

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第421回

令和3年11月29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421回議事録

1. 日時

令和3年11月29日（月） 14：30～18：02

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

石渡 明 原子力規制委員会 委員

山中 伸介 原子力規制委員会 委員

原子力規制庁

市村 知也 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長

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

大浅田 薫 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

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

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

島田 真実 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

岩田 順一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

江寄 順一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

羽賀 一男 技術参与

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

吉田 昌宏 大洗研究所 高速実験炉部 部長

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
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 マネージャー	
深野 義隆	大洗研究所	高速炉解析評価技術開発部	安全解析評価Gr	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	
川原 啓孝	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉第2課	副主幹
磯崎 和則	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉第2課	嘱託
山崎 敏彦	建設部	次長		
中西 龍二	建設部	施設技術課	技術副主幹	
小嶋 慶大	建設部	施設技術課	主査	
富永 昌宏	建設部	施設技術課		
瀬下 和芳	建設部	建設課	技術副主幹	
小島 一樹	建設部	建設課	主査	

4. 議題

- (1) 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
- (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））の地震等に対する新規制基準の適合性について

5. 配付資料

- | | |
|------|---|
| 資料 1 | 第 5 3 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る
計算コード及び有効性評価等に対するコメントへの回答 |
| 資料 2 | 大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）新規制基準 |

上の主冷却機建物抑止杭の取り扱いについて

参考資料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421回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会を開催します。

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使用した参加となります。

本日の会合の注意点を申し上げますが、資料の説明においては、資料番号とページ数を明確にし、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、指摘をもう一度繰り返していただきますようお願いいたします。会合中に機材のトラブル等が発生した場合には、一旦議事を中断し、機材の調整を実施いたします。

議事に入ります。

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です。これまでの審査会合では、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適合性に関わる議論を進めてまいりました。本日は、JAEAから、これまでの審査会合において審査チームからコメントした事項に対する回答をいただきます。資料1のコメント回答について、説明が長くなりますので、四つに分けて審議を進めていきたいと思っております。

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（飛田囑託） 原子力機構、飛田から、資料1についてまず説明させていただきます。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）に係る計算コード及び有効性評価等に対するコメントの回答になります。

めくっていただきまして、目次になります。本日、前回の10月28日までの審査会合でいただいた計算コード及び有効性評価等に対する御指摘への回答についての御説明をいたします。指摘をいただいた内容につきましては、資料の1ページ及び2ページに示しております。本日は1ページ及び2ページの表で、今回説明等を記載している項目について順次説明いたします。

最初に、表の左のNo.241から243の遷移過程に関するコメントへの回答、次に、No.244から246の再配置・冷却過程に関するコメントへの回答、次に、No.247、248の機械的応答過程、それと次のページの下の表のNo.193、194のUTOPの不確かさの影響評価に関するコメントへの回答、最後に、No.232、234のSuper-COPD、ASFREコード、それとNo.156、157の使用済燃料の損傷防止に関するコメントへの回答について説明いたします。

なお、No.255、250の対応は計算コード説明書に反映、また1ページ目のNo.249の対応は有効性評価説明書に反映としておりますが、これらは説明書に反映した上で審査会合資料として別途提示いたします。

では、3ページ目をお願いします。最初に、No241、熔融燃料と熔融スチールの流動を別の速度場で解析していることに関し、水を用いたスロッシング挙動試験や鉛ビスマスを用いた高密度2相プールの流動挙動試験の検証解析による妥当性確認が適用できることの説明を補強することという指摘をいただいておりますので、これについて説明いたします。

4ページ目をお願いします。SIMMERによるULOF及びUTOPの解析におきまして、損傷した燃料とスチールからなる炉心物質の流動は、それぞれの物質成分ごとに異なる速度場を与えています。これは、燃料とスチールが炉心物質内で発生するFPガス、スチール蒸気、局所的なFCIによって常に攪拌される一方で、密度差による重力分離が生じますと、中性子吸収材、この資料の上では反射材となっておりますが、これは吸収材の間違いです、中性子吸収材としてのスチールが燃料と分離すること及び燃料上部に形成されるスチール層による中性子反射効果が反応度に影響を及ぼすと考えられるためです。一方、炉心物質の流動、特に水平方向の揺動（スロッシング）は、炉心物質の凝集による即発臨界超過挙動を支配する重要現象でありまして、炉内外試験の検証解析によってSIMMERの妥当性の確認を行っております。これらの試験は、水、鉛ビスマス、熔融燃料を用いていますが、相対速度を有する多成分の流体を用いた試験ではありません。このため、密度差のある多成分の相対流動解析の妥当性を確認して、これらの単成分による流動挙動の妥当性と合わせて燃料とスチールの二つの物質からなる炉心物質の流動にSIMMERを適用することの妥当性を示すということにします。検証課題としましては、この表に示しましたように米国のDOE及び電力中央研究所が実施しました2速度場解析コードベンチマークから解析計画から取った二つのベンチマーク問題及び3速度場による分離沈降実験の解析を実施しました。次のページ、5ページ目をお願いします。

まず、最初のベンチマーク問題としましては、1次元体系として、深さ1mの軽い液体の

上に深さ1mの重い液体を設定した初期状態から、時間経過とともに重い液体が沈降して軽い液体と入れ替わるという挙動を解析しております。2流体の密度、重力、二つの液体の間に働く抵抗力は、ここに示すように指定されております。

次のページをお願いします。解析結果になります。

左下の四つのグラフは、ベンチマーク研究における様々な解析コードの解析結果で、右側の八つのグラフがSIMMERコードによる解析結果で、軽い液体の解析率の軸方向分布の時間変化をプロットしています。右側の上四つはSIMMER解析で軸方向80メッシュに分割したケース、下四つは20メッシュで分割した、解析した結果になります。本解析課題には理論解が存在します。SIMMER解析結果との比較図では、理論解を点線で示しております。この比較により、SIMMERは重力の異なる2液体の重量により入替りを適切に解析できていることが分かります。また、SIMMERは、比較的この解析コードの中で言いますとMINCSコードに近い結果となっていますが、下側の四つのグラフに示しました少ないメッシュ数、20メッシュで解析した場合、MINCSコードでは数値拡散のために、この理論解で8秒後で体系中央部分の折れ曲がりが見失われているのですが、SIMMERはこれを適切に捉えることができます。

次のページをお願いします。次に、同じベンチマーク研究から取りました二つ目の検証解析結果を説明します。

これは、先ほどの1次元体系での密度の異なる流体の入れ替わりを解析する体系の幅を1.5mとして、さらに10°傾けた2次元体系の解析となります。密度、重力、あと相関の傾向係数は検証課題1と同じものを用います。

次のページをお願いします。

8ページ目になりますが、本解析課題には理論解が存在しません。また、傾けた体系を解析する難しさから、他のコードとしてはPHOENICS-VLコードによる解析結果のみが示されております。右の図にそれぞれ2秒後、4秒後の軽い液体の解析率分布の等高線図をプロットした結果を示しております。上がSIMMER、下がPHOENICS-VLによる解析結果です。理論解が存在しませんので、これらの結果の定量的な評価は困難になりますが、PHENICS-VLコードの解析結果とほぼ同様の物質分布の時間変化を解析していることから、この二つのコードは、定性的には密度の異なる2液体の重力による2次元的な入れ替わりを適切に解析できているというふうに判断しました。

次のページをお願いします。

最後に、水中に2種類の粒子径を持つ粒子を均一に分散させた状態から粒子が沈降していく挙動を可視化した実験の解析を行いました。この実験では、小さな径を持つ粒子が遅く、大きな径を持つ粒子は速く沈降しますので、粒子の沈降と同時に入れ替わって上側に動く水と合わせまして、三つの速度場が存在する流れの検証解析結果が可能となります。この実験では、径の異なる粒子が異なる蛍光塗料で着色されておりますので、異なる波長のレーザーを照射させることで、それぞれの粒子の分布を可視化することができます。試験開始806秒後の解析結果で試験結果を比較した図を示しております。左側の解析率の軸方向分がSIMMERによる解析結果で、白丸が小粒子、黒丸が大粒子の堆積率をプロットしております。右側の二つの写真のbが小粒子、b'が大粒子の可視化の画像です。この比較からSIMMERはそれぞれの粒子の空間分布を適切に表現しており、また、3速度場での流れの解析の妥当性を確認できたと判断しております。

次のページ、10ページ目をお願いします。

これらの結果は以下のようにまとめられます。まず、密度の異なる流体が混在して相対的に流動する体系へのSIMMERの適用性を確認した3つの検証解析例を示しております。いずれの検証解析におきましても、SIMMERは理論解、他のコードとの比較、試験結果との比較において適切な結果を与えており、SIMMERは多速度場の液体の流動を適切に解析できることを確認しました。また、これまでに実施した炉内外試験の検証解析による炉心物質のスロッシング挙動を解析する妥当性の確認に加えまして、今回の多速度場の流動機能の妥当性を確認したことにより、SIMMERは密度の異なる燃料とスチールが混在した炉心物質の揺動挙動を適切に解析できると判断しました。

また、即発臨界超過直前の温度状態では燃料とスチールの密度比は約10:7程度で、燃料のほとんどは固化した燃料粒子あるいは未熔融の燃料ペレットからなり、その粒子径は燃料ペレットの粒径以下の数mm以下程度でスチールと緊密に混合しております。これらのことから、即発臨界超過を駆動するような数秒間の時間における流動では、この密度差の違いによる燃料とスチールの相対運動は顕著なものとはならず、むしろ燃料とスチールは一体化して流動して、これまでのこの炉内外試験の検証解析結果による炉心物質のスロッシング挙動の妥当性確認の成果をそのまま適用することができると判断しています。

次のページをお願いします。

次に、No.242、炉心物質の流動性は低いですが、保守的な解析条件として熔融スチールと同様に流動するものとしていることに関し、炉心物質の流動を最適評価とした場合の事象

推移を説明すること、また、あえて保守的な流動性を設定したことについての説明を補強することについて回答を説明いたします。

次のページをお願いいたします。

この遷移過程解析の保守性と、それからエネルギー発生解析結果をまとめた表は、これまでの審査会合にて御審査いただいていたものと同じものであります。基本ケースにおきましては、炉心内の流動挙動として3次元体系での非軸対象のスロッシング挙動を解析して、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。このケースでは、燃料集中の主たる駆動力は炉心の様々な局所で発生する圧力で分散した燃料が重力による非軸対象のスロッシングとなっております。この基本ケースに対しまして、不確かさの影響評価ケース1では、FCIの発生条件に関する不確かさの影響を評価するために、燃料集中の主たる駆動力におきまして、この基本ケースの燃料凝縮直前のタイミングで炉心両端2か所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定した解析を実施しております。また、不確かさ影響評価ケース2では、燃料スロッシング挙動の不確かさを包絡する解析体系と条件としまして、2次元の軸対象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し、さらに制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間のギャップへの流出を無視する条件で解析を実施しております。

この表の注記の※1に示しました基本ケースの保守的な想定において、赤文字で示しているこの未熔融の燃料ペレットが熔融燃料に混在した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、こうした想定に係る御指摘が今回の御指摘であります炉心物質の流動を最適評価とした場合の実証推移を説明すること、また、あえて保守的な流動性を設定したことについての説明を補強することとなります。

次のページをお願いします。

ここで、常陽の遷移過程の基本ケースにおきまして、131秒過ぎに即発臨界超過によるエネルギーが発生するわけですが、その直前までの反応度と出力の時間履歴、又は代表的な時間点①～④に対して、炉心内の物質分布として水平断面、それから縦断面の炉心分布物質をプロットした図を示しております。

この図で着目する点は、この物質分布におきまして、エネルギー発生の直前、すなわち③の131.9秒まで固体の燃料である燃料粒子と燃料チャンクが熔融スチールに高い密度で混在した状態が続いているということが挙げられます。このような炉心物質の流動性は極めて低いと考えられるんですが、本解析では通常の熔融スチールと同様に流動すると

仮定する保守的な解析状況を用いております。

次のOHPで、この流動性の想定のように、常陽の基本ケースの解析で用いた保守的な想定について、現実的な事象推移と対比させて説明いたします。

次のページをお願いいたします。

まず、常陽は全炉心でボイド反応が負になりますので、損傷領域の拡大の過程では冷却材が沸騰しても炉出力が増加せず、炉心の損傷の進展が緩慢となります。このように、低出力で緩慢に燃料の崩壊が進む現実的な事象推移では、左側の現実的な事象推移の概念図にもお示ししますように、高温化した照射燃料はスエリングして炉心内の空間を埋め、炉心物質は流動もスロッシングもできなくなります。このスエリングというのは、固体状態の燃料が結晶粒内、あるいは結晶粒の間に存在しているFPガスによって、固体のまま膨張する現象です。

なお、この左側の現実的な事象推移は概念図でありまして、この図ではスエリングによるペレットの膨張の影響を分かりやすくするために膨張を強調して図示しております。これまでの炉内試験によりますとスエリングでは50%程度の体積増加が発生するとされていますので、常陽の炉心内の燃料の体積率に基づいて推定しますと、大体崩壊した燃料ペレットが堆積してできるデブリベッドの高さが炉心の高さと同程度になります。

ここで、常陽の遷移過程解析では保守的な想定(1)としまして、燃料はスエリングせず、焼結密度のまま堆積するとの想定を用いています。この結果、この前のページのOHPの物質分布のように、SIMMER-IVコードによる解析では損傷した炉心は燃料粒子が炉心の高さの半分程度にデブリベッド上に堆積して、そのデブリベッドの隙間を溶融したスチールで埋めた状態となっています。この状態の炉心物質の流動性は極めて小さく、ほとんど流動しないと考えられます。この左側、あるいは中央のこの事象推移のどちらにおきましても、燃料は次第に核発熱によって炉心の中心から溶融していきます。スロッシングは溶融しているこの限られた範囲で発生しまして、その結果、発生する即発臨界超過による発生エネルギーも限定されたものになると考えられます。

一方、今回のSIMMERを用いた常陽の解析では、この保守的想定(1)に加えまして、保守的想定(2)としまして、固体燃料粒子が溶融スチールに高密度で混在した、本来、流動性が極めて低い炉心物質が粘性率0で揺動するとの想定を用いております。この結果、この右側の事象推移の概念図に示しましたように、損傷した領域の燃料全てがスロッシングによる燃料凝集に参加するようになりまして、炉心物質の凝集による即発臨界超過とエ

エネルギー発生観点では極めて保守的な扱いとなっているとすることができます。

次のページをお願いいたします。

最後になりますが、No.243としまして、即発臨界超過に伴い発生するエネルギーの評価では、保守的に燃料の集中を想定していることに関し、燃料凝集量又は燃料凝集速度と反応度投入率又は発生エネルギーの関係が客観的に妥当と判断できることを説明すること、様々な考察や事象の特徴を踏まえて検討することにつきまして、この燃料の凝集量を計算して反応度投入率との関係を分析しましたので、結果を説明します。

次のページをお願いします。

ULOFにおける遷移過程の解析では、この基本ケースに対して不確かさの影響を評価する必要があると判断しましたFCI及び燃料スロッシングにつきまして、不確かさを包絡する解析ケースとして、このケース1、それからケース2の解析を実施しております。これらの解析の結果、この表にまとめた即発臨界超過時の反応度挿入率、炉心平均燃料温度の最高値が得られまして、この中でも不確かさの影響評価ケース2を用いて機械的応答過程の評価を実施しております。

即発臨界超過におけるエネルギー発生挙動は、この反応度挿入率に支配されます。反応増加の主な原因は燃料の凝集によるものですので、燃料の凝集挙動を定量化する物理量を定義することで、燃料の凝集挙動と反応度挿入の対応関係を示すことができる可能性があります。ただし、反応度の変化は単純な燃料凝集のみでなく、反応度の空間勾配、あるいは局所的な燃料の流速、スティーラの空間配位などの様々な因子に影響を受けますので、単純な燃料凝集量と反応度の増減挙動は定量的には一致するわけではありません。ただ、燃料凝集量を評価することで、この反応度挿入挙動と燃料の凝集挙動の因果関係を定性的に把握することができ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。

燃料凝集量は、燃料のこの凝集状態を表す物理量でありまして、燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度分布で重み付き平均した値に基づいて定義します。ここでは、凝集に従って増加し、かつ、遷移過程開始時点からの変化の割合となりますように、このページに示したような式で計算します。燃料の重心からの距離を燃料の密度による重み付き平均の値を R_c とします。この R_c は燃料が重心に集まろうと小さくなりますので、凝集量としてはその逆数をとって燃料が集まるほど大きくなるようにして、さらに、時刻ゼロの R_c で無次元化したものを凝集量 C としました。

次のページをお願いします。

燃料凝集量と反応度の時間変化を、基本ケース、不確かさの影響評価ケース1、ケース2についてプロットしたグラフを示しています。青い実線が反応度、赤い実線が燃料凝集量です。これらのグラフから、燃料凝集量と反応度の増減は、定量的には一致しませんが、その傾向はほぼ同様な変化を示しているというふうにみなせます。即発臨界超過による発生エネルギーは、この即発臨界を超過する際の反応度挿入率に支配されますので、この燃料凝集量と反応度に相関関係があるのであれば、即発臨界超過による発生エネルギーは同様に、即発臨界を超過する際の燃料凝集量の時間変化率と相関関係を有すると考えられます。この三つのケースにつきまして、即発臨界を超過する際の燃料凝集量の時間変化率を求めた結果が下の表になります。予想されますように、燃料凝集量の時間変化率が大きいと反応度挿入率も大きくなっているということが確認できます。

