

# 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

## 第427回

令和4年1月18日（火）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第427回 議事録

1. 日時

令和4年1月18日（火）13：30～16：47

2. 場所

原子力規制委員会 13階A会議室

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

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

藤森 昭裕 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

伊藤 岳広 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

上野 賢一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

島村 邦夫 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

井上 亮 原子力規制部 研究炉等審査部門 技術研究調査官

日本原子力研究開発機構

吉田 昌宏 大洗研究所 高速実験炉部 部長

高松 操 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉技術課 課長

前田 茂貴 大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課 課長

山本 雅也	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉技術課	主幹
小林 哲彦	大洗研究所			主幹
内藤 裕之	大洗研究所	高速実験炉部	高速炉照射課	副主幹
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G r
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G r
岸本 克己	バックエンド技術部			技術主席
横堀 智彦	バックエンド技術部	高減容処理技術課		マネジャー
須藤 智之	バックエンド技術部	放射性廃棄物管理第1課		マネジャー
鈴木 武	バックエンド技術部	放射性廃棄物管理第1課		マネジャー
木下 淳一	バックエンド技術部	放射性廃棄物管理第2課		マネジャー
石井 淳一	臨界ホット試験技術部	臨界技術第1課		マネジャー
長谷川 健太	臨界ホット試験技術部	臨界技術第1課		
阿波 靖晃	保安管理部	施設安全課		マネジャー
神川 豊	保安管理部	施設安全課		
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

#### 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原子力科学研究所の試験研究用等原子炉施設（放射性廃棄物の廃棄施設等）に係る設置変更許可申請について

#### 5. 配付資料

- 資料1-1 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）に係る指摘回答
- 資料1-2 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

－炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の資機材及び手順－

- 資料 1－3 第59条（原子炉停止系統）に係る説明書＜指摘回答＞
- 資料 1－4 第19条（反応度制御系統）に係る説明書
- 資料 1－5 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）  
第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  
（炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の資機材及び手順）
- 資料 1－6 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）  
第19条（反応度制御系統）に係る説明書
- 参考（1） 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構「常陽」質問管理表
- 資料 2－1 原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等 原子炉設置変更許可申請の概要
- 資料 2－2 原子力科学研究所放射性廃棄物処理場等 原子炉設置変更許可申請の概要  
補足説明資料

## 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427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いたします。

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て参加していただいております。

本日の会合では、資料の説明においては、資料の番号とページ数を明確にし、説明をお願いします。発言においては、不明瞭な点があれば、その都度、お互いに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、機材の調整を行いますので、よろしく願いいたします。

それでは、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。

今回の審査会合では、これまでの審査会合において、審査チームから指摘させていただ

いたコメントへの回答、53条BDBA対策に関し、ULOF、UTOP、ULOSの炉心損傷防止措置並びに格納容器破損防止装置の資機材及び手順、19条、反応度制御系統、59条、原子炉停止系統の3件について、それぞれ説明をお願いいたします。

それでは、JAEAからコメントへの回答について、資料1-1の説明をまずお願いをいたします。

○飛田囑託 日本原子力機構、飛田から資料1-1について、説明させていただきます。

資料1-1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）に係る指摘回答ということで、前回の審査会合において頂きましたコメントの幾つかについて、今回、回答させていただきます。

内容としては、No.255、256、これは高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動についてということで、前回頂いたコメントについては、参考として配らせていただきました参考1にまとめてありますが、その中で、27ページ目の255番、炉心損傷過程の現実的な事象推移において、ペレットの割れや粉砕が生じ、それらが隙間に入り込むことにより、燃料の可動性が高まることがないか説明すること。燃焼燃料の特徴（組織変化及びFPガス保持率を含む）を踏まえても、炉心損傷過程の現実的な事象推移が概念図のとおりになるか考察し、結果を再度説明すること。No. 256として、燃料が焼結密度で堆積するとした保守的想定に関し、SIMMER解析における燃料の体積割合の設定について、炉内試験データとの関係も含めて説明することという御指摘を頂いておりますので、まず、これについて説明させていただきます。

めくっていただきまして、通しページで、1ページになります。文章になっていますので、最初のほうから読み上げさせていただきます。

1. として、高速炉燃料ペレットの加熱時の過渡挙動に関する実験的な知見について、説明させていただきます。

照射済み高速炉燃料ペレットの過出力時の挙動を解明するため、多くの炉外及び炉内の過渡加熱試験が実施されてきております。それらの中で、燃料ペレットの過渡挙動を直接可視化して観察したものとしまして、米国Argonne研究所で行われましたDEH炉外試験、それから、米国Sandia研究所のパルス試験炉ACRRを用いて行われたFD炉内試験があります。これらの試験では、EBR-IIの炉で、約3～5a/o程度まで照射されたMOX燃料ペレットを炉外で直接通電加熱、あるいは、パルス炉で核加熱し、その挙動を高速度カメラで撮影しております。

代表的な炉内試験でありますFD2.6試験の可視化画像を第1図、これは通しページで4ページになります。第1図に示してあります。これは、連続的な高速度カメラでの写真では代表的な時間点での挙動を撮影した結果を示しておりますが、この試験は燃焼度5.3a/oの燃料ペレットを用いております、加熱速度は数100K/sと、比較的高い速度であります、燃料ペレットが溶融して流動化、これは9.158s、図でいいますと、(d)になりますが、ここでfrothingと書かれておりますが、その流動化するまで燃料ペレットがその形状は維持していて、有意な燃料スエリングが生じていないということが確認できます。

一方、炉外のDEH試験では、数10K/s程度の低い加熱速度による試験が実施されております。これも、代表的なDEHの中で、I-28試験というのがありますので、その可視化画像を第2図、これは5ページ目の上の図になりますが、第2図に示しております。この試験は燃焼度3.5%程度の燃料ペレットを用いまして、加熱速度はペレット表面で約50K/s程度、ペレット中心領域で約100K/s程度となっております。これは、放熱の影響で、表面の温度上昇率が内部よりも小さいことによります。燃料表面は、固体のままになっておりますが、22.6秒までの燃料温度の上昇に伴いまして、燃料ペレットの半径が大きく増加している様子が確認できます。

これらの試験結果に基づきまして、燃料ペレットの過渡挙動に対する加熱速度の影響に関する知見をまとめた結果を第3図及び第4図に示しています。これらの図には、前述の二つの試験以外からの知見も総合的にまとめております。第3図、これは、第3図が英語の元の論文から引いてきている表になりますが、それに対して、日本語に訳したものが第3図aとなっております。この図は、10～10,000K/sの加熱速度の範囲につきまして、対応する実験名、それから、燃料ペレット（固相及び液相）の崩壊モード及び燃料崩壊メカニズムの全体像を整理したものとなっております。第4図は、燃料内に存在するFPガス、これは、第4図は通しページで、6ページ目になりますが、燃料内に存在するFPガスの挙動をモデル化した解析の結果と組み合わせることで、燃料の温度と加熱速度の関数として、燃料崩壊のメカニズムをFDシリーズ試験の条件とともに、マップとして表示しているものであります。

これらの結果から、燃料ペレットが固体状態で割れる、すなわち、第3図でいう固相クラッキングになりますが、その固相クラッキング、割れるためには、1,000K/s以上の高い加熱速度が必要であること、それから、100K/s以下の低い加熱速度では、燃料ペレットの昇温時に固相スエリング（大規模な膨張）が発生すること、及び、固相スエリングのメカ

ニズムとしては空隙の拡散、更に高温になりますと、塑性クリープが推定されることなどが示されております。

顕著なこの固相スエリングが観測されましたDEH I-28試験について、熱伝導計算を行いまして、ペレットの径方向温度分布の時間変化を評価した結果が第5図になっております。破線で示されているのは、燃料温度が融点に達した領域でありまして、時刻5.0s頃には中心溶融が開始しまして、加熱を停止した22.6秒には、半径0.7程度まで溶融キャビティが拡大していることが分かります。この第2図の先ほどの高速度カメラの撮影結果になりますが、ここで、スエリング、すなわち、燃料の膨らみの開始が見られるようになるのは、20秒ぐらい前辺りからであります。その時点では、FPガスあるいは燃料蒸気を含む溶融キャビティの圧力上昇がこのペレット周辺の残っている固体領域の変形に寄与している可能性が考えられます。

この固体領域の温度条件につきましては、スエリングが始まる20秒の時点では、燃料表面温度は約2,200Kであるのに対しまして、非再組織化領域の平均温度は、その内側になりますが、約2,650Kに達してあります。この時点の表面温度であります2,200Kまで昇温すれば、燃料は割れることなく、大規模な変形が可能となる可塑性を有していることが分かります。

試験後の検査で撮影しました非再組織化領域の断面金相写真を第6図に示しております。燃料から放出されましたFPガスによる微小な空孔が拡散及び成長しました空隙が多数形成されておまして、その空隙率は44%に達すると報告されております。すなわち、100K/s程度以下の比較的緩慢な加熱速度では、固相状態での顕著なスエリングが生じるということがこのペレット表面形状の観察と試験後検査で行った金相写真の結果から確認できております。

次に、2. の常陽の遷移過程における燃料ペレットの挙動について、説明いたします。

常陽の代表的な評価事故シーケンスULOF(i)の遷移過程解析におきましては、全炉心でボイド反応度係数が負であることなどから、冷却材の沸騰と燃料損傷が進行しましても、出力は上昇せずに、緩慢な事象推移となっております。約130秒までの出力の時間履歴を第7図に示しております。正の反応度挿入によりまして、出力の大きな変動が生じます約115秒までの出力レベルは、定格出力の約20~75%程度で推移しております。この間の出力を燃料の加熱速度に換算したものを第8図に示しておりますが、大体、約40~150K/s程度となっております。

炉心損傷が緩慢に進展するに依りまして、被覆管の溶融後に固体のまま崩落、燃料が崩落していくわけですが、その燃料ペレットにつきまして、1,800Kから融点である約3,000Kまで、200Kごとの温度範囲に含まれる質量の時間変化を第9図に示しております。この図には、溶融燃料、あるいは、溶融後に再び固化した再固化燃料粒子の質量も示しております。この図から明らかなように、崩落した燃料の約3分の1程度は、顕著な固相スエリングが生じた非再組織化領域の平均温度であります約2,650K以上で、数10秒間にわたって約40~150K/sの加熱速度で加熱されているということが分かります。以上のことから、この常陽の遷移過程におきましては、これらの崩壊した固体燃料では、長時間にわたって顕著な固相スエリングが実験的に観測された加熱速度及び温度条件に置かれますので、同様のスエリングが生起されると考えられます。

有効性評価における評価対象炉心におきまして、このDEH試験で顕著なスエリングの発生が確認されていますI-28試験燃料ペレットの燃焼度3.5a/o以上の燃焼度を有する集合体の割合は約47%となっております。SIMMER-IVを用いた有効性評価の解析では、燃料ペレットが堆積して、デブリベッドを形成する際の燃料ペレット間の空隙率を保守的に約30%としております。また、スエリングによる固体燃料の体積増加は約50%と報告されております。

これらの結果を、数字を用いまして、流路に崩落した燃料ペレットの47%のうちの3分の1がスエリングによって1.5倍に体積が増加すると。空隙率が30%で堆積する、その間隙を溶融スチールが占めるとしますと、燃料デブリベッドの高さは約0.29m、溶融スチールを含めた炉心物質の高さは約0.34mとなりまして、常陽の炉心高さ0.5mの約68%となります。実際には、ここで、スエリングが起きる限界値として設定しました燃焼度3.5a/oとしていますが、それ以下の燃料ペレットも同程度のスエリングはすると考えられますので、常陽の遷移過程の現実的な事象推移における炉心は、スエリングした燃料ペレットと溶融スチールから成るデブリベッドで少なくとも炉心高さの約7割程度の高さを占めるということになると考えられます。

3. のまとめになります。照射済みの高速炉用燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動に関する実験的知見に基づきまして、固体燃料に顕著な固相スエリングが発生する加熱速度（温度上昇率）及び温度レベルの範囲を明らかにしました。常陽遷移過程の事象推移におきましては、炉心損傷の進展とともに崩落した燃料ペレットが、長時間にわたり、緩慢な加熱速度により昇温されるため、大規模なスエリングが発生し、スエリングした燃料ペレ

ットと熔融スティールから成るデブリベッドで、少なくとも炉心高さの約7割程度が占められると予想されます。ただし、常陽の格納容器破損防止措置の有効性評価における遷移過程解析におきましては、この第10図、これは前回審査会合で提示させていただいた図になりますが、この第10図に示すように、損傷した燃料の凝集による正の反応度挿入を保守的に評価するというので、仮想的にスエリングを無視し、燃料ペレットのデブリベッドの間隙を熔融スティールが満たした流動性が極めて低い炉心物質が粘性率ゼロで流動するとの想定を用いた解析を実施しております。

この図につきましては、一番左側の現実的な事象推移という図について、前回の審査会合では、炉心高さまで燃料デブリが堆積するという図になっておりましたが、今回のこの検討の結果を反映しまして、約7割程度の高さとしております。

ご説明としては以上になります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。

質問、コメントございますか。

○菅原チーム員 原子力規制庁の菅原でございます。

これまで頂いた説明では、ULOFにおける炉心損傷後の遷移過程について、現実的な炉心状態としては、常陽の燃料の加熱速度から判断すると、燃料ペレットは破損には至らず、スエリングより1.5倍程度に体積が増加して、その隙間を熔融スティールが占める状態となり、燃料ペレットはほとんど移動できない状態にあると推察されるということと理解しました。また、SIMMERコードによる遷移過程の解析においては、即発再臨界によるエネルギー放出を引き起こす大規模な燃料凝集を促進するための保守的な想定として、燃料ペレットを稼働性のある燃料粒子とすること、燃料ペレットはスエリングせず、100%密度で沈降することなどとしているとの説明を受けております。

定性的には、機構の説明のとおり、燃料ペレットに流動性を持たせるという想定は現実的な炉心状態に比べて、燃料ペレットの移動により、凝集しやすくなり、即発再臨界に至る可能性が高くなると理解はできますが、審査チームとして、SIMMERコードの解析結果について、機構の想定が確かに保守的な結果を与えるものであるか、確認したいと考えておりますので、これから述べるSIMMERの解析における諸元とか物理量などの提示を求めたいと思っております。

具体的には幾つかの観点から担当の審査官のほうから説明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ございます。

それでは、今の観点から、まず御説明いただいた内容に関する確認からさせていただきます。と思っています。

今、燃料の溶融プールというのが炉心に形成されるに当たって、まずは、燃料の状態がどうなっているのかということで、スエリングに至りますということで御説明を頂いたと思っています。

まず、このスエリングについてなんですけども、今、画面に表示いただいているのでいうと、先ほど頂いている第2図を見させていただきますと、確かにこの試験によりますと、大体、1.5倍ぐらい燃料が膨れてくるということで、確かにこれぐらいの大きさになるのかなというのは分かるんですけども、これは、一つ、事実として確認しておきたいのは、このスエリングを引き起こす要因として、どのように考察しているのかということなんですけども、結構、燃焼の進んだ燃料で、今、考えておられるので、そう考えると、まず希ガスみたいものは、燃焼に伴って、もうどんどん抜けていってしまうのではないかと考えられますけども、ここで、大きい、1.5倍もスエリングをさせる理由としては、どんなことが考えられるのかというのは、説明いただきたいと思います。

