

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第419回

令和3年10月28日（木）

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419回 議事録

### 1. 日時

令和3年10月28日(木) 13:30～17:21

### 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

小野 祐二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

志間 正和 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

藤森 昭裕 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

加藤 淳也 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

荒川 徹 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

三好 慶典 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

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

小舞 正文 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

安澤 時雄 技術参与

羽賀 一男 技術参与

#### 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

曾野 浩樹 臨界ホット試験技術部次長

井澤 一彦 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 課長

小林 冬実 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 マネージャー

新垣 優 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 主査

大内 諭	安全・核セキュリティ統括部	安全・核セキュリティ推進室	主査
吉田 昌宏	大洗研究所	高速実験炉部	部長
高松 操	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課 課長
前田 茂貴	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉照射課 課長
小林 哲彦	大洗研究所	主幹	
山本 雅也	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課 マネージャー
齋藤 拓人	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課 主査
権代 陽嗣	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課 主査
飛田 吉春	大洗研究所	高速炉サイクル研究開発センター	嘱託
大木 繁夫	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	炉心・プラント解析評価 Gr グループリーダー
田中 正暁	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	炉心・プラント解析評価 Gr マネージャー
森 健郎	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	炉心・プラント解析評価 Gr
深野 義隆	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr 主幹
清野 裕	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr 主幹
小野田雄一	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr 副主幹
田上 浩孝	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr
石田 真也	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr
曾我部丞司	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価 Gr

#### 4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構原子科学研究所のSTACY原子炉施設に係る設計及び工事の計画の認可申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構大洗研究所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	STACY設工認（TCA貯蔵設備の製作）に係るコメント回答
資料 2 - 1	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）に係るコメ

ント回答

資料 2 - 2 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

（その2:炉心損傷防止措置）、（その3:格納容器破損防止措置）-炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF（iii））-除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS（iii））-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（ii）、LORL（iii））-

資料 2 - 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（その2:炉心損傷防止措置）

資料 2 - 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（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

## 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419回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を開催します。

議題は、お手元にお配りの議事次第に記載のとおりでございます。

本日の会合は、新型コロナウイルス感染症拡大防止対策への対応を踏まえまして、申請者はテレビ会議システムを利用した参加となります。

本日の会合の注意点でございますけれども、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します。発言において不明瞭な点があれば、その都度、その旨をお伝えいただき、説明や指摘をもう一度繰り返していただくようにお願いします。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。

議事に入ります。最初の議題は、議題1、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所のSTACY原子炉施設に係る設計及び工事の計画の認可申請についてです。

それでは、JAEAから資料1について、説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力科学研究所の小林です。

本日は、ありがとうございます。本日は、前回、審査会合でいただいたコメントについて御回答いたします。内容について、担当から説明いたします。

○日本原子力研究開発機構（新垣主査） 原子力科学研究所STACY施設、新垣から説明いたします。

本日、右肩資料番号1を準備しております、コメント回答3件、準備しております。コメント一つずつ回答していきます。

まず、1ページ、コメント1についてですが、許可基準規則第8条（火災による損傷の防止）は説明しているが、対応する設工認技術基準規則第21条（安全設備）の適合性を不要としている理由は、という質問に対する回答ですが、こちらにつきまして、規則、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」――以下、許可基準規則と言います――この第8条については、安全施設に対する要求であり、今回、設工認申請をしている設備は、安全施設に該当するため適合性を説明しています。

一方、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」――設工認技術基準規則と以下言います――この第21条は、安全設備に対する要求であり、当設工認の設備は安全設備に該当しないため適合性の説明を不要としております。

なお書きですが、当該設備は主要材料として鋼材を用いることとしており、許可基準規則第8条の適合性を満足しているということで、下に参考で法令をつけているんですが、これの3ページの中段に、設工認技術基準規則の定義を載せております。この中の28項のところで「安全設備」の定義がありまして、安全設備というものはどういうものを言うかというのがイとロとハと三つありまして、イにつきましては、一次冷却系統設備のその他運転時における試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備及びこれらの附属設備。ロは、非常用冷却設備、安全保護回路、非常用電源設備その他の試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備及びこれらの附属設備。ハにつきまして、原子炉格納容器及びその附属設備と。安全設備というものをこれらで定義されています。今回、設工認で申請しています燃料の貯蔵設備については、これに該当しないということで説明を不要としております。

コメント1に対する回答は以上となります。

続きまして、4ページにコメント2の回答を準備しております。まず、質問コメント内容としまして、許可基準規則第12条（安全施設）は、設工認技術基準規則のどの条項で説明

しているかということで、回答としましてその下、許可基準規則第12条第4項への適合性ということで、4ページ中段以降に、許可基準規則の12条を載せていますが、この中の4項、下から三つ目の項ですね。4項のところで安全施設に関する要求があります。これらについては、設工認基準規則の第11条で説明しているということで、次のページ、5ページですが、こちらは設工認技術基準規則の11条を載せておりまして、これの項で説明をしております。

4ページへ戻りまして2段落目、許可基準規則の第12条第3項、下の参考資料で言うと第3項のところで、「安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない」とありますが、こちらにつきましては、設工認技術基準規則の第21条第3項、2ページのほうに、設工認技術基準規則の第21条第3項を見ていただきますと、「安全設備は」とありまして、こちらコメント1の回答と同様に、設工認の段階では、安全設備に対する要求であるため、今回、適合性の説明を不要としております。

2段落目の3行目以降に、なお書きがありまして、こちらは許可書のほうでも同様の記載をしております。STACY施設の通常運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても、使用済棒状燃料貯蔵設備が設置されているU保管室内の環境条件に影響はなく、常温・常圧である。使用済棒状燃料貯蔵設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において予想される全ての環境条件に対して耐震重要度のCクラスに応じた耐震性を有し、その機能を発揮することができるよう鋼材を用いることとしており、許可基準規則第12条第3項の適合性を満足しているということで、今回、説明はしていませんが、この許可の文言に沿うように、満足するような設計としております。

コメント2についての回答は、以上となります。

続きまして、最後、6ページのほうでコメント3の回答を準備しております。6ページのコメント内容が、許可基準規則第6条（外部衝撃）は許可で説明していないが、設工認技術基準規則第8条（外部衝撃）として説明している理由はということで、回答としまして、平成30年1月に許可を受けた許可基準規則第6条、外部衝撃の適合性において、評価に当たっては、安全施設への影響の有無又はそれらを内包する原子炉建家への影響の有無により確認するという設計方針に基づき、1番、建物・構築物、2番、計測制御系統施設、3番、電気設備を評価対象として説明しております。

その後、令和2年8月に、今回説明している貯蔵設備について許可を受けております。そ

のときに原子炉建屋内に内包することを説明しており、許可基準規則第6条の設計方針に変更がないことから、許可の安全審査においては許可基準規則第6号の説明はしておりません。

一方ですが、新規制基準への適合に関するSTACY施設の設工認。こちらのSTACYの更新第1回申請から、全部で8本の設工認申請をしておりまして、これらにおいて既存設備等に対する設工認技術基準規則の第8条への適合性を説明し、認可を取得しております。

今回申請した設工認、貯蔵設備ですが、これについては上記の設工認以降に新規で設置する設備に関するものとなっております。今回、当該設備が原子炉建屋内に内包され、外部からの衝撃による原子炉建屋への影響がないことを確認するため、設工認技術基準規則第8条への適合性を説明するものであるとしております。

回答は以上になります。

○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。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

こちらの見解について説明したいと思います。

設工認における安全設備としての火災対策、環境条件における機能の発揮につきましては、どの設備まで対象とすべきにつきましては、試験炉ごとの特徴やリスクを踏まえ、個別に判断すべきと認識しております。

一方で、本設工認の対象の貯蔵設備につきましては、設置変更許可で火災対策、環境条件における機能の発揮に対する基本設計方針を確認しておりまして、詳細設計段階の設工認においては、許可との整合性の観点から、説明は必要だと考えております。このため、許可との整合性の観点から、技術基準規則第21条の適合性の説明について、補正を検討していただきたいと思っております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力科学研究所の小林です。

今のコメントについて、設工認の申請時の考え方としては、先ほど御説明のとおりですが、ただいまの御指摘を踏まえまして、今回、申請しておる設工認申請書の記載についても拡充する方向で検討したいと思います。

具体的には、その許可基準に対しても、こちらにコメント回答で回答しているように、許可基準に対しても満足していることを、設工認申請書の適合性確認の適合性説明の中で記載を追加したいと考えます。

以上です。

○加藤チーム員 規制庁の加藤です。

今のところの確認なのですが、今回の設工認で適合性を説明していただくということで、今回の資料1の資料のなお書きで書いてある許可で説明している内容を、今回の設工認でも説明していただくという理解でよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（小林マネージャー） 原子力科学研究所の小林です。

そのとおりに記載を拡充したいと思います。

以上です。

○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、JAEAにおいては、これまでの議論を踏まえて補正の申請をお願いいたします。よろしく申し上げます。補正申請後に、事務局において事実確認を進めていただき、必要に応じて審査会合を開催したいと思います。

以上で、議題1を終了いたします。

議題2は、14時15分から再開をいたします。

（休憩）

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題2、日本原子力研究開発機構大洗研究所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。

これまでの審査会合では、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損傷防止措置の有効性評価に用いる解析コードについて説明をいただきました。本日は、各措置の有効性評価と、前回までの審査会合において、審査チームからのコメントに対する回答をいただきます。

それでは、JAEAから資料2-1のコメント回答について、説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 日本原子力機構の飛田から説明をさせていただきます。

資料2-1の1ページ目を御覧ください。こちらは、今月の4日に開催されております第417回審査会合でいただきましたコメントへの回答予定を整理したものであります。この中でNo.232と234につきましては、次回の審査会合で説明の予定とさせていただきます。残りは本日の審査会合で、資料2-1、あるいは資料2-2を用いて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。次のページをお願いします。



こちらの表は、10月、今月の4日の審査会合以前にいただいたコメントの中で、本日回答するもののリストとなっております。これも本日、この資料2-1、あるいは資料2-2を用いて回答をさせていただきます。次のページをお願いします。

では、まずNo.228ですが、SIMMERの有効性評価への適用性に関して、不確かさの影響評価において、FCI、スロッシングの不確かさを包絡する保守的な設定となっていることを確認するため、不確かさの影響評価の検討過程における感度解析等について、定量的又は定性的に説明すること。例えば、FCIの発生時期や発生位置の影響をどのように把握し、不確かさの影響評価の条件を設定したのか、及び2次元円筒座標系での計算（スロッシング挙動、流動性の仮定を含む。）の十分な保守性を考慮していることの説明が必要である、というコメントをいただきましたので、これの回答を用意いたしました。次のページをお願いします。

これまでの「常陽」の格納容器損傷防止措置の有効性評価に対しまして、解析コードの適用性、妥当性の審査会合で御審議いただいておりますように、SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、コードの開発として並行して進めました検証及び妥当性確認研究を通じて、重要現象を解析する物理モデルの妥当性及び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、この有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギー」の発生に関しましては、次の2つの重要現象がエネルギー発生に直接影響を与えるということから、不確かさの影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断しております。

まず、1つは、燃料凝集を引き起こすスロッシング現象になりますが、これにつきましては、水を用いたスロッシング挙動試験、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールの流動挙動試験、あるいは燃料の核発熱による沸騰挙動試験等の検証解析によりまして、妥当性確認を積み重ねて、妥当性の確認を行ってきました。しかしながら、これらの試験は、実スケールでの実機模擬性の高い試験で検証されていないこと、及び燃料スロッシングは遷移過程における即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であるということから、遷移過程解析におきましては不確かさの影響を包絡する仮想的な条件での解析を実施しております。

もう一つの不確かさであります影響評価が必要とされた重要現象としましては、燃料-冷却材相互作用（FCI）現象があります。FCI現象そのものの取扱いの妥当性は確認されていますが、発生条件、あるいはFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬し

ていないということから、この影響を保守的に評価する想定を用いた解析を実施しております。

この有効性評価におきましては、最新の知見と計算コードを用いた最適評価を行うということを基本として、ただし、評価項目に大きな影響を与えるという重要現象のうち、不確かさの影響を評価する必要があると判断したものについては、これらの保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行っているところであります。次のページをお願いします。

この図になりますが、この図は、不確かさの影響評価を行いました重要現象である全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集とFCIに駆動される燃料凝集を模式的に示して、不確かさ影響評価の条件を説明するスライドになっております。

まず、①の全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集ですが、基本ケースにおきましては3次元体系で、この中央の大きな図に示しますように、水平方向のスロッシングによる燃料凝集の挙動解析をしております。ここでは燃料流出経路となります保守的な想定を行うために、制御棒下部案内管を無視しまして、さらに軸対象の2次元円筒座標の解析体系、これは右下の小さな図の中ほどにありますが、解析することによりまして、本来、発生する周方向の流れ、あるいは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ことで、外側炉心の高Pu富化度燃料が中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要した解析を実施しております。

一方、②のFCIの不確かさの影響評価におきましては、基本ケースの即発臨界超過の直前、右下の時系列、少し小さくて恐縮なんですけど、即発臨界超過の直前（約131秒）におきまして、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2か所の位置、これは右の水平断面図の赤い丸で示しているところにありますけど、ここにある制御棒下部案内管においてFCIが同時に発生するという想定を用いた解析を行っております。過去に実施されましたナトリウムを用いたこのFCI実験の最大圧力は40atmであるところを約80atm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解析を行っております。次のページをお願いします。

今、御説明申し上げましたように、FCIの不確かさの影響評価では、このFCIがいつ発生するだとか、そういう発生状況の不確かさの影響を保守的に評価して、燃料凝集量を増加させるということで、左下のグラフにありますように131.2秒以降の燃料が凝集してくる過程で、さらに炉心物質の凝集を加速するために、炉心中心に吹き寄せる2カ所のうち、この右側の断面図の赤丸にありますけど、そこにある制御棒下部案内管でFCIの同時発生を

仮定しております。

その圧力としては、従来、炉外試験で行われましたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生するFCIを強制的に起こさせたという解析になります。FCIが位置に発生、何か複数の制御棒下部案内管で、例えば2カ所同時に発生するということは考えられないんですけども、ここでは燃料の集中を強制するために、2カ所の制御棒下部案内管で同時にFCIが発生するという、極めて保守的かつ仮想的な想定を用いた解析も実施しております。

発生するタイミングですが、包絡的なFCIの発生条件を絞り込むために、FCIの発生時以降は、この左下の図に示しますように131.2秒から0.1秒ごとで131.6秒までの発生のタイミングを想定しています。

解析ケースと、それから結果を右下の表に示しております。最大の出力逸走となります一番上の基本ケース、青い文字で示しているのが、基本ケースでの発生したエネルギーによる炉心平均燃料温度、約3,700℃になりますが、最大の出力逸走となりましたのは131.3秒で、2カ所同時にFCIを発生させたケースでありまして、炉心平均燃料温度は4,070℃という結果を得ております。次のページお願いします。

この表は、遷移過程の保守性とエネルギーの発生解析結果をまとめた表になります。基本ケースでは、炉心内流動挙動を3次元的な非軸対称のスロッシングを可能とする体系、3次元体系で解析を実施しております。

また、反応度を低下させる炉心からの燃料流出挙動に関しては、制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮しております。このケースの燃料集中の駆動力は、局所的なFCI、あるいはFPガスの放出等で発生した圧力で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングということになります。

また、この表の下の注記1に示しておりますように、この基本ケースにおきましても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加する。さらに、損傷燃料ペレットが高い密度で堆積して、かつ未熔融の燃料ペレットが熔融燃料に混在した、非常に流動性が低い炉心物質が、通常の流体と同様に流動するという仮定する保守的な解析条件を用いております。この流動性の保守的な扱いにつきまして説明を行う次のスライドを御参照ください。次のページをお願いします。

この図は、遷移過程の基本ケースにおきまして、即発臨界超過によるエネルギー発生の直前までの反応度と出力の時間変化、及び主要な時点での炉心内の物質分布をプロットし

ました水平及び縦断面の物質分布図を示したものです。この断面図は、この断面図右下の右のほうに示す色で、それぞれ解析のセルの中にあるそれぞれの物質成分の量、堆積割合を塗ったそういう図になっております。これらの断面図の①の118秒から即発臨界超過の直前までの③に見られますように、この「常陽」の遷移過程では、エネルギー発生の直前まで未熔融、あるいは固化した燃料粒子と、破損した燃料ペレットが、熔融スチールに高い密度で混在した状態が続いております。これは、言わば固体の燃料が、デブリベッド状に堆積したその隙間を熔融したスチールで埋めている状態ということでありまして、このような炉心物質の流動性は極めて低いと考えられます。ただし、本解析では、その炉心物質が通常の液体である熔融スチールと同様に流動すると、そういう想定をする極めて保守的な解析条件を用いております。前のページにお戻りください。お願いします。

すなわち基本ケースにおきましても、かなり流動性については保守的な条件を用いているということになります。FCI現象の不確かさの影響評価を行いました不確かさ影響評価ケース1につきましては、炉心内の流動挙動と炉心からの燃料流出挙動については、この基本ケースと同じ条件を用いております。ただし、燃料集中の駆動力としては、先ほど御説明申し上げましたように、基本ケースと燃料凝集の直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心の燃料集中を仮定した解析を実施しております。

最後に、燃料スロッシングの不確かさの影響評価を行っております不確かさ影響評価ケース2になりますが、これで軸対称円筒座標系による解析で、燃料の炉心中心への集中を強制するとともに、炉心からの燃料流出に関しましては、基本ケース、あるいは不確かさ影響評価ケース1で考慮していました制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視した保守的な条件を加えております。