次のページをお願いします。

同じ燃料凝集量の計算方法を用いまして、簡易評価における凝集率も計算しています。集合体の重力による1次元的なコンパクションを想定した即発臨界超過の簡易評価におきましては、炉心集合体を同心円状の列に分割して、それぞれの列を炉心中心から順次コンパクションさせて反応度変化を評価して、即発臨界を超過する状態での反応度挿入率を求めています。健全炉心形状の定格運転状態をゼロとしまして、仮想事故評価における簡易評価と同様に全炉心をボイド化、すなわち、全てのナトリウムを取り除いて、さらに炉心の温度を2,800℃としますと反応度はマイナス7.68\$となります。この結果から、炉心の内側から同心円状に集合体列ごとに100%密度でコンパクションさせていきますと、第4列がコンパクションする際に即発臨界を超過します。ここで、仮想事故の簡易評価と同様に、計画運転状態の温度から計画出力で燃料が熔融する時点で順次、集合体を重力で自由落下させてコンパクションさせる、そういう想定で評価を行いますと、第4列の中の集合体がコンパクションの中で、4集合体がコンパクションしているときに即発臨界を超過するということが判明しました。この際の反応度挿入率を計算すると約7\$/sでしたが、同時にコンパクションする集合体の数の不確かさを考慮しまして、1次元的な重力コンパクションを想定した簡易評価では反応度挿入率を、これOHPでは20~30\$/sとなっていますが、10~20\$/sの誤りになっております、と評価しております。ここで、SIMMER-IVによる基本ケースでは反応度挿入率約30\$/sとなっておりますので、これを発生させるために必要な同時にコンパクションする集合体の数を概算しますと、4集合体同時で7\$/sなので、比例計算

によって17体となります。炉心燃料が円筒形状で分布しているとしまして、第4列の17集合体が重力落下で100%密度にコンパクションして、即発臨界を超過する際の凝集量の時間変化率を求めますと約0.14 1/sとなります。これは、同じ反応で挿入率、約30\$/sになった基本ケースの反応度凝集量の時間変化率の0.15 1/sとほぼ一致する値となっております。

次のページをお願いします。燃料凝集率とこの反応度投入量との関係の分析結果をまとめます。

まず、燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度分布で重み付き平均した値の初期値からの変化割合の逆数として燃料凝集量を定義しまして、SIMMERによる基本ケースと不確かさの影響評価ケース1、2、さらに簡易評価を対象としてその値を算出しました。即発臨界超過による発生エネルギーを支配する即発臨界超過時の反応度挿入率に対応すると考えられる即発臨界超過時の燃料凝集量の時間変化率を計算しましたところ、この挿入率と凝集量の時間変化率は良く整合するということが明らかになっております。これは、即発臨界を超過する状態での反応度の挿入は、主に燃料の凝集によるものであることを示している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。ここで一旦説明を打ち切って、質疑に移らせていただきます。

○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。

はい、どうぞ。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

では、14ページのところで少し確認をさせていただきたいと思います。

流動性のところで御説明いただきましたので、こういうイメージを書きいただくと、非常に解析で持っている保守性というのがどのぐらいなのかというのをイメージしやすいんですけども、この現実的な部分をもう少し確認したいなと思ひまして、この絵ですと確かにペレットの状態のまま炉心領域をほとんど埋め尽くすような絵になっているんですけど、先ほど口頭で御説明いただいたところだと、スエリングで増加する体積が大体50%増であるということで、もともとの1.5倍ぐらいあるとして、ここまで埋まるのかなというところもちょっとあるんですけども、もう一つ、このペレットの形状のまま本当に埋め尽くすのかということも考えられますので、実際その高温の状態になって割れたり粉碎したりすると隙間に入ったりして、もっと動く可動部ができてくるんじゃないかというのも考えられるんですけども、このような状態というのは現実的にどのぐらい起き得るの

かなということと、本当はもう少しこの粉碎されたペレットなんかを考えると、もうちょっと流動性なんかも考えられるのかなというのも思われるんですが、実際この辺どうでしょうか。もう少し御説明いただけますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） まず、常陽のように非常に緩慢な事象推移の場合は、燃料の加熱速度によって粉碎するか、粉碎しないかという違いが出てきます。常陽のこの遷移過程のように非常にゆっくりとした加熱過程の場合は、燃料は粉碎せずに、固体状態のままで膨張すると。ただし、やはりこの図に示すようなペレットの形状を保っているというわけではなくて、むしろ不定形の、ただし、そのものの元の大きさがそのまま大きくなった、そういうような形で堆積するのではないかなというふうに考えられます。

空隙率をどの程度想定するかにもよるんですけども、そのような状態でデブリベッドになったと、ある空隙率になったということを見ると、大体このデブリベッドの高さは炉心の高さとはほぼ均一になる、同じになるというふうに判断しています。

ただ、この場合、即発臨界超過を行いますと非常に速い加熱速度になって、その場合は、ペレットは粉碎、破砕するという試験結果になっておりますが、このようにスエリングが先行している場合は、燃料はもともと身動きが取れないので、即発臨界超過を超えるような非常に速い粉碎するような速度で加熱されるようなことはないというふうに考えられますので、恐らくこの左側の現実的な事象推移に即した、ほとんど動けないような状態がずっと続く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ございます。

そうすると、今ここに書いている現実的な状態と言っているのは、即発臨界の手前までの状態を言っていて、そのぐらいの加熱速度であれば恐らく粉碎することはほとんどなくて、ちょっと不整形かもしれませんが、ペレットに近いような状態で膨脹して、こういう状態になるんじゃないかという、そういう御説明だと理解しました。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、そのとおりであります。

○有吉チーム員 すみません、原子力規制庁、有吉です。

ちょっと今のに関連して質問ですが、13ページを開けていただいて、これで言えば129秒で初めて即発臨界を超えるとあって、これを経験することによって、14ページの一番左側のペレットの状態と、それから次の粉々になる状態の分かれ目が来るというふうにも理解できるんですが、そういう理解とは違うんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、そのとおりであります。ただ、この13ペ

ージの事象推移は、あくまで燃料はもうスエリングしないという想定の下で、ちょうどこの14ページで言いますと真ん中の保守的想定(1)を置いた後で沈降しているという、そういう状態に仮定した場合の即発臨界超過になりますので、もともとこれスエリングを想定すると、この沈降したような状態になり得ない、燃料がそのまま高い位置をたどったままで、ずっと壊れていくと、炉心全体が、構造材が溶けていくと、そういう事象推移をたどるといふふうに考えております。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

それは分かりました。それで、結局、保守性ということで、ペレットではなくて、14ページで言えば真ん中のような蓄積の仕方を想定すると理解しております、あと気になるのは、その1項目目の多速度成分との関係、10ページを見ながらちょっと質問をいたしますけれど、この最終的にあった説明はあくまで水試験でありますから、原理的にはSIMMERではこういう多速度場での解析ができるというのがそれはそうだと思います。ただし、このページで言えば二つ目のポツ、10:7程度の密度比といったところまで実際に検証をしているところではないということからすると、定性的な検証かなというふうに私は理解しております。ただし、定性的なんだけど、二つ目のポツにありますように、極めて短時間だから、これがあえて保守側に流動性を持たせたとしても分離することがない、だから前回の会合で均一にといったところは、結局14ページのような、真ん中のような割と粉々になったペレットが、その隙間にスティールが入り込んで、それが粘性なしで流動すると、そういうことであれば理解できるかなと思います。

ただ、これからちょっと気になるのが、14ページで説明された内容の、飛田さん、炉内試験という言い方もされたんですけど、少しそこを補強していただいて、それから10ページで言えば、このペレットの粒径が数ミリ以下となっていて、それが14ページの真ん中だと、さっき焼結密度といったような言い方もされたんですが、実際に今このSIMMERではどういう粒径で流動させているのかといったところが少し曖昧かなという印象を受けました。これから最大エネルギーということ議論していくときに、少しそういったところも確認していきたいと思っておりますので、炉内試験のデータの存在ということ併せて説明していただきたいと思うんですが、できますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構(飛田囑託) はい、了解いたしました。今後のヒアリング、あるいは審査会合でそういう追加の情報も含めて説明させていただきたいと思っております。

○山中委員 そのほか何かございますか。

どうぞ。

○片野チーム員 もう一つ確認したいことがあります。規制庁の片野でございます。

12ページの表でございますけれども、これは前回までの審査会合でも御説明いただいて、内容としては理解しているつもりなんですけれども、この不確かさケース1ですね、前回の会合のところではここ、FCIの発生タイミングですとか発生位置みたいなのを、感度を見ながら最大のものを選んだということと理解しております。不確かさケース2というので円筒対称形の体系でやっているということなんですけれども、今、流動の不確かさというので議論されているのもあるんですけど、これは多分、不確かさ1と2も共通なんだろうという理解ですけども、これ不確かさケース2について、何か特別に考えている不確かさの感度みたいなのはあるんでしょうか。ケース1でやったようなという意味なんですけれども。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 不確かさケース2につきましては、もともとの軸対象円筒座標系で燃料の中心への集中を強制すると非常に保守的な扱いを、解析体系そのものから発生する極めて保守的な条件で解析を行っているということで、その上ではあまりパラメトリックスな解析は実施していないと。ただ、燃料集中の主たる駆動力として、この体系での燃料集中を駆動する主な圧力は、炉心中心での圧力発生なんですけれども、これにつきましてもこの※2に詳しくは書いているんですけども、現実の現象からするとかなり保守側の圧力発生挙動を評価するという解析結果を適用しているというふうに言うことができると思います。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

はい、ひとまず分かりました。ここについては現実よりも相当保守的な想定を置くことによって状況設定しているので、あえて感度解析のようなことはしていないということで、そのように理解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

はい、どうぞ。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

飛田さん、この審査で結論を出していこうと思えば、今のエネルギーの最大値は幾らですかという申請内容が出ていまして、実際に数字が載っているわけですね。それによってナトリウム噴出量がゼロかゼロでないか、しかも申請内容ではSIMMERでやるとゼロなんですけれども、あえて230キロを想定して格納容器ごとに評価しているというふうに理解して

おります。要するに、こちらとしてはSIMMERとしての最大エネルギーといったときの数値を決めるときに、どういう性格のものかというのをはっきりさせておきたいと思っております。それでケース2ではどういうことをやったのかというのは、よく知りたいと思っております。

今の回答でまたこちらも考えますけども、少なくともSIMMERというのはこういう非線形な事象を解析できるんだということの上で事象の特徴をきちんと把握して、最大というのをこういうふう考えたといった再度の結論が見えるように、これはこちらもちよっといろいろ質問をしてまいりますので、引き続き今後対応をお願いしたいと思っております。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。

どうぞ。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

三つ目の243、いろいろ御検討ありがとうございました。燃料凝集量というのを随分定義して、こういう19ページの軸方向のコンパクションと比較するというので、いろいろ工夫していただいたと思います。これはSIMMERの計算結果、数値を客観的に評価するという上で大事な検討だと思っております。おっしゃるように凝集量と反応度が一致するわけではない、完全に。だけど、凝集率と反応度挿入率というふうに見ると、結構一致するというふうに理解をいたしました。

そうすると、もう少し議論を進めて、凝集量として、分布もあると思うんですが、そういったことを考えて少し細かく見ていったときに、現象というのがもう少し理解できないでしょうか、定量的に。というふうに考えております。この辺りはそういう議論は可能でしょうか。キーワードは燃料物質のその分布と、あるいは最後の熱出力の分布という言葉にかかってくると思うんですが、いかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） やはり、反応度の絶対値と凝集量の絶対値の比較ということになりますと、やはり反応度を決めているのは必ずしも燃料の空間分布だけではなくて、そのときのスティールがどこに存在しているかとか、あるいは燃料の中でもその濃縮量によって分布は持っておりますので、そういった様々な支配する、あるいは影響を及ぼす因子というのが考えられますので、恐らく定量的にその凝集量と反応度をそのままを比較する、関係づけるというのは非常に難しいというふうに考えております。

ここでなぜ即発臨界直前での凝集時間変化率を比較したかといいますと、やはりそうい

った状態でも、もし反応度の挿入が燃料の凝集挙動そのものによって駆動されているのであれば、時間変化率に関してはそういった様々な因子の影響が小さくなって、むしろちゃんと反応度挿入率と凝集の時間変化率は対応関係が取れるのではないかと、そういうふうに考えて、このような比較を行ったということになります。

そういう意味で、これ以上、例えば定量的に反応度とそれから凝集量の関係を分析していくというのは非常に難しい、そのことによって何らかの物理的に意味のある結論を導き出せるかという、それは難しいのではないかなというふうに考えます。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

はい。難しいのはそうかなとは思いますが、ただ、少しマクロな議論はしておきたいなと思っていて、分布があるSIMMERというのと、恐らく19ページの今出ているコンパクションというのは簡単な分布というか、もっと言うとMK-III、MK-IIの頃はあまり分布も考えなかったのかなというふうなこともちょっと調べておきまして、少しそういう議論は明らかにしたいというふうに考えております。できる範囲というのはあると思いますが、ちょっと今後議論させていただきたいと思っております。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、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。

私のほうからあえて幾つか質問させていただきます。といいますのは、やはり今、コードの妥当性ですとか保守性ですとかというところを皆さんで議論させていただいているところなので、少し気になった点、特に14ページの、これは質問でも出ていましたけども、いわゆる実現象といわゆる保守的な想定というのが図で描かれておりますけれども、まず現実的な現象として、被覆管が熔融した後、燃料がペレットの状態にいるかどうか、この点については質問も出ましたし、お答えもいただいたんですが、確かに高速炉の燃料というのはかなり密度も上がっていて、九十何%の理論密度を持った燃料になっているというのは理解しているんですけども、中心空孔があったりとか組織再編して3領域に分かれたりとかしているという、そういう事実もありますし、燃料のスエリングが起こるかどうかというのも考えると、ある程度燃焼が進んでいくと、もうほとんど100%ガス状のFPは出てしまうので、ガス状のFPでスエリングが起こるというのも考えづらいということで、現実的な現象が一番左側の図であるというのは、私としては考えづらいなと、燃料屋としてはちょっと考えづらいなというところがございます。やはり保守性ということを考えて、実状態というのがどういう状態なのかなというの、ちゃんと把握することが必要かなと。

これ例えば実験的に何か検証した結果をお持ちであるならば教えていただきたいんですけども。左側の図がいわゆる実現象であるという何か根拠がございますか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 先ほどから議論にあります、まず1点補足させていただきますと、燃焼状態によって、FPガスの蓄積量というのは初期の数日間の燃焼でほぼ飽和してしましまして、その後、発生したFPガスは全て燃料ペレットの外に出ていく。これは正しいんですけども、飽和してしまうというのは、それ以上FPガスは発生したものが出ていくだけであって、発生して、初期にたまったものはずっとそのままペレットの中に存在し続けるという状態が、ずっと続いているというふうに考えていけばよいかと思えます。

さらにその上で、先ほど質問の中にもありましたように、このように燃料、高速炉の照射ペレットが加熱速度によってどのような挙動を示すかというのは、高速炉の開発初期に米国の試験炉で、直接ペレットを核加熱で加熱した上で、遠隔的なカメラでそれを可視化観測するというそういう試験が行われておりましたので、そういった試験に基づいて整理した結果がこのような加熱速度と、それからその後の裸の燃料ペレットの挙動ということでまとめられております。そういった試験情報は提供して、それに基づいて議論を進めていけているかというふうに考えております。

○山中委員 初期の状態の考察というのは、もう少し考えていただければと思います。熔融の前に多分バーストすると思うんですけども、そのバーストのときの機械的なエネルギーで燃料を微粉化するんじゃないかなというのは想像するんですけども、そういったこととか、初期の状態が本当にこの漫画に描いてあるとおりの状態が現実的なものか、あるいは真ん中の状態が、むしろ現実的な状態なのかなというふうに思うんですけども、その辺り、もう少し考察をしていただければというふうに思います。

それから、保守的な計算をしているんだということで、SIMMERで液体の粘性がゼロというそういうお話をされたんですが、これ、SIMMERで粘性を変えて計算することは可能なんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） 粘性がゼロと表現しているという意味合いは、これは全炉心規模の燃料のスロッシング挙動を解析するときには粘性拡散項を無視しているということになります。粘性拡散項を無視するというのは要するに粘性率がゼロだと、完全流体だとして扱うということになります。

○山中委員 その粘性を考慮して、何か計算をするということも可能だということですね。

その項があるということは、コード上。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。もちろん粘性拡散項を残して計算することもできますが、その場合は、ものが全く動かなくなって何も起きないという、そういう結果になります。

○山中委員 分かりました。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） まさしくこの14ページの図で言えば、その後、長い時間かかって炉心の真ん中から熔融領域が広がってくると、そういう挙動を解析するということになるかと考えます。