○飛田囑託 希ガス、FPガス、いわゆるFPガスになりますが、燃焼状態が進みますと、確かに発生したものは抜けていくものもありますが、燃料の結晶の粒内、結晶内に取り込まれて残っているもの、あるいは、結晶粒の間隙に残っているもの、そういうものが残っております。通常の運転状態であれば、それはずっと燃料の中に取り込まれたままになりますが、これがこのように加熱によって高温化しますと、一つは、結晶粒界に残っているFPガスが移動、拡散して、合体して、気泡を形成すると。気泡を形成すると、表面張力とのバランスで、その気泡が少し合体すること、あるいは、拡散して合体することで、気泡が成長して、気泡が大きくなることで、体積が増えると。更に高温になりますと、燃料の機械的な強度のみが低下してきますので、気泡の合体が起きずとも、そこに存在しているFPガスそのものが成長して、膨張すると。

その結果によりまして、例えば、第6図に示しておりますように、そういった燃料の中に形成された、固体の中で形成されたFPガスの気泡が成長することによりまして、体積が増加すると。この場合は、例えば、ポロシティとして44%程度まで増加しているということになりますので、体積は、2倍未満、2倍弱程度までは膨れていると。こういった知見を、これまで整理されると、これまで平均的には1.5倍程度の体積増加になるということが報告されております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そうすると、希ガスも抜けていくものがある一方で、幾つかはペレットの中に残っていると。あと、希ガス以外の効果もあるということなんですかね、そうすると、FPとしてはほかのものもあるのかな。

その辺も、今、御説明いただいた内容は、最終的には、文書の形で資料化してほしいと思っていますので、そこはよろしく願いいたします。

続けて、もう一つ、燃料のペレットの話で御説明いただきたいことがありまして、図でいいますと、最後にお見せいただいた炉心の状態の図ですね。第10図になります。これは、これまでも審査会合の中で何度か御説明いただいている状況でして、燃料が崩落して、こういうふうになりますということで御説明を頂いていたわけなんですけども、本日の説明によりますと、常陽の炉内ですと、加熱速度はそんなに大きくないということで、ペレットがクラックして割れるということはおおよそ考えにくいという御説明だと、まずは理解しました。

そうすると、この溶融プールというのを形成している燃料粒子というのはどのぐらいの大きさのものが分布しているのかというのを、まず知りたいことなんですけども、これは、ペレットのサイズのままごろごろしているという、そういう理解なんでしょうか。まず、SIMMERコードでどう扱っているのかというのと、現実、どう考えられるのかということで、御説明いただきたいんですけども、いかがでしょうか。

○飛田囑託 現実的には、恐らくこの程度の加熱速度であれば、割れることがないということで、ペレットのオーダーのまま落ちて崩壊しているというふうに考えられます。

一方、SIMMERの解析では、その後の過渡の出力等におきまして、最終的にスロッシングを起こすような状況のときは、比較的速い過渡出力も経験するというので、割れることも想定した上で、平均粒径としては1mm程度の小さな粒子で堆積するということを想定しております。ただ、堆積する場合の空隙率につきましても、最密充填に近い30%ということも想定して解析を行っております。

○片野チーム員 すみません。今いただいている説明との関係で確認したいんですけども、そうですね、例えば、図の7とか8のこの出力履歴を見ますと、大体、115秒までというのは、出力は100%出力未満にとどまっています、この後、即発再臨界が起きて、出力が大きくなるということですね。その即発再臨界を引き起こす、これは解析なんですけども、理由としては、スロッシングが考えられると。

そうすると、それまでは急速加熱みたいなことは起き得ないと考えられるので、ペレットとしては割れないまま、大きい状態でのいるのかなと考えられるんですけども、ここはもう解析上は既に割れたものとして扱っているという、そういうことになるのでしょうか。

○飛田囑託 はい、そうです。

○片野チーム員 分かりました。ありがとうございます。

そうすると、今度、どういうペレットのサイズが分布しているのかというのをちょっと確認をしておきたいんですけども、ペレット、今、1mm程度に分解して流動するという話でしたけれども、これは、分布を持たせた解析になっているんですか。それとも、もう決め打ちで1mmというのをSIMMERコードで扱っている、この辺はどうでしょうか。

○飛田囑託 最終、ペレットが壊れたときに1mmになりますという想定をしておりますので、空間的には、その後で溶融して固まる、あるいは、新たに、溶融して固まったり、あるいは、その中に更に新しいペレットが壊れて出てくるというようなことで、多少変動はして、空間的には分布を持った形で扱っております。ただ、一つのセルの中で用いる粒子の直径は、あくまで1種類だけですので、そういった意味では、一つの解析メッシュの中は一つの粒径を持つ。ただ、空間的には分布を持つような解析になっているというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

今、何でこんなことを聞いたかということ、まず、溶融プールの中には、燃料が、未溶融の燃料と溶けたスティールが混ざっていると。実際、今、解析の結果でお示しいただいてみると、本当に溶けている燃料というのはそう多くなくて、やっぱりほぼ固体のまま流動性を仮定して、凝集するという、そういう想定になっていると。そうすると、プールの中にある燃料の粒径というのがどのぐらい流動に利いてくるのかなというのを確認したくて、今、お聞きしたんですね。

これは、流動の中にまず分布があるというふうにおっしゃっていた一方で、セルの中では、一つの粒径で扱っているということでしたけども、これは、SIMMERコードで扱いをどういうふうにしているのかというのは、ちょっと詳しく解説いただきたいところですが、まず、粒径分布というのをどのように仮定しているのかということと、この分布の影響ですね、これは燃料の壊れ方によって大きかったり、小さかったりすると思うんですけども、これ燃料粒子の大きさなんかもスロッシングの評価をする上では、検討はされているのかというのを御説明いただきたいと思います。

○飛田囑託 燃料粒径、燃料ペレットが壊れたときに発生する、その瞬間に燃料は1mm程度の粒径になるというふうに想定して評価しておりますので、基本的には1mm前後のものが空間のこのプールの中に存在しているというふうに仮定しております。ただ、SIMMERの中での粒径というのは、あくまでも熱をスチールとやり取りするときの表面積、あるいは、運動量交換をスチールとやり取りするときの表面積という形で扱えますので、流動性に対しては、燃料の径には、ほとんど影響を与えないというふうに考えております。

また、堆積する、どれぐらいの密度で堆積するかということにつきましても、それは先ほどの30%程度の空隙率を想定して堆積するというふうに解析しております。これも燃料の粒径等は関係なく、入力した空隙率のみで堆積するというので、そういった観点でも燃料、発生する炉心プールの性状に対して、SIMMERの中で使っている粒径が大きく影響を与えるということはないというふうに考えます。

○片野チーム員 ありがとうございます。

今御説明いただいた内容を、前も口頭では回答をいただいたんですけど、ここのところ、数値的なものも含めて、今後、資料化して詳しく御説明いただきたいなと思っています。

その上で、もう一つ質問というか確認がありまして、今、炉心が溶融して、崩壊していく過程と、ペレットが炉心の底部のほうにたまっていくということを考えているわけなんですけども、この遷移過程で、燃料が崩壊するというんですかね、このときは、燃料の落下というのは、SIMMERコードの中ではどういうふうに扱っておられるんでしょう。もう重力的にただ落下するというものなのか。それとも、何かプレナムのガスみたいなもので、加速されて起こしてくるというのを考えているのか。この辺は、落下のメカニズムというのはどういうふうに取り扱っていらっしゃいますか。

○飛田囑託 基本的には、重力落下、そのときのその位置における圧力勾配に応じて物質が動くという、そういう解析を行っておりますので、特段大きな圧力、蒸気のFCIの圧力の発生、あるいは、FPガスが放出されるとか、そういう現象が発生しない場合は、基本的には重力落下で落ちてくると。そういう解析を行っております。ただ、やはり蒸気が、ある圧力が発生する場合は、その圧力勾配に応じて、物が流動すると、そういう解析を行っております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そうすると、特別な加速というわけではなくて、普通に圧力勾配ですとか、重力の影響で落下させているということで、理解しました。

これは、燃料はやっぱり途中で引っかかったりするとかということではなくて、もう一気に炉心の底部まで堆積して、プールを形成するという、そういう想定になっているということでもよろしいのでしょうか。

○飛田囑託 重力によって落下すると。引っかかる、引っかからないというのは、どれぐらいの空隙率で堆積するかということになりますので、それを想定した堆積、30%という堆積率、空隙率で堆積していくと、そういうふうに扱っております。ただ、SIMMERの中では、こうやって通常はデブリベッドのように非常に流動性の低い状態になっていると、現実的にはそうなっていると考えられるんですけども、そこを粘性率はゼロというふうに想定して、自由に流動するというふうにして、解析をしておりますので、最後の第10図の一番右側に示しましたように、例えば、炉心の端部でFCIが起きる、あるいは、一部でFPガスが放出される等の圧力勾配によって、自由に流動するような形で、解析が行われております。

○片野チーム員 分かりました。

そうすると、あと、もう一つですけども、この燃料が崩落する過程で、重力によって落ちこちてくるということですけど、このとき、下に炉心のプールが、溶融プールができて、燃料がどんどん入ってくるということですけど、このときに入ってくる反応度の挿入率というのは、評価されていますかね。これは、プールによるスロッシングとどっちが大きく利くのかなというのを聞いておきたくて、確認しています。

○飛田囑託 基本的には、出力分布に応じた、だんだん燃料被覆管が溶けて、溶けて壊れた燃料の部分から落下していくということで、燃料が一斉に落ちるような挙動には、何というんですかね、重力落下、あるいは、一次元的なコンパクションはなり得ないために、それによって入る反応度というのは極めて限定されたものになっている。その結果が、先ほどの第7図、あるいは、第8図のように、大きな出力履歴、出力の小さな増減はありますけども、出力としては非常に低い出力のままで長時間推移すると、そういう結果になっております。その後、損傷領域が拡大して、燃料が径方向に大きく動き出すようになりますと、この115秒以降、あるいは、130秒で見られているような大きな出力変動が発生すると。これは、径方向の燃料のスロッシングによるものですが、発生してくるということにもなるというふうに考えております。

○片野チーム員 ありがとうございます。

そうしますと、今のJAEAの考察としては、燃料が落下して、プールを形成するときに入

る反応度というよりは、むしろ、一旦形成された燃料プールがスロッシングをして、水平方向に移動することによって入る反応度のほうが、即発臨界には利いているというふうに考察しているというふうに理解をいたしました。いずれ、ここら辺は、資料化して、ぜひ、数値を基にご説明いただきたいと思っています。

ありがとうございました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

どうぞ。

○小舞チーム員 すみません。原子力規制庁の小舞です。

引き続き、私のほうから確認したいことがございます。

遷移過程における全炉心の損傷の割合とかに関してなんですけれども、今日の御説明ですと、SIMMERコードで基本ケースにおいては、遷移過程で燃料被覆管が崩落していくわけなんですけれども、その燃料ペレットは全炉心の約半分、47%程度というふうなことの説明がありました。この崩落していくという燃料の量が増えてくると、最終的に、スロッシングで動くということなんでしょうから、それで、エネルギーの放出、反応度投入という観点で、厳しくなってくるのではないかというふうに思います。

それで、ここから2点、コメントというか、対応いただきたいことがあるんですけれども、先ほど御説明で被覆管が溶けて、燃料が落下していくと。そのときには、基本は重力落下、もちろん圧力勾配が若干あれば、その圧力勾配も加味しながら、落ちていくというお話だったんですけれども、ここを更にちょっと我々詳細に確認したいと思っておりまして、この崩落するとか落ちていく燃料の質量と時間変化とか、速度の落ち方を定量的に我々のほうで確認したいというふうに思っております。これは、基本ケースだけではなくて、不確かさケース1、2と二つありますけれども、そちらについても、定量的に確認していきたいというふうに考えております。これがまず1点目で。

2点目が、最終的に、全炉心の何%が不確かさケース1、2においてスロッシングに最終的に寄与していくのかといったところも、定量的に確認していきたいというふうに思っております。

この2点お願いしたいんですが、いかがでしょうか。

○飛田囑託 定量的な結果につきましては、整理した上で、提示させていただきたいと思っております。

○小舞チーム員 よろしくお願いたします。

私からは以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

同じような質問が続いて恐縮ではございますけれど、今日の資料の8ページ、第7図、8図を見ていただいて、過去の会合とかも含めて見ますと、これは70秒までが起因過程、70秒以降が遷移過程ということで、破損領域が拡大するたびに出力が変動しながら、だんだんと出力が大きくなっている、ピークが大きくなっている。これまでの説明では、129秒で、燃料沈降によって初めて即発臨界を超える。その後、一度分散した燃料が戻ってきて、131秒ぐらいからスロッシングが始まって、131.9秒で最終的な即発臨界に至ると。こういう整理でよろしいですね。

○飛田囑託 はい。御理解のとおりと考えます。

○有吉チーム員 それで、さっきからの議論なんですけれど、129秒までは、これはスロッシングはしていないと。単純に燃料が、そちらの御説明では、焼結密度で炉心下部に蓄積していて、ということよろしいんですか。これは、ここまではスロッシングはしていないという理解でよろしいんですか。

○飛田囑託 必ずしもスロッシングの影響がないかというのと、それは確認しないといけないと思いますが、基本的には、一次元的に沈降してくることによる反応度の上昇と温度上昇によって、局所的に燃料が分散して、すぐにまた落ちてくるような、そういう挙動を繰り返しながら、この事象が推移してきていると。

即発臨界を超えるのは129秒が最初なんですけども、それ以前にも、やはり燃料の落下等によって、120秒の前後では、何回かは出力の鋭い上昇とか出力ピークが発生してきていると考えています。

○有吉チーム員 129秒までも厳密に沈降だけというわけではなくて、ある程度、流れも考慮されるということになっているわけですね。

○飛田囑託 定量的に少し確認した上で、ここで発生している出力ピークがどういったメカニズムによるものであるかというのは、確認する必要があると思いますので、後ほど提示させていただきたいと思います。

○有吉チーム員 それで、やっぱりこちらの最終的な関心事は、最終ピークのところにどんな挙動でという話に考えておきまして、その131秒ぐらいから、これまでの機構の説明を見ますと、最終ピークに至る直前の挙動を見ると、大体、反応度が-4\$から始まって、

一気に1\$を超えて、即発臨界に至るという説明になっております。このときに、だから、-4\$ということから、恐らく未臨界になっているんだろうと思うんですけど、それで、そういう理解で正しいか。そして、そのスロッシングがこれまで燃料物質の発熱密度ということで説明されているんですけど、実際の液面とか、物質の集中具合で、物理的にビジュアルにできますかという相談なんですけど、それはいかがでしょう。

○飛田囑託 これまでにも燃料の空間的な分布の状況と、それから、中性子束がどういう分布を持っているかということを示すということで、発熱密度の分布等の空間分布を提示させて説明させていただいてきておりますが、再度、そういった情報を含めて、説明させていただければというふうに思います。

○有吉チーム員 有吉です。

もう一件ございまして、先ほどから今日の資料でいうと、10ページですね。さっきデブリの炉心高さの話があつて、スチールを考慮するとという御説明がございました。これまでの面談等も含めて、常陽の全炉心の燃料は、大体、950kgという説明を受けております。それから、スチールの重量は約440kgと。これは、私も手計算で確認しまして、ほぼ妥当であるとは思っております。