また、燃料集中の主な駆動力は、炉心中心の圧力発生で軸対称に分散した燃料が慣性と重力に駆動されて再度燃料が集中するという、そういう挙動にあって駆動されておりますが、これにつきましては、この表の注記の2、下になりますが、この炉心中心の圧力発生の主成分は、急速に核加熱された高温となった燃料からの伝熱によって発生するスチールの蒸気圧になっております。解析コードの妥当性の審査会合で報告させていただいておりますが、CABRI TP-A2炉内試験という検証解析によりまして、このSIMMERコードは、燃料からスチールへの過渡伝熱を過大評価するということが示されておりますので、試験結果を再現する伝熱速度で解析しますと、反応度挿入率が今回のこの評価ケース2の80\$/sに対して、大体、反応度挿入率にして約54\$/s、それから炉心平均燃料温度は、5,110℃に

対して4,200°Cにまで緩和されます。このように燃料集中を駆動する圧力発生についても、この不確かさ影響評価ケース2は、極めて保守的な条件を適用していることが分かります。次の次のページをお願いします。

SIMMERによる遷移過程解析のまとめとなります。まず、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ました結果、「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いうふうに判断しております。

この妥当性確認の結果として、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルは、おおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさの影響評価を行う必要があることも確認されています。これらの不確かさにつきましては、有効性評価の感度解析でその影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含みます解析条件の選定、あるいは取扱いを行うことで、評価項目に関わる重要なパラメータであります即発臨界超過に伴うエネルギー放出について、包絡性のある解析が行われているというふうに考えられます。次のページをお願いします。

次に、No.233のコメントでありますデブリベッド冷却のD10試験の試験解析におけるデブリベッドの発熱条件、厚み、粒形、空隙率、及び冷却材ナトリウムの流動等の条件が「常陽」の有効性評価に適用できることを説明すること。

また、デブリベッド冷却性の有効性評価の解析において、デブリベッドの発熱条件、厚み、空隙率等の設定について、不確かさの扱いを含めて妥当性を説明すること。あわせて、燃料とスチールの完全混合を想定していることの妥当性を説明することについて回答いたします。次のページをお願いします。

デブリベッド冷却性を解析しましたSuper-COPDコードのDBモジュールの妥当性の確認は、ナトリウムに浸漬した燃料デブリベッドを米国ACRR炉による攪拌熱で、ナトリウムが沸騰するまで加熱したD10試験の検証解析で行っております。このD10試験の試験条件と「常陽」の炉心デブリベッドの条件を比較した結果、多くの下の表に示しております。この表で確認しますと、デブリベッドの厚み、粒子径、発熱密度は、ほぼ同等の条件となっております。また、空隙率はD10試験が0.38、「常陽」では0.6となっておりますが、検証解析で確認された物理モデルの適用性には大きな影響を及ぼさない程度の違いであるというふうに考えております。

「常陽」のデブリベッドなんですけれども、これは炉心物質である燃料とスチールが完全に混合していると想定していますが、これは「常陽」の下部プレナムの高さ1.3mとありまして、その冷却材中を燃料粒子が終端速度0.37m/sで落下した場合には約3.5秒後に原子容器の底部に到達します。この落下時間が極めて短いため、燃料粒子とスチール粒子の密度の違いによる物質分布への影響はないというふうに判断しております。

デブリベッドのほうの冷却性につきましては、これも表に示しましたそれぞれ条件に影響を受けるわけですが、有効性評価におきましては、下部プレナムへの炉心物質の移行量、すなわち厚みにつきましては、基本ケースでありますインベントリの30%に対して、最も移行量の多くなる想定に基づく70%を用いた解析を行っております。

ということで、ほかの条件の不確かさは、この最も影響の大きな厚みの不確かさの影響評価で包絡されているというふうに考えております。次のページをお願いします。

これはデブリベッド粒子径とデブリベッドの空隙率の設定根拠を説明している図になりますが、デブリベッド粒子径、あるいは空隙率につきましては、従来の燃料とナトリウムを用いたFCI試験、炉外のFCI試験におきまして、それぞれデブリベッド粒子径は、この質量中央値の平均値、それから空隙率は、この右の図、グラフにあります空隙率の最小値を用いた解析設定条件になっているということを説明する図になっています。次のページをお願いします。

次はNo.238ですが、これはSIMMERの各動特性の評価モデルについてのコメントであります。STNケースの解析による確認につきましては、燃料凝集の事象推移、時間オーダ及び改良型準静近似法の説明を含めて、詳細に説明すること。また、「常陽」の即発臨界超過状態の $\alpha$ モード近似、これは遅発中性子を無視しているもの、近似であります。及び $\lambda$ モード近似、これは即発中性子を無視した近似になりますが、 $\lambda$ モード近似によるスナップショット法での比較から、改良型準静近似法は、反応度及び中性子スペクトルとともに整合した結果を与えることを確認したとされていますが、その結果によって、SIMMERの空間依存動特性モデルの不確かさが小さいと判断できることについて、詳細に説明することというコメントをいただいておりますので、これについて回答いたします。次のページをお願いします。

まず、SIMMERの使われております改良型準静近似法の「常陽」の即発臨界超過挙動の適用性につきましては、改良型準静近似法によって計算された反応度の不確かさが評価指標である炉心平均燃料温度、すなわち発生エネルギーに与える影響の大小によって判断でき

ると考えております。このために、まずは反応度の不確かさに影響が大きいと考えられます。実効遅発中性子割合の不確かさについて、その影響の評価を実施しております。

「常陽」の炉心設計における実効遅発中性子割合の不確かさは、核データの不確かさ、あるいは炉心構成などの違いによって、または燃焼状態の影響などを考慮して10%と設定されております。

桜井らの研究によりますと、FCA、あるいはMASURCAなどの高速臨界実験体系において実効遅発中性子割合の不確かさは3%程度、 $1\sigma$ 相当で3%程度と評価されておりますので、 $2\sigma$ 相当以上となる10%の不確かさで影響を評価することは妥当であろうというふうに考えられます。

まず、ULOF (i) の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度を瞬時に約3,700℃まで上昇させて、その後の炉心からの燃料流出によって遷移過程を終了させる即発臨界超過挙動、これを対象としまして、この不確かさの影響を評価する解析を実施しております。

どのような解析を実施したかということですが、反応度が0\$を超えている場合に、SIMMERコードが中性子束分布と巨視的断面積分布から時々刻々求めている実効遅発中性子割合、これに不確かさを考慮するファクター、ここでは5%減、あるいは10%減の2つのケースを実施しております。すなわち反応度を大きく評価するように実効遅発中性子割合を減ずるといふ、そういうパラメータ解析を行いまして、振幅関数の時間変化の解析を行っています。

反応度と出力の時間変化を比較したグラフを示します。左側が反応度、右側が出力になります。グラフの凡例におきまして、REFが基本ケースであります。ケース5%、ケース10%がそれぞれ5%、10%減のケースになります。反応度とは出力の上昇を深くパラメータケースでは早まることで、燃料単相圧、あるいは蒸気圧に駆動された燃料分散、あるいはドップラ反応度による負の反応度フィードバックも早く発生するということが、出力の低下も早まるということになります。この結果、出力逸走による積算出力の増加量、すなわち発生エネルギーですが、これは右のグラフ、右の表に示しましたように、それぞれのケースとほとんど変わっておりません。5%減のケースでは、発生エネルギーが増加すると予想していたんですが約1%減、それから10%減で約1.5%減という結果になっております。

改良型準静近似法による反応で評価の妥当性を確認するためには、「常陽」の即発臨界超過状態の $\alpha$ モード近似、及び $\lambda$ モード近似による中性子束分布を用いた厳密摂動で反応

度を求めています。そうしますと、 $\alpha$ モード近似では1.18\$、 $\lambda$ モード近似では1.09\$となっております。

一方、SIMMERの改良型準静近似法による反応度計算では、この2つの近似のちょうど真ん中、中間になりまして、それが1.12\$になりますが、そうしますと $\alpha$ モード近似の反応度は、この改良型準静近似法に対して、約5.3%大きな反応度を与えているという結果になります。これが不確かさの条件と考えられるわけですが、今回の中性子割合5%減のケースとほぼ同様に、その発生エネルギーへの影響は小さいというふうに考えられますので、改良型準静近似法を用いて、この「常陽」の即発臨界超過挙動を解析することが妥当であろうというふうに結論することができます。次のページをお願いします。

次に、No.239になります。機械的エネルギーの発生量を1.8MJ、これは基本ケースでありまして、不確かさ影響評価ケースで3.6MJと評価していることに関しまして、即発臨界超過に伴い発生したエネルギーが、機械的エネルギーに変換されるまでの過程の中で、どこにエネルギーが散逸しているのか。また、エネルギー収支を定量的に示すことというコメントをいただいておりますので、その回答をいたします。次のページをお願いします。

このスライドは、SIMMER-IVによって用いた機械的エネルギーが発生する過程の解析において、エネルギー散逸挙動を調べた結果をまとめたスライドになっております。右の図の炉心の炉容器の断面図になりますが、ここは遷移過程での即発臨界超過によって高温高圧、熱くなりました炉心物質が、炉心の上部のピン束構造、溶融・侵食しながら上の方向に移動して行って、上部プレナムの底にありますナトリウムとFCIを起こして、ナトリウムによる蒸気泡を形成して、そのナトリウムの蒸気泡が成長することで、上部プレナムの中のナトリウムを上方向に加速することで、機械的エネルギーが発生すると、そういう過程を解析した炉容器内の中の物質分布を示すことで、可視化した図となっております。

これらの図と、それから、このスライドのちょうど中央にあります蒸気泡の圧力と解析の時間変化のグラフから、この炉心物質の移動が開始をしてから、機械的エネルギーの発生に至るまでの時間は約200msということが分かりますが、今回のPDEの解析、この解析では約3秒まで継続して実施をしております。

左下には、左側に全解析体系の中での燃料、あるいはスチール、ナトリウムの内部エネルギーの初期値からの時間変化、あるいは、それぞれの物質の全体系の平均温度の時間変化のグラフを示しております。1秒以降は、ほとんど変化がありませんので、グラフは1秒までを示しております。



まず、初期に炉心の平均温度は約5,110°C、これは内部エネルギーにしますと約2,300MJ程度になるわけですが、炉内にありました燃料は、最終的に約2000MJのエネルギーをスチール、あるいはナトリウムに移行して、ナトリウムにクエンチされて、最終的には平均温度が約1,000°Cで設定します。

一方、スチールの内部エネルギーと平均温度は、燃料からの伝熱におきまして、約100msでピーク値となった後、この燃料から受けたエネルギーを、やはりほぼ全てナトリウムに伝えて、最終的には平均温度は約1,160°Cで一定となるということが分かります。

このように、上部プレナムの底部に放出される炉心物質とナトリウムとのFCIによって、機械的エネルギーが発生しているわけですが、その炉心物質の温度は、炉心部での出力逸走直後の高温状態ではなくて、炉心上部構造との接触などによるエネルギー散逸の過程を経て、温度が低下した状態でFCIを起こし、かつFCAを起こす炉心物質の一部のみがFCIに関与するということとなります。このことによりまして、発生エネルギーが機械的エネルギーとしては、かなり低減された値が評価されたということとなります。次のページをお願いします。

最後になりますが、No.206の損傷炉心物質の安全容器への移行後の臨界性に係る評価結果を説明することにつきましては、原子力機構の齋藤のほうから説明させていただきます。  
○日本原子力研究開発機構（齋藤主査） 原子力機構の齋藤です。

18ページのほうをお願いいたします。ここでは安全容器内での損傷炉心物質の臨界性についての説明となります。

LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、崩壊熱除去の失敗に伴いまして、最終的に損傷炉心物質のほうは安全容器に移行しまして、黒鉛状で冷却保持することとなります。その状況での臨界性について、説明してございます。

事象推移についてですが、(1)から示しておりますけども、原子炉容器の冷却材液位は、まず炉心上部に達した後、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まして、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成することとなります。

(2)として、液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物のほうは、炉心からの熱負荷に伴って、溶融又はクリープ破損しまして、損傷炉心物質のほうは下部プレナム内のナトリウム中へ落下することとなります。

(3)として、ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって、原子炉容器の底部のほうはクリープ破損しまして、損傷炉心物質のほうは安全容器内の振

れ止め構造物のほうに落下するというような事象推移となります。そのため、ここでは損傷炉心物質の安全容器内の移行割合のほうをパラメータとしまして、臨界性の解析を実施しております。

解析条件のほうですが、まず解析コードは、モンテカルロコードのMVP、解析体系のほうは、安全容器内ということで、原子炉容器の下部をモデル化してございます。原子炉容器の下部構造のほうは、右上の図に示してございますけども、まず原子炉容器の下部が、振れ止め構造物という容器がぶら下がる形でありまして、その中に黒鉛、そして保温パネルが入っている形となっております。その下、隙間があって、そのほか黒鉛が充填されているという形になります。

これに対してモデル化しておりまして、下の図のように解析のモデル化をしております。ここでは、振れ止め容器のほうに落下、クリープ変形を想定しまして、隙間がなくなるような形でモデル化をいたしております。また、制御棒ですとか、後備炉停止制御棒のほうは、損傷炉心物質内に移行しないものとして解析を実施しております。解析結果のほうは、19ページに記載してございます。

こちら、移行割合のほうを20%から100%まで、それぞれ解析をしておりまして、最も厳しい条件であります移行割合100%の場合においても、実効増倍率のほうが約0.53ということで、再臨界のおそれがないことを確認したというものになってございます。

また、下のほうに書いておりますけども、損傷炉心物質の堆積形状ですとか、混合状態などについて、仮想的な条件も含めて影響評価を実施しております。例えば、円錐状に堆積するですとか、燃料とスチールが完全に分離される。あとは温度の影響などについて、影響を評価しておりまして、いずれにおいても再臨界に至らないことを確認しております。

結果の詳細については、資料2-4のほうには記載しておりますが、ここでは要点だけ述べさせていただきます。

説明は、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。

今日の説明資料のまず7ページと8ページについて確認させていただきます。7ページが、一応、まとめ表ということで基本ケースと、それから不確かさケース1、2、それぞれの保守性という観点でまとめられていますと。まず8ページ、質問1の基本ケースの保守性についてちょっと確認なんですけど、8ページに書いてある未熔融の燃料粒子と破損した燃料ペ

レットが混在と。これが熔融スチールと同様に流動すると想定と書かれていますが、具体的には、これはどういう想定でしょうか。熔融スチールと同様というのは、どういう意味でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 熔融スチールと同様というのは、熔融スチールの粘性率を使って流動を解析するという意味でございます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

密度はどうなっていますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 密度につきましては、それぞれの燃料、あるいはスチールの密度を使った解析を行っております。

○有吉チーム員 有吉です。

ここで言っているのは、まず、スチールと燃料の完全混合かなと思ったんですが、違いますか。もしそうであれば、その密度をどういう扱いにしていますかというのは、ちょっと説明をお願いしたいんですが。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） SIMMERの中では、完全混合というよりは、確かにこの②とか③の物質分布図を見ていただければ、燃料とスチールは、ほぼ均一に、完全に混合している状況であると。ただ、SIMMERの中では、燃料とスチールは別の速度場で流動解析しますので、燃料とスチールは、それぞれの別の速度場で流動すると。ただ、そのときの粘性率については、底に存在している液体でありますスチールの粘性率が使われると、そういう解析になっております。

ちなみに、燃料とスチールの密度比は、大体10対9程度になりますので、別の速度場で流動するといっても、やはり、実質的には、ほぼ一緒に流動するというふうに考えても問題ないというふうに考えています。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

ちょっとそこ微妙なところで、別の速度場と言われると、4ページ、SIMMERの検証範囲というのを見ますと、水を用いたというのと、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールというのがあって、ここに、だから、別の速度場というのが本当にこの検証結果として妥当かというのは、いかがでしょうか。言えるのか言えないのか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託）

ここには記載してありませんが、SIMMERの検証計画の中で、別の異なる密度を持った液体を混合して、それが分離していくという、そういう挙動の解析も行っておりまして、適

切な解析ができるということは確認しております。

○有吉チーム員 分かりました。それはちょっと説明を補足していただきたいと思うんですが、もう一つ、この8ページで確認しておきたいというか、説明の補足をお願いしたいんです。これは、この下に書いてある①②③④、この辺りは確かに説明のとおり、ほとんど流動性は低いとは思いますが、その流動性が低ければ、実態はどういう挙動になるのか。それが、このような保守側の想定のことによってどう違ってくるのかといったところは、少し説明を強化すべきじゃないかと思うんですが、できますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 定性的な議論になるんですけども、実態としましては、このように流動性が低い状態ですので、ほとんど物が動かない状態で、燃料の溶融が徐々に進行すると。ただ、その場合は、出力の高い炉心中心部からの溶融が進んできますので、溶けたものからだんだん、順次、炉心の中心から溶けたものが動けるようになっていくと。そうしますと、即発臨界超過をするに当たっても、そこに関与する、流れることのできる燃料と量というのは、非常に限定された状態で即発臨界超過に至ることになりますので、その場合、発生してくるエネルギーは、今回、この炉心全体で物が動くということを想定した燃料のスロッシングに比べてかなりマイルド、緩慢なものになるという、そういう観点で、最初からこの全ての壊れた燃料が通常の液体と同様の流動をすると仮定するという想定は、保守的なものであるというふうに考えられます。今後、そういう内容で追加の説明をとらさせていただければというふうに考えております。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

そこ、重要だと思っていまして、この説明を見ると、この「常陽」の遷移過程では、必ずこういうことが起きるといふように捉えられてしまうというか、私たちも最初そう思ってしまったんですね。でも、実際は、そうではなくて、流動性はほとんどないものだから、小さな再臨界が起きながら、もしかしたらそのまま収束するかもしれないといったことだろうと思うんです。そこをあえて保守側にしたといったことが分かるように、説明をしていただきたいと思えます。