○山中委員 分かりました。溶けた状態でも、そのエネルギーがあっても炉心が動かなくなるという、そういう保守的な計算ができるということですね。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。保守的というよりか現実的な事象推移に近いような事象推移になりまして、それを計算の上で確認していくことになるかというふうに考えます。

○山中委員 はい、分かりました。

そのほかいかがでしょうか。よろしいですか。

それでは、続いて、資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） では、引き続きまして、ページでいきますと21ページになります。No.244で、これにつきましては、これ以降、三つの回答を行いますが、それは事故後というか崩壊熱の冷却過程に関する御指摘への回答ということになります。

まずは、No.244で、デブリベッドの冷却性に関しまして、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって、熱容量や等価熱伝導率等が変わるため、有効性評価において、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつきも考慮して、これらが原子炉容器温度に及ぼす影響を説明すること、また、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響も説明することという御指摘に対する回答を説明します。

まず、次のページをお願いします。22ページです。

感度解析では重要なパラメータにおける不確かさの影響評価のために、ULOF(i)の基本ケースで使用したパラメータの値を、1つずつ計算結果を厳しくするように保守側に変化させた解析を実施します。

下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、周囲に大量にある冷却材との熱平衡が達成されるものと仮定しまして、デブリベッドと周囲の冷却材の初期温度は、下部プレナムに移

行する炉心物質の量が炉心インベントリの30%及び70%のケースに対して、それぞれ約420℃と510℃としています。原子炉容器の底にデブリベッドが形成される時刻は、残留炉心物質の冷却で炉心インベントリの約30%あるいは約70%の燃料が再熔融する時刻を保守的に切り下げまして、それぞれ炉心インベントリの30、70のケースに対して、それぞれ事象範囲から600秒と1,200秒後としています。

まず、デブリベッドの冷却性に大きな影響を与える物理量としましては、下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量とデブリの粒子径、それから空隙率、すなわちポロシティになります。基本ケースに対しまして、それぞれの物理量の不確かさをこの表のように変化させて、その影響を解析しております。まず、下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は基本ケースの30%に対して、最も移行量の多くなる事象推移の想定に基づいて70%としています。また、粒子径は基本ケースがFCI試験の質量中央値の平均400 μm であるのに対して、FCI試験の質量中央の一番小さくなる質量中央値の下限であります270 μm としております。また、ポロシティは基本ケースがFCI試験の最小値0.6であるのに対しまして、さらに保守性を持たせて0.5としています。

次のページをお願いします。

この図は、23ページですが、ポロシティとそれから粒子径の設定根拠を示しております。粒子径はFRAG試験、左側の図に示したFRAG試験で得られた分布の中央値の中で、最も小さな値を与えるFRAG4試験の276.3 μm を保守的に切り下げて270としています。また、ポロシティは、右側の図に示しましたように試験で得られているポロシティがおおよそ0.6以上であるのに対しまして、一部0.2よりも僅かに小さい試験結果もあるということから、保守的な下限値として0.5としております。

次のページをお願いします。

不確かさの影響を計算した結果を示しております。これはULOFの(i)について、この解析を行っております。このグラフはそれぞれの解析におけるデブリベッドの最高温度の時間変化を示しております。基本ケースではデブリベッド最高温度は約1,100秒後に600℃まで上昇して、その後は崩壊熱の減衰とともに低下していきます。不確かさ解析ケースの①炉心インベントリを70%にした場合は、デブリベッド最高温度が1,800秒後に720℃まで上昇します。不確かさはこの①、それから③の影響で、それぞれデブリベッドの最高温度は60～120℃程度まで高くなりますが、不確かさの影響が最も大きいのがこの下部プレナムへの移行量にありまして、いずれにいたしましてもサブクール状態を維持しながら安定冷却

に移行する結果となっています。

次のページをお願いします。

同様の不確かさの影響評価をULOFの (iii) についても行っています。考慮した不確かさの幅もULOF (i)と同様としています。ただ、ULOF (iii)のケースでは、ULOF (i)との違いは下部プレナムに移行した燃料の量でありまして、ULOFの (i) が30%であったのに対して、遷移過程の事象推移の違いの影響から40%となっています。

次のページをお願いします。

基本ケースではデブリベッドの最高温度は1,200秒後に約640℃まで上昇して、その後は低下すると。不確かさケース①は1,800秒後、これ炉心ベッドで70%が移行したと想定したケースですが、720℃まで上昇しています。また、不確かさケース、これが一番影響の大きかったケースですが、③ですが、デブリベッド最高温度が1,400秒後に760℃まで上昇しています。この①、③を比べまして一番大きいのが、この③のポロシティですけれども、いずれもサブクール状態を維持しながら安定冷却に移行するという結論は変わっておりません。

なお、ULOF (i)では最も影響が大きかったのが下部プレナムに移行する損傷炉心の物質量を70%とした場合ですが、この場合、ULOF (iii)で、このデブリベッドのポロシティの影響が大きかったのは、このULOF (iii)の場合では下部プレナムに移行する損傷炉心の量が基本ケースで40%と、ULOF (i)の30%よりも大きかったということになります。

次のページをお願いします。

最後に、デブリベッドが堆積する過程で局所的に厚みが不均一となりまして、基本ケースの最大厚みとなることも想定して、ULOF (iii)の基本ケース、すなわち40%の炉心物質が下部プレナムに移行したというその最大厚みに対しまして、100%の炉心物質が移行したと考えた場合、これは厚みが1.6倍になります、及び厚みが不均一に形成されて2倍となったような場合のパラメトリック解析も実施しております。いずれのケースもデブリベッドの最高温度はナトリウムの沸点以下となっておりまして、厚みの不均一性を考慮してもデブリベッドは安定に冷却できると考えられます。

次のページをお願いします。

次は、No.245でありまして、「常陽」の下部プレナムの高さにおきまして、損傷燃料がデブリ化されることを説明すること、また、FRAG試験やFARO/TERMOS試験の条件と「常陽」の条件を比較し、試験データを有効性評価に適用できることを説明することの御指摘につ

いて回答します。

次のページをお願いします。

まず、炉心領域から下部プレナムに移行した炉心物質がデブリベッドを形成する必要十分条件としては、(1)炉心物質がクエンチ、すなわちナトリウムの飽和温度以下の温度まで冷却されることと、(2)として、炉心物質が原子炉容器底部に到達するまでに微粒化されることとなります。

(1)は、ここに示しました計算式、すなわち下部プレナム領域のナトリウムが飽和温度まで加熱されたために、必要なエネルギーと炉心物質が全量クエンチするのに必要な除熱量の比から判断できます。保守的に炉心物質の全量が下部プレナムに移行すると仮定しまして、その温度を保守的に3,200K、ナトリウム温度は原子炉容器入口温度350℃として諸量を代入しますとこの比は約3.0となりますので、炉心物質の全量が移行しても十分クエンチできるということになります。

(2)は、熔融ジェットがジェット状のまま形状を保って浸入する距離を酸化燃料ナトリウム系の条件に対する適用性が高いとされる、ここに示しましたEpsteinの式を用いて求めます。この式のE0は、エントレインメント係数で0.05~0.1になります。諸量を代入して微粒化の距離 L_{brk} は熔融燃料で0.48~0.97m、熔融スチールで0.40~0.80mとなりますので、「常陽」下部プレナムの領域の高さ1.3mを落下する間に微粒化するということとなります。

また、このEpsteinの式は流体力学的効果のみを考慮していますが、この式で考慮されていないナトリウムの局所的な沸騰とその結果生じるナトリウム蒸気の膨張に伴う微粒化も加わることで、微粒化距離は更に短くなると考えられます。

次のページをお願いします。

最後に、FRAG試験やFARO/TERMOS試験の条件と「常陽」の条件の比較を行います。FRAG試験やFARO/TERMOSの条件とこの条件を比較した表をこの表に示しております。FRAG試験の融体は二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの共晶体とスチールの混合物、混合割合は常陽と等しくなっております。FARO/TERMOS試験は二酸化ウラン、常陽はMOX燃料とスチールの混合物となっています。融体のスチールは、それぞれ20kg、100kg、1,260kg、ナトリウムの質量は、23kg、130kg、6,360kgということで、温度はそれぞれここに示したような温度となっています。

まず、FRAG試験とかFARO/TERMOS試験なんですけども、酸化ウラン、あるいは酸化ジル

コニウムとの共晶物、さらには熔融スチールとの混合物とナトリウムを用いたFCI試験でありまして、炉心物質のナトリウムによる微粒化現象を模擬する試験としては、実機模擬性の高い試験であるというふうに言えます。また、試験の条件なんですけども、大量のナトリウムが存在する「常陽」の条件よりも、この炉心物質の微粒化に関して厳しい条件であるにもかかわらず、炉心物質がほぼ全て微粒化しておりますので、これらのことから、「常陽」の有効性評価において、炉心物質がデブリ化することの根拠及びデブリの性状の根拠としては適用できるというふうに考えています。

次のページをお願いします。

再配置・冷却過程に関するコメントへの回答としては最後となりますが、No.246、再配置・冷却過程におけるFLUENTによる解析では、境界条件を熱流束で与えているが、径方向及び上方向それぞれの熱流束の設定を詳細に説明すること、また、上方向の熱流束は、リフラックス冷却のモデル化も詳細に説明することの御指摘についての説明を行います。

次のページをお願いします。

このページ、32ページですが、この図は残留炉心物質からその周囲への熱流束の計算に用いた伝熱計算モデルの概要を示しております。残留炉心物質の冷却性を評価するために使用しました伝熱計算モデルは、この炉心物質内部の崩壊熱による発熱と周囲への伝熱の熱収支及び炉心物質が熔融した際の物質再分布を1次元体系で計算する簡易モデルになっております。

熔融領域内は自然対流の熱伝達、混合層、この混合層というのは燃料粒子デブリベッドの隙間に熔融スチールが存在する領域になります、また、燃料クラスト層、構造材の中は熱伝導、それから上部炉心構造、これはピン束構造になりますが、これは熱伝導と冷却材によるリフラックス冷却を考慮して伝熱を計算しています。

熔融燃料と熔融スチールから接する固体境界をそれぞれの融点として熱流束を計算しておりまして、FLUENTの境界条件となる残留炉心物質から3方向、上方向、下方向、径方向への熱流束を計算しています。この図で言えば、赤い線で描いた矢印がFLUENTに与える熱流束となっております。

次のページをお願いします。

このページでは、燃料の熔融に伴う物質の再分布の挙動を考慮します。混合層の中の燃料が崩壊熱で再熔融しますと、密度差によって物質の再分布が発生します。この図、上の図に示しましたように、混合層の中の燃料デブリベッドの一部が熔融しますと、デブリベ

ッドの空隙が单相の熔融燃料で埋まりますので、デブリベッドは全体として沈降して、その上部に熔融スチールの層ができてきます。また、熔融した一部の燃料は下部の低温の混合層に浸入して、燃料クラストを形成する可能性もあります。

この熱伝導モデルでは、これらの燃料熔融後の物質の再配置を計算ステップごとに熔融した燃料を下の計算セルに移行してモデル化しております。このモデルでは崩壊熱による緩慢な発熱を扱っていますので、燃料とスチールは同一の温度を持つと想定していますが、あるセルの燃料が融点に達したと、liquidusの温度に達したとした場合、その下のセルの同一体積の熔融スチールと入れ替えまして、それぞれのセルで平均温度を計算します。この物質の入替えを計算ステップ内で瞬時に行うことに関してですが、右下の米印の注記に書きましたように、崩壊熱による燃料の熔融、あるいは周囲への伝熱による熔融燃料の固化は、物質の再分布の時間スケールと比べて極めて緩慢に進行しますので、このモデルのようにステップ状に再分布を取り扱う簡易的な手法を適用してもよいというふうに考えております。また、この入替え操作によりまして、あるセルの燃料粒子の充填率が最大充填率よりも小さくなった場合は、その上のセルから燃料粒子を順次移行させて、デブリベッドの沈降挙動をモデル化しています。

次のページをお願いします。

伝熱計算の境界条件としましては、熔融燃料、熔融スチールが接している固体境界はそれぞれの融点としています。また、この図では明示していませんが、この下部反射体と混合層の境界、あるいは炉心上部構造と熔融スチール層の境界も、計算の過程ではスチールの融点となっています。それから、炉心上限の構造材の境界条件は、遷移過程の終状態に基づきまして、解析体系の下端は下部反射体上端から約10cm下の位置で冷却材飽和温度を境界温度として、解析体系上端は燃料集合体の上部の端頂部で約680℃を境界温度としております。また、残留炉心物質は内側反射体に接しているというふうに想定しています。

これらの境界条件に基づいて評価した上下、径方向への熱流束を用いて、FLUENTによる炉心残留物質周囲の構造材の中を流れるナトリウムによる除熱挙動の解析を実施することになります。この除熱挙動の解析の結果、炉心周囲のナトリウムの温度が沸点を超えて除熱できないという結果になった場合は、これは残留炉心物質の周囲のナトリウムを沸騰してボイド化させる、ドライアウトすることで、周囲の構造材を熔融して拡大するということとなりますので、炉心残留物質は周囲の構造を熔融しながら侵食していった、安定冷却

ができないということになります。一方、この炉心周囲のナトリウムの温度が沸点以下となりまして、除熱が可能というFLUENTの解析結果が得られた場合は、この残留炉心物質は当初の炉心の範囲を超えて拡大することは無く、また、最終的には崩壊熱の低下とともに冷却されて固化するということになります。

次のページをお願いします。

次に、御指摘のありましたリフラックス冷却について御説明いたします。

炉心の上方向、上の方向に接するガスペナムなどのピン束の構造の中では、上部プレナムから重力によって流入するナトリウムによるリフラックス冷却が発生します。このリフラックス冷却は、この冷却材がこの図に示しますように液膜となって、流路の液面を重力によって流れて、下部で加熱されて上気流となって流路の中央部を上向きに流れて、上部で蒸気が凝縮して再び液膜として還流するという事で、流路の下部から上部へ熱を伝えていくという現象になります。液膜と蒸気が対抗して流れまして、蒸気の上向き流れによって、この液膜の下方向への流れが止められる状態となるCCFL、すなわちcounter-current flow limitation、この気液二相の対向流制限がこのリフラックス冷却の成立限界となります。これをここに示しましたWallisによるCCFL相関式を用いて評価しています。

ここで、この式でCWが乗数で、垂直円管では0.7～1.0の値を取ります。保守的に下限値の0.7としまして、「常陽」の炉心上部にあるピン束構造の幾何形状、ナトリウムの物性値を用いると、リフラックス冷却による単位流路面積当たりの除熱量として約3.3MW/m²が得られます。

これは次のOHPで説明するんですけども、このULOF事象での残留炉心物質からの上方向への熱流束の最大値約1.05MW/m²に比べて十分に大きいので、炉心残留物質から上方向への伝熱は余裕をもって冷却可能であるということになります。

次のページをお願いします。

このページは、伝熱計算モデルを用いてULOFについて計算を行った結果を示しています。ULOF (i) とそれからULOF (iii) の事象発生から、事象発生というのはこの冷却過程の解析を開始してからということになりますが、580秒後に燃料が再溶融し始めまして、残留炉心物質最高温度が約2,890℃まで上昇します。崩壊熱の減衰とともにその温度は低下していくということになります。

炉心周囲への熱流束のULOF (i) 及びULOF (iii) の最高値としましては、事象発生後約900～1,200sにかけて上方向・側面ともに約1.05MW/m²、下方向は事象発生後約3,000sで約

0.29MW/m²となった後、崩壊熱の減衰とともに低下していきます。

この右下には計算開始時点と1,000秒後、それから1,800秒後の物質分布と温度分布を示しております。計算開始時点では、この炉心上下の構造とオレンジ色の混合層のみになっておりますが、時間経過とともに燃料が熔融して、さらに炉心上部構造の下部も熔融して、炉心残留物質の物質分布としては、下側からオレンジ色の混合層、赤色の熔融燃料層、それから緑色の熔融スチール層となります。また、下部炉心構造のこの下端の境界条件をナトリウム沸点としていますので、下部炉心構造のこの上側も一部熔融しまして、炉心残留物質からの熱流束に対応した厚みまで僅かに熔融浸食されてから準定常状態となっているということが分かります。

ここで一旦、説明は打ち切らせていただきます。

○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。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

それでは、22ページのところで、デブリベッドの冷却性評価のところで確認をしたいと思います。前回指摘させていただいたので、こういった不確かさケースを見ていただいて、それぞれの感度を確認したということでした、ULOF(i)の結果ですと、24ページに示されているように基本ケースに比べて、もちろんその炉心物質の量というのは非常に感度があるというのは理解しましたけども、意外とその粒径ですとかポロシティというのも温度にはかなり効いてくるんだなというのを今回分かったと思っています。なので、不確かさの話もあるんですけども、まず基本ケースを設定するとき、ちょっとこれらの量というのは非常に慎重に見ていく必要があるんだらうなど、これが変わるだけで、かなり温度の上昇傾向が変わってくるというのは言えると思います。