問題は、5月11日の会合でしたか、機械的応答過程における各領域の物質分布ということの説明されておまして、それを見ると、即発臨界に至ったときのスチールの量が約300kgと読めるんですね。これは、だから、今、ここに表示されている図において、スチールというのは、全炉心のスチールがここにあるわけではない。恐らく炉心下部の閉塞部とか、それから、上部の閉塞部にある程度使われているんじゃないかと思うんですけど、それはそういう理解でよろしいんでしょうか。

○飛田囑託 定量的にどこにスチールが分布しているかというのは確認する必要があると思いますので、定量的に確認した上で提示させていただきたいと思います。

恐らく、例えば、炉心の集合体の上下には、初期の熔融したスチールが入り込んで、閉塞は形成しているということで、炉心の中に残っているスチールが必ずしも初期のインベントリのみであるというふうには考えておりません。

○有吉チーム員 それはそれで定性的には理解できるんですけど、実は、さっきの燃料粒子の大きさも含めて、どのくらいのスチールが寄与しているかというのを確認しておきたいんですね。だから、その確認をお願いいたします。

よろしく申し上げます。

○飛田囑託 了承いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。

よろしいですか。

私のほうから少し確認なんですけれども、急速加熱すると、燃焼度がある程度進んだ燃料はスエリングするというのは、これはもうあくまでも実験で確かめられた事実であると。さらに、加熱速度が大きくなると、燃料粒子が破損して、粒子化するという、これは事実であるというふうに認識をいたしましたけども、これは間違いありません。

○飛田囑託 加熱速度に依存して、どういう挙動ペレットが取るかということは、第3図に整理されているというふうに考えております。

○山中委員 その第3図を見れば、その状況が分かります。

そのスエリングの原因について、希ガスというお答えだったんですが、私の理解では、1a/o以上、燃料が燃焼すると、組織再編が起こって、等軸晶とか柱状晶の領域というのは、もう95%程度の密度になると。その領域には、もう希ガスのFP、ほとんど含まれないと。不変領域には当然希ガスのFPは残っているかと思うんですけども、お答えのとおり、本当にこの場合のスエリングというのが希ガスだけでこんな大きなスエリングが起こったのかなというのが、若干、疑問に感じるんですけど、そこについては、確信を持って、希ガスというふうなお答えでよろしいですか。

○飛田囑託 非再組織化領域に関しては、これはFPガスによる空隙率の増加というふうに考えております。ただ、通常、柱状晶領域等については、本当にスエリングが起き得るかどうかということについては、再度確認した上で、お答えさせていただければというふうに思います。

○山中委員 温度がかなり高くなると、ガス状のFPというのは、ほかに可能性としてはあるかと思うので、必ずしも希ガスだけにある必要もないかなと。例えば、アルカリ金属とか、そういった類のFPも当然スエリングには寄与しているのかなというふうに思いましたので、本質的なところではありませんけども、お答えとしては気になったところです。

○飛田囑託 すみません。ガスのリテンション（保持）につきましては、照射挙動を、SUS4Aの中で、そういう照射挙動を解析する機能がついておりまして、柱状晶領域も含めて、どれぐらいの量のFPガスが残っているかということについては、従来の照射試験で sibling pin等の試験結果に基づいて、検証を行ってきておりますので、またそういった結果についても、少し説明させていければというふうに思います。

○山中委員 ありがとうございます。

必ずしも本質的なところではないんですけども、気になった点です。

それから、再臨界について、二つ、どちらが保守的なお答えになるのかという点について、教えてほしいんですけど、まず、再臨界について、燃料の形として、ペレットのまま存在するほうが保守的なのか。粒子のまま、粒子になって存在するほうが再臨界の解析に対して保守的なのか。どちらが保守的なんでしょう。

○飛田囑託 炉心物質の流動性に関しては、SIMMERの中では、粒子の形状、あるいは、サイズ、ガスの流動性に影響を与えるというふうには、この基本ケース、あるいは、不確かさ影響評価ケースの中では、全て燃料と熔融したスチールと破損した燃料が混在している物質の粘性をゼロとして、流動しやすいというふうには、流動するものとして、スロッシング挙動を起きやすい条件で解析をするということで、あまり燃料の大きさ、あるいは、形状が解析結果に影響を与えるような、といった解析を行っておりません。

例えば、図7の120秒以降、あるいは、129秒以降の極めて厳しい即発臨界については、これは全て燃料のスロッシングによって、燃料が一斉に集中することで発生しているものですので、そういった燃料の集中挙動を起きやすく解析するという観点からしますと、もうその混合物の実効的な粘性率がゼロであるというふうには置いていることそのもので、そういった不確かさ、例えば、燃料の粒子の性状の不確かさを包絡するような条件で解析を行っているというふうには考えております。

○山中委員 つまり、SIMMERの解析の保守性というのは、流動性の大小で決まってくるものですよという、そういうことですか。

○飛田囑託 即発臨界を駆動するものは、燃料の空間的な集中になりますので、その集中を駆動する燃料のスロッシングがなるべく起きやすい条件を用いていると。その流動性に対して、燃料の形状が影響を及ぼすような想定を行わずに、全ての粘性率はゼロとして解析しているという観点では、極めて保守的な解析を担保している、条件を担保しているというふうには考えております。

○山中委員 分かりました。

そのほかいかがでしょう。

よろしいですか。

それでは、引き続き資料の説明をお願いいたします。

○飛田囑託 では、引き続きまして、11ページになります。

これは、No.258でありまして、頂いた御指摘としては、非線形性のある炉心損傷事象をSIMMERで解析している。本事象におけるエネルギー発生挙動の非線形性をどのように考慮し、どのように保守的な評価としているのか、十分に説明することということですので、それに対して、回答を用意させていただきました。

まず、1. の「常陽」の即発臨界超過現象における放出エネルギーの評価ということですが、高速炉の代表的な重大事故でありますULOFの事故シーケンスでは、燃料の損傷が炉心規模まで拡大する遷移過程において、熔融燃料が凝集して、即発臨界を超過すれば、出力逸走によって大きなエネルギー放出が生じる可能性があります。常陽の格納容器損傷防止措置の有効性評価では、このエネルギー放出挙動をSIMMER-IV及びSIMMER-IIIを用いて解析しました。この解析の基本ケースでは、3次元的な非軸対称の燃料スロッシング、すなわち、揺動による燃料凝集挙動を解析しておりますが、この基本ケースにおきましても、燃料が焼結密度のまま高密度で堆積する、あるいは、固体燃料デブリを含み、本来、流動性が極めて低い炉心物質の粘性をゼロとするなどの保守的な想定を用いています。

この基本ケースで用いた保守的な想定に加えまして、重要現象として摘出されているFCIと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。特に最も大きな放出エネルギーが解析されました燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースでは、炉心外への燃料流出を無視した上で、2次元軸対象の体系で横方向の物質移動が一斉に中心軸に向かうという保守的な想定を用いた解析を行っております。このケースの結果を用いて、原子炉容器の機械的健全性と、それから、格納容器（床上）へのナトリウムの漏えい量を解析しまして、格納容器破損防止措置の有効性評価を行っております。

では、2. で、即発臨界超過現象における非線形性について、説明します。

高速炉の熔融炉心におきましては、炉心中心の下部に燃料が凝集して、出力逸走が発生しますと、その中心部、集中した中心部の温度・圧力上昇によって、炉心物質は分散し、一旦、反応度は未臨界となります。ただ、その後、分散した炉心の物質は、炉心の外周部から再び炉心中心部へ揺り戻って集中することで、再び反応度は即発臨界を超過します。こういった反応度の大きな増減を伴う炉心物質の集中と分散、いわゆる、自励的なスロッシングが炉心物質の炉心からの流出によって、反応度レベルが十分に低下するまで繰り返されます。

このように、高速炉の炉心物質の流動に影響を与えるという、高速炉の熔融炉心における出力変動は、この炉心物質の流動が出力変動を生起しまして、その出力変動がその後の

炉心物質の流動に影響を与えるという自己再帰的な現象であります。特に、指数関数的にこの出力が上昇する出力逸走では、物質配位の僅かな変動が反応度の変化を通して放出エネルギーに大きな影響を与えるということも相まって、この遷移過程における物質の運動と出力の変動は、事故シーケンスの初期状態の微少な違いや物質挙動の変動に対しまして、鋭敏性を有する非線形挙動となります。

燃料スロッシングの不確かさ影響評価ケースにおきましては、前述のように、燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、更に放出エネルギーに対して、この非線形性の影響の評価を行っています。

非線形性の影響評価になります。

エネルギー放出過程の非線形性の影響を評価するために、初期タイムステップ幅を変えて、初期状態の微少な違いとした多数の解析を実施して、最大の放出エネルギーを与える解析ケースを採用する方法を取っています。解析ケース数としましては、解析から得られる炉心平均燃料温度の最も高い値が上位5%となる信頼水準が95%を超えるように、59ケースとしております。

有効性評価における不確かさの影響評価では、これらの解析ケースの中で、放出エネルギーを代表する評価指標であります炉心平均燃料温度として最も高い約5,110°Cを与えた解析ケースの結果を採用しています。得られた炉心平均燃料温度の59ケースの累積確率分布をメジアンランク法で求めた結果を第1図に示しております。この炉心平均燃料温度の計算結果を用いまして、Jeffreysの無情報事前分布を仮定した確率計算を行いましたところ、炉心平均燃料温度が約5,110°Cを超過する確率は約0.83%であるということが分かりました。

この超過確率の計算方法につきましては、添付に示しております。

まとめになります。常陽の格納容器損傷防止措置の有効性評価では、重要現象の不確かさの影響を評価する解析ケースにより、遷移過程の出力逸走によるエネルギー放出の上限値を求めております。この解析ケースでは、燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、遷移過程におけるエネルギー放出挙動が有する非線形性を考慮した保守的な評価とするために、初期状態の微少な違いを与えた多数の解析を実施しました。解析から得られる炉心平均燃料の温度の最も高い値が上位5%となる信頼水準が95%を超えるケース数の解析を実施し、評価指標である炉心平均燃料温度が最も高くなった約5,110°Cを計算した解析ケースを有効性評価の不確かさ影響評価において採用しました。

この放出エネルギーを超過する確率は、統計的分析によって、約0.83%と評価されており、十分に小さく押さえられているというふうに判断しております。

あと、続きまして、No.260の指摘事項について、回答させていただきます。

No.260のコメントですが、指摘事項ですが、ULOFにおけるデブリベッドの冷却性評価の基本ケースでは、FRAG試験のデータを平均化した粒子径を使用しているが、試験温度が最も実機に近いFRAG4試験の中央値を基本ケースで使用することが適切とも考えられる。粒子径やポロシティの設定については、有効性評価において議論するので、考え方を整理しておくことという御指摘を頂いておりましたので、今回、その回答を用意させていただきました。

これは通しページでいうと、14ページになります。

FCI試験のナトリウムの温度条件と粒径の関係ということで、試験結果に基づいた検討を行っております。

まず、1. FCI試験の粒径とナトリウム温度の関係になります。

第1表に、FCI試験におけるナトリウムプールの温度条件と粒子径の中央値を整理したものを示しております。FRAG試験、これは第1図に示した粒径分布になりますが、グラフの読取値の内挿で粒子径の中央値を求めております。また、FARO/TERMOSのT1試験、これは第2図にその粒径分布の試験データを示しておりますが、これにつきましては、BOTTOM、デブリの底の部分、領域におきまして、質量割合約30%以下までのデータが示されておりますが、これを50%程度まで外挿した値を用いまして、それぞれBOTTOMと、それから、CENTER、それから、表面近くのTOPの平均値を求めると、約500 $\mu$ mとなります。

第3図にこの横軸を取りまして、横軸はナトリウムプールの温度、それから、縦軸に粒子径の中央値として各試験の条件をプロットしたものを示します。これは通しページでいうと、17ページになります。ナトリウムのこのプールの温度条件と粒子径の中央値には、この図を見る限りは、強い相関は見られなかったと。見られておりません。また、これらの試験では、粒子径はおおむね400~500 $\mu$ m程度であります。FRAG4試験のみ270 $\mu$ mと、小さな粒径となっています。この原因は、試験レポートにも粒径の小さいことへの言及、あるいは、違いの分析は行われておりません。FRAG4試験以外の試験では、250~690 $^{\circ}$ Cの温度範囲にわたって、粒径が400~500 $\mu$ m程度であること、それから、有効性評価に用いる粒径の最確値は、この粒径範囲の下限である400 $\mu$ m、また、特異的に小さな値を与えているFRAG4試験の270 $\mu$ mを不確かさの影響評価における保守的な値として用いることが適

切であるというふうに判断しております。

各試験における粒径になりますが、これは第1図と第2図に示しますように、数 $10\mu\text{m}$ ～数 $1,000\mu\text{m}$ までの分布を持っています。冷却性評価に用いる代表粒径としては、これらの分布の質量中央値を用いております。これは、今回のデブリの冷却性評価に用いたLipinskiモデルと同じモデルを採用しているMAAPコードのMCCIモデルによるBWRのMCCIデブリ冷却性評価におきましても、軽水炉用の試験でありますFARO LWR試験あるいはCOTELS試験で得られた粒径分布の質量中央値を用いていることに準じたものとなっております。ただ、一方、一般に、粒径分布のSauter平均値は、質量中央値よりも小さな値を与えますので、粒径分布の不確かさの影響評価を行う際には、その影響も考慮することとしまして、FRAG4試験の粒径で、Sauter平均値である $130\mu\text{m}$ とした冷却性評価を行うこととしました。

## 2. デブリベッド冷却評価に対する粒径の影響になります。

評価事故シーケンスULOFとULOF(iii)のうち、下部プレナムへの損傷炉心物質の移行量が多いULOF(iii)の基本ケースに対しまして、これは粒径を基本ケースは $400\mu\text{m}$ になりますが、これに対しまして、粒径を $130\mu\text{m}$ として、粒径の不確かさの影響評価を行っております。結果をこの第4図に示しています。

基本ケースでは、デブリベッド最高温度は約 $1,200$ 秒後に約 $640^{\circ}\text{C}$ まで上昇して、その後は崩壊熱の減衰とともに低下しています。粒径を $130\mu\text{m}$ とした不確かさの影響評価ケースでは、デブリベッド最高温度は約 $1,900$ 秒後に $880^{\circ}\text{C}$ まで上昇して、その後は崩壊熱の減衰とともに低下しています。いずれのケースにおきましても、デブリベッドの最高温度はナトリウムの沸点以下、沸点であります $910^{\circ}\text{C}$ 以下でありまして、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ふうに考えられます。

説明としては以上になります。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。

質問、コメントございますか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

これは、前、審査会合で、私、質問させていただいた件で、今回、幾つか数字が出てきているので、ちょっとこれまで説明いただいた内容と併せて、確認を少しさせていただきます。まず、11月29日、去年、審査会合をやったときに、粒径とポロシティ、空隙率の分布はどのぐらい影響するのかとあって、感度解析を当時やっておられて、粒径分布の話はこのときも確認はしていると。そのときに、今、御説明があったように、FRAG試験、

