は、代替原子炉トリップ信号であります原子炉出口冷却材温度高による後備炉停止系によるスクラムによって、原子炉が停止されて、炉心の損傷が防止されます。

一方、こういったスクラムが後備炉停止系のスクラムが働かない場合を想定したとしても、先ほどから御説明申し上げているように、負の反応度係数の固有の物理メカニズムによりまして、原子炉出力が低減されること。それから、1次主冷却系の強制循環、あるいは、2次主冷却系の自然循環によりまして炉心の損傷が防止されるということで、格納容器防止、格納容器の破損は防止されるということになります。

これは運転員の操作、事象進展及び措置の概要になりますけれども、炉心、原子炉異常事象が発生して、事故が発生した場合の炉心損傷防止措置としては、代替トリップ信号及び原子炉スクラムがされていることを確認する。さらに、もし失敗しているというふうに判断された場合は、これは原子炉の手動停止の操作を行うことになります。

ただ、この場合、もしこういったスクラム、後備炉停止系のスクラムが働かない場合でも、ULOHSにおきまして、原子炉が炉心損傷せずに高温で停止するような状況になります。

ので、最終的に現場対応班員によりまして、制御棒、まずは運転員による手動挿入による原子炉を停止する操作を行うとともに、まだそれでも停止できないような場合には、制御棒駆動機構の軸を直接回転させるような制御棒を炉心に挿入して、低温停止に必要な反応度を挿入するという対応を行うというふうになります。

まず、炉心損傷防止措置の有効性評価について説明申し上げます。

対象事象とそれから主な炉心損傷防止措置につきましては、今まで御説明申し上げたとおりであります。

解析コードもこれはSuper-COPDを使っております。

主な解析条件としては、反応度係数から後備炉停止制御棒の挿入による付加される反応度とか、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用しております。

主な事象推移ですが、まず2次主循環系ポンプトリップに対して、トリップ信号の発信に失敗することで事象が発生、発出します。121秒でこの原子炉出口冷却材温度高の信号が発信されて、3秒後に原子炉の後備炉停止系用論理回路が作動して、後備炉停止の制御棒の急速挿入が発生します。

ここでもUTOPと同様に、後備炉停止系用の論理回路の作動時間は、構成機器の動作時間に余裕を考慮して3秒を設定しております。

これはULOHSの炉心損傷防止措置の主な解析結果となります。

0秒で事象が発生しまして、121秒後に原子炉出口冷却材温度高信号の発信になります。

2次系による冷却が行われなくなりますので、入口冷却材温度が異常に上昇しますが、同時に温度フィードバックで出力は低下してきますので、それぞれの炉心の中の評価温度、例えば被覆管の最高温度、冷却材の最高温度は初期の540℃あるいは530℃から微妙にここで上昇するものとなっております。

124秒後の原子炉トリップ、スクラムによりまして、出力は急速に低下するとともに、冷却材の炉心流量も低下していく。そのバランスの結果、一旦、被覆管の最高温度あるいは冷却材の温度は上昇しますが、やはりポニーモータの引継ぎにおける炉心流量の低下が止まれば、そのまま炉心出力低下に伴って、低下してくるという結果となっております。

結果的には、措置の少し上昇した結果が最高の温度となりまして、燃料の最高温度、被覆材最高温度あるいは冷却材の最高温度は、それぞれ1,600℃、510℃、550℃程度となりまして、評価項目を十分下回って、炉心損傷が防止されるという結論となっております。

不確かさの影響につきましても、UTOPと同様に、評価項目、運転員等の操作がありませ

んから、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はありません。

また、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに関する感度解析を実施しております。

変動幅による幅もUTOPと同様の幅を以下のように結果が厳しくなるような方向に設定するという評価を行っております。

その結果、それぞれの評価温度は、燃料について最高温度は変わらず、それから被覆管最高温度、冷却材最高温度も約570℃、560℃ということで、やはり評価項目に対して十分に下回っておりますので、炉心の著しい損傷は防止されて、不確かさを考慮したとしても措置が有効というふうに結論をされます。

次の炉心、格納容器破損防止措置の有効性評価であります。

これは、やはり同様にSuper-COPDを用いて評価を行います。主な格納容器破損防止措置としては、負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減、それから1次あるいは2次主冷却系による炉心冷却であります。

解析条件としては、最適評価値は反応度係数を使うということと、主冷却機は自然通風による除熱を考慮することになります。

事象推移としては、非常に単純になりますが、2次主循環系のポンプトリップ（2ループ）で「2次冷却材流量低」のトリップ信号の発信失敗とそれから121秒での代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗するという事象推移となります。これが評価結果になります。