例えばこの粒子径ですけれども、今400 μ mを標準のケースと、基本ケースとしていますが、23ページなんかを見ていきますと、実験データをベースに選びましたということで、FRAG試験4、5、6、13とこれらの中央値をそれぞれ求めていて、その平均から出しましたという御説明だと理解するんですけど、これちょっと元論文を御紹介いただいたんで出典を当たってみますと、例えばFRAG4試験ってナトリウムは420℃ということになっていて、例えばその下部プレナムの温度ということから言うと、これが一番近いような気がするんですよね。ほかのFRAG5とかFRAG6とか、この辺を見ていくと必ずしもその上限が合っているというわけでもないんでしょうけれども、これ平均することにどのぐらい意味があるのかなという気もしますし、状況として近いのを選ぶのであれば、FRAG4を採用するのが基

本ケースになるのかなとも思います。

なので、ちょっと今こういうところを見たときに、感度の大きいパラメータのどれを基本に選ぶかというのは少し議論があるところだと思っていますので、これは有効性評価の中で、一体どれを基本のケースとして選ぶのかというのはまずあらうと思っていますので、今のうちに指摘をしておきたいと思いました。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい、了解いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。

それでは、引き続き資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） では、引き続き資料の説明として37ページをお願いします。これ以降は、機械的エネルギー発生過程と、それからUTOPの指摘についての回答となります。

まず、No.247のULOFの機械的エネルギー発生において考慮すべき不確かさについて、即発臨界超過におけるエネルギー発生の不確かさが最も大きいと説明しているが、他の項目についても、影響を確認するパラメータ、目的・着眼点、不確かさの範囲、最適条件との違いを資料に記載し、不確かさの影響をどのように確認しているのかを示すことについて回答を説明いたします。

38ページ目をお願いします。

これは、ULOF(i)とそれからULOF(iii)の格納容器損傷防止措置の有効性評価の審査会合において提示させていただきました機械的エネルギー発生における重要現象となります。評価指標、ここでは機械的エネルギーになるんですが、それに対する影響として、「H」又は「M」のある現象を重要現象としてSIMMERの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象としました。評価の結果、(2)の燃料からスチールへの熱移行、(3)の炉心上部構造による熱及び圧力損失、(5)のFCI、(6)の蒸気泡の成長が重要現象として摘出されています。

次のページをお願いします。

摘出された重要現象につきまして、ここに示しますCABRI TP-A2試験、VECTORS試験、THINA試験、OMEGA試験を用いた検証解析でSIMMERコードを機械的エネルギー発生挙動の解析に適用することの妥当性を確認しています。これらの試験解析につきましては、格納容器損傷防止装置の有効性評価の審査会合にて御審議をいただいておりますが、ここで再び簡単に解析結果についての説明を行います。

まず、次のページの40ページをお願いします。

即発臨界直後の炉心における溶融燃料から溶融スチールの熱移行はCABRI TP-A2試験を用いて検証解析を行っております。この試験は、左の図に示すような試験装置をフランスのカダラッシュ研究所にある研究用原子炉CABRIの炉内に設置して、ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱によって瞬時に溶融しまして、発生するスチールの蒸気圧を測定したという試験です。

試験結果を分析するに当たりまして、この中央上の図のようにスチール球とその周囲の燃料を複数の解析メッシュに分割した詳細解析体系を用いて、SIMMERコードの解析を行っております。その結果、この右の物質分布図に示しますように、溶融燃料は当然このステンレスの膜沸騰温度には達していませんが、ステンレスの蒸気がステンレスの液滴、スチールの液滴を覆うことで溶融燃料からのスチールへの実効的な熱移行が抑制されるということが分かりました。この試験と同様の効果をこの実機解析では適用します。一つの解析メッシュの中での流動様式モデルによって、スチールボールと溶融燃料の接触を扱うという、そういうモデルで再現するためのパラメトリックス解析を実施しています。その結果、この中央下のグラフに示しましたように、溶融燃料から溶融スチールの熱伝達速度を約1/200程度に抑制するというので、試験におけるスチール蒸気圧の発生を再現することができるということを確認できています。

次のページをお願いします。

次は、炉心上部構造による熱及び圧力損失の妥当性確認として、VECTORS試験解析による検証解析を実施しています。VECTORS試験は、この高温の水と水蒸気の混合物のピン束を模擬した流路の下部から放出しまして、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験であります。ピン本数は、0本、60本、120本、3試験が行われておりまして、圧力部、全部の圧力はおおよそ30気圧、温度は約230℃になっています。また、ピン束の出口に重さ80gのピストンを置いておりますので、その運動エネルギーへの変換効率も測定されております。試験体の各位置に設置されました圧力計による測定結果、それからピストンの運動エネルギーへの変換効率ともに、このSIMMERコードが適切に解析できているということが確認できております。

なお、ピン本数が120本の試験ではこのSIMMERが試験に比べて大きな変換効率となっているんですけども、これは試験において、このピストンと壁の間で蒸気の漏れが生じていたということが圧力計の信号から確認されています。

次のページをお願いします。

上部プレナムの底における燃料冷却材相互作用 (FCI) へのSIMMERコードの適用性は、THINA試験解析によって確認しております。この試験は、テルミット反応で生成した高温融体、これはアルミと鉄の混合溶融物になりますが、これをナトリウムプールの中に下方から噴出させることで、FCIを模擬した試験になります。

この解析結果と圧力の切り口と発生時刻をよく再現していますので、THINA試験はこの高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したものでありまして、圧力発生挙動を適切に解析できているということから、実機解析の適用性を要するというふうに考えています。

また、THINA試験は、こういったナトリウムプールの底面から高温の融体を噴出させてFCIを発生させるという、ナトリウム蒸気泡の成長によってカバーガスを圧縮していくという、これは高速炉の機械的エネルギー発生過程そのものの現象を模擬した極めて模擬性の高い試験だというふうに考えておりますので、SIMMERコードはこの試験結果を適切に再現するというので、この機械的エネルギー発生に適用する際のFCIに係る不確かさは、この試験解析結果から小さいというふうに判断しています。

次のページをお願いします。43ページになります。

最後に、蒸気泡の成長へのSIMMERコードの適用性につきまして、OMEGA試験の解析を行っています。このOMEGA試験は、高温の水と水蒸気の混合物を直径約90cmの水プールの下部から放出して、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験となります。カバーガスの界面の上昇挙動、即ち蒸気泡の成長挙動は実験と解析結果でよい一致をしているということを確認できます。カバーガス圧力の時間変化についてはSIMMERが過大評価しています。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものなんですけれども、圧力過渡のピーク値を大きく評価しますので、機械的負荷の評価の観点からは保守側であるというふうに考えています。

次のページをお願いします。

常陽における機械的発生挙動の基本ケースにおきましては、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いております。この基本ケースに対しまして、考慮すべき事象推移の不確かさを以下のように考慮した影響評価を行っています。

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、こ

れにつきましては、基本ケースに対して遷移過程の不確かさ影響評価ケースの炉心状態を初期状態としています。炉心内での燃料からスチールへの熱移行につきましては、CABRITP-A2試験の解析で、SIMMERは200倍過大評価するということが示されていますので、熱移行速度を1/200倍として、その影響を評価しています。

また、炉心上部構造による熱及び圧力損失と蒸気泡の成長につきましては、VECTORS、OMEGA試験解析におきまして、モデルの基本的な妥当性を確認していますが、ただ、これらの試験はやはり模擬物質として水を用いているということから、実機条件への外挿性の不確かさを考慮しております。

不確かさの考慮としましては、炉心上部構造、あるいは蒸気泡表面の凝縮量を1/2倍と、50%と不確かさを見れば十分とも考えられているんですけども、念のため1/5倍までをパラメトリック解析として実施しております。

また、上部構造には圧力損失（摩擦抵抗）は基本ケースにおいても無視しておりますので、ここでは考慮しておりません。

これらの不確かさの影響評価の結果、ULOF(i)とULOF(iii)の両事故、二つの事故シーケンスにおきまして、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは、この右の表に示しましたように、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ことを確認できております。

次のページをお願いいたします。次が、No. 248ですが、ULOF(i)とULOF(iii)の炉心平均燃料温度は、両者ともに約5,100℃でありまして、それほど差がないんですが、回転プラグ間隙へのナトリウム蓄積量は、ULOF(iii)で約100kg、ULOF(i)で約200kgとなっており、差が大きく、この差の要因を説明することの御指摘について説明を行います。

次のページをお願いします。ULOF(i)とULOF(iii)におきまして、初期の燃料とスチールの温度、並びに炉心平均圧力には差がほとんどないということがこの表から、最初の表から確認できます。PLUGコードを用いたナトリウム噴出量の解析の主要な結果から、御指摘のとおり、ULOF(i)のほうがプラグの間隙部へのナトリウム流入量が185kg、ULOF(iii)が80kgとULOF(i)のほうが大きくなっております。ただ、いずれの評価事故シーケンスにおいても間隙の容量には十分に余裕がありますので、間隙を通したナトリウムの噴出は生じておりません。

ここで次のページをお願いします。ULOF(i)とULOF(iii)のプラグ応答の比較を行っております。まず最初に、左のグラフなんですけれども、これは上部プレナムの底に形成される

CDA気泡とその体積の圧力履歴を示しております。最初の圧力ピークの値とその幅はおおむね同じになるのですが、2回目の圧力ピーク値とその幅はULOF(i)のほうが大きくて、気泡体積が再度増加しているということが分かります。

この結果、プラグの下面に作用する圧力が、ULOF(i)では2回目の圧力ピークに由来する0.19秒時点のピークが最大となるのに対して、ULOF(iii)では最初の圧力ピークに由来する0.1秒時点のピークが最大となっているということが分かります。

プラグ下面に作用する圧力の違いが、この大回転プラグの変位の大きさの違いとなりまして、ULOF(i)では最大9.3(mm)、ULOF(iii)では5.7(mm)となります。

また、大回転プラグの浮上に要する圧力は、絶対圧で $2.75E+5$ (Pa)になりますが、ULOF(iii)に比べて、ULOF(i)のほうがこのレベル以上の圧力が維持される時間が長くなっています。

この結果、プラグ下面に作用するピーク圧力及びプラグ変位がULOF(i)のほうが大きくなり、プラグの浮上している時間がULOF(i)のほうが長くなるという事情によりまして、ULOF(i)のほうがナトリウムの流入量が多くなったということが分かります。

次のページをお願いします。ULOF(i)とULOF(iii)のプラグ下面の最大圧力の違いが、この上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによるということが分かります。このグラフは、基本ケースも含めて、プラグ下面の最大圧力とナトリウム流入量の関係を示すものなのですが、プラグ間隙へのナトリウムの流入量は、下面の最大圧力が増加するに従って増加しているということが分かります。

このことから、プラグ下面の最大圧力は、この上部プレナム下部でのFCI挙動によって影響を受けますので、上部プレナム下部のFCI挙動については、これまでTHINA試験の検証解析によって、不確かさは小さいというふうに考えていたんですが、やはり原子炉容器の規模への外挿性に関して不確かさの影響を確認する解析が必要というふうに考えています。

次のページをお願いします。次のページからは、UTOPについての指摘事項の説明になります。No. 193、UTOPの有効性評価がULOFに包絡されることに関し、機械的エネルギーの発生値も含めて事象推移全体に係る包絡性について説明すること。また、最終的に事象を収束させるための安定状態に導く手順も説明すること。

No. 194、UTOPの遷移過程において、炉心下部の閉塞が不完全な部分から流入するナトリウムとのFCIによって炉心物質の分散が生じていることに関し、この現象の不確かさの影響について説明することについてまとめて説明を行っていきます。

UTOPの格納容器損傷防止措置の有効性評価につきましては、昨年12月の審査会合で御審議いただいておりますが、ほぼ1年経過しておりますので、機械的エネルギーの発生に至るまでの評価につきましては、再度簡単に説明した後に、指摘事項でありますこの機械的エネルギーの発生値も含めた事象推移全体に係る包絡性、それから、炉心下部のFCIによって炉心物質の分散が生じていることの不確かさの影響について説明させていただきたいと思っております。

次のページをお願いします。この図は、ULOFの事象推移に沿って、解析評価の流れを示した図になります。UTOPの対象事象としては、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失敗の重畳事故でありまして、主な格納容器破損防止措置としましては、ポニーモータ運転等による原子炉容器内の冷却及び負のボイド反応度等の炉心特性、それから、回転プラグを含む原子炉容器構造、大空間体積・耐圧・耐熱の格納容器構造となります。

異常事象にこの炉停止失敗が重畳した炉心損傷事故というのは事象推移が複雑で、かつ広範囲、多岐にわたる物理現象が関与しますので、この事象の進展は幾つかの過程に分けて解析を行っております。機械的エネルギーの発生に関わる過程としましては、事故の初期段階での燃料の損傷が集合体内部に限られている起因過程、炉心損傷が全炉心規模に進展する遷移過程及び即発臨界超過によるエネルギー発生があった場合に、機械的エネルギーが発生する機械的応答過程となります。

これらの過程はそれぞれSAS4A、SIMMER-IV、SIMMER-IIIコードで解析を行っております。

次のページをお願いします。起因過程の解析はSAS4Aコードで行っております。このコードは出力、出力流量比、燃焼度などの類似したチャンネルを一つのチャンネルとして扱って、70体の燃料集合体から成る「常陽」を33のチャンネルでモデル化して、一つのチャンネルの中では集合体の中の燃料ピンを単一ピンで代表させて、一次元モデルで解析するというコードです。燃料集合体の模式図は中央の図、それから、これをSAS4Aの解析としている図が右の図になります。

次のページをお願いします。このページの左上の図が制御棒の引抜きで投入される反応度でありまして、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るものとなります。また、燃料の中心部が溶融して、出力と燃焼度が共に高いチャンネルで、冷却材は未沸騰のまま被覆管に亀裂が入るということで、燃料ピンの破損に至ります。

反応度と炉出力の時間変化が左の下図になりますが、溶融した燃料の一部が冷却材流

路に放出されて、冷却材の流れに運ばれて分散しますので、原子炉出力が急速に低下しています。この後、被覆管の昇温に伴う強度低下によって燃料が崩壊して、多くの燃料が冷却材流路に放出されます。この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、分散による効果のほうが大きいということで、原子炉出力は低下していくということになります。

次のページをお願いします。SAS4AからSIMMERへの接続は、燃料の破損した集合体から周囲へ破損が伝播する以前で、かつ、物質移動による反応度変化が静定した約30秒で接続しています。この図が接続時点でのSAS4Aの全ての33チャンネルの中の物質分布をプロットした図になります。燃料破損が発生しているのは、この出力と燃焼度が共に高い原子炉心中心部の1チャンネルと4チャンネルのみで、そのほかの集合体は未沸騰のまま接続されることとなります。

次のページをお願いします。ULOFと同様に起因過程の不確かさの影響評価を行っています。起因過程の事象推移に影響を与える以下の項目の不確かさの影響評価を行って、いずれも結果を厳しくする方向で不確かさを考慮しています。こういった結果、不確かさの影響を評価したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行するという結論に変わりはありません。

次のページをお願いします。この炉心損傷が拡大していく遷移過程はSIMMER-IVコードで解析しております。3次元直交座標で全炉心の崩壊挙動を解析しております。右の上の図に示しますように、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガスまで、径方向が内側炉心から遮へい集合体までをモデル化しています。左下の図が「常陽」の炉心構成図、中央図がSIMMER-IVの解析体系の水平断面、右が鉛直断面図になります。

次のページをお願いします。まず、基本ケースなんですけれども、出力と炉心平均燃料温度の時間変化がプロットしたグラフを示しています。ULOFの解析と同様に、燃料が焼結密度のまま堆積する、あるいはデブリベッド状の燃料の流動性を考慮しないなどの保守的な想定はそのまま適用しております。UTOPに特有の条件として、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るものとしているということと、健全状態で定格時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ています。

破損、損傷開始してから50秒までに燃料集合体の約40%が破損しております。1次主循環ポンプが運転を継続しているので、この損傷した炉心の下部の固化燃料とスチールによる閉塞が、不完全な部分から流入するナトリウムとFCIで炉心物質が分散されて、大規

模な堆積を妨げるということになります。この反応度と原子炉出力はFCIによる増減を繰り返しつつも全体として低下していくということになります。

炉心下部への損傷燃料の堆積によりまして、その中でも事象開始後60秒と72秒で即発臨界を超過するんですが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはありません。

72秒での即発臨界超過後、燃料が流出することで事象が終息しますが、炉心平均燃料温度の最大値は約2,820°Cに収まっています。

こういったことで、今、UTOPの遷移過程の事象推移はULOFに比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その原因としては、やはりFCIによって燃料の堆積が妨げられるということになります。

次のページをお願いします。FCIによる燃料分散の挙動をULOFと比較して確認したのがこの57ページの図になります。これは、遷移過程の解析開始からエネルギー発生までの燃料の運動量と反応度の時間変化を示したグラフになります。

左側がULOFで、右側がUTOPのグラフになりますが、それぞれ縦軸は同じスケールでプロットしています。UTOPでは炉心下部のFCIによる燃料分散が頻繁に発生しますので、炉心内の燃料の運動量、それから反応度ともに、遷移過程の初期からULOFに比べて振幅が大きいということが分かります。