FRAG4の試験ですね、粒径 $270\mu\text{m}$ というのは、一つの不確かさのケースとして見ておられて、結構、温度には影響があるということで回答いただいていたものです。今回、御説明いただいた中で、幾つか試験のデータを見ると、例えば、図3を見ると、FRAG試験は幾つかのFARO/TERMOの試験も含めて見ると、大体、質量の中央値で見れば、大体 $400\sim 500\mu\text{m}$ だということで、今のSIMMERコードで扱っている $400\mu\text{m}$ というのは妥当ではないかという説明で、そのうちのFRAG4の試験の値も、確かに不確かさのケースとしては見てきましたと、こういうことであつたとまずは理解しています。

さらに、今日、説明があつた話としては、解析モデルについてはもうほかで、ここではMAAPコードの話が出ていますけども、MAAPコードで採用しているデブリ冷却評価に用いたモデルと同じモデルを使っているという御説明であつたということでして、ここでも質量中央値を使っていますよという説明があつたと理解します。

確かに、MAAPコードのここで引用されている文献ですね、確認しまして、見たところ、確かに質量中央値という値を使って評価しているということでしたので、そこは御説明のとおりなのかなと思いました。

一方で、原子力機構としては、そのもう一つの粒形平均の取り方として、Sauter平均、これはよくスプレーですとか、そういう面積が効いてくるような粒形を取るときには、こういうやり方をしているというふうに言われていますけども、これでもう冷却の評価をしてきているということで、まずは、今日御説明があつたということですので、事実関係としては、そういうことですよ。

○飛田囑託 はい、今の御説明のとおりです。

○片野チーム員 はい。その上での確認なんですけど、一方で、このSuper-COPDのデブリ冷却モジュールとして開発されたこの部分ですけど、ACRR炉のD10試験で温度評価をされていたと。元々、それで妥当性確認をしておつたというふうに理解しますけど、このときにD10試験と比較したときには、どういう粒径の与え方をしていたんでしょうか。やっぱり今見たく質量中央値という形で与えていたんですかね、ここは。

○飛田囑託 いえ、D10試験の解析はSauter Meanを使って解析をしております。

○片野チーム員 となると、元々Sauter Meanで評価していたので、あれは試験と合っていますという御説明であつたと理解していますけど、今回、確かにMAAPコードでは質量平均値を使っているというところで、これに準じたというのは分かるんですが、ただ、元々今回のモジュールをSauter Mean平均じゃなくて、質量平均でやるというと、その妥当性に

使った粒形との関係からいうと、どういうふうに理解したらよろしいでしょうか。

○飛田囑託 やはり、Sauter Meanで試験結果を大体合うような結果になっているんですが、一方、質量中央値を使えば若干粒形、冷却性については過大に評価するという結果になっておりますので、試験結果、そういう知見的な知見に関していえばSauter Meanを使うことが妥当だというふうに考えております。

○片野チーム員 これそういうことなだとすると、今回はFRAG4試験の粒形をSauter Meanで与えたということをやったんですけど、ここに粒径の与え方はじゃあ質量中央値で与えるというのが適当だったのかなという、ちょっと悩ましいと思うんですけど、元々妥当性確認でやったようなやり方で、質量中央値じゃなくてSauter Meanで取ってやるべきということにはならないですかね。

○飛田囑託 やはり、どのような質量中央値を代表径で用いるかという、実際の実機での評価にも当たっては、どういった代表値を用いるかということではありますが、これも今回の評価では従来の軽水炉で用いられている質量中央値を使っているということに準じて、倣いまして、質量中央値を用いた評価を行っているということになります。

○片野チーム員 確かに、その説明はその説明としてあるんですけども、ただ一方で、MAAPコードの説明のところを見ると、確かにあちらでも粒形の分布は、あつちは確かに質量平均でやっているものの、質量平均といいながらも粒径の分布で感度を見ていまして、それによると、あまりその粒径の分布の影響はないというふうにたしか結論をしていたと理解しています。

一方で、今回の解析結果で見ると、基本ケースからいうと大分粒径の分布の影響ってあるように思いますので、そう考えると、これ単に同じやり方をしているからいいですというのでは、やや説明が弱いのではないのかなと考えますけれども、どうですかね。何でも厳しいのをやればいいというつもりではないですけども、妥当性確認を使ったときの手法ですとか、その平均の取り方から考えたらば、FRAG4試験のSauter Meanでやれるのが適当とまでは言わないですけども、それぞれの平均は質量平均ではなくてSauter Meanで取ってやるというほうが、より、その妥当性確認との関係では整合するのではないかなと考えますが。

○飛田囑託 粒径への冷却能力の依存性については、これは同じLipinskiを用いておりますので、MAAPコードの冷却性評価、あるいは、今回の下部プレナムでのデブリベッドの冷却性評価についても、同じ依存性を持っているというふうには考えております。

ただ、やはり、どのような代表値を用いるか、ある一定の粒径分布を持っているデブリベッドの代表値をどの辺りを取るかということに関しては、やはりそういった意味では、粒径の代表値の影響を確認するという観点から、今回はその粒径の不確かさの評価を行う際には、FRAGの試験という最も小さな、特異的に小さな粒径を与えているFRAG4試験でその影響を見るんですけども、その上に、そこに更にどういった代表値を取るかという、その不確かさも重ね合わせた上で、本来は270 $\mu\text{m}$ であるところを130 $\mu\text{m}$ として評価したということで、それでも冷却は成立しているということを確認したということで、その不確かさの影響を評価したと、代表値の取り方も含めて不確かさの影響を確認したという評価を行ったということになります。

○有吉チーム員 すみません、規制庁、有吉です。

ちょっと確認です。

今、FRAG4試験が出ました、これ270 $\mu\text{m}$ ですね、Sauter Meanで130 $\mu\text{m}$ というのは、これはFRAG4ですね、要するに。

○飛田囑託 はい。FRAG4のSauter Meanを取って130 $\mu\text{m}$ になっております。

○有吉チーム員 FRAG4だけが特異的に小さくて、ほかの試験はそんなに小さくないと、これだけ特異な傾向であるということで御説明されたと、そういう理解でよろしいんですよね。

○飛田囑託 はい。

○有吉チーム員 あとは、そういう特異なデータを使うかということと、それから、解析条件も何%を、下の下部ヘッドに落とすかという条件も多分絡んでくるんですかね、そこは、その保守性の考え方を整理して、検証試験との関係も含めて、ストーリーを分かりやすく整理をし直したらどうかと考えますが、いかがでしょう。

○飛田囑託 その不確かさの包絡の仕方、考慮の仕方については、再度説明をさせていただければというふうに思います。

○有吉チーム員 片野も言いましたけど、やたらに厳しく、理屈もなく厳しくということも適切ではないと思いますので、それをやっぱりまず妥当なものと。合理的な考えで厳しくといったことをやっていかないといけない、そうあるべきだと思いますので、それは確認させていただきたいと思います。

○飛田囑託 了解いたしました。

○山中委員 そのほかございますか。

○小舞チーム員 すみません、規制庁の小舞です。

今いろいろ粒径とか、そういったお話、御説明いただきましたけれども、それとちょっと若干違うFCIについて一つお願いがございます。

昨年の11月29日の審査会合で、原子炉容器のナトリウム噴出量評価に係るところでは、上部プレナムの下部のFCI挙動が重要であるという御説明が昨年ありました。今現状は、その不確かさの影響を、検討しているというステータスだと認識しております。

このFCI現象は、昨年11月29日等でやったものは、ナトリウム蒸気によって機械的負荷を与えるという影響を、これまでもずっとSIMMERに関して中心に議論をしてきまして、確認してきている最中というところでございますけれども、このFCI現象というのは、これだけではないです。

具体的に言うと、FCI現象において溶融した燃料と、それから、冷却材の液体ナトリウムと直接的に接触することによって、冷却材のナトリウムが膨張して、いわゆる、熱衝撃に伴うような圧力現象、これはいわゆるPhase Aと、FCIの世界ではPhase Aと呼んでいまして、先ほどのナトリウム蒸気のほうはPhase Bということのようなんですけれども、このPhase Aに関しても、次回以降のどこか会合で御説明いただきたいというふうに考えております。この点はよろしく願いいたします。

以上です。

○飛田囑託 了解いたしました。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

今の話に追加で検討をお願いしたい、説明をお願いしたいことがございまして、ナトリウムと溶融燃料によって、ナトリウムの蒸気爆発みたいなことが起こるのかどうなのかというのは、これまで随分議論してきたんじゃないかと思うんです。それも併せて説明していただきたい。

だから、Phase A、どっちかというところPhase Bの話かもしれませんが、それも含めて検討をお願いしたいと思います。大丈夫でしょうか。

○飛田囑託 基本的には、厳しいFCIが起きる、安定蒸気膜で包まれた粗混合というものが、ナトリウム系では起きづらいということになりますが、そういった知見も含めて説明させていただければと思います。

○有吉チーム員 はい。ちょっとくどいんですけど、そういう液-液接触ですか、これまで説明された内容を見ると、今回のSIMMERでは必ずしもそうではないように見受けられ

るんですね。炉心の中で熔融燃料と、それから、熔融スチール、それから、スチールの蒸気圧によって押し出される、このときに液体かどうかということ、よく分からないところがありまして、今回の機械的応答過程の現象と合わせて少し説明をお願いしたいんですが、大丈夫ですか。

○飛田囑託 高速炉のいろいろな局面でそのFCIが影響するというふうに考えております。それぞれの局面において、先ほどのPhase Aという单相圧力が発生し得るものかどうか、その影響はどうなるのか、それから、その後、発生する蒸気圧がどのような影響を与えるのかという、そういうことも含めて検討した上で説明させていただければというふうに思います。

○山中委員 そのほかよろしいですか。

それでは、引き続き、資料の1-2について説明をお願いします。

○山本主幹 原子力機構の山本でございます。

引き続きまして、資料1-2に基づきまして、53条の（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材及び手順について御説明をいたします。

説明は画面を共有させていただき実施いたします。

まず、1ページ目に目次を示しております。画面共有はされておりますでしょうか。

○山中委員 いえ、ちょっと見えてないです。

○山本主幹 今、こちらで設備の不具合がございますので、少々お待ちいただけますでしょうか。

○山中委員 手元に資料はありますので、言葉で説明をしていただければ大丈夫かと思えます。

○山本主幹 ありがとうございます。それでは、お手元の資料を御参照いただいて御説明をさせていただきます。

まず、1ページに目次を示してございまして、本日の説明範囲を青枠で囲んでございませぬ。

第53条の資機材及び手順につきましては、前回の12月21日の審査会合におきまして、全体概要並びにULOF及びLORLの一部について御審査を頂いております。本日は、その際のULOF事象に係る御指摘への回答も含めまして、UTOP事象、ULOHS事象も合わせて、原子炉停止機能喪失型の三つの事象グループの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係

る資機材及び手順について御説明いたします。

なお、残りの崩壊熱除去機能喪失型の事象グループ等に係る資機材及び手順については、次回以降の審査会合で御説明をさせていただく予定としております。

2ページの青枠内に、原子炉停止機能喪失型の事象グループを対象として、炉心損傷防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。

表の左の列から、事象グループ、評価事故シーケンス、炉心損傷防止措置、措置に使用する主な資機材、措置の手順の順に記載しております。

一番上のULOFにつきましては、前回の審査会合から変更はございません。

その下のUTOP及びULOHSの炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系による原子炉自動停止でありまして、基本的にULOFと同様の措置であり、使用する主な資機材及び手順もULOFと同様となります。

ULOFと異なる資機材といたしましては、UTOPに対して制御棒連続引抜き阻止インターロックの措置を講じること、及びUTOP及びULOHSに対する代替原子炉トリップ信号に原子炉出口冷却材の温度高を使用すること。これらがULOFの資機材と異なる部分となります。

3ページの青枠内に、原子炉停止機能喪失型の事象グループの格納容器破損防止措置に係る資機材及び手順の概要を示しております。

一番上のULOFにつきましては、前回の審査会合から変更はございません。

その下のUTOPの格納容器破損防止措置はULOFと同じ措置であり、これらの措置に使用する資機材及び手順もULOFと同じものになります。

表の下側のULOHSの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系による冷却としております。

当該措置に必要な主な資機材は、1次主冷却系の強制循環設備、2次主冷却系の自然循環設備であり、これらの資機材の機能に必要な主な関連系は、非常用電源設備及び圧縮空気供給設備となります。

本措置に関連する手順を、表の一番右の列に記載しております。

ULOHSにおいて炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合に対して、①の除熱源喪失時の原子炉停止失敗時手順及び②の制御棒駆動機構の軸の直接回転手順を整備いたします。制御棒駆動機構の軸の直接回転手順は、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する手順であります。

なお、ULOHSの一番下の評価事故シーケンスのULOHS (iii) は、異常事象が2次冷却材ナトリウムの漏えいでありますので、表の右の列にある1及び2の手順と合わせて、2次冷却材ナトリウム漏えい時の手順を合わせて実施いたします。

4ページにBDBAに係る資機材の整理といたしまして、添付書類8に記載しております炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置のための資機材の一覧を示しております。

例えば、停止機能に関しましては、制御棒及び制御棒駆動系、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系、制御棒連続引抜き阻止インターロック、原子炉保護系（スクラム）、後備炉停止系用論理回路がありまして、そのほかにこちらに記載の冷却機能、閉じ込め機能、監視機能及び電源機能に関する資機材を整備するということとしております。

これらの資機材につきましては、発電炉の重大事故対策の有効性評価に関する審査ガイドに基づきまして、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故の想定に置いて、故障を想定した資機材を除き、資機材の機能を期待することの妥当性を確認できた場合には、有効性評価はその機能に期待して実施しております。

その整理の一例を下の表に示しております。

例えば、崩壊熱除去機能喪失型の事故における原子炉停止機能及び原子炉停止機能喪失型の事故における原子炉冷却材バウンダリ機能、これらは事故の想定において故障を想定した資機材とは異なり、かつ機能が維持されることが妥当と判断されますので、設計基準を拡張として、有効性評価をこれらの資機材の機能に期待して実施しております。

5ページには、BDBAに係る資機材の整理としまして、BDBAの各事象グループに対する資機材の取扱いの一覧を示しております。

表の左の列に停止機能、冷却機能、閉じ込め機能、電源機能、計装等の各要求機能を構成する資機材を示しており、その右にBDBAへの各事象グループにおけるこれらの資機材の取扱いを示しております。

凡例は表の下に示しておりまして、「○」と記載しておりますのが機能すると想定しているもの、「×」と記載しているものが機能喪失を想定しているもの、「－」と記載しているものが、機能の有無が有効性評価に与える影響が小さく、機能が不要なものになります。

停止機能について御説明をいたします。

表の一番上の主炉停止系の制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉停止機能喪失型の事象であるULOF、UTOP、ULOHSにおいては、それらの事象を想定において停止機能喪失を想定し

ておりますので、ここでの凡例は×としております。

他方、崩壊熱除去機能の喪失型及び局所的燃料破損では、制御棒等は事故の想定において故障を想定した資機材とは異なり、かつ機能が維持されることが妥当と判断されますので、設計基準拡張として機能することを想定しており、ここでの凡例は「○」としております。

表の上から2番目の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、原子炉停止機能喪失型のULOF、UTOP、ULOHSに対する炉心損傷防止措置として講じたものであるため、この凡例は「○」となり、これらの事象グループに対して機能することを想定し、当該措置の有効性を評価しております。