続きまして、6ページと7ページで、少し説明の補足をお願いしたいことがございます。

まず、6ページは、さっきの流動性に加えて、スロッシング駆動力にも保守性を持たせたというふうに理解をします。これは説明にありましたとおり、2カ所同時というあり得ないような想定をやって、スロッシングを発生させたといったことが保守側だなと思えます。

あと、大事なものは、駆動力が強いただけではなくて、その発生するタイミングという観点でも重要であるというふうに理解します。だから、こういうタイミングを振って、一番エネルギーが大きくなるというようなケースを求めた、そういうふうに理解をしておりますが、それでよろしいですね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 御理解のとおりです。

○有吉チーム員 それで、7ページの表に行きますと、不確かさケースが1と2とあって、実際にナトリウム噴出量といったところに関わっているのが、今回の申請ではケース2とあったことで説明をされております。これは、ケース1においては流動性と、それからスロッシング、駆動力、それからタイミングと、そういったもの考慮して保守側にした。それをさらに超えるところまで検討を行って、それを最大エネルギーにしてナトリウム噴出量を評価したと、そういうふうに受け止めております。

保守側であろうというのは、ほぼ間違いないかなとはちょっと考えるんですけど、あとは、そのSIMMERの燃料の凝集の状態と、発生するエネルギーというのが妥当であるか。これは客観的にちょっと見てみたいと考えております。そういう意味では、燃料の凝集量とか、凝集速度等、一度、関係づけていただいて、これが反応度投入率、あるいは、最大エネルギー放出量といった観点から、客観的に妥当であるという確認をしたいと思うんですが、可能でしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 従来、燃料の凝集率というか、凝集量という物理量の定義はできますので、そういった凝集量との発生するエネルギー、あるいは反応度挿入率の対応関係、相関関係につきましてまとめた上で、提示させていただきたいというふうに考えております。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

これまで随分議論を重ねてきて、単純ではないといったことも、こちらでは大分理解しているつもりです。だから、いろんな考察も踏まえながら、事象の特徴も踏まえながら、そういう整理をしていただきたいと思いますと考えております。

以上です。

○山中委員 JAEA側、よろしいですか。何かコメントに対する……。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 拝承いたしました。

○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。

次に、デブリベッドの冷却のところの確認をしたいと思いますが、11ページ、12ページがそれに当たるわけですね。前回の確認ということで指摘した内容については、確かにこういうデブリベッドの解析に使っている厚みですとか、粒子径ですとか、こういったものというのは、実験の結果を基に定めたということは理解するんですけども、ただ、デブリベッドの解析モデルを見ますと、そもそも、そのデブリベッドの熱容量ですとかというのは、空隙率ですとか、あるいは燃料の堆積割合みたいなのを平均して求めていると。

あと、等価熱伝導率も、その燃料の体積割合によって体積平均して求めているというようなことを使っていますので、こういったパラメータの影響というのは、やっぱり、変更をちょっとでも可能にすると、どのぐらい影響が出るのかというのは確認しておきたいと思っています。

それで、特に12ページなんかを見ますと、そのデブリベッドの粒子径は、中央値の平均ということで400 $\mu\text{m}$ を設定したというのは理解するものの、実際に実験で見るといろいろなばらつきもあろうというふうに見えます。それに、デブリベッドの空隙率のほうも、0.6という数字で、実験ではこのようにということですけども、これも、常にこの状態が維持されているかというのは、なかなか分かりにくいところでもありますので、こういった値が変わったときに、どのぐらい、その原子炉容器、下部の温度条件に厳しく影響するのかというのは、確認しておられますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。例えば、デブリベッド粒子径で言えば、ここのグラフでの一番最小値、白い丸で相当するような……。あるいは、ポロシティのデブリベッドの空隙率につきましては、たまたま0.5に近いところまでポロシティが下がっているような状態、試験データも散見されますので、そういった影響につきましては、別途パラメータ解析をしております、結果には影響、結論には影響を及ぼさないという確認はしております。ただ、そういう定量的な情報も含めて、今後、提示させていただきたいというふうに考えております。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

分かりました。今日の資料上は、あくまでデブリベッドの量を多く保守的にしているからよいのだというふうに見受けられるんですけども、ただ、今のような検討もされた上で、そういう保守性を選んだんだということであれば、そこは分かるように、今後、説明をいただきたいと思いますが、有効性評価の中で、こういうところ、パラメータの感度というのは見ることになるでしょうから、そういうところで、今後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（飛田囑託） 了解いたしました。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今のデブリベッドのところなんですけれど、ちょっと11ページ、気になるのが、「常陽」のところ、高さ1.3mの下部プレナム冷却材中を落下すると。これは、あれですか、デブリベッドが形成されるのには、ある程度の落下距離が必要ではないかと想像しまして、この12ページにあるデブリベッドの粒子径と、その実験がありますけれど、「常陽」の体系というのは、これに当てはまるものでしょうかと。

それから、11ページの粒子径400で、空隙率0.38とありますけど、逆に言えば、この粒子径だったら、もっとたくさん詰めようと思えば詰まると。でも0.6というのは、こういう実験であると。そうすると、それが「常陽」の体系に適用できるということかというのは、やっぱり確認が必要かなと思っています。

それから、多分、後半の説明であると思うんですけど、「常陽」の原子炉容器の下の鏡板、半球状の鏡板に均一にたまるという想定になっているんですが、これは均一でいいんでしょうか。そこも何か不確かさがあるんじゃないかと考えますが、どのようにお考えでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） そのような不確かさの影響評価も含めた、今後パラメータ解析等を行っていきたいというふうに考えております。ただ、常にこの厚みの評価そのものも、基本ケースは移行量が30%に対しまして、最も移行量が多くなって、70%を用いておりますので、そういう観点では、基本ケースである30%に対してそういう不確かさの影響を評価したとしても、恐らく冷却性、最終的な結論には影響を及ぼさないものというふうには考えております。ただ、今後、そういった定量的な評価も含めて、評価結果を提示させていただければというふうに考えております。

○山中委員 そのほか。

どうぞ。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

よろしくお願いたします。

それから、13ページに、今回説明がありました件。これは、これまでのそちらの回答結果と合わせますと、基本的に大きく損傷した炉心でも、中性子束分配評価できる。それか

ら、急激な反応度変化があるような動特性についても、適切に評価できると。それから、この物理的な妥当性も、固有値計算と突き合わせて妥当性を確認していると。どうしても最後に残ったのが核データの不確かさといったことで、これは今回検討された。14ページを見ますと、これは出力逸走に至るような状況に対しては、マイナスのフィードバックが、負特性が大きいので少々データが不確かさがあっても影響はないといったことが説明された、そのように理解しておりますけど、それでよろしいですね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 御理解のとおりです。

○有吉チーム員 これは、前回だったかな、そちらのまとめ文章に対するコメントとして発言させていただきましたけれど、改めて、全体をまとめた妥当性といったことで文章としていただきたいと思います。よろしくをお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 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。

今回、コメントに対するお答えをいただいたんですけど、大筋、私も規制庁のほうから出たコメントと同じようなところがコメントとして持っているんですけども、非常に細かい点、質問でも出ていたんですが、まず、スチールと燃料、これ、両方液体になったときの完全混合という、これはどういう状態が完全混合なんでしょうか。

例えば、水・アルコール系のように完全に液体になっている、均一な液体になっているような状態を指すのか、あるいは、水・油系のような層分離していても、これ、両方液体になっているから混じれば完全混合ですよという、そういう状態を指しているのか、どんな感じなんでしょうか、ちょっと教えていただけませんか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 熔融したスチールと熔融した燃料は化学的には水とアルコールのように混合しないということは、例えば、燃料とスチールが溶けて共存している従来のCABRI等の炉内試験で、試験後の金相写真を見ますと、燃料とスチールは完全に分離される、どんなに細かく混合しているように見えても、それを金相写真で見ると、明確に分離されているということを確認されておりますので、水と油のような状態というふうに考えていただいてよいかと思います。

○山中委員 逆の質問で、いわゆる水と油のような液体の状態で、何か力、機械的な力が働いたときのいわゆる液体の挙動と、例えば、水・アルコール系のように完全に均質になったような液体の、いわゆる同じような力が加わったときの挙動というのは、あんまり変わらないものなんでしょうか。



○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 密度比が非常に大きな場合は、例えば同じ圧力勾配に対しても加速度等が変わってきますので、相對運動が大きいというふうに考えられますけれども、溶融した燃料と溶融したスチールの密度比は、大体10対8.5とか10対9程度ですので、そういう意味では、ほぼ同時に、少なくとも、この遷移過程で問題になるような短い時間の間では、ほぼ同時に、一緒に流動するというふうに考えてもよいかと思います。これが例えば10秒とか、そういう長い時間スケールになってくると、分離してくると、そういうことになります。

○山中委員 よく分かりました。ありがとうございます。

そのほか何かございますか。よろしいですか。

JAEAのほうから何か、この部分で確認しておきたいこと等ございますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 特にございません。

○山中委員 それでは、続いて、資料2-2の有効性評価について、三つに分けて審議を進めたいと思います。

それでは、まず、JAEA側から最初の部分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） 原子力機構の山本でございます。

第53条の有効性評価につきまして、資料2-2に基づき御説明をいたします。

本資料では、事象選定に係る審査を踏まえまして、新たに評価事故シーケンスに追加したULOF、ULOHS、LORL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ついて御説明するとともに、有効性評価に関しまして、これまでの審査会合でいただいた御指摘に対する回答についても併せて御説明をいたします。

1ページに目次を示しております。追加しました評価事故シーケンスは、(1)のULOFのうち1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故のULOF(iii)、(2)のULOHSのうち、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故のULOHS(iii)、(3)のLORLのうち1次主冷却系配管（内管）破損及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故のLORL(ii)、1次補助冷却系配管（内管）破損及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故のLORL(iii)の四つの評価事故シーケンスでありまして、これら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ついて順次御説明をいたします。

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故の全事象グループと評価事故シーケンス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おります。

左の列に事象グループを示してありまして、①の事象グループULOFは、原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、原子炉トリップ信号の発信失敗等により制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失するものであり、このうちのULOF(iii)が今回の説明範囲になります。

二つ目が、③の事象グループULOHSであり、この事故は原子炉運転中に除熱不足が生じた際に原子炉トリップ信号の発信失敗等により制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失するものであり、このうちのULOHS(□)が今回の説明範囲になります。

三つ目は、④の事象グループLORLであり、この事故は、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当該配管の外側の二重壁の破損等により、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するものであり、このうちのLORL(ii)及びLORL(iii)が今回の説明範囲になります。

これらの事故シーケンスは、表の下に記載のとおり、「常陽」の原子炉施設の特徴を考慮して新たに評価事故シーケンスに追加したものであります。

3ページには、有効性評価の方針を示してありまして、安全機能の喪失に対する仮定、単一故障の仮定及び三つ目のポツの最適評価を基本とし、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する方針、これらについては、これまでの審査会合で御説明した内容と同じでございます。

4ページですが、4ページには炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目を示してあります。炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するための評価項目を最初のポツに示してありまして、燃料温度、被覆管温度、冷却材温度が熱設計基準値以下であること等を基準としております。

三つ目のポツに示してありますとおり、これらの評価項目は、運転時の異常な過渡変化の判断基準と同様でありまして、炉心損傷に対して大きな余裕がある基準を設定しております。

5ページですが、5ページには格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目を示してあります。

格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目は、「常陽」の安全上の特徴を踏まえて設定しております。内容は、これまでの審査会合での御説明と同じですが、まず一番上の

ものとしまして、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事象については、炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目と同じとしております。

これは、本日の事故シーケンスの説明ではULOHS及びLORLに適用されます。

(2)の著しい炉心損傷に至った場合の放射性物質等の炉内閉じ込め、(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、本日の事故シーケンスではULOFに適用するものであり、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。(3)については、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。格納容器（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。セシウム137の総放出量が100TBqを十分に下回ること、これら进行评估項目としております。

なお、(4)～(6)については、崩壊熱除去機能喪失型の事故に対する評価項目です。

6ページですが、こちらには評価項目及び評価指標の設定の考え方を整理しております。「常陽」の評価項目及び評価指標は、上に記載の「常陽」の安全上の特徴を考慮して設定をしております。

炉心損傷防止措置の評価項目は、運転時の異常な過渡変化と同じ熱設計基準値を使用しており、熱設計基準値は燃料要素が破損しない設計限界値として定めているものであります。

この評価項目は、運転時の異常な過渡変化と同様の熱設計基準値であり、解析結果が評価項目を満足しなくても直ちに炉心の著しい損傷に至らないことは明らかであります。本原子炉施設「常陽」の安全上の特徴も踏まえて、あえて安全側に厳しく評価項目を設定しております。すなわち、判断基準の設定において、大きな安全余裕を確保しているものであります。

次に、格納容器破損防止措置について、下側に示しております。

炉心損傷防止措置の機能を喪失し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に対して、格納容器の破損を防止するための判断基準は、格納容器の設計圧力及び設計温度としております。これらについても設計値であり、解析結果が評価項目を満足しなくても直ちに格納容器の破損に至らないことは明らかですが、本原子炉施設の安全上の特徴も踏まえて、あえて安全側に厳しく評価項目を設定しております。すなわち、こちらにも判断基準の設定において、大きな安全余裕を確保しているものであります。

また、放射性物質の放出量も同様の考え方にに基づき、100TBqを十分に下回ることを目標としております。

水素の蓄積に関しましては、炉心において多量の水素が発生することはありませんが、ナトリウム-コンクリート反応を仮定しまして、格納容器の健全性を入念に確認するための基準として、爆轟に至らないことを基準としております。

溶融炉心の冷却に関しましては、本原子炉施設の安全上の特徴により、原子炉冷却材バウンダリ内または安全容器バウンダリ内において、冷却保持することを評価項目としております。

※1には、炉心の著しい損傷の定義を記載しておりまして、ここでは燃料要素の破損、燃料集合体の損傷を超えて事象が進展することにより、燃料集合体の溶融が炉心規模に拡大した状態、または、炉心の冷却機能の喪失により、燃料集合体の溶融が炉心規模に拡大した状態、これらを炉心の著しい損傷状態と定義しております。

7ページには、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置の基本的な考え方を示しております。

最初の英文にIAEAの文書におけるデザイン・エクステンション・コンディション（DEC）及びシビアアクシデントの用語説明を記載しております。IAEAの文章では、試験研究炉における設計拡張状態とは、著しい燃料の損傷がない状態と、炉心燃料の溶融が生じる状態とされております。また、シビアアクシデントは炉心の著しい損傷状態とされています。

これに対して「常陽」の深層防護に関する基本的な考え方は、本年5月の審査会合でも御説明しましたが、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故に対して、炉心損傷防止措置を第4レベルの1として講じ、炉心損傷防止措置の機能を喪失し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に対して、格納容器破損防止措置を第4レベルの2として講じておりますので、基本的な考え方は国際的な基準とも合致していると考えてございます。

8ページをお願いします。8ページには、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概念を示してございます。

左上の第1図は、炉心損傷防止措置が機能した状態を示しておりまして、炉心の温度は熱設計基準値を下回りますので、燃料要素も破損せず、燃料は健全な状態で事象は終息します。

これに対して、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しますと、第1図から右に青い矢印、青い線を超えて事象が進展しまして、第2図の燃料要素の破損、第3図の燃料集合体の損傷

を超えて事象が進展し、第4図に示しておりますとおり、炉心溶融が全炉心規模に拡大し、炉心の著しい損傷に至ります。

この間の炉心の状態、プラントの状態、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置を下のタイムチャートに示しております。

異常事象の外部電源喪失が発生した場合、冷却系ポンプが停止し、冷却材流量が低下しますので、炉心温度が上昇し緊急停止が必要な状態になります。この際に設計基準事故対処設備の機能喪失を想定すると、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故となりますので、後備炉停止系による原子炉自動停止を炉心損傷防止措置として講じております。

この措置が機能した場合には、第1図の状態ですべての事象が終息しますが、炉心損傷防止措置の機能が喪失した場合には炉心温度がさらに上昇し、燃料要素の破損、燃料集合体の損傷、炉心の著しい損傷と事象が進展しますので、事象進展の緩和に係る自主対策として、手動で制御棒の挿入操作を実施する手順としております。

また、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合には、炉心の損傷状態によらず、格納容器破損防止措置として損傷炉心物質の冷却に必要な冷却材流量の確保がされる設計としております。

以上まとめますと、中央の紫色の文字にまとめを記載しております。

まず、炉心損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合には、格納容器破損防止措置が機能するように措置を講じております。

また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は原則として並行して措置が機能するものとしておりまして、自主対策も含めまして、お互いに干渉、措置を阻害するようなものがないものとしております。

9ページをお願いします。9ページには実用発電炉の設置許可基準規則第37条の解釈に示された評価項目と、「常陽」の評価項目を比較して示しております。

表の左側には実用発電炉の評価項目を記載しており、右側には「常陽」の評価項目を記載してございます。安全上の特徴の違いや「常陽」では評価項目をあえて安全側に厳しく設定している等の相違はございますが、基本的には炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置の有効性を確認するための評価項目の枠組みとしては同じであるというふうに考えてございます。

10ページからが、ULOFに関する説明でございます。

1枚進んで11ページをお願いいたします。11ページにはULOFの事故シーケンスの一覧を

整理しております。このうちNo.3が1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故になります。

また、これまでの審査会合で説明したものは、No.1の外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故になります。

炉心損傷防止措置は代替原子炉トリップ信号による原子炉停止、格納容器破損防止措置は非常用冷却設備による放射性物質等の原子炉容器内保持冷却等であり、両者の措置は同じものとなっております。