ただ、FCIが発生するのは炉心プールの下部になりますので、反応度の時間変化を見ていただければ分かりますように、これは燃料を分散させる方向に働きますので、燃料の堆積と燃料凝集が妨げられているということが分かります。このためULOFに比べて、即発臨界超過によるエネルギー放出が抑制されたものになっ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。これは遷移過程における反応度と炉出力の時間変化に対しまして、代表的な時点での物質分布を水平断面と縦断面で示したものです。①の37秒から③の49秒、さらには④の初めての即発臨界超過までは損傷燃料は下部に堆積しようとするんですけども、1次主循環ポンプの運転が継続していて、炉心下部のFCIによって燃料が分散することで反応度が増減を繰り返しているということが分かります。約50秒、③の49秒ですが、これまでに炉心の40%の燃料が損傷しています。

この④では初めて即発臨界を超過しますが、⑤の65秒の時点では、この即発臨界超過で分散した燃料によって反応度が-8\$程度まで低下しているということになります。ただ、⑥の72秒の時点で、⑤で分散していた燃料がほとんど炉心下部に堆積してきて、最後にまたFCI圧力で凝集するということが即発臨界を超過するという結果になっています。

次のページをお願いします。これは即発臨界の超過の前後での炉心の中の各領域の中での燃料の時間変化を示しています。右の上にSIMMER-IVの解析体系で各領域を図示しておりますが、その領域の中での燃料の量の時間変化を左のグラフにプロットしています。燃料の量は、初期の炉心インベントリで1になるように規格化しております。

約60秒の最初の即発臨界超過で、炉心上部構造に10%の燃料が流出して、72秒の即発臨界超過後、径方向反射体の集合体間のギャップに約12%、炉心上部構造に7%、炉心下部空間に7%流出して、反応度は74秒で約30\$以下となって事象推移は静定するという結果になっております。

次のページをお願いします。燃料スロッシングの不確かさの影響評価としては、これはULOFと同様に、2次元円筒座標系を用いて炉心中心への集中を強要するという事で、不確かさの影響を包絡した保守的な解析を実施しております。ULOFと同様に、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条件とか、解析上の想定で不確かさを考慮しております。スロッシングにつきましてはここで説明していますように、2次元円筒座標系を用いた解析を行っております。

また、FCIの発生状況に関する不確かさの影響評価も実施しました。初めにまずこのスロッシングの不確かさを包絡する解析ケースについて説明を行います。

燃料移動に影響を与える、そういった意味で2次元円筒座標系での解析を実施していません。その後、ほかの保守的な燃料の量の想定とか、流動性の想定などはULOFと同様としています。

次のページをお願いします。UTOPに特有の条件としては、これは起因過程と同様なんですけれども、最大の反応度値を持つ制御棒が、1本が最大速度で引き抜かれると。また、健全状態での出入口の圧力、定格の流量を再現するような圧力境界条件を設定しています。

原子炉出力、それから、原子炉炉心平均燃料温度の時間変化を左のグラフに示しています。外側炉心の下部で発生したFCIによりまして、この2次元体系でも炉心中心に向かう燃料凝集が発生するという事で、反応度が即発臨界を超過して、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cとなっています。

この解析は、2次元円筒座標系で解析していますので、FCIは必ず円周の周囲で同一に発生するという、燃料集中の駆動力としては極めて保守的な想定を行った解析ということになります。

ただ、一方で、FCIは炉心の下部で発生しますので、燃料を炉心中心に集中させる一方

で、上方に分散させる駆動力ともなります。この挙動を次のページで説明しています。

62ページになります。UTOP遷移過程の燃料スロッシングの不確かさの影響評価解析ケースで反応度と炉出力の時間変化に対しまして、主要な時点での物質分布を示した図です。この解析は2次元円筒座標系で行っていますので、断面図は左側が中心軸となる縦断面図のみとなっています。

①の37秒では破損伝播と、それから伝播先の集合体での燃料沈降で反応度上昇が開始しています。②の39秒で出力上昇し、この損傷領域が拡大して燃料が溶融していくこととなります。③39.4秒では、溶融領域に接する健全集合体のラップ管破損に伴うFCIで、溶融燃料が炉心下部に凝集して、最初の即発臨界超過が発生します。このFCIも円周で同時に発生するという極めて保守的な状況になります。挙動を解析していることとなります。

この即発臨界超過によって燃料が分散しまして、④の41.5秒の時点では反応度が-10\$程度まで低下しています。これが戻ってきた段階の⑤の42秒なんですけれども、炉心下部で発生したFCIによりまして、炉心中心への燃料凝集が加速されて、⑥の42.6秒の即発臨界超過に至ります。炉心外への燃料流出で-200\$以下まで反応度は低下しますので、事象は収束するということとなります。

次に、FCIの不確かさの影響評価の説明を行います。FCIの不確かさの影響評価は基本ケースに対して実施をしています。この図は基本ケースの約72秒で発生した最後の即発臨界超過直前の反応度の時間変化と、それから炉心物質の温度を水平断面と縦断面で示した図になります。

まず、71.2秒の時点で、この断面図でいうと青丸に示した位置で、炉心下部でFCIが発生して、それによって噴き上げられた炉心物質が、時間がたつにつれて炉心の右方向に集中していくという、そういう挙動が見てとれます。

さらにこの状態で、約71.6秒の水平断面図の上部の赤丸に位置する炉心の下部で発生したFCIによって、水平断面図右下の炉心下部に燃料が集中するということが分かります。

このため、UTOPの遷移過程におけるFCIの不確かさの影響評価としては、この最後の燃料集中を駆動するこの赤丸の位置におけるFCIに対しまして、既存の炉外試験でのFCI圧力の最大値が約40気圧であるのに対して、約80気圧のFCIを強制的に発生させるナトリウムをこの赤丸の炉心下部に設置するということが、燃料集中を加速させる解析を行いました。

次のページをお願いします。このFCIの発生タイミングとしては、この図の赤い矢印で

示しました、70.93秒から0.1秒ごとに、71.73秒までの全9ケースの解析を行っております。その結果、右下の表に示しましたように、71.73秒にFCIを発生させたケースが最も大きなエネルギーが発生するという結果になりまして、炉心平均燃料温度にして、基本ケースの2,820℃に対して約3,600℃となっております。ただ、これは、2次元の円筒座標系で行いました燃料スロッシングの不確かさ影響ケースの4,300℃よりは低い値となっております。

次のページをお願いします。昨年度のUTOPでの格納容器破損防止措置の有効性評価におきましては、炉心平均燃料温度がULOFの5,110℃を下回っていると。そういったことをもって、UTOPの機械的エネルギーの影響がULOFに包絡されようとしていましたが、御指摘事項として、機械的エネルギーの発生値も含めた包絡性の確認を行うということで、遷移過程解析結果を引き継いだ機械的エネルギーの評価を行っています。

本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析して、炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質とか、あるいは温度範囲、温度分布を用いた解析を行っております。

一方で、ULOFと同様の機械的エネルギー発生過程での不確かさの影響評価も実施しておりまして、これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答解析過程で最も大きな影響を持つ不確かさとして、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になるということを確認しました。

この不確かさ影響評価ケースの機械的エネルギーとしては、この下の表に示しましたように、約2.3MJとなっております。ULOF(i)の不確かさの影響評価ケースの約3.6MJよりも十分に小さくて、UTOPの原子炉容器の構造応答、あるいは回転プラグの応答、ナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡されるというふうに考えております。

次のページをお願いいたします。以上のUTOPにおける格納容器破損防止措置の有効性評価のまとめを行います。

まず、「常陽」のUTOPにおける著しい炉心損傷後の事象推移解析を実施しまして、格納容器破損防止措置の有効性評価を行いました。起因過程、遷移過程の評価から、即発臨界超過時のエネルギー放出は不確かさを考慮してもULOFよりもはるかに小さくなると。炉心平均燃料温度の最大値はFCIの不確かさの影響評価ケースで約3,600℃、燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースで約4,300℃になります。このため、発生する機械的エネルギーとか、原子炉容器の構造応答、回転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

具体的には、燃料スロッシング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は約2.3MJでありまして、これはULOFの3.6MJよりも小さくなっております。すなわち即発臨界超過によるエネルギー放出が発生したと、そういっ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とか、あるいは格納容器床上への噴出は生じず、ナトリウム燃焼等に対して格納容器の健全性は維持されるということになります。

UTOPでは、ULOFよりも大きな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、あるいは炉心残留燃料の冷却もULOFに比べて容易であるということで、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ありません。

以上により、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失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設から多量の放射性物質等の放出は防止されると結論されることとなります。

説明としては以上となります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントはございますか。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。御説明ありがとうございました。

ナトリウム噴出に係るFCI挙動について、ちょっと1点コメントがございます。46ページを開けていただけたらと思うんですけど。ありがとうございます。

この46ページのところで、原子炉容器からのナトリウムが噴き出るところの噴出に当たる評価なんですけれども、ULOF(i)、ULOF(iii)で炉心平均燃料温度はあまり変わらないと。それから、機械的エネルギーもあまり変わらないというところなんですけれども、実際、噴出というか、たまる量としては大きく違うという御説明でした。

次のページをちょっと開けていただけますか。47ページになります。すみません、ありがとうございます。それはどうしてそうなるのかという説明が47ページで、ありがとうございました。これは、今御説明いただいたように、FCI挙動、上部プレナムの下のFCIの発生の挙動の仕方が違うことによって、回転プラグの下に圧力が伝わっていく圧力の値だったり、圧力のタイミングといったものが違うと、そういうことによってナトリウムの蓄積量が変わってくる、大きく変わるという御説明でした。

こういったFCI挙動の不確かさに関わる影響については、今後、ちょっとしっかり確認していきたいというふうに考えておりますので、今後、御説明をよろしくお願いいたします。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。了解いたしました。FCIにつきましては、従来、説明の中でも説明させていただきましたけれども、THINA試験の検証解析で不確かさは小さいというふうに考えていたんですけれども、この分析した結果を受けまして、そういったFCIの不確かさ、特に原子炉容器規模への外挿性に関して不確かさが残っているということで、FCIの不確かさを考慮した影響というのも今後確認していきたいというふうに考えております。

○小舞チーム員 はい。ありがとうございます。よろしく願いいたします。

以上です。

○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。

63ページ、64ページのUTOPで少し確認したいんですが、このページですね。これは同じことをULOFでやっていて、ULOFのときは制御棒を下部案内管が炉心の対象位置にあるもの2か所同時破損して、FCIを起こすと一番厳しくなったという結果を記憶しております。これも対象位置にあるところで2か所、FCI同時発生というふうにするべきじゃないんですか。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） ULOFの基本ケースの場合は、炉心の燃料がちょうど炉心の中心部に寄り戻ってくることによって、即発臨界を超過しているということが分かっておりますので、その寄り戻る方向とちょうど90度ずれた位置にある2か所のFCIで、さらには炉心中心部への燃料の集中を加速させると。しかも1か所だけではなくて、2か所同時に発生するという、非常に現実的にはあり得ないんですけれども、そういう非常に保守的な条件によってFCIの不確かさ、発生条件等の不確かさを包絡すると、そういう解析を行っております。

一方、このUTOPの場合は、UTOPにおきましては非常に頻繁に炉心の下部でFCIが発生するという事になっております。最後の即発臨界超過も、63ページの図で説明しましたように、炉心の下部で発生しているFCIによって燃料が噴き寄せられて即発臨界超過に至るという原子炉になっております。

燃料が集中する場所もそういった意味ではFCIが発生するちょうど反対側に偏った、ここで言えば、右下の領域になるんですけれども、偏ったところに集中することで即発臨界を超過するという事になりますので、この場合は、例えば2か所に存在しているCRD位置の同時FCIを想定すると、むしろこの燃料の集中を妨げる方向に働いてしまって、何も起

きなくなってしまうというふうに考えられます。

そういった意味で、最後の即発臨界超過を駆動している、ここで言うと、71.6秒のFCIをさらにブーストしまして、燃料の集中挙動を強める方向にFCIの不確かさを考慮するべきであるというふうに考えましたので、このような想定に基づいたパラメトリック解析を実施しております。

○有吉チーム員 規制庁の有吉です。

今、後半のほうにおっしゃった、2か所同時にやると分散するといったところは、ちょっと説明をお願いしたいと、追加で思います。

それから、ULOFで2か所同時というのがあり得ないだろうと思ってやったというのはよく分かる保守性なんですね。こちらのほうは、また現実に引き戻っていったのかという話にならないように、なぜこれが保守側かという話を行く行く確認したいと思います。

それから、64ページを開けていただいて、このタイミングによってやっぱりばらつくわけですね、数字が。とにかく63、64ページで最も保守側であるというのをまず言い切らないといけないということで、それは確認が必要だと思うんですが、さっきの2次元RZの話に戻りますけど、やっぱりばらつくのであれば、何かそういう、その関係の説明というのは要と思うんですね。それをどうやって確認したかという話まではこちらはまだ把握していませんので、ちょっと説明をお願いしますけれど、とにかく最大値を決めるといったところで、分かりやすく保守性が設定されているかというのは、くれぐれも注意して確認したいと思います。対応をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（飛田囑託） はい。了解いたしました。今後のヒアリング等、あるいは審査会合で説明を追加させていただきたいと思います。

○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します。

○日本原子力研究開発機構（森） 67ページをお願いいたします。原子力機構の森から、計算コードに関わる御指摘のうち、プラント動特性解析コード、Super-COPDに対する御指摘への回答をいたします。

御指摘はNo. 232、MK-II自然循環試験解析で空気冷却器の空気温度及び空気流量を境界条件に設定している。MK-IIでは主冷却器を交換しており、この影響も含め、「常陽」の実機データによる検証と、もんじゅのデータによる検証の組合せの適切性も考慮して、自然循環を評価する上での妥当性を十分に説明することをございます。

それでは御説明します。次、お願いします。68ページは、まず、御指摘にありました「常陽」MK-II自然循環試験の試験解析における風量の計算方法について御説明します。

強制通風の場合、送風機回転数を入力条件として解析ごとに設定し、送風機特性から得られる送風機吐出圧と熱計算から得られる浮力を駆動力として、空気冷却器内の伝熱管群やダクト等の圧力損失を加味して、運動方程式を解くことで計算しております。

自然通風の場合は、送風機は停止するため、送風機吐出圧はゼロとなり、熱計算から得られる浮力のみを駆動力として、空気冷却器内の圧力損失により運動方程式を解いて風量が計算されます。

次に、有効性への空気冷却器解析モデルの適用性について御説明します。妥当性確認のために実施した「常陽」MK-II自然循環試験の試験解析において、ただいま御説明しました計算方法に従い、風量を計算し、空気冷却器の除熱特性がよく再現できていることを確認いたしました。

また、妥当性確認のために実施した「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」を対象とした試験解析における空気冷却器では、設計仕様に基づいた送風機特性及び伝熱管等の幾何形状に関わる圧力損失特性を用いて、「常陽」MK-II自然循環試験の試験解析と同じ解析モデルで風量を計算しています。「もんじゅ」での試験解析の結果においても、空気冷却器の除熱特性がよく再現できていることを確認しました。

これらの結果より、同じ解析モデルの設定方法、同じ計算手法とすることで空気冷却器の除熱特性が再現できると考えております。

MK-IVでの有効性評価では、「常陽」MK-II自然循環試験及び「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」の試験解析と同じ空気冷却器の解析モデルを使用して、設計仕様に基づいた送風機特性及び圧力損失特性を用いて風量を計算しています。

MK-IVの空気冷却器はMK-IIから変更されており、変更箇所の圧力損失特性はMK-IIの解析と同様に、設計仕様に基づいて設定しております。MK-IVでの有効性評価における自然通風時の解析では、伝熱部と入り口ベーンの圧力損失特性が支配的となりますので、その部位が重要となりますが、MK-IVの伝熱部は、MK-IIと伝熱管形状は同じで、伝熱管の段数に違いがあり、それを考慮した特性を設定しています。また、入り口ベーンは実機で確認された各開度の圧力損失特性を設定することで、MK-IVの空気冷却器の実機特性を模擬しております。

以上のことから、Super-COPDの空気冷却器の解析モデルは、有効性評価に適用することが可能であると判断しております。

次、お願いします。69ページは、「「常陽」MK-Ⅲ性能試験として実施された主送風機起動特性確認試験」を対象に解析を行い、空気冷却器の解析モデルの機能検証を行っておりますので、その内容について御説明いたします。

MK-Ⅳの空気冷却器は、MK-Ⅲから変更はありません。本機能検証は、MK-Ⅳで使用している空気冷却器の解析モデルの妥当性確認となります。本試験は、MK-Ⅲの改造工事にて主送風機を交換したことから、これを起動する際の原子炉熱出力と操作手順を決定するために、原子炉熱出力をパラメータとして、主送風機起動に関する一連の操作と冷却材温度との関係を確認する試験となっております、

有効性評価の解析では、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、自然通風状態においては、出入口ダンパは全開、入り口ベーン開度を0%～95%の範囲で制御します。そこで、入り口ベーン開度が同範囲となる試験を対象に機能検証を行いました。

本機能検証では、空気冷却器出口ナトリウム温度及び測定値から計算した除熱量を試験結果と比較することで、「空気冷却器熱計算モデル」及び「空気流動計算モデル」の妥当性を確認しました。