また、崩壊熱除去機能喪失型のLORL、PLOHS、SBO及び局所的燃料破損においては、原子炉停止系の制御棒及び制御棒駆動系が機能すると想定しておりますので、後備炉停止系は機能が不要なものとして「－」としております。

なお、原子炉保護系スクラム及び後備炉停止系用論理回路も、同様の考え方に基づいて整理しております。

次に、冷却機能について御説明いたします。

原子炉停止機能喪失型の事象は、事故の想定において停止機能の喪失を想定している事故であり、局所的燃料破損は燃料集合体の局所的な異常を想定している事故でありますので、これらの事象における冷却機能については機能喪失を仮定することなく、原子炉冷却材バウンダリ及び非常用冷却設備による冷却を措置として、当該措置の有効性を評価しております。

他方、崩壊熱除去機能喪失型のLORLにおきましては、事象想定において原子炉冷却材バウンダリの機能喪失を想定しておりますので、原子炉冷却材バウンダリ及び主冷却系による冷却に関する非常用冷却設備の凡例は「×」となり、その下にあります炉心損傷防止措置として講じる補助冷却設備による冷却の有効性を評価しております。

また、PLOHS及びSBOにおいては、主冷却系による強制循環冷却の機能喪失を想定しまして、自然循環による冷却を措置として講じ、その有効性を評価しております。

なお、表の中央付近の1次主循環ポンプ主電動機については、ULOF、UTOP、ULOHS、LFにおいて、これらの事象の進展からして、通常運転時から運転を継続すると判断できますので、有効性評価ではこれらの運転が継続されるものとして評価を実施しております。

その他の閉じ込め機能及び電源機能等についても同様な考え方で整理しており、その結

果については、こちらの一覧の表で示しているとおりでございます。

6ページからがULOFに対する資機材及び手順です。

7ページのULOFの炉心損傷防止に係る事象進展、資機材及び手順については、前回の審査会合から変更はございません。

また、8ページのULOFの格納容器破損防止措置に係る事象進展、資機材、手順についても、前回の審査会合から変更はございません。

9ページに、ULOFの炉心損傷防止措置に係る資機材について示しております。

参考1に示しております質問管理表のNo.271に記載しておりますが、前回の審査会合におきまして、ポニーモータの関連系として、潤滑油系や非常用電源設備の冷却系も含めて、措置を機能させるために必要な設備機器を整理して説明することとの御指摘をいただいております。

ここでは、この御指摘への回答として、表の中央付近の1次主循環ポンプポニーモータの関連系として、潤滑油系のオイルプレッシャーユニットを追記するとともに、1次主循環ポンプ、ポニーモータの運転に必要な設備機器として、これらの制御電源を追記しております。

また、非常用電源設備に関しましては、表の下の注釈に示しました①の非常用ディーゼル電源系、②の交流無停電電源系、③の直流無停電電源系、と給電先を詳細化するとともに、主冷却系の主冷却器の圧縮空気供給設備については、インレットベーン及びダンパの駆動用の圧縮空気供給設備を詳細化しました。これらの詳細については、後ほどのページで個別に御説明をいたします。

10ページには、ULOFの格納容器破損防止措置に係る資機材について示しておりまして、関連設備の記載に関して、先ほどの9ページの炉心損傷防止措置と同様の改定を行っております。

11ページには、ULOFの資機材の関連設備の非常用電源設備について示しております。

ULOFの資機材のうち、給電が必要なものを右の表に整理しておりまして、ポニーモータの電動機は左側の電源系統図の下側の直流無停電電源設備から給電いたします。

また、その制御電源は図の直流無停電電源設備の上の交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備から給電をいたします。

そのほかにつきましても、おおむね電源系統図の下側の無停電電源設備から給電しており、一部の格納容器隔離弁については非常用ディーゼル電源系から給電することとしてお

ります。

このためBDBAの電源に係る関連設備は、電源系統図左側の図で朱記しました範囲の非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源設備、直流無停電電源設備が対象となります。

電源系統図のディーゼル発電機に\*1を付しておりまして、左上に注釈を示しておりますが、ディーゼル発電機の運転に必要な燃料油、潤滑油供給系、関連する空調換気設備及び補機冷却設備も関連設備に含めております。

または、交流無停電電源設備に\*2を付しており、左上に注釈を示しておりますが、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の機能に必要な機器への電力を供給するための配電盤等についても関連設備に含めております。

続きまして、12ページには、ULOFの資機材の関連設備の圧縮空気供給設備について示しております。

ULOFの資機材のうち、非常用冷却設備による除熱には、右側の図の2次主冷却系に設置している主冷却器のインレットベーン等の操作が必要になります。この操作は圧縮空気により駆動しておりますので、圧縮空気供給設備を関連設備として防護対象としております。

なお、原子炉停止後の崩壊熱除去の運転に必要な圧縮空気の必要容量から、アキュムレータタンクから下流側の朱記の範囲を関連設備としております。

または、アキュムレータタンクの圧縮空気が枯渇した場合には、運転員の手動による操作も可能なように手順を整備しております。

13ページには、ULOFの資機材の関連設備の1次主循環ポンプのオイルプレッシャーユニットについて示しております。

ULOFの資機材のうち、非常用冷却設備による除熱には、1次主循環ポンプのポニーモータの運転が必要であり、また、1次主循環ポンプのポニーモータの運転には、こちらの左の図に示しましたとおり、オイルプレッシャーユニットによるモータ軸受及びポンプ軸封部への潤滑油の潤滑が必要になります。

このため、オイルプレッシャーユニットの潤滑油の循環に必要なオイルポンプを関連設備として防護対象としております。

14ページのULOFに係る手順の概要で、本ページの記載に前回審査会合から変更はございませんが、前回の審査会合におきまして、参考1の質問管理表のNo.270に記載しております1次アルゴンガス系の排気側の隔離弁の閉止を自主対策としているが、対策に使用する設備機器及び手順並びに対策の効果、位置付けについて説明することとの御指摘を頂いてお

りますので、本件に対する回答を次の15ページに示しております。

15ページに、1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順について示しております。

1次アルゴンガス系の排気側は図に示した構成であり、図の左側の原子炉容器内のカバーガス中に放出された希ガス等のFPは、緑色で表記した配管を通じて図の右側の格納容器隔離弁に到達いたします。

BDBAにおいて放射性物質等が放出された場合は、格納容器の自動アイソレーションにより、自動的に1次アルゴンガス系の隔離弁は閉止される設計となっております。

また、原子炉カバーガス中に放出された希ガス等の放射性物質は、約100m<sup>3</sup>の大容量の1次冷却材ダンプタンク（A）、1次冷却材ダンプタンク（B）を経由して移行し、格納容器の隔離弁に到達しますので、格納容器から放出するまでに数時間の時間的な猶予が期待できます。

放出前に格納容器自動アイソレーションにより自動的に閉止されるというふうに考えられますが、ここでは安全性向上のために自主的に講じる措置として、燃料の破損が推定される際には、原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるために、1次アルゴンガス系の廃棄側の隔離に係る手順も整備するという事としております。

16ページからが過出力時の原子炉停止機能喪失（UTOP）についてになります。

17ページには、UTOPの炉心損傷防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。

冒頭にも説明いたしましたが、UTOPの事象進展、資機材及び手順は、前回の審査会合で御説明したULOFとおおむね同じですので、ここではULOFと異なる箇所について御説明いたします。

まず、事象進展図の左上に起因となる異常事象を示しておりますが、UTOPの異常事象は制御棒の異常な引抜きであり、炉心の過渡変化としては過出力となります。

炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所であり、ULOFの措置に加えて、制御棒連続引抜き阻止インターロックの動作を措置しております。

また、代替現象トリップ信号に「原子炉出口冷却材温度高」を使用する、これらの点がULOFと異なる箇所であり、このほかについてはULOFと同じになります。

18ページは、UTOPの格納容器破損防止に係る事象進展と資機材及び手順でありまして、この内容についてはULOFと同じになります。

19ページには、UTOPの炉心損傷防止措置に係る資機材を示しております。

資機材も基本的にはULOFと共通ですが、青字で記載しました代替原子炉トリップ信号及

び制御棒連続引抜き阻止がUTOPに固有の設備であり、これらについても交流無停電系から給電する設計としております。

20ページには、UTOPの格納容器破損防止措置に係る資機材を示しております、この内容についてはULOFと同じになります。

21ページのUTOPの手順についてもULOFと同じになります。

22ページからが、除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）についてです。

23ページには、ULOHSの炉心損傷防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。

ULOHSもULOF及びUTOPと同じ原子炉停止機能喪失型の事象でありますので、事象進展、資機材及び手順はULOFとおおむね同じになります。このため、ここではULOFと異なる箇所について御説明をいたします。

まず、事象進展図の左上に起因となる異常事象を示しておりますが、ULOHSの異常事象は2次冷却材の流量減少等であり、過渡変化としては除熱源の喪失となります。

炉心損傷防止措置は黄色塗りの箇所であり、代替原子炉トリップ信号に原子炉出口冷却材温度高を使用することがULOFと異なる箇所ではありますが、このほかについてはULOFと同じになります。

24ページには、ULOHSの格納容器破損防止に係る事象進展と資機材及び手順を示しております。

ULOHSの格納容器破損防止措置は、炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷防止措置を措置としております。

当該措置に必要な資機材は、右側の緑の枠で囲っております1次主冷却系の強制循環冷却及び2次主冷却系の自然循環、自然通風になります。

また、物理特性による炉心損傷防止状態は、比較的高温での安定静定状態でありますので、枠の下側の制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入を自主対策として講じることとし、右の下側の枠に示しております資機材及び手順を整備することとしております。

25ページには、ULOHSの炉心損傷防止措置に係る資機材を示しております。

青字で記載しておりますが、代替原子炉トリップ信号に原子炉出口冷却材温度高を使用することを除いて、資機材はULOFと同じになります。

26ページには、ULOHSの格納容器破損防止措置に係る資機材を示しております。

表の左の列に青字で記載のとおり、格納容器破損防止措置は、原子炉の高温静定状態へ

の移行です。当該高温静定状態への移行については、事象進展を考慮して、1次主循環ポンプの主電動機が運転を継続することを考慮しております。

また、中央制御室で実施する原子炉手動停止にも失敗した場合には、下側に青字で記載の制御棒駆動機構の軸の直接回転を自主対策として講じることとしており、当該対策にはチェーンブロック等の資機材を整備し、右の列に記載しました手順を整備するということにしております。

27ページには、ULOHSに係る手順の概要を示しております。

炉心損傷防止措置に係るものは、ULOFと同じでございます。

格納容器破損防止措置の上側の原子炉停止時手順については、運転員の操作を介在しなくても自動的に機能するよう設計しておりますので、運転員が実施する手順は冷却状態の確認及び監視に係る手順となります。

格納容器破損防止措置の下側の制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入については、詳細を次の28ページに示しております。

28ページには、制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順の概要を示しております。

本手順に関しましては、参考1の質問管理表のNo.196等に記載しておりますが、これまでの審査会合におきまして、現場へのアクセス性、作業性、記録管理の方法等を説明するよう御指摘を頂いておりますので、そのポイントも含めてこちらの資料に整理しております。

文章の三つ目の段落ですが、二つ目の段落に示しました中央制御室での手動操作による制御棒の挿入が実施できない場合の自主対策として、制御棒駆動機構の軸を回転させることで、制御棒を炉心に挿入し、原子炉を低温の安定静定状態に移行させる資機材及び手順を整備いたします。

本手順の実施時は、右の下の写真に示しました原子炉容器上部の作業場所の線量率を測定し、異常がないことを確認するとともに、局所排風機の設置、半面マスク等の防護具、線量計の着用により作業員の被ばくを管理・低減する措置を講じます。

また、右下の枠内に示しておりますが、現場へのアクセス性に関しましては、作業場所の原子炉容器上部は特別な装備を必要とせず、地上階フロアから入域が可能であり、作業性に関しては、作業は、仮設足場等を必要とせず、原子炉容器の上部におきまして、左の図に示しましたとおり、チェーンブロック等を使用した駆動部の中間部上ハウジングの切り離し及び手動ハンドルの回転による制御棒の挿入等の必要な手順が実施可能でございます。

す。

本資料の説明は以上でございます。御審査をお願い申し上げます。

○山中委員 それでは、質疑に移ります。質問、コメントはございますか。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

御説明、ありがとうございました。

説明の中でもありましたけれども、前回の審査会合で指摘させていただきましたBDBA対策設備との関連設備として今回資料に明確化していただいたと思っております。

今後、BDBA資機材は資機材、手順の中で、他のシーケンスとか、有効性評価とかの結果を踏まえて、資機材とか関連設備については引き続き確認させていただきたいと思っております。

今回、確認させていただきたいのが、スライドの5ページですかね、BDBA対策設備の資機材のほうを整理していただいたと思っております。

この中でですけれども、耐震クラスとしてSクラスとかSs機能維持というふうに使って記載していただいていると思っておりますけれども、ここもその考え方について御説明いただきたいと思っております。

というのも、後備炉停止制御棒と駆動系はSクラスにしているのに対して、その後備炉停止系の論理回路のほうはSs機能維持というふうにしておりまして、ここ考え方が整合しないのかなというふうに思われるところもありますし、また、補助冷却設備とかもSs機能維持というふうになっておりますけれども、ここってSクラスとかだったというふうに記憶しているんですけれども、ここら辺ちょっと考え方を御説明いただけたらと思っております。

○山本主幹 原子力機構の山本でございます。

まず、基本的な考え方といたしまして、このBDBAの対処設備、資機材につきましては、この耐震設計上の重要度分類Sクラス、又は、基準地震動による地震力によって破損を生じない設計であることとしておりまして、これによって耐震の防護設計をすると、そういう基本的な方針でございます。

こちらのSクラスとSs機能維持の違いということですが、まず、そのSクラス、又はSs機能維持として基準地震動によって機能を喪失しないように設計することにより、この炉心損傷防止措置に必要な信頼性は確保できるというふうにご考えてございます。

他方、この規則の耐震重要度分類、第4条に基づく耐震重要度分類に関しましては、設

計基準対象設備の安全施設を対象に、その影響は5mSvを超えるものについてはSクラスに選定するという規則解釈に基づいた選定をしておりますので、このBDDBの資機材については、Sクラスといった、この耐震重要度分類に該当しないということがございます。

そういった違いでこのSクラスとSs機能維持という差が出ておりますが、いずれにしても、Ssの設計基準用地震動による地震動に対して破損を生じない設計にするということで、必要な信頼性を確保するという考え方でございます。

それから、後備炉停止制御棒の駆動系、それから、後備炉停止系論理回路の違いという御指摘がございました。この後備炉停止系の制御棒駆動系につきましては、これは制御棒駆動機構による手動の自主対策、手動での挿入という対策もございますので、その重要性に鑑みて、ここはSクラスにしてございます。

また、この後備炉停止系の論理回路につきましては、これはそのフェールセーフのような設計ということになりますし、その必要な際に使命時間も短く機能すればいいというものになりますので、ここはSs機能維持という考えでございます。