12ページに評価事故シーケンスの選定理由を示しております。第1段落の中段の「また」以降にNo.3の事故シーケンスを選定した理由を記載しております。「常陽」の特徴として主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえるとともに、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮しまして、系統間機能依存性、余裕時間及び代表性の観点から、No.3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。

13ページがULOF(iii)の評価事故シーケンスの概要です。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。

評価事故シーケンスの概要ですが、図の中央下の①で1次主循環ポンプ軸固着が発生し、この際に図の左下の②-1で原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象です。

これに対する炉心損傷防止措置として、図の上の黄色の[a]で示しましたとおり、代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止系用論理回路の動作により、後備炉停止制御棒を急速に炉心に挿入する炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

なお、1次主循環ポンプ軸固着が発生しますと、異常事象により、事故ループのポニーモータ運転を含む強制循環機能を従属的に喪失しますので、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は、健全側の1ループのポニーモータ運転を想定しております。

右の図には、格納容器破損防止措置の概念図を示しております。評価事故シーケンスの概要ですが、左の図で説明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ことを仮定しております。これに対する格納容器破損防止措置としまして、非常用冷却設備による放射性物質等の原子炉容器内保持・冷却等の措置を講じ、その有効性を評価しております。

14ページには、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おります。左上の1次主循環ポンプ軸固着が異常事象であり、設計基準の範囲では原子炉トリップ信号の発信によって原子炉が自動停止し、事象が終息します。

これに対して、原子炉トリップ信号の発信に失敗することを想定し、原子炉の自動停止に失敗した場合に、この破線の下でBDBAに移行します。BDBAの炉心損傷防止措置は、黄色塗りの箇所ですが、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系による原子炉自動停止の措置により炉心損傷を防止します。

何らかの原因で炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合を想定して、格納容器破損防止措置を講じておまして、炉心の著しい損傷に対して原子炉容器内での冷却保持の措置としております。

また、下側のフローでは格納容器内閉じ込めに係る措置を示しております。

15ページをお願いします。15ページは、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。炉心損傷防止措置の後備炉停止系及び格納容器破損防止措置の原子炉容器内冷却の起動、これらは自動であり、運転員の主な対応は監視ということになります。

16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す。

1枚進んでいただいて、17ページをお願いします。17ページには、炉心損傷防止措置の有効性評価の解析条件等を示しております。

計算コードは前回の審査会合でも御説明しましたSuper-COPDを使用しております。

4.の主な解析条件のうち、(2)の事象推移としまして、異常事象として1次主循環ポンプの軸固着が発生し、ほぼ同時にインターロックにより健全ループの1次主循環ポンプもトリップし、1.2秒後に代替トリップ信号である1次主循環ポンプトリップ信号の発信、4.2秒後に後備炉停止制御棒の急速挿入となります。

18ページにその解析結果を示しております。左側の図に燃料、被覆管、冷却材の最高温度等の推移を示しております。異常事象により、冷却材流量が急減することにより、炉心の冷却能力が低下し、被覆管及び冷却材温度が上昇しますが、4.2秒後には原子炉が自動停止し、温度が低下します。

その間の最高温度を右の表に示しております。最高温度は評価項目を十分に下回っており、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価しております。

19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、主な解析結果を下の表に記載しております。

不確かさの影響により、被覆管及び冷却材の最高温度は、基本ケースより約10℃上昇しますが、評価項目を十分に下回っており、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮しても措置は有効と評価をしております。

20ページからは審査会合における指摘への回答であり、制御棒の挿入時間が長くなっても炉心損傷に至らないことの説明になります。

21ページは、原子炉停止システムの概要でして、右の図の全引き抜き位置にあっても、制御棒の60%以上は下部案内管内に挿入されており、また、制御棒の下方には、制御棒の落下を阻害するものはないため、制御棒は高い信頼度で短時間で挿入されるというものになります。

22ページにはスプリング加速がない場合の制御棒の挿入時間への影響評価を示しております。制御棒は、右の図に示しておりますとおり、制御棒駆動機構から切り離された際には加速スプリングにより加速されて炉心に挿入されます。

ここでは、まず、スプリングがない場合の落下速度への影響について解析により確認しております。その結果は左下の図に示しておりますとおり、90%核的挿入時間までの時間の差は約0.2秒と小さいことを確認しました。

次の23ページでは、スプリング加速がない場合よりさらに挿入時間が遅れることを想定しまして、スプリング加速なしの解析値に対して保守的に3分の1倍の落下速度を仮定し、90%核的挿入時間が約1.2秒遅延する挿入反応度曲線（加速なし保守ケース）を用いまして、これまで説明してまいりましたULOF(iii)の事象推移を解析しております。

その結果を左下の図に示しております。被覆管温度及び冷却材の最高温度については、基本ケースと比較して約5℃高くなりますが、落下速度による影響は小さく、落下速度が一定程度遅くなっても評価項目を満足することを確認しております。

24ページは、先ほどの事象推移の解析で用いました加速なし保守ケースの設定についての説明です。加速なし保守ケースは、基準地震動 $S_s$ を超える地震に対する評価の $S_s$ -D波による応答の1.2倍を想定した解析の結果も裕度を持って包絡するように設定しております。本評価では工学的判断として、落下速度を3分の1に設定したものを使用しております。

資料2-2の前半の説明につきましては以上でございますので、説明を一旦ここで区切らせていただきまして、ここまでの範囲について御審査をお願いいたします。



○山中委員 それでは、ここまでの部分について質疑に移ります。質問、コメント。

○菅原チーム員 御説明ありがとうございました。原子力規制庁の菅原でございます。

私のほうからは8ページなんですけれども、事象推移と措置の概念を示していただいたところでございますけれども、この一番右、第4図ですね。炉心の著しい損傷というところですが、6ページで文章で定義はしていただいているところでございますけれども、要員が炉心の著しい損傷を判断する指標があるのでしょうか。それがあれば、御説明をいただきたいと思っております。

その問題意識といたしましては、資料では炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に並行して格納容器破損防止を実施すると。自主対策として、炉心損傷防止措置を講じるとしていますが、自主対策はどの時点まで講じるのか、終了の判断をどう考えるのかというところで確認させていただきたいという趣旨でございます。

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

まず、炉心の著しい損傷状態を判断する指標というのは、実際のプラントにおきまして、炉心の著しい損傷に至ったかどうかをどのように検出するのかという御質問というふうに理解をいたしました。

まず、本日の資料の15ページでも、その措置の概要と手順を説明してございますが、まず、格納容器破損防止のところの下から2番目のところを見ていただきますと、燃料破損、右側の備考に書いてございますけれども、燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認するというようにしてございます。

こういった事象が生じますと、燃料破損の監視を強化いたしまして、仮に燃料破損が生じた場合には、格納容器のバウンダリを隔離することによって格納容器内の閉じ込めを図るという措置を講じるということにしております。

直接的に炉心の状態というもの、どのような損傷状態かというのは、燃料破損検出系では分からないものでございますけれども、必要な措置、格納容器破損防止措置を実施するために必要なパラメータとしましては、燃料破損検出系で監視することができるというふうに考えてございます。

それから、8ページの御指摘の自主対策ですけれども、こういった自主対策につきましては、まず、炉心損傷防止措置の機能を喪失したということの判断につきましては、緊急停止が必要な状態におきまして、その炉心損傷防止措置として整備しました後備炉停止系の代替トリップ信号、論理回路、後備炉停止制御棒の挿入状態、それから、出力の状態、

こういった状態を中央制御室で確認できますので、中央制御室で炉心の状態を確認いたしまして、炉心損傷防止措置が機能を喪失したかどうかというのを判断いたします。

その判断をした結果、機能を喪失している場合には自主対策といたしまして、中央制御室で手動操作によって制御棒を炉心に挿入するという措置を講じます。

その措置をどの時点までというところですが、それについては、速やかにできる操作でございますので、炉心の損傷状態にかかわらず、もしこの自主対策が成功した場合には、影響が緩和できる方向に働きますので必要な手順については、一連操作をするという手順を考えてございます。

こちらからの回答は以上でございます。

○菅原チーム員 規制庁、菅原です。

ありがとうございました。炉心損傷の判断としては、一例なのかもしれませんが、燃料破損検出系により判断するというようなことでございますけれども、一応、今あった御説明というのは、我々も、一応というかきちんと定義というか、確認しておきたい点でございますので、御説明の内容を整理した形で資料としてまた改めて提出をお願いしたいと思います。

あと、関連して、炉心の著しい損傷に至る前段階までの過程が、この第2図、第3図で示されております。この各過程において、炉心の状態が熱設計基準値を超えたと、炉心の著しい損傷に至るまでに時間的な余裕も含めてどの程度の裕度があるのかについて、要員による炉心状態の判断や作業手順の観点から、今後の個々の事象グループの有効性評価の御説明をいただくところで確認していきたいと思っておりますので、その点を念頭に置いて資料の作成等をお願いしたいと思っております。よろしく申し上げます。

私からは以上です。

○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ございます。

まず、最初にごございました資料として今の回答を整理して提出することについて承知いたしました。

また、この第2図、第3図の熱設計基準値を超えてから炉心の著しい損傷に至るまでの状態の猶予時間につきまして、各事象グループ、これは、本日はULOFについて提示をさせていただいておりますので、非常に短い時間になっておりますけれども、崩壊熱除去機能喪失型の事象につきましては、長い時間のものもございまして、そういったものも含めて整理をして、検討整理をして御提示をさせていただきます。

以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。

私もどういう条件で炉心損傷のいわゆるどういう状態になるのかというものを、まず、だから指標として何をもって判断するのかというのをより明確に、もうこれは先ほどコメントに出ましたけれども、より明確にさせていただきたいなというのと、当然、軽水炉のようなものと違って、いろんなモードがあるかと思うので、時定数も多分かなり違ってくるんで、そういうところら辺もお示しいただければと思うんですけども、その辺はよろしいですね。今後示していただけるということで。

○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内容も含めて、今後お示しをさせていただきます。

○山中委員 よろしいですか。

それでは、続いて説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 原子力機構の飛田から、25ページから説明させていただきます。

格納容器破損防止措置の有効性評価ということで、炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失、ULOF(iii)につきまして、格納容器破損防止措置の有効性評価結果について説明させていただきます。

まず、26ページですが、これは評価事故シーケンス、ULOF(iii)における格納容器破損防止措置の有効性評価では、事象の進展が複雑になると。これについては、ULOF(i)と同様なんですけれども、事故シーケンス全体を幾つかの過程に分けて解析を行っております。

事故の開始からラップ管内で炉心燃料が熔融するまでの過程は起因過程、それからその後、ラップ管の熔融から炉心熔融が全炉心規模に進展する課程を遷移過程といいまして、この炉心物質の温度と範囲の変化によって生じる反応度と出力の変動の解析を行います。

起因過程、あるいは遷移過程で即発臨界超過よりまして大きなエネルギー放出がある場合は、機械的応答過程において機械的エネルギーの発生、それから、原子炉容器の構造応答及び回転プラグの応答とナトリウムの噴出量の解析を行いまして、格納容器応答過程で噴出したナトリウムの熱的影響解析を行います。

一方、この機械的エネルギーが発生した後、上部プレナムに放出された炉心物質、あるいは、遷移過程で炉心から熔融燃料が流出することで大きなエネルギー放出がなくて、炉心周辺にそのまま残留した炉心物質が冷却材の循環によって固化・冷却される過程が再配

置・冷却過程となります。

これらの各過程における事象推移は、このスライドに示しましたSAS4A、SIMMER-IV、SIMMER-III、AUTODYN、PLUG、CONTAIN-LMR、それからSuper-COPD及びFLUENTといった解析コードによって行われていきますが、これらのコードの有効性評価への適用性及び妥当性については、これまでの審査会合において御審議いただいたとおりとなっております。

27ページをお願いします。ULOF(iii)の格納容器破損防止措置の有効性評価について御説明する前に、これまでのヒアリングでの御指摘などから、ここのOHPは起因過程の解析で用いられるSAS4Aコードの妥当性の説明で、その重要現象を抽出する際に用いた事象推移と物理現象を示したフローチャートとなっております。ここに示しました各現象の直感的な理解を容易にするための模式図を作成しましたので、まず、その説明から行わせていただきたいと思います。

次のページをお願いします。28ページ目、この図が起因過程における物理現象を模式的に示した図になります。それぞれの物理現象の前の括弧つきの数字になりますが、これは、この前のページの事象推移のフローチャートにおける物理現象の番号と同じものとなっております。

この図の中心右寄りに、少し見づらいんですけども、黒い縦線がありますが、これより左側は冷却材の沸騰が先行して発生する燃料破損挙動、右側は未沸騰の冷却材内で発生する燃料破損挙動を示しております。

まず、左側になりますが、ULOFでは冷却材流量の減少によりまして燃料要素の冷却が不十分となります。その結果、左下にあります(7)の燃料要素の熱的挙動、すなわち、燃料の昇温と熔融、そのことによる(8)である燃料要素の機械的挙動、すなわち、燃料要素の膨張と変形が生じます。

事象が進みますと、(9)の冷却材沸騰が生じて、ナトリウムが失われてボイド化した領域では一部の高温化した被覆管が熔融することで(10)のプレナムガスのブローアウトが発生します。

ボイド化した炉心の中心部では、(11)、左下になりますが、被覆管の熔融・移動、それから(12)の燃料の破損、これは崩壊型の燃料になりますが、発生します。

崩壊した燃料と、それから熔融スチールは、主に核分裂生成ガスの圧力によって(13)及び(14)に示しますように、上下の軸方向へ移動して、移動先の低温の領域で(18)、これ、下になりますが、(18)のように固化することになります。

これらの事象推移と並行しまして炉心中心部で燃料が崩壊した時点でプレナムガスが残っている、そういった集合体では、炉心上部の燃料ペレットがFPガスで炉心中心に押し出されると、そういう、これが上にあります(15)になりますが、燃料スタブの移動挙動となる、こういう現象が生じます。

これらの冷却材の沸騰が先行する燃料破損挙動に対しまして、炉出力が急増することで未沸騰の冷却材の中で燃料が破損すると、そういう場合もあります。これが(12)であります燃料の破損挙動（被覆管亀裂）型に示しますように、被覆管の中で燃料が熔融することで高まった内圧で被覆管に亀裂が生じる形で燃料要素が破損して、この破損した亀裂から熔融した燃料が放出されることで、(16)に示すように、燃料と冷却材の熱的相互作用、いわゆるFCIが発生します。

SAS4Aコードというのは、これらの物理現象をモデル化した解析コードでありまして、その格納容器損傷防止措置の有効性評価の適用性と妥当性、それから、その不確かさについては、試験検証解析によって確認してきて、そういった結果につきましては、これまでの審査会合で御審議していただいていたとおりになっております。次のページをお願いします。

29ページになりますが、この図は遷移過程の事象推移と物理現象のフローチャートでありまして、これはSIMMERコードの妥当性の説明を行いました審査会合で用いたフローチャートになります。

ここに表れる各物理現象につきましても、起因過程と同様に、直感的な御理解を容易にするための模式図を作成しております。それが30ページになります。

まず、流量の減少に従いまして、「常陽」におきましては、ナトリウムのボイド反応度が負であるということと、起因過程の終状態では破損した燃料集合体を除いてまだ冷却材が残っておりますので、この左上の(2)のボイド領域の拡大におきまして、冷却材が沸騰して損傷が進展するということになります。この際に負のナトリウムのボイド反応度が挿入されていきます。

冷却材が沸騰してボイド化した燃料集合体では、この燃料要素が熔融して破損します。これが(3)の燃料要素の熔融破損になります。熔融した燃料は、重力によりまして密に凝集すれば正の反応度が挿入されます。燃料要素が破損する際には、燃料ペレットの燃料結晶の粒内、あるいは、燃料結晶の粒間に、粒の間に浮揚していましたFPガスが放出されます。これが(4)のFPガス放出になります。「常陽」のULOFにおきましては、負の冷却材温

度反応度と、それからナトリウムボイド反応度の影響によりまして、時間の経過とともに原子炉の出力が低下を続けるということになります。

破損した燃料集合体内のこの溶融した燃料、あるいは被覆管、ラップ管からの熱伝達によりまして、隣接する集合体のラップ管が溶融して、損傷領域が徐々に拡大していくということになりますが、これが(5)の構造壁の溶融・破損になります。

また、この際には、隣接集合体の冷却材と溶融した炉心物質の熱的相互作用、すなわち(6)のFCIが発生します。ただ、これらの過程では、まだ炉心物質の温度は局所的であるということから、このFCIによって大きなエネルギー放出に至るような即発臨界超過の可能性は小さいというふうに考えられます。次のページ、31ページをお願いします。

大きなエネルギー放出に至る即発臨界超過、これを引き起こす物理現象として、やはり損傷領域が全炉心規模に拡大した溶融炉心プールが形成された状態で、この溶融燃料が炉心の周辺部に残留する冷却材と接触してFCIが発生します。すなわち(6)のFCIによる炉心中心径方向の燃料凝集と、それから、水平方向の燃料移動を伴う大規模な燃料凝集運動、すなわち(7)の燃料スロッシングがあります。

また、ここでは(4)でFPガスの放出という燃料凝集も即発臨界超過を引き起こす可能性があります。ただし、「常陽」では、負の冷却材反応度係数のために事象推移が非常にゆっくりと、緩慢となって全炉心挙動が形成されるまでには燃料から放出されたFPガスは炉心から流出しているということで、その影響は小さいというふうに考えられます。