事象発生から121秒の代替トリップの発信失敗までは、先ほどの炉心損傷防止措置と同じです。その後、このトリップ信号の発信がないと、そのことによりまして、炉心流量は定格流量が維持される一方で、負の反応度フィードバックで原子炉の出力が低下を続けると、そういう解析結果となります。

この結果、燃料最高温度は初期温度と変わらず、被覆管最高温度は約550℃で、冷却材最高温度550℃ということで、評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷が防止されることから、格納容器破損防止措置の措置は有効と評価されております。

不確かさの影響評価につきましても、同様に運転員の操作に係る不確かさを考慮する必要はなく、また、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「反応度係数」の不確かさに関しては、同様に不確かさ、感度解析を実施しております。

炉心支持板温度係数の不確かさに関する感度解析を実施して、評価項目に対する影響評価をしております。これは炉心構成等による変動の幅±20%を考慮して、原子炉容器入口

冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるような絶対値が最小の負の値を使用しております。

こういった評価を行ったとしても、それぞれ被覆管の最高温度、冷却材の最高温度は、それぞれ560℃と550℃でありまして、やはり評価項目を十分に下回って、炉心の著しい損傷が防止されるので、こういった不確かさを考慮したとしても措置は有効と評価されております。

ULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価のまとめであります。

有効性評価を行いましたということで、炉心損傷防止措置であるこの代替原子炉トリップ信号による原子炉停止が機能しないと仮定した場合でも、炉心と冷却の物理特性で炉心の著しい損傷が防止されると。格納容器の破損、あるいは施設からの多量の放射性物質の放出が防止されますので、解析条件の不確かさを考慮しても、同様の結論ということになります。

なお、このULOHSの評価事故シーケンスの収束は、こういった評価項目との比較で合理的に収束すると判断はできるんですけども、その状態は比較的高温での安定静定状態になっております。

したがいまして、この安定静定状態になっている間に、運転員が手動による制御棒の挿入操作を行うことで、低温の安定静定状態に導くことができます。この対応というのは、中央制御室におきまして、運転員が手動スクラム、それから制御棒保持電源の励磁を手で、手動で落とす、あるいは後備炉停止制御棒の保持電磁石の励磁をすること、あるいは制御棒駆動機構による制御棒手動挿入、あるいは後備炉停止系の制御棒、駆動機構による後備炉停止系の手動挿入によりまして、原子炉を低温の安定状態に導いていくという操作を行うことができます。

また何らかの原因でこれらの手動操作による制御棒が挿入できない場合は、自主的な対策としまして、直接制御棒駆動機構の軸を格納容器の中に入れていって、制御棒駆動機構の軸を回転させることで、制御棒を炉心に挿入して、原子炉を低温の安定、低温停止状態に移行させるように努めていきたいというふうに考えております。

説明としては、以上になります。

○山中委員 それでは、ULOHSについての説明について質問、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。

ULOHSの事象としては、格納容器破損のことを考え、破損防止対策と制御棒が入らなか

ったときのことを考えても、比較的安定した状態で維持されるという御説明がありました。

まとめの42ページのところを見ますと、最終的には事象の収束のためには、制御棒を使うだろうということは理解できまして、ここで自主対策ということで書かれているんですけど、これは格納容器の中に入って、運転員が作業するという、そういうことになるんでしょうか。

○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。

格納容器の中に入って、運転員とは別になりますけれども、現場作業班員が操作をするという作業になります。

○片野チーム員 はい、分かりました。

そうすると、自主とは言いながらも、こういう対策をするんだということを考えていくと、後段のほうでは手順とかも考えていく必要がありますので、想像されることとしては、作業現場へのアクセス性ですとか、現場の作業環境がどういうふうになっているのかとか、運転員の被ばくなんかも考えて、これ本当に成立するのかなというのは、気になるところですので、ここら辺もどういう検討をされているのかというのを、今後説明を聞いていきたいと思います。

○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す。

今後、詳細については、資料で御説明をさせていただきますが、まず現場へのアクセス性については、今ULOHSは高温の静定状態でございますので、アクセスするのに大きな障害はないだろうというふうに考えてございます。それから、これは原子炉容器の上側にアクセスしますけれども、これは遮蔽プラグ、回転プラグがございまして、線量としてもそれほど高くはないということから、作業性についても確保できるというふうに考えてございます。この辺りについては別途資料にまとめて、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○片野チーム員 よろしく申し上げます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