次、お願いします。70ページ、このページでは、解析条件と解析結果について御説明いたします。本試験解析では、空気冷却器の解析モデルを単体で使用し、機能検証を目的とした試験解析を実施しました。解析ケース、解析条件を右の表に示します。

解析ケースは3ケースであり、原子炉熱出力は約2MW、5MW、10MWで、入り口ベーン開度はそれぞれ2.0%、4.4%、9.2%です。境界条件は、Na側はNa流量と空気冷却器入り口Na温度、空気側は、空気冷却器入り口空気温度と入り口ベーン開度としました。そして、空気冷却器出口Na温度と除熱量を試験結果と比較しました。

左下の図が結果です。四角が出口Na温度、ひし形が除熱量です。また、赤のプロットが解析値、黒のプロットが測定値です。出口Na温度は試験結果とよく一致しており、実機の空気冷却器における除熱量をよく再現できています。すなわち、入り口ベーンの圧力損失特性や伝熱部の伝熱特性と、それぞれの特性が実機を模擬できているということが確認できます。

この結果より、空気冷却器の解析モデルである空気冷却器熱計算モデル及び空気流動計算モデルが妥当であることを確認いたしました。

このように、冷却系がMK-IVと変わらないMK-IIIの試験でも解析モデルの機能検証を行っており、ほかの試験解析による妥当性確認と併せて、妥当性確認として十分であり、Super-COPDの解析モデルはMK-IVの有効性評価に適用できると判断しております。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（田中マネージャー） それでは、続きまして、原子力機構の田中から、この71ページにあります燃料集合体熱流動解析コードASFREに対します御指摘となりますNo.234、ASFREの妥当性確認に関し、閉塞物を模擬した体系での検証解析を実施していないことについて、閉塞のない体系での妥当性確認で必要な要件を満足することを閉塞物高さの想定も含めて説明することという御指摘につきまして御説明をいたします。

次のページをお願いします。本評価事故シーケンスでは、既往の実験的知見、すなわちおよそ1mm程度の微小粒子によります燃料集合体内の閉塞に係る知見というのに基づきまして、千鳥格子状の閉塞を想定しております。設定につきましては、既に「第13条の（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）に係る説明書」これの別紙18にて御説明をさせていただいております。本日時間が限られておりますので、詳細な説明は割愛させていただきます。

閉塞条件に対する保守側の設定について御説明をしたいと思えます。閉塞位置につきましては、被覆管温度が最も高くなる発熱上端部に閉塞を設定しております。初期温度につきまして、閉塞がない状態で燃料要素内の最高温度が熱的制限値となる保守的な条件としてございます。閉塞形態につきましては、実験的な既往知見から、微小粒子の集積によるポーラス状閉塞となる可能性が高いとされますが、本事象評価におきましては、閉塞内部に熱伝導のよいナトリウムが存在しない中実の閉塞として設定してございます。

なお、閉塞物としましては、ステンレス材を想定してございます。閉塞物の高さにつきまして、既往知見から、スペーサワイヤがサブチャンネルの中心部に位置することになります、巻きピッチの1/6の高さになるということが、可能性が高いとされておりますが、本事象評価では、その倍の長さになりますスペーサワイヤの巻きピッチの1/3と長い設定としてございます。

FPガス放出時の評価におきましては、燃料要素の上部ガスプレナム内のFPガスが放出され、FPガスによって燃料被覆管が常に覆われるということで、ナトリウムが通過できない状態を想定してございます。本事象評価におきまして、このような保守側の設定を行いまして、ASFREコードによる解析を行います。

それでは、途中ではありますが、次の73ページの参考資料を御覧ください。これは既にこの局所閉塞の事象評価のシーケンスの説明をさせていただいた資料でございますが、この本事象評価では、右図に示しますように、一つおきに閉塞物が設置されます千鳥格子状閉塞の形成、これから始まりまして、冷却材、閉塞物、燃料要素、被覆管との間の熱移行を考慮しながら、燃料集合体内の熱流動現象を解析していきます。評価手法としましては、冷却材最高温度及び被覆管最高温度を評価していきます。

千鳥格子状閉塞の解析の後、被覆管の温度が最高温度となる位置で被覆管の破損が発生すると仮定しまして、FPガス放出時の被覆管温度及び冷却材温度、これも計算してまいります。

それでは、72ページに戻っていただきまして、本事象評価の解析で考慮すべき物理現象とそのモデル化について御説明したいと思います。下の図になります。下に示しました図は燃料集合体内の燃料要素の配置について、左側に千鳥格子状閉塞の状態、そして右側に燃料要素の破損によって上部ガスペナム内のFPガスが放出される状態、それぞれ模式的に示してございます。

評価指標は、冷却材温度と、赤くバツ印で示しました被覆管温度となります。被覆管温度の計算では、閉塞物と被覆管との間に存在する熱伝導のよい冷却材、ナトリウムの存在を無視しまして、単純な熱伝導計算を行ってございます。

また、閉塞部の健全サブチャンネル内では、冷却材が閉塞物及び被覆管から熱伝達によって昇温しながら鉛直方向に流れるのみとなります。これは通常の燃料集合体内で生じる物理現象、すなわち被覆管からの熱伝達によって昇温しながら鉛直方向に流れていくという状態と同じとなります。このため、通常の健全な燃料集合体内熱流動現象は解析できるということを確認しております。

また、下方から流入する冷却材が閉塞物に衝突した後は、隣接します健全サブチャンネル内に配分されて流れていきます。このため、ASFREにおいてこういった流量配分が計算されると。すなわち断面内で質量、流量が保存されているということを確認してございます。

また、右側、FPガス噴出時の解析におきましては、FPガスが放出された領域には冷却材は流入できず、FPガスで満たされるものとしてございます。隣接する燃料要素はFPガスが放出される高さで、FPガスにのみ接触するとしてモデル化をしてございます。また、FPガスは上部から流出してまいります。ここではFPガスの温度一定を仮定し、熱伝達を計算

してございます。なお、この千鳥格子状の閉塞では、規模の大きな仮想的な平板閉塞の後流部に見られるような淀み領域での局所的な温度上昇ということは形成されることはありません。

それでは、1ページ飛びまして、74ページをお願いいたします。以上を踏まえまして、有効性評価への適用性について御説明いたします。

まず、重要な物理現象としましては、評価指標と関係します「被覆管温度変化」、「冷却材温度変化」、「速度分布」を抽出してございます。これらに対して、「常陽」及び「もんじゅ」の模擬燃料集合体水流動試験、これは圧力損失を測定した試験となります。また、PLANDTL37試験といたしまして、大洗にございますナトリウム試験装置ですが、模擬燃料集合体内の温度分布を計測した試験となります。これらを対象とした試験解析を行いまして、妥当性を確認してございます。

以下に示しておりますとおり、閉塞体系での試験解析を行わずとも、ASFREコードをこのLFとの有効性評価に適用可能であると判断はしてございます。

個々の項目について説明いたします。(1)の被覆管温度変化でございしますが、被覆管内の「熱伝導モデル」は個別に検証してございます。PLANDTL37試験解析によりまして、「熱伝達モデル」の妥当性を確認しております。FPガスの噴出に係る解析におきましては、さきに述べたとおりでございしますが、FPガスが噴出する高さや広がり、これを考慮しまして、噴出箇所と同一高さで、閉塞物の一部と隣接する健全流路の一部をFPガスに置き換えた解析を実施しております。このFPガスに置き換えた領域は、常にFPガスが供給され、満たされるという条件で解析を行っておりまして、噴出するFPガス温度で一定温度となる流動を考慮しない静止領域として扱ってございます。また、冷却材の通過ができない状態としています。FPガスと被覆管表面との間の熱伝達を計算しまして、FPガスが衝突する被覆管表面の温度を計算します。この伝熱計算は、健全状態の燃料集合体の被覆管温度と冷却材との「熱伝達モデル」の取扱いとは違いはございません。

以上によりまして、本解析モデルは、「被覆管温度変化」の評価に適用できると判断してございます。

また、冷却材温度変化ですが、PLANDTL37試験解析によりまして、「熱伝達及び乱流モデル」の妥当性確認を行ってございます。「常陽」の燃料集合体の仕様とは異なりますが、燃料集合体内の冷却材に生じる現象は同様であり、本解析モデルは、「冷却材温度変化」の評価に対して適用できると判断してございます。

速度分布ですが、擬燃料集合体水流動試験解析及びPLANDTL37の試験解析によりまして、「圧力損失モデル」及び「乱流モデル」の妥当性を確認してございます。「常陽」の燃料集合体の仕様とは異なりますが、現象としては同様となります。

また、ASFREで計算する千鳥格子状閉塞ですが、閉塞物を設定したサブチャンネルでは流路が完全に塞がれ、冷却材が通過できません。このため、冷却材は、その隣接する健全サブチャンネル内を通過していきます。このときは通常の燃料集合体内のサブチャンネル内と変わらない取扱いとなっております。千鳥格子状閉塞を含む燃料集合体内での解析におきまして、燃料集合体内を通過する冷却材の質量流量が保存されるということを確認してございます。

以上のことから、本解析モデルは「速度分布」の評価に対して適用できると判断してございます。

これらの項目を合わせまして、適用可能であるという判断をしてございます。

ASFREについては以上です。

○日本原子力研究開発機構（齋藤主査）では、75ページから、原子力機構の齋藤から説明させていただきます。

こちらは使用済燃料の損傷の防止に関する指摘への回答となります。こちらは下に注釈をつけておりますけれども、第53条の使用済燃料の損傷が想定される事故としまして、原子炉附属建物の冷却池における事故を選定しまして、それに対する措置を講じるものとしておりますが、ここでは第1と第2のリスクについてという御指摘への回答となります。

次のページをお願いします。76ページ目ですが、常陽の第1と第2使用済燃料貯蔵建物の使用済燃料の貯蔵状況ですけれども、まずは、右側に示しますとおり、缶詰缶のほうに封入しまして、内部を水で満たした状態で封入して貯蔵するものとしております。

また、第1と第1にあつては、炉内の燃料貯蔵ラックにおいて60日以上、附属の水冷却池のほうで1年以上冷却した燃料を貯蔵するものとしておりまして、十分冷却が進んだ状態で貯蔵されるものとなっております。

左側に戻りまして、このように第1と第2のリスクについて評価することについて説明しておりますけれども、ここでは冷却池の冷却水が喪失することを仮想しまして、使用済燃料の健全性とスカイシャインガンマ線による実効線量について評価しております。

まず、結論から記載しておりますけれども、使用済燃料の健全性として、両建物の缶詰缶の封入水温度のほうを計算しまして、それぞれ75℃程度ということで、缶詰缶の封

入水が沸騰しないというふうに評価しておりますので、使用済燃料の健全性は確保されると判断しております。また、スカイシャインガンマ線による実効線量についてですけれども、こちらも7日間の合計の実効線量として1.9mSvということで、5mSvを十分下回るということで、リスクは小さいと判断しております。

77ページ目以降は、詳細な条件等を記載しております。簡単に説明しますが、77ページ目のほうが崩壊熱の設定に関して説明しております。こちらは、既に貯蔵中の燃料と、今後、MK-IV炉心の運転に伴って取り出される燃料集合体の崩壊熱のほうをそれぞれ評価しまして、最終的に一番下に記載しておりますが、室温の計算では第1SFFにあつては50kW、第2のほうは30kWを使用して評価をしております。

78ページをお願いします。78ページの温度の計算に使用しました計算式と物性値等を記載しております。先ほど説明しました崩壊熱のほうを条件としまして、室温や缶詰缶の表面温度や封入水の温度をこちらに記載の計算式を用いて計算したというものになってございます。

次、79ページをお願いします。79ページのほうは、スカイシャインガンマ線の評価の条件について記載しております。ちょっと詳細は割愛させていただきますけれども、基本的に第2SFFのほうの評価で代表させておりますが、結果に対して2倍にすることで、第1と第2の合計値として実効線量を評価してございます。

燃料集合体、反射体それぞれ、先ほどの崩壊熱と同様に取り出すという工程を想定しまして、線源のほうを作成しまして、スカイシャインガンマ線の計算にはDOT3.5コードを用いて計算を行っております。敷地最短距離として、東方向の0.18kmに着目しまして実効線量のほうを評価してございます。

続きまして、80ページですけれども、こちらは可搬式ポンプとホースに関する故障の想定ということで、81ページをお願いします。こちらは、附属の水冷却池の事故では、これら可搬式ポンプとホースで冷却水を供給するという措置としております。こちらは附属の事故は、冷却水の液が喪失するまで59日間という非常に長い時間がありますので、当初、予備は不要としておりましたけれども、コメントをいただきまして、可搬式ポンプのほうは予備1台、ホースのほうは予備4本を用意するということでさせていただきたいと思っております。

説明に関しては以上です。

○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。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。御説明ありがとうございます。

今回御説明いただいたSuper-COPDとASFREなんですけれども、もともとSuper-COPDのところは、冷却器がMK-II、MK-IIIで変わっていたはずなので、そのところをどう扱っていたかということで今回御説明いただきまして、十分MK-IIIでの性能試験をやって、交換後の熱交換器の性能を見ても、よく試験と合っているということが分かりました。

あと、ASFREのところも閉塞物があった場合の試験はしていないんじゃないかということで指摘はさせてもらったんですけれども、もともと閉塞物がない状態で試験とよく合っているということに加え、非常に保守的な想定を置いているから、このコードを適用することに問題がないということで今回結論をいただいたと理解をしております。

あと、プールのところも、解析の条件とかも確認しまして、こういう保守的な条件を課しても、特にリスクが少ない結果になっているということも分かりましたと。

あと、可搬ポンプの員数の関係ですけど、この事象についてはこういうことなのかもしれないんですけれども、今後は有効性評価をやっていったり、大規模なナトリウム火災ですとか、いろんな事象を扱ってくるようになってきた場合、これに限らず、シーケンスですとか、手順を考えたときに、必要な資機材とか、予備とかの考え方が出てくると思いますので、これは全体を含めて、今後、有効性評価の中で確認していきたいと思いますので、こちらは引き続き確認していきたいと思います。よろしくお願ひします。

○日本原子力研究開発機構（齋藤主査） 原子力機構の齋藤です。

員数の件、別途資機材の説明と併せて御説明させていただきたいと思います。

○山中委員 そのほかいかがでしょう。よろしいですか。

JAEA側から何か確認しておきたいこと等はございますか。

○日本原子力研究開発機構（山本マネージャー） 原子力機構の山本ですけれども、JAEA側からは特にございません。

○山中委員 それでは、JAEAにおかれましては、審査チームからの指摘事項を踏まえまして、適切に対応のほうをお願いいたします。

以上で議題の1を終了いたします。

ここで一旦中断し、議題の2は、17時ちょうどから再開したいと思います。

（休憩）

○山中委員 再開いたします。

次の議題2は、基礎地盤の安定性に関わる内容でございますので、議事進行を石渡委員

に交代いたしたいと思えます。

○石渡委員 石渡でございます。議事進行を交代いたします。

それでは、JAEAから、資料2について説明をお願いいたします。どうぞ。

○日本原子力研究開発機構（山崎次長） 原子力機構、山崎です。本日はよろしくお願ひします。

本日はすべり安全率やばらつきを考慮したケースで評価基準値を下回って補強対策が必要な主冷却機建物の基礎安定性評価について御説明いたします。

主冷却機建物は、原子炉建物の南側に位置している建物でありまして、基礎底面位置が原子炉建物より浅く、TP6.7mと浅い位置にあるため、ばらつき考慮のすべり角25度のケースで評価基準値を下回ったものです。このため補強対策を考えております。

詳細の説明は担当の小嶋からさせていただきます。

○日本原子力研究開発機構（小島主査） JAEAの小嶋です。

では、資料2の新規制基準上の主冷却機建物抑止杭の取扱いについて御説明します。

2ページ、3ページに、審査会合における基礎地盤の安定性評価に関するコメントを表で示しておりまして、今回御説明する項目は赤字で示しているところになります。一番右列に本資料の該当ページを記載しております。

次の4ページに本資料の目次を記載しております。本資料、5つ項目がありまして1ポツが新規制基準適合上の抑止杭の取り扱い、2ポツが抑止杭の概要、3ポツが抑止杭の施工について、4ポツが抑止杭の評価結果について、5ポツが抑止杭による地盤改良前後の地盤・建物応答の比較になります。

次の5ページから、1ポツ新規制基準適合上の抑止杭の取り扱いについて説明します。

6ページに、まず常陽の地盤安定性評価についてですけれども、常陽の耐震重要施設を有する施設である原子炉建物及び原子炉附属建物と主冷却建物に対して、 S_s による基礎地盤のすべり安全率を評価しております。主冷却建物、右下の配置図の赤で示している主冷却建物の東西断面については、すべり安全率が評価基準値を下回りまして、これを改善するため地盤改良を行うこととしております。地盤改良は、複数工法の比較を行い、抑止杭工法を選定しております。工法の比較結果を次のページに示します。

7ページに地盤改良の工法比較を示します。

地盤改良は、すべり安全率1.5以上を満たすための必要耐力を定め、実現可能と考える

既往の4工法の設計仕様を検討しました。下の表に各地盤改良の工法について示しておりまして、表の左側からまず抑止杭工法になりまして、こちらは、建物側面の地中に鋼管とH鋼の抑止杭を長さ30mを設置し、すべりを抑える工法になります。