32ページ目をお願いします。溶融炉心プールが形成されるという、それまでの過程におきましては、反応度を低減して即発臨界超過による大きなエネルギー発生を緩和する物理現象も存在します。これ、まずは(8)の炉心からの燃料流失になりますが、その流出経路としましては、ここに書きましたように、制御棒下部案内管、それから、ピン束流路、それから、炉心の周囲にあります反射体・遮へい集合体の集合体間のギャップがあります。また、制御棒のピン束流路に侵入した炉心物質が溶融伸縮することで制御材が落下する(9)の制御材の炉心への混入も反応度を大きく低減する物理現象と考えております。

SIMMERコードは、これらの多相多成分、以上説明しました多相多成分の流動解析モデルと構成方程式の組合せで、これらの物理現象を解析する機能を有した解析コードでありまして、格納容器損傷防止措置の有効性評価への適用性と妥当性、あるいは、それに係る不確かさにつきましては、試験検証解析によって確認してきておりまして、これまでの審査会合で御審議いただいていたとおりとなっております。

この物理現象の模式図の説明はここまでとしまして、以後はULOF(iii)における格納容器損傷防止措置の有効性評価の説明に移ります。

33ページをお願いします。ULOF(iii)の格納容器破損防止措置の有効性評価はULOF(i)とほぼ同じ手順で実施しておりますので、基本的にはULOF(i)と異なる点を中心として説明いたします。ただ、一通りの解析の結果につきましては、これから説明をさせていただきたいと思います。

まず、この図になりますが、SAS4Aコードによる起因過程の解析体系を示す図でありまして、SAS4Aコードでの解析は出力とか、あるいは、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って、「常陽」の炉心の全体を33のチャンネルでモデル化するという、そういう解析体系をつくっております。

34ページをお願いします。ULOF(iii)では、何らかの原因によりまして1次主循環ポンプ1台の軸が固着するという事で、この左下のグラフ、これは冷却材の時間変化ですが、冷却材流量が事故の初期の短時間に急減するということがULOF(i)との違いになります。この結果、冷却材の温度上昇が早まりますので、冷却材の密度反応度の低下も早まって原子炉の出力の低下も早まってくる、これが右側の出力及び反応度の時間推移のグラフで見られます。

一方で、冷却材の沸騰の開始も早まるということで、事象開始後約30秒で冷却材が沸騰を開始して、約40秒で被覆管の溶融・移動、それから約50秒で燃料の破損に至るということになります。外部電源喪失によって始まりますULOF(i)に比べますと、大体約20秒ほど速い事象推移になるということになります。

ただし、起因過程解析の結論であります起因過程では、冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、それから、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力が低下して、起因過程の範囲では炉心の部分的な損傷にとどまって臨界を超えることはないという結論は変わりありません。

35ページをお願いします。35ページは、これはSAS4AからSIMMERに接続をしたときの状況になりますが、燃料の破損した集合体から周囲へ破損が伝播するという以前で、物質移動による反応度変化が静定した約52秒で行っております。この図は、接続時点でのSAS4Aの全ての33チャンネルの中の軸方向分布、軸方向の物質分布をプロットした図でありまして、左上から右下にかけて1チャンネルから33チャンネルまでの物質分布のプロットを示しています。

破損しているチャンネルというのは、出力/流量比の大きな2チャンネル、これは内側炉心の燃料集合体1体であります。それと、12チャンネル、これは外側炉心の燃料集合体2体、それから14チャンネルの計四つの集合体となっております。これはULOF(i)では12チャンネルの破損だったんですけれども、流量低下が早まって事象の同時性が高まったということで炉心中心の集合体も破損した状態で遷移過程に引き継がれるということになりました。次のページをお願いします。

起因過程の不確かさの影響評価もULOF(i)と同様に実施しております。起因過程の事象推移に影響を与える以下の項目の影響評価も行っております。いずれもこの表に示したような項目の影響評価を行っておりまして、結果を厳しくする方向で不確かさの考慮を行っております。

なお、これらのそれぞれの項目の間に相関関係がなくて、互いに独立ということで、不確かさの重ね合わせは行っておりません。

不確かさの影響評価結果では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮しても基本ケースと同様に、臨界を超えることがなかったということで、不確かさの影響を考慮したとしましても、起因過程は出力及び燃料温度が低い状態で推移して部分的な炉心損傷のままで後続の遷移過程に移行するということが分かりました。次のページをお願いします。

この炉心の損傷領域が拡大していく遷移過程の解析となりますが、これはSIMMER-IVコードで解析をしております。3次元直交座標で全炉心の崩壊挙動を解析することになります。右上に示している図のように、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域まで、それから、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います。

左下の図に示しますが、これは「常陽」の炉心構成図になりますが、この中央はこれをモデル化したSIMMER-IVの解析体系の水平断面図で、一番右の図は、鉛直断面図になります。

遷移過程の基本ケースの解析結果と解析条件の解析結果を示しているのが38ページになります。基本ケースの解析条件におきましても、これは先ほどの2-1の資料で説明したとおりなんですけれども、燃料インベントリを増加して、燃料凝縮を促進するという保守的な想定を用いております。すなわち、まず、B型とかC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換えます。このことによって燃料のインベントリを増加させることとなります。



あと、被覆管が溶融した時点、もしくは燃料ペレットがsolidus温度に達した時点で燃料ペレットを破損させ、さらに、これを可動性のある燃料粒子とするとなります。

あと、損傷燃料のスエリングは考慮せずに100%密度で沈降するものとしております。

解析結果における主な事象推移は右側に説明しております。冷却材の沸騰と被覆管溶融によりまして損傷した燃料が沈降しますと、正の反応度投入が生じます。大体時刻70秒後頃から反応度と出力の上昇が見られてきます。損傷領域が拡大するとともに反応度変化が徐々に大きくなっていき、時刻75秒から反応度と出力の振幅が大きくなってきます。時折原子炉出力が定格値を超えようになって、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ことになります。

損傷した燃料が炉心下部に凝集するという一方で、時刻78.6秒、あるいは79.8秒で2度にわたって反応度が即発臨界を超過して、この最後の2度目の即発臨界超過時に発生した圧力で一旦燃料は分散するんですけども、それが再度凝集することで時刻80.5秒に即発臨界を超過する。最後の即発臨界超過となり、この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値が約4,200℃になっております。

その後、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（ $-600\text{\$}$ 以下）となって、その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性もなくなることとなります。次のページをお願いします。

これは、反応度と出力の振幅が大きくなる72秒以降の反応度と、それから、炉出力の時間変化に加えて、炉心内の物質分布図を示したものであります。物質分布図は、それぞれの水平断面図、あるいは縦断面図で赤い点線で示している線での水平断面と、それから縦断面での分布をこの反応度と出力の時間変化のグラフの右横に凡例を示しておりますが、その色で解析セル内の堆積位置に応じて広さで塗り分けたという、そういう図になっております。

①の72秒で被覆管の溶融と燃料ペレットの崩壊が順次発生していることが分かります。

②の78.6秒、少し時間は経過した後になりますが、ここで炉心約45%が損傷するに至りまして、燃料は全て未溶融の燃料ペレットとなっております。この燃料の炉心下部への沈降で初めてこの時点で即発臨界超過することになります。

79.8秒でこの炉心の75%が損傷して、その炉心下部への沈降で再び即発臨界超過しております。ここで発生した即発臨界超過の圧力発生で燃料が分散して、82.2秒、④になりますが、反応度が大きく低下して、この分散した燃料が再度炉心下部に凝集することで即発

臨界超過すると、そういう挙動になっております。

次の40ページをお願いします。80.5秒の最後の即発臨界超過後の炉心内の燃料分布の変化を示したスライドになっております。この右上の図の点線で囲まれている領域の色と同じ色の実線で、この左のグラフにそれぞれの領域の中の燃料質量、時間変化をプロットしたものであります。

80.5秒の即発臨界超過までは炉心の下部空間と下部反射体に併せて約2%の燃料が流出するのみなんですけれども、即発臨界超過後は、炉心燃料は、径方向の反射体に約29%、30%、それから、炉心上部構造、炉心の上部のピン束構造に約20%、それから、炉心下部空間に、炉心に接している空間に約20%流出するということになります。

反応度は、この約84秒で約-650\$以下となって、その後、100秒にかけて-800\$まで低下していくということになります。

炉心に残留した物質は、左上の図で言いますと、赤い実線になるんですけども、80.5秒のときはある程度、20%ほど残っているんですけども、炉心の下部の構造、ここで言いますと、この橙色の実線になりますが、赤い線になりますが、炉心の下部空間に次第に数十秒かけて溶融・侵食していくと、炉心の下部空間に移行していくということがこのグラフから見てとれます。

41ページ目をお願いします。遷移過程の不確かさの影響評価結果について説明いたします。大きなエネルギー放出を伴うような反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムにつきましても、溶融燃料の大規模な凝集になりますが、そういった大規模な燃料凝集が起きるのはやはり炉心の損傷が広範囲に進展した状態になりますので、ULOF(i)と同様に、重要現象の不確かさの影響評価として燃料スロッシングの不確かさを包絡するように、この遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼすような想定における不確かさを考慮することとなります。

具体的には、仮想的な保守的な解析条件を含めた炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケースの解析を実施するという事で、その結果についてここで説明いたします。

解析に用いたコードはSIMMER-IIIコードでありまして、燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包絡的に評価するという事を目的として、2次元円筒座標で炉心中心への軸対称な燃料集中を許容するという、そういう解析を実施しております。

基本ケースにおけるB型・C型照射燃料集合体に加えまして、制御棒とか後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換えた解析体系としております。これらの解析体系の不確かさ

の包絡性につきましては、本日の2-1の資料を用いたコメント回答で御説明したとおりということになっております。次のページをお願いします。

このページは、主な解析条件と解析結果を示したものであります。解析条件は、先ほど述べたとおりであります。事象開始から約90秒までには炉心部の冷却材が沸騰して被覆管が溶融し、未破損であった燃料も崩壊するという事で、固体状の燃料が炉心下部に堆積するという事になります。このことによりまして、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に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$超過して出力逸走が発生します。炉心平均燃料最高温度は約5,130℃となります。これはULOF(i)の不確かさ影響評価ケースでの5,110℃とほぼ同じエネルギー発生となっております。次のページをお願いします。

これも基本ケースと同様に反応度と出力の振幅が大きくなる時刻57秒以降の反応度と炉出力の時間変化と炉心内の物質分布図を示しております。

①の57秒で遷移過程開始時にボイド化していた燃料集合体の損傷と、それから燃料沈降によって反応度上昇が起きています。

②の65秒では、内側燃料集合体での冷却材ボイド化によって緩やかに反応度が低下していく挙動が見られています。

③の72秒に至りますと、冷却材がボイド化した集合体で燃料破損が進行して、④の74秒で外側炉心にも燃料の損傷が広がっていくと。燃料沈降によりまして、初めて即発臨界を超過したのが、この時刻であります。

⑤の76.5秒でスチール蒸気、あるいは燃料溶融時に放出されるFPガスでスロッシングが発生しています。

⑥の77秒でほぼ全ての燃料が溶融して、全炉心規模でのスロッシングが可能となっております。このすぐ直後の77.8秒におきまして、外側炉心から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至るという結果となっております。

44ページをお願いします。この遷移過程でのエネルギー発生過程に引き続きまして、遷移過程で炉容器内部の各所に再配置した燃料の崩壊熱がこの冷却材の循環によって除去されるという再配置・冷却過程の解析も実施しております。

解析方針としましては、数分から数時間にわたる長時間の挙動が対象であります。また、再配置場所ごとに炉心物質の冷却に関わる現象も異なっているということで、評価の対象ごとに多次元熱流動解析コード、あるいは、専用のデブリ冷却解析コード、簡易解析モデ

ル、評価式などを使い分けて事象の推移を解析することとしました。

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

まず、遷移過程で大きなエネルギー放出を伴う場合、これは上部プレナムに放出された炉心物質は、最終的に材料照射ラックの底と、それから炉心支持台上面に堆積することになります。

不確かさの影響評価におきましては、保守的に炉心インベントリが100%移行したということを想定した解析評価を行っております。炉心に堆積した炉心物質からの崩壊熱の除去挙動につきましては、1次元の熱伝導計算と、それからラック周囲のナトリウムへの自然対流熱伝達で冷却の保持を確認しています。

一方、遷移過程でエネルギー放出が小さい場合、この場合は、炉心物質は炉心領域に残留するか、あるいは、制御棒案内管を経由して下部のプレナムに移行することになります。不確かさの影響評価では、この炉心に残留した燃料の割合は初期インベントリの80%、それから、下部プレナムに移行した量は70%と想定します。これらの割合の設定根拠につきましては、以降のスライドで説明させていただきます。

炉心領域に残留した炉心物質は、この炉心構造の中の冷却材の流れによって冷却される挙動の解析を実施して冷却の挙動、冷却保持を確認します。

一方、この下部プレナムの底、あるいは炉心支持台上面に堆積した炉心物質のデブリベッドの冷却挙動につきましては、Super-COPDコードのデブリベッドモジュールを用いて解析を行います。次のページをお願いします。

まず、遷移過程でエネルギー放出が小さい場合の再配置挙動の整理した表をここに示しております。この表は、炉心の燃料が炉心と、それから下部プレナム、それから径方向反射体領域の集合体間ギャップの3か所に分配される割合を示しております。

まず、①なんですけれども、これは遷移過程の解析結果に基づきまして、炉心に残った物質の冷却の観点から保守的な想定としまして、炉心に残った燃料を80%、それから径方向反射体領域の集合体間ギャップの燃料を20%として、これを再配置・冷却過程の初期状態としております。

②の基本ケースになりますが、これは①の状態から固化していた炉心残留燃料が崩壊熱によって熔融するとともに、下の方向の構造を熔融・侵食していくという、そういう状況を想定します。そうしますと、その過程で炉心物質が制御棒下部案内管、ここでLGTにな

りますが、その案内管を通して溶けた炉心物質は下部プレナムに流出していくということになります。その結果、炉心に残っている燃料の量が減少していきませんが、炉心周辺への熱損失と、それから崩壊熱がバランスして、炉心残留燃料がそれ以上溶融しなくなるという、そういう量が存在します。これが、この②の基本ケースであります。これが再配置・冷却過程の基本ケースになります。これが、炉心に残った燃料が40%、それから、溶融して下部プレナムに移行した燃料の量が40%、それから、径方向反射体領域の集合体間ギャップに侵入した燃料が20%と、こういう配置になることになります。

③が炉心の残留する燃料の量を保守的に評価するケースになります。これは制御棒下部案内管を通した炉心物質燃料の不確かさの影響を最大限に評価するという事で、流失が全く発生しないと想定します。そうしますと、炉心の領域で80%残っている燃料のうちの66%が溶融して、その状態で炉心周辺への熱損失と崩壊熱のバランスが達成されます。この場合、炉心領域での燃料の冷却の保持の観点から、最も厳しいこの状態を不確かさ影響評価ケース、これは、残留炉心物質冷却性に対する不確かさの影響評価としております。

④はその逆に、下部プレナムに流出する燃料の量を保守的に評価するケースになります。これは、③の状態ですべての燃料が流失、すなわち66%の燃料が溶けている状態で制御棒カバー内管のどこかが破れて燃料流失が起きるということを考えます。そうしますと、溶融燃料は一気に下部プレナムへ流出します。この流出量を保守的に70%とした状態が、この④の不確かさ影響評価ケース、すなわち下部プレナム冷却性に対する不確かさ影響評価とします。下部プレナムのデブリベッド冷却の観点から、この④が最も厳しいケースということになります。次のページをお願いします。

46ページですが、このスライドは再配置・冷却過程評価でのそれぞれ用いる計算コードの間のデータの引継ぎについてまとめたものになります。

まず、(1)の下部プレナムに形成される粒子状デブリベッドの冷却挙動につきましては、Super-COPDのデブリベッド熱計算モジュールで解析を行います。この解析に当たっては、原子炉容器内の発熱源、あるいは炉心燃料集合体の閉塞状況を想定したSuper-COPDコードによるプラント動特性解析を実施しまして、原子炉の容器入口冷却材流量、それから、温度等を計算して、このSuper-COPDのデブリベッド熱計算モジュール（DBモジュール）の境界条件とします。その上で、このDBモジュールを使用して解析を行います。

一方、(2)の炉心領域に残留した炉心物質の安定冷却挙動につきましては、これは商用コードであるFLUENTコードを用いて解析します。

そのFLUENTコードに対する境界条件を与えるということで、簡易解析モデル、これは炉心に残った物質の冷却性評価の伝熱計算モデルを使用しまして、炉心に残った残留物質から3方向、上方向、下方向、径方向への熱流束履歴及び炉心周辺の反射体及び遮へい集合体のギャップに移行した炉心物質の分布や発熱を計算してFLUENT解析の境界条件としています。

さらに、原子炉容器内の発熱源、それから炉心燃料集合体の閉塞状況を想定したSuper-COPDでプラント動特性解析を実施しまして、原子炉容器入口冷却材流量、あるいは温度等を計算して、同様にFLUENT解析の境界条件として解析を実施することになります。

47ページをお願いします。まず、炉容器の底部に堆積した炉心物質から成るデブリベッドの冷却性評価について説明いたします。

解析コードはSuper-COPDのデブリ熱計算モジュールを用います。このモジュールは、サブクール状態、あるいは沸騰状態に応じたデブリベッドの等価熱伝導率を用いて内部発熱するデブリベッドの中の温度分布とか、あるいは冷却性限界を解析するコードであります。

まず、制御棒下部案内管等を通じて炉心から下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器の底部にデブリベッドとして堆積するものとします。このデブリベッドの性状につきましては、炉心物質を用いた試験結果等に基づきまして、デブリ粒子径を $400\mu\text{m}$ 、それから空隙率を0.6としております。

崩壊熱は、遷移過程までの過程で燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮しまして希ガス、あるいは揮発性FPの崩壊熱は除いた値を用いております。