あと、その補助冷却設備につきましては、こちらはSs機能維持ということで当初から考えてございます。

回答については以上でございます。

○有吉チーム員 すみません、規制庁、有吉です。

今の後備炉停止系の回路のところは、少し納得がいかないんです。何かフェールセーフの一言で片づけていいのかと。

これまでの説明では、たしかリレーでしたっけ、主系と後備系は分ける原理を、後備系は機能するために、たしか電源が要ったんじゃないかなかったですっけ、だから単純にそのフェールセーフの一言でいいとは思えないし、ここは今回の安全対策の一番目玉みたいなのところですね。これは信頼性があるという説明をちゃんとしないといけないんじゃないですかね。

○高松課長 原子力機構の高松です。

御意見承って検討させていただきたいとは思いますが、基本的な考え方としては、4条の地震においては、耐震重要度分類においては、原子炉保護系、主系の保護系ですね、によって、主炉停止系、それから、後備路停止系、両方停止機能として働きます。なので、後備路停止系の駆動機構、それから、制御棒については、Sクラスの中に入れてしまっています。

一方で、この原子炉が停止するという信号に対しては、後備炉停止系が設計基準において役割を担っているものではなくて、原子炉保護系が、要はスクラム系が役割を担っているので、そちらがS、後備路停止系は特にうたっていないというところになっています。

一方で、BDBAの資機材としては、後備炉停止系の論理回路が生成機能維持されないといけないので、ここについてはSs機能維持を求めるといような仕分をさせていただいているというところになってございます。

なので、御指摘については承りました。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

くどいですが、高速炉の特徴というのがあって、主系と後備系、これメカニズムは同じですと、多様性はありませんと、炉停止については。そういう中で信頼性といったところで議論をしてきたわけですね。実際にその基準上の考え方もそうかもしれませんが、このSクラスとSs機能維持といったときに、特にここについては信頼性が下がるのか、それとも、信頼性が高いのかといったところがね、非常に関心事でございます。これはしっかり説明をお願いしたいと思います。

○高松課長 原子力機構の高松です。

承知しました。後備炉停止系の論理回路の取り扱いについて、また説明させていただきたいと思います。

以上です。

○山中委員 そのほかいかがですか。

○片野チーム員 原子力規制庁の片野でございます。

資料で言いますと一番最後のページですね、28ページということで、ULOHSの対策というところで、ここは次週ということで今回は御説明を頂いていると。詳しく御説明いただいたので、こういう対策を取られるんだなというのはよく分かったんですけども、以前、このULOHSの対策ということで、有効性評価の中でも、元々ここは除熱源が喪失して、原子炉のそのフィードバックの反応度からある一定の出力のところで制定するから炉心の損傷には至りませんと、よって、時間的な余裕があるから、こういう対策は可能だということで御説明いただいているものです。

これ実際、作業時間ということで考えると、以前、タイムチャートで御説明いただいたときは、大体その作業を始めてから5時間程度というふうに説明を頂いているんですけども、これは今回新しく対策として入れてきたというふうに理解はするんですけども、そ

の5時間の根拠ですね、これというのは実際に訓練とは言わないですけども、この作業の  
目途とか、資機材の取り寄せ、結構、このクレーンで吊ったりとか、作業が今は新しく入  
っているのが見受けられますので、この5時間というのは確かに積み上げとして成立する  
のかというのも御説明いただきたいと思うんですけども、これまず訓練なんかはやられ  
たりしているんでしょうか。

○山本主幹 原子力機構の山本でございます。

作業時間の積み上げで5時間以内に作業を行えるということについて、タイムチャート  
等を作成しまして説明をさせていただきます。

まず、最初にありました資機材についてですが、このような資機材、チェンブロック  
ですとか吊りワイヤ、手動ハンドル等を使用しますが、これらについては全て敷地内で補  
完をしておりますので、1時間以内に資機材の準備が可能であるというふうに考えてござ  
います。

それから、あとは、その要員の参集の時間、そういったものも含めて5時間以内にでき  
るというふうに見積もってございます。

訓練をしているのかという御指摘ですけども、具体的に訓練目的では直接実施してご  
ざいませんが、通常のメンテナンスにおいても実施している作業でございますので、この  
作業にどれぐらいの時間がかかるのかというのは、経験上、データがあるというものでご  
ざいます。

○片野チーム員 分かりました。ありがとうございます。

そうすると、全く初めての作業というわけでもなくて、通常の保守保全の中で、これに  
類する作業というのはやられていて、ある程度、作業としても経験もあるし、見積もれる  
ものだということで理解しました。

なので、今後は技術資料のほうには、ここら辺の積み上げの根拠なんかも詳しく説明い  
ただければと思いますので、よろしくお願いします。

○山本主幹 原子力機構の山本です。

承知いたしました。

○山中委員 そのほかいかがですか。よろしいですか。

それでは、続いて1-3、1-4の資料の説明をお願いします。

○内藤副主幹 原子力機構、内藤です。

では、まずは資料1-3で、第59条（原子炉停止系統）の指摘回答について説明させてい

たきます。

資料1-3、1ページを御覧ください。

今回の会合では、質問管理表の186番、第387回の会合で指摘をいただきました、スクラム試験の検証解析に関し、加振時の結果を提示することについて回答させていただきます。こちら「常陽」の制御棒では、加振時のスクラム試験を実施した経験がないことから、ここでは二段階の方法で、ADAMSコードによる加振中の制御棒挿入性評価を検証しております。

まず第1段階としまして、「常陽」制御棒のスクラム挙動を解析により再現できることを確認します。これはADAMS解析での「常陽」制御棒モデルの検証でございまして、「常陽」制御棒のスクラム試験結果と、その解析結果を比較するものです。

続きまして、第2段階として、地震時条件下のスクラム挙動を解析により再現できることを確認します。こちらはADAMS解析による加振時スクラム挙動解析の妥当性確認でございまして、「常陽」以外の制御棒での加振時スクラム試験結果を使いまして、それと、その解析結果を比較したものです。

2ページに行きまして、まず、「常陽」制御モデルの検証について説明いたします。

比較検証に使用した水中スクラム試験の概要をこちらに示しておりまして、「常陽」の制御棒駆動機構軸を用いまして、スクラム中の軸方向位置の落下時間を測定した試験になります。

試験条件はスライドの下のほうに示しますとおり、流量や、あと上部案内管と下部案内管の偏心量を変えた条件で試験をしております。

試験と解析の比較結果のほうを3ページのほうに示します。

この3ページの上の段に流量を変えた条件での結果を示しておりまして、いずれも、この解析結果は試験結果をよく再現しております。

そして、真ん中の列の下に偏心させた条件での結果も示しておりまして、偏心がある場合でも解析結果は試験結果をよく再現できているということが確認できております。

そして、右の列の下がナトリウム条件で解析した結果になっておりまして、こちらは同条件に相当する水中の結果と比較しますと、常温水中よりも350℃Na中の方が流体の密度が小さいということがございまして、流体抗力が小さくなるため、スクラム時間も短くなるというような結果になっております。

続きまして、4ページで、加振時のスクラム挙動解析の妥当性確認について説明をいた

します。

「常陽」と同じく制御棒単体で落下する放出の加振時スクラム試験としまして、電力共通研究の後備炉停止制御棒の実寸大試験体による水中スクラム試験及び水中振動試験を対象として実施をしております。

こちらの試験条件は、スライドの下のほうに示すとおりとなっております。

こちら5ページのほうに試験と解析の比較結果のほうを示します。

こちら加振なしでは、試験結果と解析結果がよく一致していることは確認できております。

加振ありの場合ですと、解析では水平方向の流体抵抗による応答低減効果を考慮していないということもあわせて、解析のスクラム時間は試験結果よりも解析のほうが大きくなっておりまして、保守側の評価となっていることが確認できております。

これらの結果により、加振時においても制御棒のスクラム挙動を精度よく解析できているということを確認しました。

資料1-3の説明は以上です。

○齋藤主査 原子力機構の齋藤です。

引き続き、第19条の（反応度制御系統）について説明させていただきます。

資料が1-4になります。

まず1ページ目ですけれども、1ページ目のほうに第19条の要求事項を示してございます。

要求事項のほう、第一号のほうは通常運転時に予想される温度変化やキセノンの濃度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとするということと、第二号としては、制御棒の炉心からの飛び出しを防止するということと、2点目が、反応度添加率のほうですね、こちらが制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないということが要求事項としてございます。

対応の概要を記載してございますけれども、具体的には2ページ目以降で御説明させていただきます。

2ページ目をお願いします。

こちらは反応度制御系統の概要ということで、過去の審査会合等で御説明させていただいているものと同じですけれども、改めて御説明いたします。

左下に炉心構成図で示してございます。「常陽」は主炉停止系の制御棒4本と後備炉停止系の制御棒2本でございますけれども、このうち主炉停止系の制御棒4本のほうを反応度制御

系統として使用いたします。

右側には、制御棒と制御棒駆動系の概念図を示してございます。

制御棒のほうは、赤色の内側延長管と外側延長管のほうとラッチ機構を介して吊り下げられるような構造となっております、一体化した状態でボールナットのほうを回転させまして、制御棒の位置を調整すると。そうすることによって炉心の反応度を制御するという方式を取ってございます。

こういった一体化した構造を取っておりますので、併せて、その制御棒の飛び出しを防止できるような構造となっております。

3ページ目をお願いいたします。

3ページ目には反応度添加率に関してですが、制御棒の異常な引き抜きについて結果を記載してございます。

未臨界状態からの引き抜きと出力運転中の制御棒の異常な引き抜きということで、異常な過渡変化事象ですが、結果を示してございます。

こちらは制御棒の最大の反応度添加率に相当します、 $5\phi/s$ という条件で解析を行っておりまして、それぞれ解析結果も記載してあるとおりでございますが、燃料最高温度と熱設計基準値を超えないことを確認してございます。

続きまして、4ページですが、こちらは反応度制御系統における反応度変化の想定について記載してございます。

1点目ですが、通常運転時に予想される温度変化ということで、こちらは以前、32条の（炉心等）において、炉心の動特性のほうを評価してございます。

具体的には、反応度ですとか、主冷却器の空気流量の変化に起因するような出力振動を想定しまして評価をしております。こういった状況でも安定に制御することができるということを確認しております。

2点目のキセノンの濃度変化ですが、こちらは高速炉の炉心の特徴として、キセノンの効果というものは無視できるものとなっております。

3点目の実験物の移動についてですが、こちらは第29条の（実験設備等）を今後説明させていただきますが、こちらのほうで実験物の移動に伴う反応度変化を制限してございます。

というのも、「常陽」の計測線付実験装置というものがございまして、こちらのほうは試験目的に応じて、原子炉運転中に可動できる構造とする場合がございます。

ただし、その炉心の核特性に影響を与えないように装荷するという事で、制御棒の反応度制御能力が変わるものではないです。また、試料部を可動させる場合にあっては、反応度添加率のほうを制御棒より小さいということで設計しますので、この実験物の移動に伴う反応度変化というものは、制御棒により制御することができるようなものとなっております。

具体的には、炉心の核特性に影響を与えないということについては、設工認段階で確認することとしてございます。

最後の照射燃料集合体、そのほかの照射燃料集合体ですけども、こちらは可動するようなものではないですけれども、燃料や照射物の過度の熔融や分解、また冷却材の沸騰が生じないように設計することで、これらに起因した反応度が投入されることを制限してございます。

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。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

御説明、ありがとうございました。

まず、資料1-3のほうで確認をさせていただきたいと思っております。

資料1-3では、ADAMSコードの適用性ということで、試験結果と解析結果がよく合っているということで、よく一致しているかなというふうに理解はしました。

今回ちょっと確認させていただきたいのが、資料1-3の4枚目のスライドのところですか、電力共通研究の試験の試験解析で用いられている加振、マスキング部で隠れてしまってますけれども、加振波では、制御棒の挿入期間中に最大変位とか、最大加速度が与えられているような、加えられているような状態での試験が実施されているのかなというふうに思われるんですけども、実際に「常陽」ですと、スクラム試験結果から見ても、その制御棒の挿入時間が非常に短いというふうなことで、「常陽」の解析のほうで用いられている加振波では、必ずしも制御棒の挿入期間中に最大変位とか加速度が加えられているような条件となっているのか、今回の説明では不透明なところがあるのかなというふうに思っております。その「常陽」の解析の中で、どのようにその制御棒挿入期間中の最大変位とか、加速度を考慮しているのかというところを、御説明いただけたらというふうに思っております。

また、試験の解析では、水試験というふうなところで今回は行われておりますけれども、

ナトリウム環境中での適用性とか、そこら辺の差異とかはないのかということも加えて、併せて、御説明いただけたらというふうに思っております。

○内藤副主幹 原子力機構、内藤です。

まず一つ目なんですけども、「常陽」のSsでの制御棒挿入性の場合、実際の地震の応答を使っているのですが、この際、一番最大の変位が表れる位置で解析をするようにしております。

具体的には、それぞれ上部案内管と下部案内管の変位、それぞれ時刻歴を求めまして、その相対変位が一番最大になる時刻を含まれるように解析をしております。

これによって、本来ですと地震動が大きくなる前に、スクラムが完了してしまうところなんですけれども、あえて、そういう最大変位が発生するところを、地震動が大きいところを取るところで、解析を保守的な評価となるようにしております。

それから、二つ目、水中の結果を今回、比較検証に使っているわけなんですけれども、ナトリウム中ですと、まず流量条件では3ページのほうで比較してございまして、同じ流量相当でもナトリウム流量相当に換算した場合でも、この場合はスクラム時間が短くなることは確認しております。

もう一つは、350°CNa中ですと、当然、熱膨張によるところの変化もございまして。今回のADAMS解析なんですけども、まずその前に炉心群振動解析を行ってございまして、それぞれの変位を出して、その変位応答を使って今回、実際の挙動解析しているんですけども、この炉心群振動解析もなんですけども、常温のノミナル寸法での結果というのを使っております。そうしますと、実際ですとギャップがもうちょっと狭まっている部分が、ノミナルギャップで計算してございまして、水中より横との集合体との衝突も大きな状態になってございまして、そういった衝突加速度とかも大きな条件になっています。その条件で解析をしておりますので、実際の350°CNa中ですと、そういった熱膨張とかでは実際にも揺れなくなりまして、安全側に解析のほうで保守的な評価となっているのではないかとこのように考えております。

説明のほうは以上です。

○島田チーム員 御説明、ありがとうございました。

1点目の質問のほうで、地震波のほうでは最大変位を与えるところで解析を行っていることで了解しました。

2点目のほうのナトリウムのほうでも、安全側に解析が行われているということで了解

いたしました。この辺のことについては、しっかりと資料上に明記いただけたらというふうに思っております。

続いての質問になるんですけども、今度は資料1-4のほうになりまして、スライドの4ページになります。

まずは29条のほうの説明になってしまうかもしれないんですけども、今回は計測線付実験装置というようなところで、これは案内管内で可動できる構造としているということですけども、当該装置が移動とか、何かの理由で落下等とか生じた場合でも、それで最大の反応度の添加率が入ったとしても、制御棒に十分な制御性があるというようなことを、資料上では定性的に御説明いただいているというのは理解できるんですけども、こちらについては定量的に御説明いただけたらというふうに思うんですけども、よろしいでしょうか。