よろしいですか。

それでは、引き続き、LF事象について説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） では、引き続き飛田のほうから説明させていただきます。

局所的燃料破損（LF）に対する炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置になります。

これは同じように、事故シーケンスとして選定された事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置を整理した表であります。炉心損傷防止措置としては、全ての事故シーケンスに対して、共通でありまして、燃料破損検出系による検出と原子炉停止が炉心損傷防止措置となります。

こういった原子炉停止ができずに、ずっと原子炉事故が続くことを考えますと、全炉心に炉心損傷領域が拡大していく可能性もありますので、その場合には、ここに書いてありますように、ULOHSあるいはUTOPと同様の格納容器破損防止措置を用いることとなります、で対処することとなります。

評価事故シーケンスの選定理由になりますが、本事象グループには、燃料要素の偶発的な破損、あるいは1サブチャンネル閉塞並びにこの局所的な過熱事象による局所的な異常などが含まれますけれども、評価項目であります燃料被覆管の最高温度に与える影響が大きくて、かつ、燃料集合体内が全体的に昇温されて燃料集合体内の破損伝播速度が相対的に速くなるということで、今回のこの評価でこのNo. 5の流路閉塞事故（千鳥閉塞）を評価事故シーケンスと選定しております。

こういった炉心燃料、炉心損傷防止の有効性の評価につきましては、それぞれの事故シーケンスでは、発熱量とか、あるいは除熱量の変化などの解析条件に差が生じるんですけども、局所的に発熱と除熱とバランスからの逸脱が生じるという、そういう観点では、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進展が起こると。あるいはその影響が評価事故シーケンスに包絡されますので、炉心損傷防止措置あるいは格納容器防止破損措置についても、同様なんですけども、今回はこの流路閉塞条件（千鳥格子）の評価結果について、その評価結果の説明をさせていただきたいというふうに考えております。

これが評価事故シーケンスであります、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の事故に対する炉心損傷防止の概念、左側が、炉心損傷防止措置、右側が、格納容器破損防止措置の概念図であります。

選定事故シーケンスの概要としては、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在して、炉心燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞すると。今回、ここでは想定したのは、全サブチャンネルについて、こういった閉塞が形成されていくと想定しております。

この炉心損傷防止措置の概要としましては、燃料が一部破損することを破損防止検出系

により異常を検知して、運転員による原子炉の手動スクラムにより原子炉を停止する、炉心の著しい損傷を防止するということが、炉心損傷防止措置の概要となります。

これに対応しまして、こういった炉心損傷防止措置が作動しないということを想定していると、著しい炉心損傷に至る可能性が出てきますが、その場合は、格納容器破損防止措置の概念、措置としましては、ULOHS、UTOPと同様に、非常用冷却設備による放射性物質の原子炉内容器の冷却保持と、それからエネルギーが発生した場合に対しては、回転プラグあるいは原子炉格納容器によるその影響の閉じ込めということになります。

これはLF、局所的事故の評価事故シーケンスの事象進展、措置の概要であります。

これ上側、点線よりも上側が、同様に冷却材流路閉塞で、設計基準事故では1サブチャンネル事故を想定したのに対して、今回のBDBAでは千鳥格子状の閉塞を想定するという違いがあります。

この千鳥格子状の閉塞を想定することで、著しい炉心損傷によって、多量の放射性物質を放出するおそれのある事故となりますが、おおよそここでは燃料が破損してから、もしここで燃料が破損したとしますと、40分後には燃料破損検出系により破損を検出できますので、その場合は、原子炉の手動停止に、これは運転員操作で原子炉を停止することで炉心損傷の防止を行います。

一方、こういった炉心損傷防止措置が働かないことを想定しますと、1次炉心の著しい損傷に至る可能性がありますので、その場合は、ATWS系のULOHS、UTOPと同様に、原子炉容器内の安全、非常用冷却設備によりまして、1次主冷却系や2次冷却系により冷却及び機械的エネルギーが発生した場合は、回転プラグあるいは格納容器による閉じ込めによって格納容器破損防止措置を行う、対処するということになります。

運転員の対応としては、事故が発生したとすると、まず事故が発生したということ判断するのに、発生時点から40分程度時間がかかりますが、その後で、事故発生判断したことによりまして、手動停止を行うと。さらに、原子炉手動停止、原子炉容器内で、その後は、原子炉破損直後から安定状態まで冷却状態の監視を強化することと、あとそれから燃料破損検出直後から、それぞれの各バウンダリの状態の監視を強化すること、及び、破損を検出されてから運転状態まで格納容器内の状態の監視を強化する、これはどういうことかということ、やはり原子炉保護系が動作して工学的安全施設が自動的に作動して隔離されることをまずは確認しているということで、さらに隔離に失敗している場合は、それを手動で隔離相当の対応を取ることになります。