48ページをお願いします。解析条件と解析結果になりますが、まず、解析条件としては、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環で冷却パスが確保されていること。それから、炉心から下部プレナムに移行する燃料量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%と、先ほど説明したとおりですが、とします。

解析結果は、この二つのグラフに示すとおりになります。まず、デブリベッドの最高温度は約1,800秒後に約 $720^{\circ}\text{C}$ まで上昇して、その後は崩壊熱の減衰とともに低下します。このデブリベッドからの熱を受けて高温となります原子炉容器の底部の鏡板では、原子炉容器自重、あるいはナトリウムの重量、それから、デブリベッド重量によりまして発生する応力が約 $2.8\text{MPa}$ 、これは1次応力ですが、になりまして、SUS304について、この $900^{\circ}\text{C}$ を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対しても有意に小さくてクリープ破断を発生しない結果となっております。次のページをお願いします。

次に、炉心に残留した燃料の冷却挙動のFLUENTコードによる解析について説明いたします。

まず、③の不確かさ影響評価ケースの炉心に残った物質が下部プレナムに流出せずに炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスした状態、すなわち炉心に80%、ラップ管間ギャップ部に20%残留した状態での、この冷却過程解析を行います。

残留炉心物質、あるいは集合体上部の領域はFLUENTコードの非計算領域として設定して、非計算領域の上面、下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定して、以下の物理メカニズム(1)～(3)に示すメカニズムによる冷却挙動を解析します。

上方向の熱移行につきましては、集合体のピン束の中のナトリウム蒸気と液膜の環流による冷却、除熱量の評価にはCCFL相関式を使用して、集合体の出口に運ばれる熱量を上部プレナムの中のナトリウムによる除熱が行われるものとして評価を行います。

一方、径方向への熱移行につきましては、内側反射体内の集合体の中の流れるナトリウム流れによる冷却、それから集合体ギャップの中のナトリウムの自然対流、これはインターラッパーフローと呼びますが、それによる冷却挙動の解析を行います。

下方向への熱移行につきましては、このインターラッパーフローによる冷却等の解析を行います。ここでいうインターラッパーフローというのは、径方向の反射体、それから遮へい集合体のラップ管の間のギャップに存在する冷却材に生じる自然対流でありまして、炉心を冷却する能力があるというふうに考えております。炉心周辺のこの温度変化に伴う浮力、それから、集合体の隙間の圧力損失のバランスによって流れの様子が決まっております。

径方向の反射体、あるいは遮へい体のギャップに侵入した損傷炉心物質からの熱移行につきましてもFLUENTの中でモデル化しております。これは閉塞したギャップについては非計算領域として設定して、その領域から周囲の集合体ラップ管、あるいはギャップ部のナトリウムへの熱量の時間変化は崩壊熱として設定するということで行っております。

50ページをお願いします。まず、炉心に残留した炉心物質から周囲への構造の熱移行をFLUENTコードへの境界条件として与えるために実施しました伝熱計算モデルによる解析について説明を行います。

炉心部に残留する炉心物質から周囲への熱移行の挙動を解析するために、伝熱計算モデルを用いて、その物質の中の温度変化、溶融・再分布挙動、あるいは、周囲の構造物への

熱移行を1次元の体系で解析して、FLUENTの境界条件を提供することになります。

まず、固体燃料粒子と熔融スチールから成る混合層、それから燃料クラスト及び固化スチール層の中は熱伝導、それから熔融した層の中では自然対流の熱伝達相関式を用いて熱移行を解析することになります。

解析体系は、残留炉心物質と、それから、上下の炉心構造を高さ方向1次元に要素分割して計算を行います。遷移過程解析の終状態に基づきまして、下の図の左の(1)の冷却過程初期状態に示しますように、下部反射体の上端から約10cm下方でナトリウムの飽和温度、それから、燃料ピン束の上端で約680℃を境界条件としております。

遷移過程解析の終状態での炉心状態を含めまして、内側及び外側の燃料集合体の範囲で炉心が損傷して、残留炉心物質は内側反射体に接しているという、そういう状況を考えます。この熔融したスチール、あるいは熔融した燃料が接している境界の温度はそれぞれの融点とするという境界条件を用いて解析を行っていきます。

解析結果は、図の51ページ目に示しております。この51ページ目の下の図は、冷却過程解析の開始時点、それから開始から1,000秒後、それから1,800秒後の物質の分布と温度分布を示しております。開始時点では、炉心物質は固体燃料と熔融スチールの混合層のみから成っておりますが、時間経過とともに約580秒後には燃料が再熔融を開始して、その結果、炉心内には熔融燃料の層と燃料が熔融することで混合層が沈下していくということと、上部構造を熔融して形成される熔融スチール層が、このちょうど冷却過程開始から1,000秒後のように形成されるということになります。

残留炉心物質の最高温度は約2,890℃まで上昇するんですけども、その後は崩壊熱の減衰とともに低下していきます。

また、炉心周辺への熱流束の最高値は、事象発生から約1,000～1,200秒後には上方向が約0.26MW/m<sup>2</sup>、側面は約0.82MW/m<sup>2</sup>、下方向は事象発生から約3,000秒後に約0.29MW/m<sup>2</sup>となっているんですけども、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する結果となっております。これらの結果を境界条件としてFLUENTコードによる炉心残留熱の冷却挙動解析を実施します。次のページをお願いします。

52ページ目が、このFLUENTによる解析の概要を説明したスライドになっております。

FLUENTの解析体系は、原子炉容器の中のナトリウム液面の下からリークジャケット内側の領域を対象としています。

炉心上部機構、炉心部、炉内燃料貯蔵ラック内ポット、高低圧プレナム、炉心支持構造



物、原子炉容器、これは振止構造物を含みます。リークジャケット、原子炉容器との間の窒素ガス領域、原子炉容器振止構造物内部の遮へいグラフィット、これは黒鉛ブロックになります。それに冷却材ナトリウム等を含む解析体系となっています。

解析モデルにおける主な設定ですが、原子炉容器につきましては、構造物の熱容量と熱伝導、流体との共役熱伝達等を考慮して、炉心上部の機構内部の冷却材、炉心上部機構というのは炉心の上部プレナムの中心にある構造ですが、その中の冷却材は静止とします。

構造物のないプレナム部には乱流モデル、これはRealizable  $k-\epsilon$ モデルですが、これを適用します。

構造物を含む領域、これは炉心部も同じになるんですけども、これでは空隙率、これは冷却材の体積割合と、それから圧力損失を考慮しモデル化を行っております。

リークジャケット外面、それから冷却材の上面は保守的に断熱としております。

次に、炉心部では、ラッパ管間ギャップ部の熱伝達含む熱流動を考慮しております。

燃料集合体、内側及び外側反射体、それから遮へい集合体、照射燃料集合体、材料照射用反射体、制御棒、それから後備炉停止制御棒を模擬してございまして、設計条件に基づいて空隙率、あるいは、圧力損失を設定しております。

最後に、損傷炉心物質につきましては、残留炉心物質と集合体上部の領域は非計算領域として設定してございまして、それぞれ非計算領域の上下面、それから側面に先ほどの伝熱計算モデルで解析された熱移行量の時間変化を設定しております。

53ページ目が、不確かさの影響の評価の考え方になりますが、評価指標、すなわち冷却材の温度、あるいは原子炉容器の温度に及ぼす不確かさの要因を整理しまして、解析モデル及び解析条件を保守側に設定することで不確かさの影響を考慮した解析を行っております。

まず、評価指標であります炉心領域の冷却材温度に影響を及ぼす要因について説明を行ってまいります。

まず、炉心の残留量につきましては、不確かさ影響ケースとして、多量の炉心残留条件を設定しております。これは先ほど説明しましたように、炉心領域に80%が残るということを想定した上で、非計算領域として設定しております。

この保守的な炉心の残留量に基づきまして、残留炉心物質から周囲の構造材への熱移行量の時間変化を与えております。同じく非計算領域として設定しましたギャップ閉塞部、径方向反射体、それから遮へい部のギャップに侵入した燃料の範囲につきましては、イン

ターラッパーフローによる冷却が困難となると、侵入して閉塞しているところではインターラッパーフローの冷却が困難ですので、その範囲をなるべく広く設定してインターラッパーフローが生じる範囲を抑制しております。これの具体的な設定条件につきましては、次のスライドで説明させていただきます。

また、原子炉の容器入口の流量と温度につきましては、それぞれ一定値としておりますが、Super-COPDによる解析結果におきまして、解析時間内で最も低い流量で一定として事象進展に伴う温度低下を考慮しないという保守的な想定を用いております。

さらに、実際には存在する炉心の高圧プレナムからラップ管ギャップ領域への漏れ流量は無視することで、低温の冷却材の供給を考慮しないという保守的な想定を用いております。

もう一つの評価指標であります原子炉容器温度につきましては、遮へいグラフィット、安全容器、回転プラグなどの上部構造を介した熱移行について、断熱条件を設定して熱移行を無視した条件としております。

また、振止構造物の下端につきましては、一定温度としてコンクリート遮へい体による冷却効果は無視しております。次のページをお願いします。

これは、径方向反射体、それから遮へい体領域の集合体ラップ管間ギャップ部の閉塞範囲につきましては、この右の図に示しますように、SIMMERの遷移過程解析結果に基づきまして、損傷炉心物質は集合体ラップ管のギャップ部に侵入して固化した範囲をギャップ部の閉塞部としております。この右の図で赤く塗っている領域が閉塞領域となっております。

この閉塞部とする判断基準になるんですけども、これはSIMMERのギャップ部の解析メッシュに損傷炉心物質が30%以上存在していたら、その解析メッシュは全て完全に閉塞したものとして設定するというので、このインターラッパーフローが困難となる範囲を広く設定しまして、インターラッパーフローが生じる範囲を抑制するという、非常に保守的な条件を用いた設定となっております。

崩壊熱の発熱密度相当の熱流束の時間変化をこのギャップ閉塞部に接する集合体ラップ管とかギャップ部のナトリウムに与えております。次のページをお願いします。

これは、ULOF(iii)ではFLUENT解析における境界条件の設定をまとめたものであります。これらの一部、先ほどの表で説明したものになりますので、新しい情報のみ説明させていただきます。

まず、ULOF(iii)につきましては、一つのループはポンプ軸が固着しているということで、

原子炉容器の出入口の2か所のうち、1か所のみを冷却材の出入口境界面として設定しております。

また、FLUENTによる過渡解析の初期条件、解析体系の初期の温度分布につきましては、炉心損傷開始時点から炉心部が損傷して閉塞されるまでSuper-COPDの解析を行っております。その結果を参照して得られました炉容器の中の各部の初期温度を保守側に設定するという設定を行っております。この具体的な設定温度につきましては、次のスライドで説明をさせていただきます。

過渡解析の境界条件につきましては、先ほどの不確かさの影響の考慮方法において説明したとおりであります。この図の右側の吹き出しにまとめております。この図の左側の吹き出しには過渡解析での冷却材の主な流れを示しております。

このうちの下側のほうから説明していきますと、下部プレナムから直接炉内燃料貯蔵ラックに流入する流れがあります。これは炉心をバイパスしていますので、炉心残留燃料の冷却には寄与しません。

次に、径方向反射体、あるいは遮へい体の集合体の中に低圧プレナムから流入して上部プレナムに流出していく流れがあります。これは、集合体ギャップに侵入して閉塞を形成している炉心物質の崩壊熱の除去、それからギャップの間のナトリウム、ギャップの隙間のナトリウムの冷却でインターラッパーフローによる炉心残留燃料の冷却に寄与する流れとなります。

最後に、ラップ管ギャップ内での冷却材の流れ、すなわち、インターラッパーフローがあります。これは、炉心に残留した残留炉心の下方向の領域で加熱されたナトリウムに対しまして、径方向反射体、あるいは遮へい体集合体の中のナトリウムで冷却された低温のギャップのナトリウム、それから上部プレナムの中の低温のナトリウムとの密度差で自然対流駆動力によって形成される流れとなっております。基本的にこの流れは炉心残留物質の中央の下方向から上昇して、炉心残留物質の底面に沿って外側に流れていくと、ということで炉心残留物質から下方向への移行熱量を受け取って、低温の径方向反射体、あるいは遮へい体領域へ運ぶということで、炉心に残った燃料の冷却に寄与する流動となるということになります。次のページをお願いいたします。

FLUENTによる炉心残留物質の冷却挙動解析の主な解析条件と解析結果をまとめております。初期条件としましては、先ほど御説明を申し上げましたように、炉心損傷開始時点から炉心損傷して閉塞されるまでのSuper-COPDの解析結果を参照して得られました領域内各

部の初期温度を保守側に、この左の図、左の表にまとめたように設定しております。炉心支持板の上方の領域は472℃、下の方向の領域は350℃、炉心周辺の領域は約500℃としております。

炉心残留燃料と、それからギャップに閉塞している炉心物質からの崩壊熱熱移行量については境界条件としておりまして、炉容器入口のナトリウム流量と温度については、この右の表に示しますように一定値を設定しております。

主な解析結果になりますが、二つの主要な温度の時間変化、すなわち、炉心残留物質下面の最高温度の履歴、あるいは、原子炉容器最高温度の履歴に示しますように、残留物質の物質の下面の冷却材の温度は事象発生から大体3,400秒で約850℃の最高温度をとった後は、崩壊熱の低下に伴って低下していくこととなります。

また原子炉容器の最高温度は事象発生から約1,200秒で最高温度約490℃をとった後は低下する結果となっております。

また、赤い文字ではインターラッパーフローの冷却メカニズムを説明しておりますが、これは直前のスライドの説明と重なりますので説明は割愛させていただきます。次のページをお願いします。

FLUENTコードにより炉心残留物質の冷却挙動解析では、このギャップの閉塞部範囲のインターラッパーフローの影響の確認も行っております。この遷移過程におきまして、径方向反射体の領域の集合体間ギャップ内に流出した燃料は、炉心インベントリの約20%、これはULOF(iii)の結果になりますが、ULOF(i)では30%でありました。両二つのシーケンスともに、残留炉心物質冷却の観点からは保守的な想定として、損傷炉心物質が多くなるように、すなわち炉心領域に80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内に20%存在するという状態を不確かさ影響評価ケースとして設定しております。

ただ、炉心残留物質の冷却には、この集合体ラッパ管のギャップで生じるインターラッパーフローが重要な役割を担っているということは明らかになっておりますので、このインターラッパーフローによる炉心部の冷却性の影響を把握するということで、このULOF(i)におきまして、不確かさ影響評価ケースで炉心残留物質80%、ギャップ閉塞部20%から炉心に残った燃料を70%、ギャップに流出した燃料を30%として閉塞領域を増加させてインターラッパーフローが生じづらくなる、難しくなるという条件で解析を実施しております。この右側の図に示しているのが、ギャップ閉塞部20%、それから、ギャップ閉塞部が30%、流出量が30%のそれぞれのギャップの閉塞領域を示したモデルになってお

ります。

ギャップの閉塞範囲を変えた感度解析の結果は、この左下の表に示しておりますが、ギャップ閉塞部の最高表面温度が約10℃ほど増加するものの、大きな影響が生じないということを確認しております。次のページをお願いします。

次が、遷移過程で即発臨界超過による大きなエネルギー放出があった場合の機械的応答過程の解析について説明した図であります。

初期状態は、遷移過程において即発臨界を超過して出力逸走が起こった直後の炉心燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態を用います。

熱エネルギーの放出によりまして高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上の方向に噴出、移動してナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されます。この過程の解析はSIMMER-IVコードを用いて行っております。

機械的エネルギー発生解析で得られました炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源としまして、AUTODYNコードを用いて原子炉容器の応答構造等の解析を行います。

PLUGコードを用いたナトリウム噴出量の解析で使用する圧力履歴は、SIMMER-IV解析から得られた遮へいプラグ下面の圧力履歴を用いております。これは、すなわち、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見逃した保守的な想定となっているということになります。次のページをお願いいたします。

まず、SIMMER-IVコードによる機械的エネルギーの発生挙動の解析体系と条件を示しております。SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析は、水平方向は炉心の中心から原子炉容器の内面まで、それから、鉛直方向は炉心燃料下端から遮へいプラグの底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行っております。

炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続しております。

解析では、機械的エネルギーの変化が大きくなる以下の条件を用いております。すなわち、遷移過程で炉心上部構造部の流路中、ピン束の流路中に侵入した熔融炉心物質の固化によって形成された閉塞は無視します。

それから、炉心部から上部プレナムへの熔融炉心物質の噴出を容易にするように、原子炉容器内における機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動の抵抗に関する抵抗は無視する想定を用いております。

それから、炉心の下端、それから径方向外端は剛体として扱うということになります。次のページをお願いします。

次は、AUTODYNコードによる炉容器応答解析の解析体系を示したものになります。

原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化しておりまして、原子炉容器全体は上端で支持される構造として、原子炉容器の胴部の変形及び底部の変形を解析することになります。

炉心の膨張は、圧力源の体積（体積増分）と圧力の関係（P-V曲線）を入力とするガス膨張挙動モデルで模擬します。

この解析では、遮へいプラグ、それから炉心上部機構は剛体としてモデル化しておりまして、これらの構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いております。

次のページは、PLUGコードによるプラグ応答及びナトリウム噴出解析の体系を示したものです。遮へいプラグを構成する主要プラグであります大回転プラグ、小回転プラグ、それから、炉心上部機構をモデル化しまして、各プラグを固定するボルトをモデル化しております。

ナトリウム噴出量の解析におきましては、遮へいプラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化しております。

このナトリウム噴出量の解析におきましては、定常の流動方程式、ベルヌーイの式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算しておりますので、ナトリウムの慣性を無視した噴出量を多くする解析となっております。次のページをお願いします。