その右隣の2つ目は、鉄筋コンクリート連続壁工法、これは、建物側面の地中に幅約5m、高さ約30mのコンクリート連続壁を設置し、すべりを抑える工法になります。

3つ目の周辺地盤改良工法は、建物周辺の上の部分を地盤改良を行いまして、それによりすべりを抑える工法になります。

4つ目の底盤地盤改良工法は、建物基礎下部の地盤に対して、地盤改良を行いすべりを抑える工法になります。

これら4つの工法について、施工性品質と既設設備への影響について検討をしまして、赤字で示しているところがメリットと考えている部分で、青字で記載しているところがデメリットと考えた部分となっております。抑止杭工法は、施工性品質のところでは、地下部の掘削の範囲が少ないということで施工性が高いですとか、掘削が少ないため施工中も基礎地盤の安定性が損なわれないこと。材料については、鋼管杭等の強度や寸法を直接確認できるというところをメリットと考えております。

ほかのコンクリート連続壁工法ですとか、地盤改良工法ですと掘削による量が多いということと、コンクリート連続壁工法と周辺地盤改良工法については、コンクリートの強度や打設範囲を直接確認できるというところはメリットと考えております。

次に、その下の行の既設設備への影響については、抑止杭工法は既設の埋設物を避けて施工できるため、既設設備への影響が小さいということをもメリットと考えております。

ほか3つの工法については、既設埋設物がありまして、それらに損傷を与えないような慎重な作業を行う必要があるというところをデメリットと考えております。

これらの施工性・品質・既設設備への影響の点を優れる一番左列の抑止杭工法を選定しております。

抑止杭によるすべり対策の基礎地盤への適用については、JEAG4601の地震力に対する基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価において、基礎地盤と周辺斜面は、評価の手順が同様に規定されており、また、評価基準値を満足しない場合、対策工の検討を行い、再度安定性評価を行うことと、対策工として、アンカー工、抑止杭工などがあるが、これらを有する基礎地盤及び周辺斜面については必要に応じて適切にモデル化に反映するとされていることから、基礎地盤と周辺斜面に対して抑止杭工法を適用できると考えております。

次の8ページに、抑止杭の設置変更許可申請上の取り扱いに係る経緯を示しております。経緯については、まず第305回審査会合の議題：第4条（地震による損傷の防止）に係る説明において、抑止杭は主冷却機に対する「波及的影響を考慮すべき設備（施設）」として取り扱う方針を説明しておりました。

その後、第382回審査会合（議題：基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価）において、波及的影響を考慮すべき設備としている抑止杭と主冷却機建物の間の周辺地盤は、地盤と施設のどちらか設置許可基準規則上の取り扱いを説明することとのコメントを受けております。

この審査会合でのコメントを踏まえ、設置許可基準規則第3条（設計基準対象施設の地盤）において、設計基準対象施設は各要求事項を満足する「地盤に設けなければならない」とされていることに鑑み、今回、抑止杭の設置変更許可申請上の取り扱いを再整理しました。抑止杭の周辺地盤は「地盤」とし、抑止杭は周辺地盤と一体となって、すべりに抵抗する地盤の構成要素と位置づけ、抑止杭の設置変更許可申請上の取り扱いを「地盤」に変更しております。

主冷却機建物の地盤は抑止杭も含めて地盤として、設置許可基準規則第3条（設計基準対象施設の地盤）の中で適合性を確認いたします。第3条における確認内容を整理した結果を次のページに示しております。

9ページに確認内容、下の表に示しております。主冷却建物の地盤については、第3条の第1項の確認として、抑止杭を考慮したすべり安全率が評価基準値以上となることを確認いたします。

次の10ページに、抑止杭を考慮したすべり評価の評価項目と評価基準値を示します。

抑止杭を考慮したすべり安全率が評価基準値1.5以上であることを確認いたします。なお、すべり評価において抑止杭の抵抗力を見込むための前提条件として、基準地震動 S_s による地震力に対して抑止杭の発生応力が許容限界以下であること、杭周辺地盤が液状化するおそれがないことについても確認いたします。

次の11ページを御覧ください。

11ページには、抑止杭を考慮したすべり安全率の評価フローを示しております。

そのフローですけれども、評価開始のところから地盤改良前の S_s による動的解析を行い、すべり安全率を算出して評価基準値1.5以上であれば評価終了となっております。こちらはA-A'断面、B-B'断面という原子炉建物を直交する2段目についてはこちらで終了と

なっております。主冷却建物の東西断面については、評価基準値1.5を下回ったことから、設置許可段階において、すべり安全率が評価基準値1.5以上となるよう地盤改良による必要耐力を定め、それを満足するよう抑止杭の設計仕様を設定しております。設定した設計仕様を基に、抑止杭をモデル化しすべり安全率の評価を実施しております。

次の、12ページから抑止杭の概要について説明します。

13ページに抑止杭の設計仕様を示しております。設計仕様と適用規格を示しております。適用規格については、こちらに示しております4つの規格基準となります。

抑止杭の設計仕様については、下の表にまとめておりました。抑止杭は、一番右列に断面図がありますけれども、外径800mmの鋼管にH鋼を挿入し、中の中詰モルタルによって充填した構造となっております。

次の14ページに、抑止杭の配置計画の平面図を示しております。

抑止杭は、主冷却機建物の東西断面のすべりに対する安定性を確保することを目的に、建物の東側、西側に設置しております。杭の間隔は適用規格に基づき、右下の標準杭間隔の表ですけれども、これに基づき移動層の厚さ20mに応じた値として杭間隔は3m以下としております。これらの数値は、経験や実験結果に基づいて定められたものであり、削孔による地盤のゆるみや乱れの影響が重複せず、したがって土塊の中抜けを起こさず、杭に所定の地すべり力が作用するための条件の目安として用いることができるとされております。

次の15ページに抑止杭の配置計画の断面図を示しております。

抑止杭の根入れについては、適用規格に基づき算定した根入れ深さ、算定式は左上の点線のボックスの中に記載しております。根入れ深さ11.9m以上を不動層に確保する計画としております。

次の16ページに抑止杭を考慮したすべり評価への反映項目を示しております。

すべり評価に対しては、先ほどの抑止杭の設計仕様、配置計画に基づき、下の表に示す3つの項目ですね。抑止杭の根入れ深さ、抑止杭の間隔、抑止杭のせん断抵抗力を設定し、解析モデルに反映しております。

17ページから抑止杭の施工について説明いたします。

18ページは、抑止杭の施工方法の例を示しております。施工は、下の表に示しておりますけれども、オールケーシング工法を想定しており、本工法はケーシングを立て込みながらケーシング内掘削土をハンマングラブで掘削し、鋼管杭、H鋼建込後、モルタルを充填する手順となっております。

モルタルの充填方法については、右下の図に補足説明をしております、適用規格に基づき鋼管内部または外部に注入管を設置し、注入孔よりモルタルを注入し杭外周の空隙の充填を行います。地盤と鋼管の間の充填はモルタルが杭頭レベルまで上がってきたことを確認することによって実施いたします。

次の、19ページに抑止杭工法の工事フロー及び管理項目の（案）を示しております。

管理項目については、下のフローの①から⑥までの6つの項目を考えておりました、詳細については、後段規制において御説明いたします。

20ページから抑止杭の評価について説明いたします。

21ページにすべり評価の評価方針についてです。

評価方針は、 S_s による抑止杭を考慮したすべり評価を実施しまして、すべり評価は、想定すべり線上の応力状態をもとに、すべり線上のせん断抵抗力の和をすべり線上のせん断力の和で除して求めたすべり安全率が評価基準値1.5を上回ることを確認いたします。

抑止杭を考慮したすべり安全率は、すべり線上のせん断抵抗力に抑止杭のせん断抵抗力を累加して評価いたします。

次の22ページに、解析条件を示します。

地震応答解析手法は、下の図に示す2次元動的FEM解析を使用し、応力状態を算出いたします。入力地震動は、基準地震動 S_s6 波（ S_s-D 、 $S_s-1\sim 5$ ）を使用し、解析モデルの下端に水平、鉛直を同時入力いたします。

そのほかの解析モデルの設定方法については、下の表のとおりとなっております。

次の23ページに、抑止杭のモデル化について記載しております。

抑止杭は、東側、西側に配置した2列の中心位置にビーム要素としてモデル化しております。杭と地盤は同一座標に節点同士を剛結合として設定しております。

杭の根入れ深さについては、適用規格から算定した根入れ深さ11.9mに基づきモデル化しております。

次の24ページに抑止杭の解析用物性値を示します。

抑止杭1本当たりの解析用物性値が下の表となっております、応力の算出に当たり、鋼管及びH鋼ともに解析に用いる物性値は全断面積を用いております。

次の25ページに、抑止杭を考慮したすべり安全率の算出方法を示しております。

適用規格を参考に、抑止杭を考慮したすべり安全率は、地盤のすべり安全率に抑止杭のせん断抵抗力と発生せん断力を累加して算出しております。こちらの真ん中の安全率の式

ですね。抑止杭のせん断抵抗力については、一番下の数式から算定しておりまして、適用規格に基づき鋼管及びH鋼の許容応力を加算して算出しております。許容応力の算出に当たり、H鋼は全断面積を用いて、中詰めモルタルに覆われていない鋼管については、安全側の検討となるよう、腐食しろ1mmを減じた断面積を用いております。

26ページに、抑止杭を考慮したすべり評価の結果を示しております。

想定すべり線形状が番号の1から4までありまして、それぞれ基礎底面から立ち上がる角度が60度、45度、35度、25度というケースになります。これらについて、最初は、すべり安全率を評価しまして評価基準値1.5を上回ることを確認しております。これらのうちの結果が最小となったケース番号4の立ち上がり角度が25度のケースについては、地盤強度のばらつきを考慮した場合と解析用地下水位を地表面とした場合のケースに対しても評価を行いまして、すべり安全率が1.5を上回ることを確認しております。

次の27ページに地盤改良前後のすべり安全率の比較を示しております。

抑止杭による地盤改良を行うことにより、すべり安全率は、最も小さいものがすべり安全率最小1.3という値から、改良後は2.1という値に向上しております。

次の28ページに抑止杭周辺の地盤に対する液状化の有無の確認結果を示します。

適用規格としては、日本建築学会の「建築基礎構造設計指針」において建物・構築物の支持地盤において、液状化判定を行う必要がある飽和土層として、地表面から20m以浅の以下の①から③の条件を満たす土層が記載されております。これらを用いて判定を行いまして、抑止杭周辺の埋戻土については、地盤調査結果より不飽和土であることを確認しており、飽和土層に該当しないこと。抑止杭周辺の地山の地盤については、第四系更新統であり沖積層に該当しないことを確認し、したがって抑止杭周辺の地盤は、液状化のおそれがなく、抑止杭の機能が損なわれないことを確認しております。

地盤調査結果等については、令和3年3月5日の審査会合資料においてお示ししております。

次の、29ページから抑止杭の地震時の応力の評価について説明いたします。

評価方針としては、抑止杭について、 S_s が作用した場合に、すべりに抵抗する機能が維持されることを確認するため、耐震性の評価を実施しております。耐震性の評価は、地震応答解析により抑止杭に発生する応力が許容限界を下回ることを照査いたします。

評価対象断面ですとか解析手法、入力地震動等の解析条件については、先ほどの「抑止杭を考慮したすべり評価」と同一のものになります。

30ページに抑止杭の耐震性評価の許容限界及び最大発生応力について示しております。許容限界については、下の表に示しております。許容せん断力は1本当たり8,500KN、許容曲げ応力度については、277N/mm²になります。最大発生せん断力と最大発生曲げ応力度は、スライドの下のほうに示す式により算定しております。

次の31ページから抑止杭の応力照査結果を示しております。

抑止杭の応力分布が最大となるSs-Dの(+, +)入力時の応力照査結果を示します。応力照査では、保守的に全時刻、全深度で最大となる発生応力を用いております。最大値は西側の抑止杭で発生しております。応力分布が31ページの右側の3つの軸力、せん断力、曲げモーメントとなっております。せん断については、許容限界8,500に対して最大発生応力が269、曲げについては、許容限界277に対して58という値となっております。

こちらの応力照査により抑止杭の最大発生応力が許容限界を下回ることから、抑止杭が破断せずすべりに対する安定性が確保できることを確認いたしました。

こちらの応力分布について、西側の抑止杭の上部のほうで発生しております。西側がこの赤線のグラフで、青線のほうが東側のグラフなんですけれども、こちらに差異があるということで32ページについては、東側と西側で抑止杭の応力分布が異なる要因について記載しております。

抑止杭の応力分布が東側、西側で異なり、西側のほうが大きい主な要因については、埋戻土の範囲及び杭の離隔距離が非対称であるため差異が生じていると考えております。

スライドの左下に、水平方向の加速度と変位コンター図を示しております。右側に抑止杭位置の応答分布図を示しております。コンター図の上のほうが加速度で、下が変位となっております。加速度及び変位は、埋め土の表層の杭頭付近で大きくなっておりまして、抑止杭は西側のほうが建物から離れており、杭頭が変位の大きい範囲内にあるため東側の抑止杭より高い応力が発生していると考えております。杭頭以外の箇所については、応力としては同レベルとなっております。

33ページから37ページまでに、応力分布が最大となったケース以外のほかのケースですね。Ss-dの位相組み合わせのケースとSs-1からSs-5のケースについて抑止杭の応力分布を示しております。

次に38ページに抑止杭の根入れ部に関する評価としまして、抑止杭の下端を通るすべり線について、すべり安全率を確認しております。下の図が下端を通るすべり線で、表がそのすべり安全率の評価結果になっておりまして、すべり安全率は2.2で、評価基準値1.5を

上回ることを確認しております。

次の39ページは、抑止杭の根入れ部に関する評価としまして、もう1つ抑止杭の根入れ部の杭周辺の地盤を破壊しないことを確認するため、抑止杭に作用する受動土圧と抑止杭に設定する水平負担力を比較しております。抑止杭に作用する受動土圧の結果がその下の表の左から2列目のところですが、移動層については、受動土圧が17,000程度、不動層については、31,000KN程度となっております、これが抑止杭の水平負担力の8,500KNより大きいことから、杭により杭周辺地盤が破壊しないことを確認しております。

40ページから、抑止杭による地盤改良前後の地盤・建物応答の比較を示しております。

41ページが、まずせん断応力とせん断ひずみのコンター図を示しております、図の上が改良前のコンター図で、下が改良後のコンター図となっております。こちらについては、抑止杭による改良前後で応答分布は概ね同等であり、抑止杭を設置することによる相互作用の影響はみられません。

42ページは同様に、圧縮応力について示しております、43ページは、加速度と変位について示しております、こちらについても同様に改良前と改良後で相互作用の影響はみられておりません。

44ページは、建物質点の応答値ですね。加速度・変位を重ね描いて示しております、青実線が改良前の応答で、オレンジの点線が改良後の応答となっております。こちらについても応答は概ね同等であり、建物応答への影響は見られておりません。

次の45ページには、建物質点の応答スペクトルを示しております、こちらについても抑止杭改良前が黒線で、改良後が赤線で示しているんですけども、抑止杭を設置することによる応答スペクトルへの影響はみられないことを確認しております。

46ページには、この章のまとめを記載しております。

47ページに、参考資料としまして、他サイト発電炉の抑止杭との比較を示しております。

48ページが構造概要でして、類似の地盤改良を実施する関西電力高浜発電所の抑止杭がこの表の右側に挙がっております、こちらは、抑止杭の構造ですとか配置は同様のものを実施しております。

49ページが、高浜発電所との抑止杭の構造の類似点及び相違点をまとめた資料となっております、類似点としては、同じ地盤改良工法を行っております、適用規格の許容応力度法に基づくため、高浜発電所との同様の評価方針が適用可能と考えております。相違点については、杭を設置する地盤の固さが異なるため、適用規格の「最新斜面・土留め技

術総覧」に基づき、地盤に応じた杭の根入れ深さを設定しております。

この章の御説明は、以上になります。

○石渡委員 それでは、質疑に入りたいと思います。御発言をされる方は、挙手をしていただいております名前をおっしゃってから御発言ください。どなたからでもどうぞ。

○岩田チーム員 規制庁の岩田でございます。

私からは、まず8ページを御覧いただけますでしょうか。

今回の審査に係る経緯について整理をしていただいておりますけれども、今回、この地盤斜面の安定性評価については、2つ目のポチにございますとおり、昨年の11月に第1回目の審査会合を行っております。その際、大きなコメントといたしましては、地下水レベルの設定の考え方と本日御回答いただく杭についてのコメントでございました。

ただ、まず地下水については、本年の3月、杭については本日ということで3回の審査会合なんです、その回答には1年ぐらいの時間がかかっているということで、我々としては、ほかの審査案件に比べてかなり時間がかかっているんじゃないかなという印象を持っております。