まず、炉心の損傷防止措置の有効性評価ということで、炉心損傷防止措置の有効性の評価になります。対象事象としているのは、冷却材流路閉塞事故の千鳥格子状であります。

炉心損傷防止措置、著しい炉心損傷の防止措置としては、燃料破損検出系による異常検知と原子炉手動停止になります。

解析コードは、ASFREというコードを用いて評価を行います。これはDBA、設計基準事故の評価でも用いている同じコードであります。

解析体系と条件の概要になりますが、閉塞物としては、ステンレス綱を想定して、閉塞厚さはワイヤ巻ピッチ209mmの3分の1の長さを想定しています。軸方向の閉塞位置としては、一番結果が厳しくなる発熱上端を選んで設定しております。水平方向閉塞位置としては、集合体の全流量について千鳥格子状の閉塞が形成されるということで、燃料閉塞前の燃料最高温度は熱的制限値である2,350℃、あるいは被覆管温度の熱的制限値である620℃を解析上の初期状態として設定しております。軸方向の出力分布は、ここで示してありますように、出力分布はそれぞれ考慮をした評価を行います。なお、この出力分布を想定している集合体というのは、一番流路と出力流量比の厳しい一般結果が厳しくなる集合体について、こういう出力分布を想定した評価を行っております。

燃料要素が破損する、この場合は、高温状態で破損しないという結果になるんですけども、ASFREコードによる評価では、非常に高温だったりなるんですけども、その状態が長期間続くと、やはりクリープ破損を想定する必要があるということで、燃焼末期のガスが非常に大きい、一番厳しく蓄積されている燃焼末期に対して約0.2φの破損孔を想定して、ガスの放出時間を10秒という条件で評価を行っております。

まず、ASFREコードによる解析結果であります。閉塞前と閉塞後の冷却流量、それから冷却材最高温度、被覆管最高温度、燃料最高温度を比較して、比較した結果がこの表になります。

冷却材最高温度は、閉塞前が600℃だったのが640℃、被覆管最高温度は620℃だったのが720℃。その結果、燃料最高温度も僅かに上昇して2,360℃になります。

この状態では、すぐに被覆管が破損するというようなことにはならないんですけども、千鳥格子閉塞に高温状態が継続して、被覆管がクリープ変形して、クリープ破損して、隣接ピンに対してガスジェットが放出されるということを想定した評価を行っております。

これは燃料要素の内部に蓄積されていますFPガスが放出された場合には、燃料破損検出系による監視によって、その破損を検知することで、運転員が手動で原子炉を停止するこ

とになります。

そのときに、燃料の被覆管の温度が高温になって破損するということが懸念されるわけですが、ここでは10秒間のガス放出を想定して、その間は、ブランケットによって、被覆管が高温化することを想定した評価を行っております。

その結果としては、冷却材の最高温度は770℃及び被覆管の最高温度800℃でありまして、やはりこの温度条件であれば、この間、こういったガスブランケットによって、ガスジェットが放出された対面の被覆管が壊れるよう、被覆管燃料要素が新たに破損することはなくて、急速な破損伝播が起こることはないという結論というふうに考えられます。

したがって、この最高温度は評価項目を十分に下回っておりまして、炉心の著しい損傷が防止されますので、こういった炉心損傷防止措置が有効だというふうに判断しております。

一方、不確かさの影響評価としては、被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられているような解析条件に関しまして、閉塞の厚さ、形状以外は解析結果を厳しくするように設計基準事故における局所的燃料破損と同一の保守的な条件設定を行っております。閉塞の厚さと形状につきましては、以下のように設計基準事故よりもさらに保守側の想定を用いております。不確かさの影響は有効性評価結果に包絡されるというふうに考えております。

具体的には、以下のとおりでありまして、閉塞の厚さとしては、設計基準事故の約3倍の厚みを想定しております。

閉塞の形状につきましては、設計基準事故では一つのサブチャンネルの閉塞を想定しているんですけども、ここでは物理的に閉塞が可能と考えられるサブチャンネルが同一水平断面内で閉塞した状態を想定しております。