機械的応答過程の解析の基本ケースなんですけれども、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析して、炉心部での熱エネルギーの発生の解析をしたというケースにおきまして、炉心平均燃料の最大値となる時点の炉心の物質とか、あるいは温度配位を用いております。

ULOFの機械的エネルギーの発生に至る事象推移におきまして、考慮すべき不確かさとしては、ここに示す項目があります。まず、遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ。機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI。炉心上部構造によるエネルギー低減効果及び遮へいプラグ反発係数の不確かさがあります。

これらの不確かさの影響評価を行った結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさであるということが示されております。

以後、熱エネルギー発生の不確かさ影響評価解析ケースの解析結果について説明を行わ

させていただきます。

次のページ、63ページをお願いします。これがSIMMER-IVによる機械的エネルギーの発生挙動の解析結果であります。

右の図は機械的エネルギーの解析でありました原子炉容器の中の物質配位、時間変化となります。これは、先ほどの資料2-1で御説明申し上げたものと同じ図となっております。

また、このように上部プレナムの底部に炉容器径スケールの蒸気、CDA気泡と呼んでおりますが、CDA気泡が成長して、このCDA気泡が炉上部機構を迂回しながらトーラス状に成長していくと。このことによりまして機械的エネルギーが発生するということとなります。

CDA気泡の体積と圧力の時間履歴が左下のグラフに示したものになります。CDA気泡は、炉心物質の膨張とともに成長しまして、その体積は約120msで一旦ピークになって、その後、収束するんですけども、170msぐらいでもう一度持ち直すと、そういうような、少しは持ち直すという、そういう挙動を示しております。この不確かさの影響評価ケースで発生した機械的エネルギーが約3.4MJと評価されております。

なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約2.6MJとなっております。次のページをお願いします。

機械的エネルギーの解析から原子炉容器応答過程解析への接続におきましては、機械的エネルギーそのものを受け渡すということではなくて、機械的エネルギーの発生を駆動する圧力源の膨張特性を介して行っております。

AUTODYNコードによる原子炉容器応答解析では、このCDA気泡をAUTODYNコードの基本モデルによって表現しておりまして、その膨張特性であります気泡の圧力と体積の関係、P-V曲線を与えております。SIMMER-IVによる解析で得られました圧力と、それから気泡の体積の関係、体積の時間挙動に基づくP-V曲線を気泡の体積比が最大値となります約7m<sup>3</sup>までプロットしたグラフを右の図に示しております。

AUTODYNの入力値は、このグラフでの点線を用いて入力しておりますが、この点線を体積で積分しますと約3.7MJとなっておりますので、SIMMER-IVで得られた機械的エネルギーの約3.4MJを包絡する保守的な条件でAUTODYNの解析を行ったこととなります。次のページをお願いします。

これが解析結果になりますが、原子炉容器に発生します周方向歪みの最大値は約0.7%、0.63%ですが、になっておりまして、許容値の10%を下回っております。また、このことから、評価項目であります機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保されるというこ

とが分かります。

原子炉容器の中の内圧の圧力上昇に伴いまして、原子炉容器は半径方向に変形しますが、右のグラフに示しましたように、安全容器の側壁には作用を及ぼさないと。また、下方向への機械的負荷で下方向にも若干変形はしますが、やはり安全容器の底面には接触しない、作用を及ぼさないとということが分かります。

あと、回転プラグはPLUGによる解析結果になりますが、1秒未満の非常に短い時間の間に垂直の上方向へ変位しますが、原子炉容器内の圧力は浮き上がりに必要な圧力以下に低下しますと、支持フランジ上に着座して、そのプラグの気密性が回復します。遮へいプラグのそれぞれの締付ボルトの伸びは最大でも1.6%でありますので、破断伸び15%よりも十分に小さくてボルトの健全性は損なわれておりません。

また、ナトリウムのプラグの間隙には流入しますが、格納容器の床上までには到達しないということで原子炉の容器内から格納容器の床上へのナトリウムの噴出は生じないという結果になっております。次のページをお願いいたします。

このようにULOF(iii)の機械的応答過程の解析で不確かさの影響を考慮したとしてもナトリウムの格納容器(床上)への噴出は起こらないと評価されております。

ULOF(i)の有効性評価におきましても、格納容器の健全性を入念に確認するために、あえて既許可の申請書の仮想事故時の噴出量であります230kgのナトリウムが噴出するものと仮定した解析を実施しておりまして、格納容器の耐性は本ULOF(iii)の評価事故シーケンスに対しても同じとなるというふうに言えます。

67ページにこの評価事故シーケンスULOF(iii)での炉心損傷防止措置の有効性評価の結果でまとめたものを示しておりますが、炉心各部の最高温度は評価項目を十分に下回っておりまして、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効であるというふうに評価されております。

また、格納容器破損防止措置の有効性評価の結果、原子炉容器の中で分散して再配置した炉心物質は安定に保持・冷却できること、それから、即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれ、ナトリウムの漏えいや格納容器床上への噴出は生じないということから、措置は有効と評価されております。

以上より、本事故を想定しても、炉心の著しい損傷、格納容器の破損は防止され、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結論となります。

外部電源喪失を異常事象、起因事象としているULOF(i)との主な有効性評価結果の比較



を下の表に示しております。

まず、炉心損傷防止措置につきましては、1次主循環ポンプ軸固着では、炉心冷却材の流量減少速度が相対的に速くなるということで、炉心各部の最高温度は相対的には高くなりますが、判断基準を十分に下回る結果となっております。

一方、格納容器破損防止措置に関してなんですけれども、1次主循環ポンプ軸固着では、炉心冷却材の流量減少速度が相対的に速くなるということで、基本ケースの遷移過程での炉心損傷の同時性が高くなるということから、炉心平均燃料最高温度は相対的に高くなっております。

一方、不確かさの影響評価につきましては、損傷に伴う溶融プールのスロッシング現象が重要な現象となっていきますけれども、この現象につきましては原子炉冷却材流量の影響は小さいということから、不確かさの影響評価ケースの炉心平均燃料最高温度は概ね同じとなっているということになります。

また、再配置・冷却過程におきましては、1次主循環ポンプ軸固着で1ループの強制循環機能が喪失しているということで、炉心冷却材流量が僅かには減少しますが、その影響は小さくて、損傷炉心物質及び原子炉容器温度は概ね同じとなるという結果となっております。

説明としては以上になります。

○山中委員 質疑に移ります。30分近く遅れていますので、要領よく質疑を行うようにいたしてください。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。

ULOF(iii)のところではFLUENTのところですね、今回、詳しく説明いただいているので手短にお聞きしますけれども、49ページを見ていただくと、ここでFLUENTの境界条件を熱流束で与えているという説明があります。(1)、(2)、(3)ということで、それぞれ側方ですとか上方のほうに熱流束を与えていると。

これで、これ、どうやって与えているのかなというのを詳しく説明していただきたいというのがまず本当の質問なんですけれども、一応、説明しているんじゃないかなというのが50ページ、51ページを見ると、この損傷炉心物質の部分をまず温度評価して、そこから熱流束を与えているんだらうというところは分かるんですけれども、ただ、上方部分ですね。これ、上に向かっての熱流束はリフラックス冷却みたいなのも考えているので、これをどうやってまずモデル化して、熱流束を評価しているのかというのは詳しく説明してほ

しいと思うので、ここはお願いしたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。

○片野チーム員 あと、もう一個ですけれども、すみません、65ページのところを見ていただきたいと思います。

65ページのところでAUTODYNとPLUGの結果を書いていたのですが、まず、AUTODYNのところからですけれども、許容値10%というふうに書かれてあって、あと、許容限界変位ですね。これも260mm、165mmということで書いていただいております。これはULOF(i)のときと同じような数字ではあるんですけれども、まず、これ、なかなか大きい数字だなというのが思われますので、まずどういう根拠からこれを設定されたのかというのをまず、まだ聞いていなかったと思いますので、そのところをまず御説明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（山本マネージャー） 原子力機構の山本ですけれども、まずこの原子炉容器歪みの判断基準につきましては、損傷炉心物質の原子炉容器内閉じ込めを達成するため、バウンダリの健全性を維持するための基準でありまして、使用条件等による材料特性の変化等を踏まえて定めた基準であります。

原子炉容器の材料は、SUS304でありますので、製造時の伸びはさらに大きい10%以上、大きく確保しておりますが、炉容器及び炉心構造物を模擬したスケールモデル、5分の1スケールモデルによる耐衝撃構造試験の結果などを踏まえまして、構造物が破断に至るのは、その材料試験の一樣伸びより小さくなるということを踏まえて、原子炉容器の破損防止に関する歪みの制限は10%としてございます。

○片野チーム員 分かりました。今みたいな試験をやられて選んだということであれば、そこら辺はぜひエビデンスとかも技術資料のほうに入れていただきたいと思いますので、その辺、よろしくお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 承知いたしました。

○片野チーム員 あと、すみません、もう一個ですけど、PLUGのところ、今回、ULOF(iii)ではナトリウム蓄積量が100kgということですけど、ここにはないんですけど、ULOF(i)の結果のときは200kgという数字で倍半分ぐらい違うわけですね。

一方、炉心平均温度で見ると大体5,100℃ということで、そんなに違いはないように見えますし、さらに、上に書いてあります機械的な応答を見ても変位とかで見るとそんなにこれも大きさで見ると違っていなかったと思うんです。なので、ここ、どういう要因でこ

れだけの違いが出てくるのかというのはぜひとも説明してほしいところですので、隙間に入るナトリウムの量ですね。これ、ちょっとでも変わるとなってくると、外に噴出する可能性も否定できなくなってくるので、ここはどういう理由でこうなっているのかというのはぜひ説明をお願いしたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。基本的にはプラグの振動と、そのときのプラグの背面、ナトリウムを噴出させるための背面の圧力の関係で蓄積量が決まっておりますので、そこら辺の関係について詳しく後ほど説明させていただきたいというふうに考えております。

○片野チーム員 お問い合わせいたします。

○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。

すみません、62ページのところを開けていただくとありがたいんですけども、62ページでULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において、考慮すべき不確かさというのを二つの目のポツで4点ぐらい書いていただいています。

この中で再臨界による熱エネルギーの発生が一番不確かさの影響が最も大きいというふうな形で説明されていますけれども、ほかの項目も影響を見るパラメータ、それから、その目的、着眼点ですね。それから不確かさの範囲ですね。ノミナルとの違いとか、そういったところも技術資料のほうで説明いただいて、不確かさの範囲をどう見ているのかというのが分かるようにしていただきたいと思います。いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 了解いたしました。今後のヒアリングでの御審議と、それからその結果を反映した技術資料への反映を行わせていただきたいと思いますと考えております。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。

それでは、引き続き、資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本です。

引き続きまして、資料2-2の68ページから最後までについて御説明をいたします。

68ページからが、ULOF時の中央制御室における実効線量に関する指摘への回答になります。

1ページ進んでいきまして、69ページには事象推移及びFPの移行割合の概要を示しております。主な事象推移を左側の概念図で御説明いたします。

まず、炉心が損傷しますと、FPが1次冷却材中に放出されます。

次に、②及び③の過程では、冷却材からカバーガスへは希ガスの100%、よう素の1%、カバーガスから格納容器（床下）へは希ガスの50%、よう素の0.5%が移行するものとして評価をしております。

格納容器（床下）では、④及び⑤に記載のとおり、凝集・沈着等によりFPの除去及び昇温・昇圧による格納容器（床上）へのFP漏えいについて格納容器破損防止措置の有効性評価で使用しておりますCONTAIN-LMRコードを用いて解析をしております。

格納容器（床上）でも同様に、⑥及び⑦のとおり、凝集・沈着等によるFPの除去及び昇温・昇圧による大気へFPの漏えいについて解析をしております。⑦で大気に放出されましたFPは地上高さからの放出として中央制御室までの拡散を評価しております。

70ページに評価条件と評価結果を示しております。中央制御室の設置位置における実効線量の評価に当たりましては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件はDBAの条件と同様としました。

中央制御室では、被ばく低減の観点から、建物による遮へい、換気設備の隔離、チャコールフィルタ付の半面フィルタ等の防護具の着用等の防護措置が実施されますが、本評価では保守的な評価となるように、これらの防護措置は考慮しないこととしました。

さらに、保守的な評価となるよう、アニュラス部排気設備や主排気筒の機能を無視するとともに、格納容器漏えい率は設計値を使用しております。

評価条件についてですが、表の一番上の炉内蓄積量は標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度の値を設定しております。

格納容器への移行割合や環境への移行割合は、先ほど説明したとおりでございまして、実効放出継続時間、放出高さ、気象条件は表の記載の条件で評価をしております。

実効線量の評価結果を下の表に示してございます。希ガスからのガンマ線による実効線量が2.5mSv、よう素の吸入摂取による実効線量が1.5mSv、合計で4mSvであり、事故対応を行うための居住性に問題がないことを確認しております。

71ページには冷却材ナトリウムからカバーガスへのFPの移行割合に関して炉外試験における実験的知見の「常陽」への適用性について整理しております。

ここでは、よう素及びセシウムに関して表に整理してございまして、それぞれの炉外試験の条件との比較の結果、「常陽」の条件のほうが保守的、または同等の条件であり、炉外試験の知見は「常陽」に適用できると判断しております。

72ページからは格納容器応答過程の解析手法等に関する指摘への回答になります。

1ページ進んで、73ページには格納容器応答過程の解析手法及び解析体系を示しております。2.の解析体系は、右の図にありますとおり、外気領域を含め格納容器（床上）を3セルで模擬しております。

3.の解析条件として、ナトリウム燃焼の想定としてはスプレー燃焼、プール燃焼、ナトリウム-コンクリート反応を想定しまして、それぞれ保守的な条件を設定しております。

具体的な解析条件は(2)の解析条件に示しております、①の液滴径、②のプール面積、③の格納容器内初期雰囲気、④の格納容器（床上）と外気の通気、⑤の熱輸送形態、⑥の放熱、それぞれこちらに記載のとおり設定して解析を行っております。

74ページがセシウムの挙動になります。(1)の①ですが、セシウム等の放射性物質を含むナトリウムは、空気雰囲気である格納容器（床上）へ噴出するとスプレー燃焼及びプール燃焼し、Naエアロゾルを発生します。Cs等はこれらのNaエアロゾルに付随して移動すると仮定し、Naエアロゾルのみを考慮して、その後の凝集・沈降・沈着・移行を計算しております。

②ですが、雰囲気中に浮遊しているNaエアロゾルの一部は、圧力差に起因する漏えいにより環境へ放出されます。同エアロゾルのNa換算で積算し、環境への放出割合を求めております。

Naエアロゾルの、③ですが、放出割合はCsにも適用できるとして環境への放出量を求めております。なお、Csのソースにつきましては、炉内インベントリに対して、崩壊熱除去機能喪失事象の場合には保守的に全量を対象として、ULOFの場合にも保守的にNaによる保持効果として10分の1を設定しております。

(2)の本評価における保守性です。①ですが、共存する放射性物質のエアロゾルを考慮しておりませんので、凝集や沈降を過小評価、すなわち浮遊エアロゾル量を過大に評価しております。

②については、CONTAIN-LMRの解析ではCsエアロゾルの密度より小さいNaエアロゾルの密度を設定しており、密度は重力沈降に影響しますので、こちらも浮遊エアロゾル量を過大に評価をしております。

③については、格納容器（床上）に存在する内部構造物や、放出する際の間隙部における付着による減衰を考慮していないと。これらによってセシウムの放出量評価の保守性を確保してございます。

75ページには格納容器応答過程の解析結果を示しております。格納容器内の圧力、温度、水素濃度、ともに評価項目を十分な余裕を持って満足しております。

76ページからはULOHSに関する説明です。

1枚進んで、77ページにULOHSの事故シーケンスの一覧を整理しております。このうち、No.5が2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故であり、これまでの審査会合で説明してきたものがNo.1の2次主循環ポンプトリップ及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故になります。

炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号による原子炉停止、格納容器破損防止措置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と冷却であり、両者の措置は同じものになります。

表の下に評価事故シーケンスの選定理由を示しております。第1段落の下から3行目、「また」以降が本日説明するNo.5の事故シーケンスの選定理由でして、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材材漏えいの除熱機能への影響が有意な可能性があることを踏まえて、No.5の事故シーケンスを評価事故シーケンスに追加しております。

78ページがULOHS(iii)の評価事故シーケンスの概要です。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。評価事故シーケンスの概要ですが、図の側の①で2次冷却材漏えいが発生し、図の下の②-1で原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象です。

これに対する炉心損傷防止措置としまして、図の上に黄色の[a]で示しましたとおり、代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入する炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

なお、2次冷却材が漏えいしますと、異常事象により事故ループの除熱機能を喪失するため、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は健全側の1ループによる除熱を想定しております。

右の図には格納容器破損防止措置の概念図を示しております。評価事故シーケンスの概要ですが、左の図で説明しました評価事故シーケンスの事象進展に対して、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。これに対する格納容器破損防止措置としまして、負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減と冷却系による冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質の放出を防止する措置の有効性を評価しております。

79ページに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原子炉トリップ信号の発信によって原子炉が自動停止し、事象が終息します。

これに対して、原子炉トリップ信号の発信に失敗することを想定し、原子炉の自動停止に失敗した場合に破線の下bdbaに移行します。炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所ですが、代替原子炉トリップ信号及び炉停止系による原子炉自動停止の措置により炉心損傷を防止します。また、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合を想定し、炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷防止を格納容器破損防止措置としております。

なお、中央制御室での原子炉手動停止等を自主対策として整備しております。

80ページに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。炉心損傷防止措置の後備炉停止系の動作等は自動であり、炉心に関しては運転員の主な対応は監視となります。