○齋藤主査 原子力機構の齋藤です。

29条の際かとは思いますが、そちらの実験物の可動に伴う反応度添加率ですとか、落下の場合の反応度変化については説明させていただきます。

○島田チーム員 原子力規制庁の島田です。

了解しました。では、引き続き29条の御説明の際にお願いできればと思っております。よろしくお願いたします。

○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、JAEAにおかれましては、本日、審査チームからの指摘を踏まえて、適切に対応のほう、よろしくお願いたします。

JAEA側から何か確認しておきたいこと等はございますか。

○齋藤主査 原子力機構側からは特にございません。

○山中委員 それでは、以上で議題の1を終了します。

ここで一旦中断し、議題の2は、15時50分ということで再開したいということにいたします。

(休憩)

○山中委員 再開いたします。

次の議題は、議題の2、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の試験研究用等原子炉施設（放射性廃棄物の廃棄施設等）に係る設置変更許可申請についてです。

資料2-1、2-2を用いて、設置変更許可申請の概要について説明をお願いいたします。

○岸本技術主席 原子力機構の岸本です。

本日はよろしくお願ひいたします。

まず、今回の原子炉設置変更許可申請でございますが、昨年5月、7月の審査会合において、原科研放射性廃棄物処理場につきましては、アスファルト固化装置等の停止を表明させていただきました。

それに伴いまして、アスファルト固化処理を停止するというので、その代わりに原科研の場合、液体廃棄物の処理というのを固化処理についてセメント固化というものがございますので、そちらに集約をするという話になります。

そういう内容に関しての原子炉設置変更許可というのがメインになります。あと、その他付随的にSTACYと、あと組織的な改正とか、そういったところも含まれますが、そういった辺りについての内容について御説明させていただきます。

それでは、担当から御説明させていただきます。

○須藤マネジャー 原子力機構放射性廃棄物処理場の須藤です。本日はよろしくお願ひします。

資料右肩2-1について御説明させていただきます。

内容は今回の原子炉設置変更許可申請の概要となっております。

まず、1ページでございますが、今回の申請の概要としまして、放射性廃棄物処理場が主となりまして、その他、STACY施設の記載の適正化と共通記載事項の変更を行ってございます。

続いて2ページ目でございますが、放射性廃棄物処理場は、原科研の原子炉の共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設でございます。放射性廃棄物処理場には処理施設と保管施設がございまして、今回、申請に係る施設としては赤枠の部分です。第2廃棄物処理棟と第3廃棄物処理棟が対象施設となっております。

続いて3ページでございますが、そのうちの第2廃棄物処理棟の概要でございます。

第2廃棄物処理棟は、比較的レベルの高い放射性固体廃棄物の処理と液体廃棄物の処理を行う施設となっております。

このうちの左側の部分が固体廃棄物処理に該当しまして、下の図を御覧いただけますでしょうか。施設に搬入した固体廃棄物につきまして、中央の圧縮機で100トンでプレスしまして、圧縮したものを容器に収納しまして、最終的には左下でございます遮へい蓋つき

の保管体のほうを作製するという流れでございます。

続きまして、右側、液体廃棄物処理につきまして、下の図で御説明させていただきますが、施設に搬入した液体廃棄物、こちらをまず廃液貯槽・Ⅱ-2、右下のタンクにて貯留を行います。続きまして、こちらの中央の蒸発処理装置・Ⅱに送りまして、中央の蒸発缶で、こちらで蒸発、加熱、濃縮を行うといったものでございます。こちらで濃縮した廃液につきましては、そのさらに左側のアスファルト固化装置、こちらの中央にあります混和蒸発機でアスファルトと混合し、最終的にはプロダクトとしたアスファルト固化体を作製するものでございます。

続きまして、4ページに行きまして、こちらは第3廃棄物処理棟でございますが、こちらは放射性液体廃棄物の処理を行う施設となっております。

こちらも同様に下の図で御説明させていただきますが、施設に受け入れた廃液につきまして、廃液貯槽・Ⅰに貯留しまして、中央の蒸発缶、蒸発処理装置にて同じように蒸発処理を行います。蒸発処理を行った濃縮液につきましては、セメント固化装置にてセメントと混和し、最終的にセメント固化体を作製するものとなっております。

続いて、5ページでございますが、これまでの固化体の作製実績でございます。

まず、アスファルト固化体でございますが、こちらは施設の操業開始、昭和56年から令和3年までの約40年間に於いて約710本のアスファルト固化体を作製してございます。

なお、直近の10年間に於いては、約20本程度のアスファルト固化体を作製しているところでございます。

続いて、セメント固化装置でございますが、こちらは平成10年度の施設の操業から令和3年度までの20年間で約570本のセメント固化体を作製してございます。

また、直近の10年間に於いては、約70本ほどセメント固化体を作製しているところでございます。

続いて、6ページでございますが、こちらは今回の本題となっております。第2廃棄物処理棟のアスファルト固化処理につきまして、原子力科学研究所における近年の液体廃棄物の発生状況を踏まえまして、施設・設備の合理化の検討を進めまして、使用を停止することとしたこととさせていただきます。こちらは過去の審査会合などで御説明させていただいているとおりでございます。

具体的には第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置、廃液貯槽・Ⅱ-2、それから蒸発処理装置・Ⅱを使用停止としまして、代わりに第3廃棄物処理棟のセメント固化装置、廃

液貯槽・Ⅰ、蒸発処理装置・Ⅰで処理を行うといったものでございます。

続いて、7ページでございますが、先ほどの系統図でございます。左側の固体廃棄物処理施設・Ⅱ、こちらは継続使用を行うこととしまして、右側の液体廃棄物処理設備のほうを使用停止するといったところでございます。

二つ目のチェックでございますが、こちらのアスファルト固化装置などの解体撤去につきましては、固体廃棄物処理設備のほうは処理運転を継続するといったことから、並行で作業を進めるといったことは困難と考えてございまして、また、アスファルト固化装置を残すことによる保安上の問題もないといったことから、合理化の観点から、第2廃棄物処理棟の全体の廃棄措置時に実施することと考えてございます。

続いて8ページでございますが、こちらは第3廃棄物処理棟ということで、今回の申請につきましては、施設設備に変更はございません。

続いて、9ページでございますが、第2処理棟のアスファルト固化装置等の使用停止の内容になっていきますが、今回、停止する設備につきましては、第2廃棄物処理棟内で系統が完結してございますので、放射性廃棄物の受入貯槽であります廃液貯槽・Ⅱ-2への廃液の受入れを停止することで、以降の処理設備へ液体廃棄物の流入を確実に防止できるものとなっております。

また、アスファルト固化装置などの系統内は、現在、工業用水などによって洗浄を実施しておりまして、残っている汚染につきましては、今後、作業員が入槽しまして、拭き取り除染を行う予定となっております。

その他としまして、処理設備の熱源になります加熱蒸気やLPGを閉止すると。

それから、装置の中にあります可燃性物質ということで、アスファルトなど、そういったものは全量抜き出すと。

それから、電動機、ポンプ、計装制御系など全ての電源供給を遮断する予定となっております。こちらの遮断する範囲については、後ほど説明させていただくところでございます。

それから、もう一つ、処理装置の加熱を行わないということから、今後、系統内の圧力上昇が生じないということで、装置の内部から放射性物質が系統外へ漏れいする可能性は極めて低いものと考えてございます。万が一、漏れいした場合においても、その量は非常に少なく、各装置について閉じ込め機能が必要なものではないと考えてございますので、今回、関連施設からこれらについては削除するものと考えて行っております。

ただ、今後、保安活動自体は継続することによりまして、残っている処理設備につきましては、そこからの放射性物質の漏えいを生じないように管理していく次第でございます。

続いて、10ページでございますが、先ほどの文章のところを写真などで示したのになってございます。まず廃液を受け入れるところ、①番と②番、こちらは扉を施錠などすることにより受入れをできないようにすると。それから、③の加熱蒸気のところになりますが、こちらは弁の操作ハンドルにカバーなどをかぶせて、こちらも施錠を行うといった措置を取る予定でございます。

続いて、11ページでございますが、こちらはLPGです。アスファルト固化装置に対しての供給源のLPGのところになりますが、下の写真にありますように、配管を閉止フランジなどで閉止してしまうといったことを考えてございます。

続いて、12ページでございますが、今回、第2処理棟の一部使用停止を行うということで、許可基準規則への適合、不要となる施設設備がございましたので、こちらの表にまとめてございます。

中央に区分のほうがございます、A区分、B区分とあります。A区分は、新設設備で、設工認申請を予定していたものということで、漏えい検知器の一部、それから火災報知設備が該当してございます。

B区分につきましては、既設の設備で、設工認申請を予定していたものとなっております。

いずれの設備につきましても、例えば、塔槽類の堰であつたり、漏えい検知器に関しましては、設備の使用停止により液体廃棄物が漏えいするおそれがない。それから、中央監視盤の筐体とか、接地のような盤関係など、そういったものは電磁波の侵入により装置が誤作動などを起こすことがないと。それから、中央部分になりますが、火災報知設備や水噴霧消火設備、ベローズバルブなども該当しますが、固化セル内で可燃物のアスファルトなどを取り扱うことはなく、使うことはない。それから、系統内に熱媒油が存在しないといったことから、火災などが発生するおそれはないと整理をしてございます。一番下でございますが、誤操作防止インターロックと、これらも、装置の使用停止により、誤操作に起因する放射性物質のおそれがないと。

こういったことから、これらの設備については、許可基準規則への適合が不要と考えてございます。

続いて、13ページでございますが、こちらは第3廃棄物処理棟の話になりますが、今回、

アスファルト固化装置の使用停止に伴いまして、第3廃棄物処理棟におきまして、受入・処理対象廃棄物の放射能濃度を $3.7 \times 10^2 \text{Bq/m}^3$ から1桁上げて、 $3.7 \times 10^3$ と変更するところでございます。仮にこちらは1桁上昇したところで、第3廃棄物処理棟の作業環境を考慮しても、特段有意な影響は与えるものではないと考えてございます。

続いて、14ページでございますが、これらに併せて、放射能の変更と併せまして、液体廃棄物のレベル区分の変更を、今回、申請させていただいてございます。

具体的には左下の部分でございますが、 $\beta \cdot \gamma$ 液体廃棄物のうちB-1、B-2区分ということで、最大 $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ としていたところを、新たな区分、B区分として取りまとめまして、 $3.7 \times 10^3$ ということで、第3廃棄物処理棟で今後扱うものの最大の量、こちらをB区分の上限値としても設けるといったことを行ってございます。

続いて、これらの影響による設備の処理能力、保管施設の保管能力への影響ということで、こちらについては資料番号2-2で御説明させていただきます。

ページ番号としましては111ページでございますが、まず、1. 液体廃棄物の発生量と蒸発処理装置の処理能力ということで、こちらは平成24年度から令和3年度までの直近10年間の期間における蒸発処理対象の液体廃棄物の発生量を以降の表についてまとめてございます。

そちらを整理したところ、原子炉施設、こちらの許可を受けている施設から発生した蒸発処理対象の液体廃棄物の最大発生量は約 $50 \text{m}^3$ 年間当たりになりますが、それから、また原子炉施設と使用施設やRSSなど、そういったところからの発生量を合算した場合においても、最大で年間当たり約 $130 \text{m}^3$ 程度といったことが確認できてございます。

蒸発処理装置・Iの能力ですが、こちらは1日当たり $10 \text{m}^3$ 程度処理できるといったことから、処理能力としては十分なものであるといったことを確認してございます。

また、先ほどの年間最大量約 $130 \text{m}^3$ を仮に処理を行ったものとして、新しい区分でありますBレベル区分の上限値とした場合においても、蒸発処理装置において濃縮した濃縮液の発生量は $3.6 \text{m}^3$ 程度と推定され、セメント固化装置の処理能力としては1日当たり約 $1 \text{m}^3$ であることを考えると、そちらについても十分な処理能力を有しているものと判断できるものとなってございます。

これらにつきましては、この $3.6 \text{m}^3$ が120L単位で固化を行いまして、200Lドラム缶1本発生するといったことから、合計すると、約30本程度の200Lドラム缶が発生する見込みとなっております。

続いて、2.セメント固化体の発生量に伴う保管廃棄施設への保管能力への影響ということですが、今回、第3廃棄物処理棟のセメント固化装置に処理量が増えるといったことから、プロダクトでありますセメント固化体の増量が見込まれるものでございます。

過去10年における第2処理棟で処理を行った液体廃棄物の量としましては、最大で年間当たり約43m<sup>3</sup>となっております、こちらからアスファルト固化体が4本ほど発生してございます。仮にこちらを第3廃棄物処理棟にて処理を行った場合、セメント固化体としては10本程度の発生が見込まれることから、差引き6本程度、年間当たり発生するものと想定されてございます。現在、令和3年度12月31日時点での保管施設の保管余裕量は約11,000本となっていることから、これらについては影響はないものとされてございます。

続いて、112ページです。3.でございますが、発生施設で固形化処理を行う液体廃棄物の発生量と保管廃棄施設の保管能力についてといったところでございます。

こちらも直近10年について、発生施設において固形化処理を行った放射性廃棄物の濃度がB-2区分以上のもの、そういった液体廃棄物の量を調べたところ、当該期間において約70cm<sup>3</sup>、70ccであることを確認してございまして、ほぼ発生していない状況でございます。

これらの今後の発生見込みとしましては、原子炉施設であるJRR-3、STACY、NSRRにおきましては、これまでと同様、発生はないものと推定されております。

それから、原子炉施設以外におきましては、表に示すように、液体廃棄物の発生実績を踏まえまして、変更後の新しいBレベル区分を超えているもの、こういったものは過去10年間において約0.1m<sup>3</sup>程度の発生となりまして、こちらを固形化後の200Lドラム缶の発生量は僅かであると想定されているものでございます。これらにつきましても、保管廃棄施設の保管余裕量に対して、特段影響があるものではないというものでございます。

資料2-1に戻りまして、15ページでございますが、15ページと16ページで液体廃棄物の処理フロー、変更前と変更後について記載させていただいております。

変更前に記載がございました第2廃棄物処理棟への紫の矢印、こういったものが全てなくなるとともに、左側の区分、B-1、B-2区分を新たにB区分と変更するといったところが主な変更点となっております。

これらを踏まえまして、17ページでございますが、評価の見直しのほうを行っているところでございます。

具体的には添付書類八としまして、地震、津波、竜巻が発生した場合に、安全機能を喪失した場合の影響評価ということで評価を行ってございます。

またこの放射性廃棄物処理場においては、これらの施設が地震などによって安全機能を全て喪失した場合に敷地境界外の一般公衆に与える放射線影響評価を行いまして、5mSvを超えないということで、耐震重要施設がないというのと安全上重要な施設がないといったことを確認してございます。

今回、第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置などを使用停止するというので、これらの評価を削除しまして、代わりに第3廃棄物処理棟のセメント固化装置、蒸発処理装置・Iなどに対して、処理対象廃棄物の放射能濃度の上限の変更を行い、評価を行ってございます。

評価としましては、核種であったり、移行率、インベントリ設定の考え方など、そういったものは現行許可に記載している評価と同一のものということで、放射エネルギーのみ変更して評価を行っているところでございます。

その結果につきましては、18ページでございますが、地震、津波、竜巻、いずれの場合も、第3廃棄物処理棟自体を評価した場合に、当然インベントリを上げているといったところから、数値的には上昇しているものとなっております。