また、閉塞の位置につきましては、発熱部の上端、一番厳しい位置での閉塞を想定しております。

また、ポロシティにつきましては、ポロシティをゼロとしている、実際には有限の値を持つんですけども、そのポロシティをゼロとして、閉塞部では燃料ピンが冷却材流れによって除熱されないような状態を想定しております。

また、燃料被覆管の初期温度ですが、これにつきましては、通常の運転条件とは異なる熱的制限値に設定しております。

また、ガスジェットの放出時間につきましても、燃焼末期の最も核分裂生成FPガスが蓄

積された状態を想定して、かつ破損孔のサイズとしては、設計基準事故と同じく小さな破損孔サイズを使用して、ガスジェット放出時間が保守的に長くなるような想定を用いています。

そのガスジェットが放出したときの熱伝達率につきましては、実験結果をもとに算出した保守的な値を使用して評価を行っております。

格納容器破損防止措置の有効性評価についてなんですけれども、まず、この千鳥格子状事故で閉塞の発生した燃料集合体で燃料の損傷を仮定して、さらに、炉心損傷防止措置が機能しないということを仮定した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性があります。これは損傷領域が次第に拡大して行って、全炉心に至るということになります。

ただ、炉心のこういった著しい損傷に至るためには、この閉塞が生じた燃料集合体で冷却材が沸騰して、被覆管と燃料の熔融が発生して、さらに、ラップ管が熔融破損するという事で、隣接する燃料集合体の燃料が損傷していくと、損傷が伝播していくと、そういう必要があります。

このような伝播が発生する場合でも、このLF、局所事故は、単一の燃料集合体の異常に起因する炉心局所の事故であって、その伝播は極めて緩慢であるというふうに考えられます。

また、こういった伝播の伝播挙動なんですけれども、1次主循環ポンプの運転が継続した状態で、こういった燃料集合体の損傷が伝播するという事で、これはUTOPと類似の挙動になります。ただ、UTOPに比べますと、制御棒の誤引抜きによる反応度印加と原子炉出力上昇がないので、UTOPよりも緩慢な挙動になりますという事で、原子炉容器あるいは格納容器に対する影響は、このUTOP、さらにはUTOPの事故影響を包絡するULOHSに包絡されるというふうに考えられますので、冷却材流路閉塞、LF、千鳥格子状事故を想定しても格納容器の破損は防止されて、施設から大量の放射性物質の放出は防止されるというふうに評価されております。

説明としては、以上になります。

○山中委員 最後のページも。

○日本原子力研究開発機構（飛田主席） じゃ今度は、本資料の添付1としまして、炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞、TIB、いわゆるTotal Instantaneous Blockageについての考え方を1ページにまとめておりますので、再度の説明をさせていただきたいというふうに考えます。

炉心燃料集合体の瞬時に完全閉塞、TIB、これは炉心燃料集合体の冷却材の入口で流路が完全に瞬時に閉塞するという事で、仮想した事象でありまして、これは、例えばDBAで想定している冷却材流路閉塞、あるいはBDBAで想定している流路閉塞事象を上回る閉塞規模を仮想したものとなっております。

現実的には、この常陽、この瞬時閉塞、TIBがこの事故起因そのものを物理的に可能な事故ということではなくて、仮想したものでありますから、その発生評価、頻度は、評価できない事象となっております。

「常陽」におきましては、原子炉燃料集合体、エントランスノズル部の多孔化とか、そういった防止対策によりまして、炉心燃料集合体は瞬時に、物理的に瞬時に完全閉塞しない構造であるというふうに考えております。防止対策としては、以下に示しておりますように、i、ii、iiiと三つあります。

一つは、まず高圧プレナム、入口プレナム下部の入口プレナムから高圧プレナムに入るために、入るルールが90φの孔を通して入っていきますので、90φ以下のものしか入らないと。さらに高圧プレナムの燃料領域、これは中心の0～5列なんですけど、までに進入するには、その外側にあります6～10列の集合体の、これは反射体領域の管、あるいは遮蔽体領域の管、その下部にある連結管があるんですけども、これが集合体のピッチが、φが65mmで、φが、ピッチが81.5mmですから、すき間が約8mmということで、8mm以下のものしか入ることができないということになります。

さらに、炉心燃料集合体の連結管、このエントランスノズルには周方向に6か所の冷却材の流入孔が設置されておりますので、そういった8mm以下の異物で6方向全てが同時に閉塞することはないというふうに考えられますので、今回このTIBについては、想定をしていないということになります。

説明としては以上になります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントはございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