そこで、時間を要したまは理由とか、何をこの検討に悩んでいたのかとか、その辺りの理由があれば説明をしていただけますでしょうか。

○石渡委員 いかがですか。どうぞ。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部の中西です。

まず、地下水の話は3月に整理させていただいて、それから抑止杭というものが今回のすべりの評価上、どういう条文上の位置づけになるかとかそういうところの整理と、あとは、うちの大洗の地盤に対して、先ほど高浜を例示で示させていただいたんですが、大洗の基礎地盤に対してどういう整理ができるかというところのその整理の考え方ですね。あと技術的内容について、時間を要したということになると考えています。

○岩田チーム員 理由については分かりました。3条への適合性として施設で考えるのか、地盤で考えるかというところの整理の問題と、あとは技術的な整理について少し時間を要していたということで、今になってしまったということですね。以上、理由については、承知いたしました。

私からは、以上です。

○石渡委員 ほかにございますか。はい、どうぞ。

○江寄チーム員 規制庁の江寄です。

私からは、まず、本日の説明で8ページ、9ページに示されているように、抑止杭の新規制基準の適合性の観点からの扱いについて、第4条適合が要求される施設から3条適合が要求される地盤に変更し、3条1項への適合性を説明する内容に変更されていますが、抑止杭による3条1項の適合性については、私たちとしては、大きく3つの観点から疑義があると考えています。私からは、そのうち2つを指摘させていただきます。

まず、第1点です。抑止杭は、基準地震動による地震力が作用した場合でも、すべり抑制効果が維持される必要があると考えられますが、これらから述べる3つの観点で、説明が不十分であり、基準適合に疑義があると考えています。そして、3つとも関連性があると思いますので、まとめて指摘させていただきます。

まず、その1つとして、抑制効果を維持するためには、基準地震動に対して抑止効果の地盤が滑らないこと、すなわち中抜けしないことの説明が必要となります。このことについては、本資料の14ページですか、に記載されているんですが、抑止杭の間隔は、土留め技術総覧という文献により、経験や実験結果に基づいて定められた値を適用しているため、抑止杭間の地盤の中抜けは発生しないという説明がなされています。ただ、それに関して、基準地震動による地震力に対しても本文献が適用できるかについては説明されておきませんので、適合性に関しては首肯できないと考えております。

続いて、2つ目ですけれども、これは、38ページ、39ページをお開きください。

基準地震動による地震力を作用した際に、抑止杭が倒れることがないように根入れ深さに対する評価がなされていますが、以前に審査会合で示された資料によれば、抑止杭根入れ部には、破壊領域が示されているんですね。この当該領域を、破壊領域を踏まえた評価が今回なされておらず、根入れ部を支持できる十分な強度を要している地盤とは判断できないという疑義が残されています。

3点目ですが、48ページ、49ページに工法比較をなされていますが、その抑止杭の工法の適合事例として、高浜発電所の例が記載されていまして、両発電所のこの施設の地盤、地形、併用工法等の状況が異なっていると考えられますが、高浜と同じ設計をしたとしても、状況が違うわけですから、高浜と同様なすべり効果が期待できるとは限らないという疑義があります。この3点について、この場で回答できるのであれば回答いただきたいと思いますと考えていますが、いかがでしょうか。

○石渡委員　いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹）　JAEA建設部、中西です。

まず1点目、地盤と杭と杭の間の地盤の中抜けの件に関しましては、先ほども述べましたとおり、適合基準の中で標準杭間隔というところが設定されていまして、移動層の厚さに応じて適用できると考えて設計のほうをしております。

あとまた、同基準においては、鋼壁間ですかね、鋼壁間があまり乱されないように、鋼壁間の距離も1mを超える場合は間隔をあけてというところもあって、今回、千鳥配列で設定しているという状況でございます。

続いて、根入れに関しましては、こちらも同基準に基づいて受動土圧を考慮して、当該部分の建物の基礎底面より下の地盤になりますが、ここの部分の地盤に対してトータルで土圧に抵抗できるという整理を確認して、今回設計で用いております。

続いて、最後、工法比較の点で高浜との比較をしてございますが、これについては、大洗のサイトが第四系の地盤であるというところもありまして、こちらはその点については、認識しておりまして、ただ、第四系の地盤であっても、根入れの部分であったり、この部分をチェックすることで抑止杭が適用できると考えて、今回採用してございます。

御説明については以上です。

○江寄チーム員 規制庁の江寄です。

今の回答というのは、ほぼすれ違い回答になっておりまして、まず、一番最初に言った中抜けに関しては、基準地震動のような大きな地震力を受けたとしても、中抜けしないんですかということです。そちらが書いてある文面に、いわゆる今までの経験とか実績ですよ、と実験結果に基づいているという説明なんですけど、そうした場合に、例えば、かなり大きな大規模な地震に対してもそういった効果は確認しているのか。これらの工法に関しては、基本的にいうと斜面に抑止をしているといったことから考えると、こういう平地で基礎地盤の安定性といった事例は、一般産業施設の分野でも行われているのかということに疑義があるわけです。いわゆる S_s に対して十分に中抜けしないだけの補強になり得るのかといったことに関して回答をいただきたいんですが、そこに関しては、今の説明では不十分だと考えます。

あと、もう1個言わせていただきますと、あと2つですね。1つは根入れ部ですね。根入れ部の部分が複合破壊をしているといった状況がそちらの説明であるんですが、そこは土圧で抑えるといっても、かなり破壊領域であれば、かなりもう剛性を持っていませんから、抑止杭が水平力を受けると転倒するようなモードで水平方向に変形することになると思うんですね。そういった変形が起きたならば、当然、先ほど言った中抜け現象、中抜け現象

って杭が不動点の状態、杭が地盤の変形に対して不動であるという条件を前提の下で確立されているんですね。この工法は。そういうことから考えると、基本的には、かなり基礎部で剛体的に変形してしまうということであれば、いわゆる移動層というか、動く層ですね。動く土層に関しては抑止効果がかなり低減するのではないかと考えられますが、こういったことも含めて、もともとこの抑止杭がなぜ中抜けしないのかというメカニズムをよく考えた上で、単にまた基準を当てはめるのではなくて、ここの敷地の特性や地震の特性も含めて、適用範囲に入っているのか、適用できるのかといったことも踏まえて科学的な説明をしていただきたいと考えています。よろしいでしょうか。

○石渡委員 はい、よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部の中西でございます。

いただいた趣旨、中抜けと根入れの件につきましては、いただいた趣旨を踏まえて、例えば、確実にすべりに抵抗することを考えれば中抜けでございましたら、例えば中抜けをしないような地盤改良を検討するとか、根入れに関しても同じように局所的な破壊をしているところに関して、確実に抵抗できるという担保を取る意味では、そこのハード対応のほうも視野に入れて、コメントの趣旨を踏まえて今後検討させていただきたいと考えています。

○石渡委員 どうぞ。江寄さん。

○江寄チーム員 規制庁の江寄です。

先ほど高浜の3点目のほうは申し上げていなかったんですけども、高浜に関して言うと、抑止杭の工法には、地中連続壁という壁を地下に打っておりまして、基本的には背後からの中抜けを防止するような工法も併用しています。なおかつ上流側というか斜面の法（のり）、上のほうですね。要は抑止杭よりも上の部分というのは、地盤を切り取ってしまっていて、荷重も低減しているんですね。かなりいろんな工法を考えて併用して、抑止杭が起こらない（中抜けが起こらない）ように設計していると考えています。

そういうことも考えていくと、そもそも高浜では抑止杭を敷設しているところは、基本的には岩盤ですので、それと比べれば引張強度等を有しないような上乘せ（埋戻土）ではなかなか説明が難しいと考えられますので、ここも含めて、何を根拠にして、この工法を選ぶべきかということも考えていただきたいと思います。よろしいでしょうか。

○石渡委員 いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部の中西ですが、先ほど言われ

ました連続壁ですかね、こちらのほうも検討には、工法比較のほうで今回の資料にも入れさせていただいていますが、やはりどうしても埋設物が周りにあって、連続的にちょっと打つのが非常に難しいという判断もしております、今回抑止杭を使っております。ただ、おっしゃられたように工法については、例えば、抑止杭をベースに地盤改良をするなり、または工法比較のところで周辺地盤事態を改良するという工法もあって、その部分についても、今回の資料ではコンクリート置換ということで整理させていただいていますが、強度を確保するという観点で、そういう工法も視野に入れて総合的に検討していきたいと考えています。

○江寄チーム員 規制庁の江寄です。

これから考えていくという方向性に関しては、大方理解しました。ただ、今日の資料の中で、まだ1つ疑義があるとしたら、この抑止杭をこのまま使っていく中で、説明されていない部分があると。それが疑義の2つ目になります。

いわゆる23ページを開いていただくと、基準地震動による抑止杭の応力の評価の結果について、用いている解析モデルの考え方というのが説明されているんですが、その解析モデルについて疑義があります。具体的には、実際の抑止杭の施工は、2列の千鳥配置になります。なりますが、解析モデルは1列配置に集約しています。それによって、実際の2列の配置を考えた場合の杭の局所応力というものが1列配置の集約モデル、いわゆる今のモデルを上回る可能性もある程度考え得るんですね。実際計算をされていませんので。そういうことから考えると、この解析モデルとして1列配置に集約した、この解析モデルの妥当性という観点で、まだ分析、検証が不足していると考えています。また、その抑止杭は、実際の配置とは異なって、奥行方向に連続したいわゆる平面ひずみ状態のはり要素でモデル化しているわけですが、これを連続するはり要素でモデル化するような考え方ですが、これが妥当であるといった説明を加えていただきたいと考えています。

以上、3条適合に要求される杭の1列の集約モデルについて、その妥当性を説明ください。

○石渡委員 いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部、中西でございます。

今後、改良工法については、ハード対応をもう少し検討させていただくというところもございまして、その中で抑止杭を使う場合には、地盤改良と例えば併用になる場合もあるかと思いますが、1単杭の場合と2列の検討というのは、抑止杭を採用する場合は、改めて整理して検討していきたいと考えております。

○江寄チーム員 規制庁の江寄ですが、私の指摘に対して補足させていただきますが、既往の実験等で、こういう千鳥配置、2列配置をした場合に、荷重の加力方向、一番最初にその荷重がかかる列に全荷重がかかってしまうという。そこで、かなり大きな応力が生じてしまうと、そこである程度、さっき述べました中抜け現象が起きると、それより前のほうの杭に力が配分されてくるという説明もなされています。そういう実態も踏まえて適切なモデル化を考えていただければと思います。

私からは、以上です。

○石渡委員 ほかにございますか。岩田さん。

○岩田チーム員 規制庁の岩田です。

既に、JAEAからは回答をいただいているのかなという気もするんですが、一応念のため申し上げておきますと、7ページで今回工法の比較というのをさせていただいておりますけれども、必ずしもここではきちんとメリット、デメリットについて整理ができていないわけでもありませんし、また、資料で言うと27ページを御覧いただくと、前回までの結果というのは出ていないんですが、前のページの26ページと併せ見ていただくとお分かりになるかと思いますが、実は、この改良前で1.5を下回っているケースというのは、この25度のかなり低角なすべり線を引いた場合に1.5を下回ったという結果になっています。それを考えると、例えば地盤改良という話が出ましたけれども、どの範囲を地盤改良をすればいいのかとか、より精緻な検討をさせていただいて、改めてその工法の選定も含めて、この第3条に対する適合性というものを説明していただきたいと考えてございますが、いかがでしょうか。

○石渡委員 いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部、中西です。

今いただいたコメントも踏まえまして、今回25度のときのばらつきを考慮したときに1.3をどういうふうに回復していくかという観点で、改めて精査して検討させていただきたいと思います。

○岩田チーム員 よろしくお願いたします。以上です。

○石渡委員 ほかにございますか。どうぞ。大浅田さん。

○大浅田チーム長補佐 地震津波審査管理官の大浅田ですけど。

一番最初に岩田のほうから、なぜ1年間回答するまで時間がかかったんだという話をしたときに、あまり理由がぴんとこなかったんですけど、要は、ちょっと私が受けた印象は、

あまり専門家がいなかったので、この検討をするのに時間を要したというふうにも聞こえたんですけど、今回工法選定も含めて見直しをされるといった場合に、またなんか1年間ぐらい検討に時間を要するんですか。別に私どもは早くやってくれと言っているわけではなくて、特に我々地震津波側の審査官というのは、ほかの発電所を含めて多数審査案件を抱えているので、そのいろんな効率化を考えていかないといけないので、どれぐらいの期間で、今回のコメントについて回答できるのかということについて、見通しが今言えるのであればお願いしたいんですけど、どれぐらいの期間を要するんですか。

○石渡委員 いかがですか。どうぞ。

○日本原子力研究開発機構（山崎次長） 原子力機構、山崎ですが、本日いただいたコメントを踏まえまして、抑止杭から少し方向転換をして地盤改良や杭との併用も考えまして、改良範囲の検討ですとか、それによる工期なども検討いたしまして、大体、まず方針ですね、工法選定の方針としまして、1月ぐらいには、面談等で御説明させていただければと考えております。

○大浅田チーム長補佐 分かりました。面談で聞いても、それは公開の会合ではないので、説明できる案件があれば、会合で説明していただきたいので、そういった見通しが立った段階でまた会合を開きたいと思っておりますけど、じゃあ、これから1月ということは2か月後ぐらいには、そちらの内部での検討が固まるというふうに考えてよろしいですか。何か、最初に聞いた1年間かかったというのと、本当に2か月でできるかというところが、私的には、かなり疑心暗鬼なんですけど、概ねそんな感じでできるということですか。

○石渡委員 いかがですか。はい、どうぞ。

○日本原子力研究開発機構（山崎次長） 原子力機構、山崎です。

我々も少し1年というのは時間をかけ過ぎたという反省もしておりますので、本日のコメントを踏まえた検討につきましては、なるべくこちらでも最優先の重要な課題と捉えておりますので、速やかに検討して2か月程度で、まずは方針の御説明をさせていただきたいと考えております。

○大浅田チーム長補佐 分かりました。じゃあ、公開の会合で議論をする資料ができれば、そこは事実確認のヒアリングに入っていきますので、じゃあ、それは、出来次第お願いしたいと思いますので、あと、ちなみにこの検討にはJAEAさんだけではなくて、委託されているかどうか分かりませんが、委託していた場合には、ゼネコンさんとかも参加されて検討はされているんですか。それとも、現段階では、JAEAの内部だけで検討されている

んですか。

○石渡委員 いかがですか。どうぞ。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部、中西です。

これにつきましては、やはり施工も絡んできますので、ゼネコンメーカーに協力をいただいで検討してございます。

○大浅田チーム長補佐 分かりました。専門家も含めてよく内部で検討していただいで、今日言った指摘の趣旨をきちんと共有していただいで、それで次回会合に臨んでいただきたいと思えます。

私からは、以上です。

○石渡委員 ほかにございますか。大体よろしいですかね。

私から1つ申し上げるとすれば、高浜の例が1つ、ほかの施工例として挙げてあるわけですが、特に原子力発電所に限らなければ、こういう杭構造の建物というのは幾らでもあると思うんですね。それらが地震のときにどういう損傷を被ったか、被らなかったかということは、かなりたくさん論文があって、調べればいろんな例が出てくると思えます。

それから、建物が上に乗ってなくても地盤改良のために杭を打って、1つには液状化防止とか、あるいは液状化しない場合でも軟らかい地盤の場合に杭を打ち込んで、地盤が動かないようにするというような工法でやっているところはあって、それらが例えば、神戸の兵庫県南部地震のときに、その鋼管がどういうふうに曲がったかというような研究も見たことがあります。そういう観点で原子力発電所に限らず、この工法に関して有用と思われるような、そういう実際の地震を被ったような例とかそういうものがあれば、出していただいたほうが理解が進むと思うんですけども、その点はいかがですか。

○日本原子力研究開発機構（中西技術副主幹） JAEA建設部、中西です。

今いただいた趣旨を踏まえて、抑止杭に関して杭の損傷事例や、あと周辺地盤も改良する場合も既往の実績というのを整理してお示ししていきたいと考えています。

○石渡委員 よろしくお願ひします。

山中先生、いかがですか。

○山中委員 既に、審査官のほうからコメントが出ていますように、工法の選定について疑義があるというコメントが出ています。JAEA側からも、これについては改めて検討をし直すという御回答を得ておりますので、私もその点についてやはり十分、実用炉の例でも他の工法を用いられているケースはございますので、十分検討をいただいで、石渡委員か

らのコメント、杭構造についての検討についても改めて比較をしていただいて、選定をいただければと思います。

私のほうからは以上です。

○石渡委員 ありがとうございます。最後、特になければこの辺にしたいんですけども。

JAEAのほうからございますか。何か最後に。よろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（吉田部長） 原子力機構の吉田です。

こちらとしては、いただいた趣旨を踏まえまして再度御説明させていただきたいと思えます。本日は、特に不明な点等ございません。ありがとうございました。

○石渡委員 どうもありがとうございました。

高速実験炉原子炉施設（常陽）に関する耐震重要施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価につきましては、本日提示の論点を踏まえて引き続き審議をすることといたします。

それでは、議事進行を山中委員に交代いたします。

○山中委員 以上で本日の議事を終了したいと思います。最後に事務局から特に、事務連絡等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、第421回審査会合を閉会いたします。