また、並行して2次冷却材のドレンや、自主対策としての制御棒の挿入を実施する手順としております。

81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す。

1枚進んで、82ページには炉心損傷防止措置の有効性評価の解析条件を示しております。計算コードはULOFと同じSuper-COPDを使用しております。

4.の主な解析条件としまして、(1)ですが、除熱機能は保守的に完全喪失を仮定しております。また、(2)に示しますとおり、健全側の2次主循環ポンプはインターロックにより停止をさせております。(4)の事象推移としましては、異常事象として2次冷却材漏えいが発生し、114秒後に代替トリップ信号の発信、117秒後に後備炉停止制御棒の急速挿入となります。

83ページに解析結果を示しております。左側の図に燃料、被覆管及び冷却材の最高温度等の推移を示しております。異常事象により除熱機能が低下することにより、原子炉容器入口冷却材温度、被覆管温度、冷却材温度が上昇しますが、負の反応度フィードバックが生じ、炉心の発熱と冷却がバランスするため、炉心部の温度は過度に上昇することなく117秒後には原子炉が自動停止し温度が低下します。その間の最高温度を右の表に示しております。最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価しております。

84ページには不確かさの影響評価を示しております。ULOFと同様に、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。

解析結果は下の表に記載しております。不確かさの影響により被覆管及び冷却材の最高温度は基本ケースと比較して約 $10^{\circ}\text{C}$ ～ $20^{\circ}\text{C}$ 上昇しますが、最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮しても措置は有効と評価をしております。

85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す。

1枚進んで、86ページには、格納容器破損防止措置の解析条件等を示しております。炉心損傷防止措置の機能を喪失すること以外は、先ほどの炉心損傷防止措置の有効性評価と同じ条件でして、炉心損傷防止措置の機能喪失に係る設定として、114秒時点での代替トリップ信号の発信失敗、原子炉停止失敗を想定しまして、そういった条件で解析を行っております。

87ページですが、87ページに解析結果を示しております。先ほどと同様に、左側の図に燃料、被覆管、冷却材の最高温度の推移を示しております。

異常事象によりまして除熱機能が低下することにより、原子炉容器入口冷却材温度、被覆管温度、冷却材温度が上昇しますが、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するため、炉心部の温度上昇は抑制され安定静定状態に移行します。

この間の炉心の最高温度は右の表に示しておりますとおり、最高温度について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、措置は有効と評価をしております。

88ページには不確かさの影響評価を示しております。こちらも炉心損傷防止措置と同様に、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。

主な解析結果を下の表に示してございます。不確かさの影響により、被覆管の最高温度は基本ケースより約 $10^{\circ}\text{C}$ 上昇しますが、これらの最高温度は評価項目を十分に下回っており、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮しても措置は有効と評価しております。

89ページはULOHS(iii)の有効性評価のまとめです。有効性評価の結果、炉心各部の最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価をしております。

90ページからがLORLに関する説明です。

1枚進んで、91ページにLORLの事故シーケンスの一覧を示しております。このうち朱記



の事故シーケンスが評価事故シーケンスとして、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・外管破損事象です。

評価事故シーケンスの選定理由を表の下に示しております。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して、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、措置ごとに有効性評価結果を示す観点から、No.1、No.4及びNo.5を評価事故シーケンスに選定しております。

本資料では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を提示しております。

92ページにはLORLの事象推移に関係する1次冷却材液位の概念図を示しております。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です。ナトリウム漏えいが発生しますと、ナトリウム液位が低下し、左上に記載の原子炉トリップ信号発信液位の通常ナトリウム液位NsL-100mmまで低下しますと、原子炉がスクラムします。原子炉自動停止後、液位低下が継続し、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、さらに液位が低下し、主中間熱交換器入口窓（上端）のNsL-810mmを下回りますと、主冷却系の循環に支障が生じる液位となります。

また、1次主冷却系ループ部の配管の内・外管破損が生じると、図の右の中央にありますNsL-1,300mm、また1,400mmまで液位が低下しましてサイフォンブレイク等により漏えいが停止し、補助冷却設備の運転に必要な液位のNsL-4,000mmの液位は確保されます。

また、1次補助冷却系配管の内・外管破損が生じると、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより主冷却系の循環に必要な液位が確保される設計としております。

93ページにはLORL(ii)の評価事故シーケンスの概要を示しております。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1次主冷却系の内管が破損し、図の上の②で原子炉が自動停止した後、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、図の炉心の赤矢印の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おります。

これに対する炉心損傷防止措置としましては、図の右上の黄色塗りの[a]に示しました

とおり、主冷却系サイフォンブレイクにより1次冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な液位を確保するとともに、図の左の黄色塗りの[b]に示しましたとおり、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去する炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価しております。

右の図には格納容器破損防止措置の概念図を示しております。評価事故シーケンスの概要ですが、左の図で説明した評価事故シーケンスの事象進展に対して、補助冷却設備による冷却が機能しないことを仮定しております。これに対して、コンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉容器外面冷却による炉心損傷の回避を格納容器破損防止措置として講じ、その有効性を評価しております。

94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おります。左上の1次冷却材漏えいが異常事象であり、設計基準の範囲では外管によって漏えいが抑制され、主冷却系により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る場合に、破線の下の方に移行します。

炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所ですが、主冷却系サイフォンブレイクによる液位確保、補助冷却設備による崩壊熱除去であり、これらの措置により炉心損傷を防止します。

また、補助冷却設備の運転に失敗した場合を想定し、格納容器破損防止措置を講じており、右側に格納容器破損防止措置としてコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却による崩壊熱除去を措置としております。

また、左側のフローでは、窒素雰囲気下の格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムの熱的影響、格納容器内閉じ込めについての措置を記載しております。

95ページが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。

原子炉スクラム、主冷却系サイフォンブレイク及び補助冷却設備の起動、これらは自動でありまして、炉心損傷防止措置における運転員の主な対応は監視となります。

また、格納容器破損防止措置の原子炉容器外面冷却は、運転員の操作により措置を実施するものであります。

96ページにはLORL(iii)の評価事故シーケンスの概要を示しております。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、図の左下の①で1次補助冷却系の内管が破損し、図

の右上の②で原子炉が自動停止した後、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、図の左下の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低下する事象を想定しております。

これに対する炉心損傷防止措置としましては、図の左上の黄色塗りの[a]で示しました1次補助冷却系サイフォンブレイクにより1次冷却材の漏えい量を抑制し、主冷却系による炉心冷却に必要な液位を確保するとともに、図の右下の黄色塗りに示しましたとおり、主冷却系の自然循環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を講じ、その有効性を評価しております。

格納容器破損防止措置は、外部電源喪失を異常事象とした崩壊熱除去機能喪失事象のPLOHSと同様に、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る炉心損傷防止が可能でございますので、そちらを措置といたしまして施設からの多量の放射性物質等の放出は防止されることを確認しております。

97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おります。1次冷却材漏えいが異常事象であり、設計基準の範囲では外管によって漏えいが抑制され、主冷却系により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、設計の想定を超えて液位が低下した場合に、破線の下のBDBAに移行します。炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所ですが、1次補助冷却系サイフォンブレイクによる液位確保、主冷却系自然循環による崩壊熱除去であり、これらの措置により炉心損傷を防止します。

また、格納容器破損防止措置として、窒素雰囲気格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムの熱的影響、格納容器内閉じ込めについての措置を講じます。

98ページは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。

原子炉スクラム及び補助冷却系サイフォンブレイクは自動であり、その後の自然循環も自動的に移行しますので、炉心損傷防止措置に関する運転員の主な対応は監視となります。

また、漏えいしたナトリウムに関する格納容器破損防止措置として格納容器アイソレーションの確認と並行して実施する手順としております。

99ページからがLORL(ii)の炉心損傷防止措置の有効性評価に関する説明です。

1枚進んで、100ページには主冷却系サイフォンブレイクによる液位確保の措置を記載しております。1次主冷却系入口配管の低所の内管及び外管が破損した際に、サイフォン

現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより抑止し、補助冷却設備による冷却に必要な液位を確保する措置です。

サイフォンブレイク配管からのアルゴンガスは、概念図の右上のオーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入されサイフォンをブレイクします。

また、サイフォンブレイク配管には通常運転時に配管内のナトリウムの流れを確認できるよう電磁流量計を設置し監視するとともに、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備いたします。

101ページには炉心損傷防止措置の有効性評価を示しております。本評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置の有効性評価は、原子炉容器の液位の低下速度に差は生じますが、評価項目との比較において有効性評価の結果はこれまでの審査会合で説明しましたLORL(i)の炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じとなります。

102ページからは、格納容器破損防止措置の有効性評価です。

1枚進みまして、103ページに原子炉容器外面冷却による措置の有効性評価について示しております。補助冷却設備による炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合に、通常運転時はコンクリート遮へい体を冷却している窒素ガスを原子炉容器外面に強制循環させることにより炉心損傷を防止する措置です。

左側に原子炉の概念図を示しております。こちらの原子炉容器とリークジャケットとのギャップ部に窒素ガスを循環させます。解析はFLUENTで実施しており、FLUENTの解析体系は右の図に示したとおり、原子炉容器内の燃料集合体、炉心構成要素、炉内構造物、原子炉容器、リークジャケット等をモデル化しております。

104ページに解析結果を示しております。1次主冷却系流路の途絶直前のSuper-COPDの解析結果を参照しまして、各領域の温度と流量条件を設定し、初期状態を計算した後、過渡解析を実施しております。定常計算、過渡解析の条件は、右の表に記載のとおりでして、主な解析結果を左下の図及びその上の表に示しております。

原子炉容器内のナトリウムの流動は、左下の図の矢印で示しましたとおりでして、炉心燃料集合体部は炉心で昇温されたナトリウムが上昇し、原子炉容器壁で冷却されたナトリウムが反射体等の炉心構成要素及び炉内燃料貯蔵ラック内を下降することにより原子炉容器内で自然循環が生じ、崩壊熱が除去されます。

この際の各部温度の時刻歴変化を右に示しております。炉心部の冷却材の最高温度は約

610℃、原子炉容器の最高温度は約540℃であり、原子炉容器とリークジャケットとのギャップ部にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを循環させることで原子炉容器外面から炉心部の冷却をしており、炉心の著しい損傷が回避され、本措置は有効というふうに評価をしております。

105ページはLORL(ii)の格納容器応答過程です。解析はこれまでと同様にCONTAIN-LMRにより実施しております。

解析体系は右の図に示しておりますとおり、外気領域を含め格納容器内を6セルで模擬しております。また1次主冷却系配管からの漏えいを想定しておりますので、ナトリウムプールはセル5に設定して解析を実施しております。

106ページに解析の結果を示しております。解析条件の表ですが、漏えいナトリウムの温度、漏えい率は、1次主冷却系のホットレグからの漏えいを想定し、事象の進展を踏まえて設定しております。

また、漏えいは窒素雰囲気格納容器（床下）で生じ、反応形態は漏えいナトリウムのプール燃焼となります。

解析結果を右の図に示しております。格納容器（床上）の最高圧力、格納容器鋼壁の最高温度の上昇は小さく、評価項目である設計圧力及び設計温度を下回ることから、格納容器破損防止措置は有効と評価をしております。

107ページからがLORL(iii)の炉心損傷防止措置の有効性評価です。

1枚進んで、108ページですが、108ページは補助冷却系サイフォンブレイクによる液位確保の措置を示しております。1次補助冷却系配管の低所の内・外外管破損が発生した際に、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより抑止し、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保する措置になります。

補助冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器の冷却材液位が所定の液位まで低下した時点で自動で、概念図の左上に示しております補助冷却系サイフォンブレイク弁が「開」となり、アルゴンガスが導入されることによりサイフォンをブレイクします。

補助冷却系サイフォンブレイク弁は、中央制御室での操作及び現場での直接操作も可能としております。

また、使用する機器等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するとともに、電源については非常用電源から給電する設計としております。

109ページには炉心損傷防止措置の有効性評価を示しております。本評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置の有効性評価は、主冷却系2ループの自然循環となりますので、この措置と同じ措置の外部電源喪失を異常事象としたPLOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じとなります。

110ページからがLORL(iii)の格納容器破損防止措置の有効性評価です。

1枚進んで、111ページに格納容器破損防止措置の有効性評価を示しております。本評価事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価は主冷却系1ループの自然循環が措置となりますので、当該措置、同じ措置とする2次冷却材漏えいを異常事象としたPLOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じ結果となります。

本資料の説明は以上でございます。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメント、ございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

では、80ページのところで確認をさせていただきます。ULOHS(iii)ということで今回御説明をいただいて、シーケンスのところ出てはいますが、今回、自主対策ということで一つ書いていただいているのが、制御棒駆動機構の軸を直接回転させて炉心に挿入するという話があります。許可の話ですので、自主とはいえども、どういう対策手順を取っているのかというのは一定の成立性を見ておきたいというところでもあります。

それで、こういった状況になると、運転員が格納容器の中に入って作業するということとなりますので、要員の安全確保という観点から、どういうふうにもまず実施の判断をするのかとか、どこまでやめるのかという判断もあり得ると思いますし、実際行う手順とか時間とか、一定の成立性があるものなのかというのは御説明いただきたいと思いますが、今時点で、ある程度目途というのはあるんでしょうかね。

○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。

こちらについては手順書を作成してございまして、こういったULOHSの場合におきましては、炉心の損傷に至っていないと、燃料が破損していないという状態が対象となりますので、運転員については基本的に格納容器の床上にはアクセスできるという状況だと考えております。

その際に、今、御指摘いただきましたように、要員の安全確保ということも考えまして、放射線防護、半面マスクの着用ですとか局所排風機の設置ですとか、周辺の放射線量率の測定、こういった要員の安全確保も十分に考慮いたしまして、手順が実施可能であるとい

うふうに、作業性も十分に確保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、今後、資機材、手順について説明をさせていただきますので、その際に御説明をさせていただきます。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野です。

分かりました。まずは、今、有効性の話でシーケンスのところをメインに説明いただいているわけなんですけれども、今後、具体的な手順、成立性、中身については資機材含めて確認していきたいと思いますので、ぜひお願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 承知いたしました。

○片野チーム員 さらに、重ねてですけど、手順、資機材という関係でもう少し確認しておきたいんですけれども、LORL(ii) ということで100ページですね。今回も御説明いただいている内容で、主冷却系のサイフォンブレイクということで御説明いただいております、これも冷却材の漏えいを止めるための対策の一つであるということなわけですし、これは特段の操作がなくてもアルゴンガスが入っていく、自動的にブレイクされるということで信頼性が高いのだろうということで御説明いただいているわけなんですけれども、これ、実際に手順ですとかを考えた場合に、運転員がこれを実際に本当にサイフォンブレイクが成立しているのかというのをどう確認するかという話もありますし、電磁流量計というのでナトリウムが流れているのは分かるんでしょうけど、ガスになってしまった場合、これ、どうなるのかという話もありますので、この辺、運転員がどう判断するのかというのはぜひ御説明いただきたいですし、あと、これ、静的機器だからということで信頼性が高いのもあり得るんですけれども、閉塞したりとか、そういうことがないというのも日常的にどういう管理をしていくのかということもあると思うので、この辺も今後御説明をいただきたいと思っています。

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

まず、サイフォンブレイクの成立をどのように確認するのかという御指摘に関しましては、原子炉容器の中に液面計を設置しておりますので、そちらで液面を確認することによってサイフォンブレイクが成立したかどうかというのは監視できるという設計になってございます。

それから、今、後半の閉塞の防止につきましては、まずこちらに流量計を設置して通常運転時からナトリウムが流れるようにしておりますので、通常運転時からそういった閉塞が生じていないというようなことを確認、監視をしているというものになります。

詳細につきましては、資機材の際に資料で御説明をさせていただきます。

○片野チーム員 ありがとうございます。ぜひそこら辺は資料化して御説明をいただければと思います。

最後、もう一個ですけれども、今度、108ページのところです。108ページは補助冷却系のサイフォンブレイクということで、これはさっきのと違って自動的にいくわけではなく、自動的にというか、静的な機器でいくわけではなくて、サイフォンブレイク弁を開けにいて動作させるということです。

ここなんですけれども、液位が低下したところで自動的にサイフォンブレイク弁を開くという操作になっていまして、そういうロジックなんでしょうけれども、これ、先ほどの主冷却系の話もあったと思いますけれども、あと、LORL(i)の話でもあった安全容器の中で漏れる場合もありますけれども、いずれも冷却材の液位が結構下がってくるということにして、これ、どうやって識別して、この補助系のサイフォンブレイクをするのかと。補助系は対策として期待する場合がありますので、間違っただけでブレイクすると使えなくなってしまうということもありますから、そういったことをどういうふうに考慮して対策しているのかというのは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（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。まず、この補助冷却系サイフォンブレイク弁が自動で開くための条件といたしましては、液位低低と、補助冷却系の漏れ検出器の作動というもの、それ以外にもございますけれども、そういった条件がアンドで成立した場合に補助冷却系サイフォンブレイク弁が自動的に開放されるという措置になっておりますので、主冷却系からの漏れですとか、安全容器からの漏れの場合には、間違っただけで開放されないという設計にしております。

こちらにつきましても詳細につきましては資料に整理をいたしまして、資機材の審査会合において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。

本日、大量の放射性物質を放出する事故の拡大防止に関する説明をいただいたところでございますけれども、審査チームから重要な指摘がございましたが、JAEAにおかれましては、適切に対応をお願いしたいと思います。よろしくお願いたします。

何かJAEA側で確認しておきたいこと、ございますか。

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



○山中委員 規制庁側、特によろしいですか。

それでは、本日予定していた議題は以上となります。

以上をもちまして第419回審査会合を閉会します。