49ページ辺りからモデル図、それから評価結果が記載されておりますけれど、最初に確認です。49ページ、千鳥格子状閉塞とありますけれど、これはあれですか、実際にこんなにたくさん異物が入るといったことは、想像されるのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（深野GL） 原子力機構の深野です。

過去の異物の例を調査しますと、ここまで大量に異物が入って、この集合体の中のサブ

チャンネルを全部閉塞させるような異物が、閉塞が形成されるということは、まずないと思っております。保守的にこのような評価をやったということでございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

これまでの議論、13条で設計基準事故、サブチャンネル1か所が閉塞するといったことは、これまで議論した部位があって、複数箇所閉塞するとしたときに、ほとんど仮想的ではあるけれど、全部のサブチャンネル、断面で割ると半分ぐらいですかね、サブチャンネルが閉塞すると。そういう想定をしたといったような理解ですけど、それでよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（深野GL） はい、そのとおりでございます。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

49、50ページを見ていますと、被覆管温度840℃に至らないので、破損するようには見えないということでありまして、53ページを見ていますと、炉心損傷防止措置が機能しないといったことを仮定した場合に、炉心の著しい損傷に至る可能性があるということになってはいますが、これはどの程度懸念すべきことか、どういうメカニズムがあればこういう事態に至るのか。それから、前段のほうに、燃料破損系、検出系、46ページ辺り、燃料破損検出約40分という記載がありますけれど、これは時間がたてばたつほど何と申しますか、こういう可能性が高くなっていくのかとか、ちょっとこの辺りのことを説明していただきたいんです。

○日本原子力研究開発機構（深野GL） 原子力機構の深野です。

基本的には、被覆管の最高温度が720℃ですので、クリープ損傷をするためには、非常に長時間必要となります。ガスジェットによるピン内のガスの放出の解析をしておりますけれども、これは基本的には燃焼初期に閉塞が生じて、どちらかというところ、燃焼の末期頃にクリープ破損する可能性があるということで評価をしたものでございます。

ですので、仮にガスが放出されたとしても、そこから隣接の被覆管にその破損が伝播していくということはほとんど考えられないというふうに考えております。

被覆管が破損しますと、カバーガス法ですとか、それからDN法によって検知することは可能なんですけれども、若干時間もかかるということ懸念されているかと思うんですが、基本的には、損傷がこの状態から広がって、少なくとも隣接集合体に破損が伝播していくというようなことはない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。

今、最後に隣接集合体とおっしゃいましたが、その前に、同じ集合体の中で隣接する燃料要素に破損が伝播することはないといったことが最初にうたわれていて、それが53ページで、炉心損傷防止措置が機能しない場合に、やはりそれでも燃料要素に伝播するんですかといった質問なんです。それがやっぱりあるのか、ないのか、やっぱりそれは考え過ぎなのか、仮想的なのか、その辺りの感触を知りたいんですけど、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

まず、これまで海外炉で燃料破損をしたものの継続照射試験を行ってございます。そういった結果からしますと、この燃料破損が生じた後に、継続的に照射をしても、短期間、長期間は数日のオーダーで照射をしても、隣接の燃料要素に破損が伝播していくということ、それから、損傷領域が拡大していくということは、極めて考えがたいというふうに考えてございます。

ですので、そういった観点では、仮想的にこういった炉心損傷防止措置が機能しない場合に、破損が伝播するというのを仮想した場合には、このような挙動になるということを53ページで御説明をしております。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

山本さん、くどいんですけど、燃料要素、隣接する要素に破損するということが、ほぼあり得ないと思うが、想定したと、そう言っているんですか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

はい、そのとおりでございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

はい、その辺りは少し海外炉の状況も含めて、改めて確認しますので、少し詳しい説明をこれからお願いしたいなと思っております。

私から以上です。

○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。次回以降の審査会合で御説明をさせていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがでしょう。

よろしいですか。

今日、三つの事象について説明がございましたけれども、私もその中で取り上げられていたSIMMERコードの信頼性について、次回以降、何らかの説明があるかと思っておりますけれども、非常に大切なところかなと思っておりますので、ぜひとも次回以降、説明をお願いいたします。

す。

加えまして、全体を通じてJAEAから、規制庁からの指摘事項について何か確認しておきたい事項等ございますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（吉田部長） 特にございません。

○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にて説明をお願いいたします。

それでは、そのほか、規制庁側から何か確認しておきたいこと、指摘をしておきたいこと、ございますでしょうか。

よろしいですか。

それでは、以上をもちまして審査会合を終了したいと思います。