ただし、放射性廃棄物処理場全施設の合計として考えた場合、今回、第3廃棄物処理棟を増やしましたが、第2廃棄物処理棟の評価を削除しているといったところで、第2廃棄物処理棟の影響のほうが大きいということで、全体的な数字としましては現状と同じか、それよりも下がっているといったことが確認できております。

これらを踏まえまして、地震、津波、竜巻、いずれの場合も、一般公衆に与える放射線影響は5mSvを超えないといったことが確認できたことから、引き続き放射性廃棄物処理場には耐震重要施設はないといったことが確認できてございます。

第3廃棄物処理棟単体で見えた場合ですが、地震につきましては $12\mu\text{Sv}$ といった影響度合いでございますので、こちらは耐震Cクラスの判断基準であります $50\mu\text{Sv}$ を下回るといったことで、第3廃棄物処理棟につきましても、耐震重要度分類としましてはCクラスとなり、見直しの必要はないといったことを確認してございます。

続いて、19ページでございますが、こちらは添付書類十の事故時の評価について記載させていただきます。

こちらは処理設備の運転中に機器の故障が発生して、放射性物質などが漏えいした場合の評価を行ってございます。

評価の考え方については、先ほどの添付書類八と同様なので省略させていただきます。

結果としましては、20ページでございますが、まず、蒸発処理装置・Ⅱ、アスファルト固化装置については、見直し後の評価は削除といったところになっておりまして、蒸発処理装置・Ⅰ、セメント固化装置につきましては、見直した結果、僅かではありますが、数値的には上昇するといったところでございます。ただし、結果的に、処理場全体として見た場合には固体廃棄物処理施設・Ⅱ、こちらが $4.8 \times 10^{-3}$ mSvといったことで、一番大きい数値となつてございまして、それであっても、一般公衆に対して著しい放射線の被ばくはないといったことを確認してございます。

続いて、21ページでございますが、こちらは第3廃棄物処理棟の今回の申請に係る許可基準規則との適合性を確認したものでございます。

こちらは本来各条項ございますが、原子炉そのものに対するものであったり、処理場としては対象となっておりますが、今回の申請には関わらないものなどがございまして、こちらはこちらの表からは省略してございます。

主に評価に関わる部分でございますが、第4条、地震につきましては、先ほどございましたように、耐震重要度分類、Sクラスはなく、第3廃棄物処理棟としましてもCクラスといったことを再確認できましたので、特に追加の対策は不要と考えてございます。

第5条、津波につきましても同様で、安全上重要な施設のないことを確認できましたので、従来どおり、津波についてはL2津波に耐えられるよう設計すると。ただ、第3廃棄物処理棟については、L2津波が到達しない高さに設けているといったことから、対策は不要とする現在の設計方針から変更はないものとなつてございます。

続いて、22ページ、23ページでございますが、第6条、外部からの衝撃による損傷の防止と。こちらも竜巻、火山事象、それから外部火災、森林火災であったり、近隣工場の火災であったり、爆発などでございますが、こちらも同様に評価しまして、安全上重要な施設はないといったことが確認できてございます。

これを踏まえまして、竜巻対策については従来どおりF1スケール竜巻、それらに耐え得るように設計するといったところでございます。

その他、火山事象などを踏まえまして、本申請に伴う追加の対策は不要と判断してございます。

それ以外の降水や洪水など、特にそういったものに関しましては、特に今回の申請が設備や施設に変更を行うものではなく、周囲の状況に反映すべきはないといったことを確認してございますので、既許可の適合の設計方針からは変更がないものと判断してござい

す。

続いて、23ページ、24ページでございますが、12条の安全施設、それから13条の運転時の異常な過渡変化、設計基準事故の拡大の防止でございますが、これらは添付書類十で評価した事故時の評価を受けまして、こちらも一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることがないというのを再確認できましたので、従来どおり、第3廃棄物処理棟につきまして、PSとMSにつきましてはクラス3に分類されており、一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保するよう設計を行うといった従来の方針から変わらないものと考えてございます。

続いて、25ページでございますが、こちらは今後のスケジュールということで、もともと12月10日のほうに申請させていただきまして、現在、1月、審査会合と、今後、審査会合を踏まえまして、最終的な許可としては令和4年度8月を予定してございます。ただ、これらについては変動が想定されることから、適宜対応、時期の見直しなどを行っていくところでございます。

放射性廃棄物としては以上となりまして、続いて、26ページがSTACY施設のプロセス冷却設備に係る記載の適正化といったところでございますが、こちらは設計段階と設工認段階で熱交換方法の見直しを行ったということで、設備の合理化を行ったということになっておりまして、記載の適正化を行ったものでございます。

それから、最後になります。29ページでございますが、添付書類五、添付書類十一につきまして、こちらは組織図を最新版に更新ということで、TCAとFCAが廃止措置に移行したということで、そちらの保安規定のほうも、施行されたということで、「原子炉主任技術者」や「運転長」などを削除して、「廃止措置施設保安主務者」を追加するといった改定を行っているとともに、あとは所内の技術者数、有資格者数などを最新のものに変更したといったものの改定でございます。

今回の変更申請の内容につい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。

○伊藤チーム員 規制庁の伊藤でございます。

今回の変更申請ということで、設置変更ということで、アスファルト固化処理の停止をするということですが、資料2-1の9ページを見ると、幾つか使用停止に伴う措置というのを示されておりまして、その中で設備自体は撤去をせずに残して、保安活動の中で

設備の管理をしていくというふうにはしています。

一方で、アスファルト固化装置というのは安全機能を期待しないというような申請になっているんですけども、関連して、12ページの関連する設備で不要とするような設備というのを整理されていますが、例えば、固化セルなど、ここに記載されていないようなものもあるんですが、処理場全体というのは新規基準の設工認申請がまだ完了していないので、今後、まだ申請が必要な段階というふうに理解をしているんですけども、今後、申請が必要だということも、設工認申請があるということも踏まえて、本変更に関係するような設備の中で、遮へいや閉じ込め、その他の安全機能で維持すべきものがある場合には、安全機能を維持する、見直しする機能は何であって、それが設工認申請等が必要なのかどうかというところを整理をして説明いただきたいと思います。

あと、もう1点、今回の停止措置というのを幾つか示されていますけれども、こちらも使えないようにした上で管理をするということですので、設工認申請でどう示していくのかというところを方向性を説明いただきたいと思います。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

今、二つ御質問いただいたことについて回答させていただきます。

申し訳ございません。ちょっと音声が正確に聞こえなかったところがありましたので、ずれた話があった場合には、そちらから御指摘いただければと思います。

まず、一つ目が安全機能のところの話かと思いますが、まず、その辺に関しましては、まず、アスファルト固化処理、失礼しました。要は安全機能を確保すべきかどうか、そこら辺の設備との兼ね合いかというところだと思うんですけども、そこに関しまして、保安活動の中で確保するという辺りに関して、そこら辺の設備との兼ね合い、多分、その辺をちゃんときれいにして説明をさせていただくということでやらせていただきたいと思いますが、そこに関しまして、基本的には、アスファルト固化設備に関しましては、中の残存インベントリがほとんどない状態です。いわゆる通常の保安活動の中で十分管理できますので、特に安全機能を求めるものではないというふうに認識はしているところでございます。

あと、2点目のほうの話に関しましてですけども、そこで今回のアスファルト固化処理停止に係る、いわゆる措置、それとの設工認との関係というお話だったかと思うんですけども、そちらに関しましては、こちら説明にあったとおり、かなり、大がかりなハード的な対応をするものではないというようなところなんです。要は施錠であったりとか、あと南京

錠をつけるとか、そういった話でございますので、そこはいわゆる保安活動の中での話というところで、決して、いわゆる設工認のレベルで対応させていただく話ではないのかなというふうに考えて、こちらとしては整理をしております。

また、そこら辺を、今回、設備を撤去しませんので、そういったところの措置に関して設工認という考え方もあるということは理解はしております。そこに関しては、今回のこの対応に関しましては、比較的簡易的な措置ですので、保安活動の範疇の中のところで見られるんじゃないかなと思っております。

すみません。最初のほうの御質問、正確にちょっと聞き取れなかったので、もし、全然ずれていたら、もう一度御指摘いただけると幸いです。すみません。

○伊藤チーム員 規制庁の伊藤でございます。

ありがとうございます。

まず、1点目ですけれども、アスファルト固化装置を停止するということは説明いただいて承知をしております、それに付随するような、関連して安全機能が期待されているような幾つかの設備があるというふうに承知していますので、関係する設備を広く見たときに、果たして単純に機能維持をする設備から削除して問題がないのかどうかという観点から、維持するものがあるのであれば、設工認との関係、後段施設の関係を整理をして示されたいということです。

それから、2点目のところは、確かに資機材を用いた対応というところは多いと思うんですけれども、基本方針として、どのように設備を残しながら使えないような状態を維持するのかというところは整理をして示していただきたいと思います。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

大変申し訳ありません。1番目の質問の点、うまくちゃんと話を捉えておらなくて、すみませんでした。

そういった観点で申しますと、もちろん、こちらはちゃんと整理をしております。そういったところだと、基本的にアスファルト固化そのものに関して付随するものというところは、独立しているものに関しては、切り離せるんですけれども、例えば、セル排風機とか、そういったところに関しては、共用するところもございますので、そういうところは機能は維持していかないといけないということもございますので、その辺はしっかりと説明をさせていただきたいと思います。

2番目の点に関しましては、細かい話になりますので、ここで繰り返すことは割愛しま

すけれども、その点に関しては、今後お示ししていただきたいと思います。

以上となります。

○藤森チーム員 原子力規制庁、藤森です。

2番目の点で、設工認申請は特段考えていないということなんですけれども、既に設工認を受けている設備で、技術基準の適合の維持義務とかもありますし、今後、どう維持していくか。設工認の段階から状態が変わるので、本当にそこは設工認が要らないかどうかというところは、技術基準の適合の維持義務との関係でも、少し検討をいただいて整理いただければと思っておりますので、よろしくをお願いします。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

承知しました。そこについてはしっかり当方としても必要だと思っておりますので、説明させていただきます。簡易的な措置だからいいとかという話ではなくて、おっしゃるとおり、ちゃんと技術基準にのっとった上で、そこはちゃんと要求事項を満たせるかどうかというところで、ちゃんと御説明する必要があると思いますので、そこはしっかり説明させていただきます。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

○井上調査官 原子力規制庁、井上でございます。

資料2-2の111ページのところで、今回、液体廃棄物処理フローを変更しても第3廃棄物処理棟で受入れ、処理する能力を有するというのを御説明いただきたいと思います。

一方で、資料2-1の21ページから24ページを見ますと、今回の申請範囲は13条までだということが示されてございます。液体廃棄物の処理能力に関するものとしたしまして、設置基準規則の第22条1号というものがございまして、こちらにつきましては、今回、適合性確認対象の条文となるというふうに考えてございます。こちらにつきましては、適合性を今後示されると、そういった理解でよろしいでしょうか。

○岸本技術主席 大変申し訳ございません。今、ページを確認しますので、ちょっとすみません。

○須藤マネジャー 原子力機構の須藤です。

こちらについては、また後ほど説明させていただきますが、基本的に受入処理を行う廃液につきましては、今回、濃度減の変更をするところでございますが、気体廃棄物につきましては、従来どおり、建屋の高性能フィルタなどを通した上で、測定を行った上で建屋から排水するものと、線量告示を超える濃度限度以下であることを確認した上で廃棄棟か

ら排水するものでございます。

また、液体廃棄物につきましても同様に、線量告示に規定する濃度限度以下であることを確認した上で排水すると。従来のものから変更はないものと考えてございます。

以上でございます。

○井上調査官 規制庁、井上でございます。

今回、処理をした後の気体と液体、液体については凝縮液ということで、恐らく薄いもの、放射能濃度が薄いものというところの観点で御説明いただいたかと思えますけれども、22条の1号のところ、そもそもの液体廃棄物を処理する能力というものについてかと思いまして、まず、そもそも受ける廃液の量が変わるところで、そういった観点で説明が必要なのではないかというふうに考えた次第です。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

おっしゃる観点ということでは、御説明は必要だと思いますので、説明させていただくことにいたします。今、そういった観点というところで、こちらは捉えていなかったところがございまして、そちらについては御説明いたします。

○山中委員 よろしいですか。

○藤森チーム員 原子力規制庁、藤森ですけれども。

今の点ですけれども、先ほど、111ページのところで、基本、処理する能力は受け入れる量が増えてもあるということで、説明はいただいているんだと思うんですけれども、許可基準規則への適合対象かどうかというところで、220ページでA3の表でありますけれども、ここの22条の第1項1号は、△になっていて、適合対象ではないというふうに整理されているんですけれども、そこは処理する能力が受入量等が変わってもあるかどうかというところが確認対象の適合条文だと思っております、説明は111ページで足りているかと思うんですけれども、この220ページ等の変更が必要ではないかという観点で指摘をしているところです。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

大変失礼しました。そういうお話でしたら、こちらに関しましては、△ではなくて○という扱いになるということになりますね。そういう整理をさせていただきたいと思えます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○井上調査官 規制庁の井上でございます。

先ほどの御説明の中で、前の質問とも趣旨が同様なんですけれども、説明の中では資料2-

2ということで、2-2の111ページから112ページというところで、保管廃棄施設、液体廃棄物処理フローの変更によって発生する固体廃棄物の発生量は変動すると、そういったことを踏まえても、保管廃棄施設の容量に影響を及ぼすものではないということを説明いただいたのかと思います。

一方で、資料2-2のほうの221ページでしょうか。221ページのところ、こちらにつきましては、この表につきましては、第3廃棄物処理棟に対しての整理かと思いますが、保管廃棄施設につきましても、今回、設置許可基準規則の第23条の解釈で示されるところの将来的に試験研究用等原子力施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して、放射性固体廃棄物を保管廃棄及び管理できること、こういったことの適合性というものの説明が必要かと考えております。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

先ほどの御質問も含めて、こちらでうまくちゃんと理解ができず、申し訳ございません。今のお話の関係でいいますと、保管廃棄施設の能力の観点という質問で、こちらに関しても、適合対象の整理にさせていただきたいというふうに思います。

○山中委員 そのほか、いかがですか。特にございませんか。

どうぞ。

○井上調査官 規制庁の井上でございます。

今回、液体廃棄物の処理フローを変更するというところで、セメント固化される液体廃棄物の放射能濃度を1桁上昇させる、上限というものが上昇するということかと思いますが。それによって、固体廃棄物、セメント固化体の表面線量、こういったものが上昇することが考えられます。

また、固体廃棄物、出来上がりましたセメント固化体につきまして、将来的に保管廃棄施設のほうで保管廃棄するということかと思いますが、線量が高い固化体を、より敷地境界に近い保管廃棄施設で保管するようになりますと、周辺の空間線量への影響が生じることが想定されます。

今回の液体廃棄物処理フローを変更した後につきまして、保管廃棄施設から工場等周辺への空間線量への影響について説明いただければと思います。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本ですけれども。

まず、セメント固化体自体は、最終形の形は、もうマックスで2mSvというところは、今回、液体のレベル区分は1桁上げますが、そこは変わっておりませんので、そこで

きるものというのは、基本的に変わらないという話になります。

ただ、その上で、細かい話になりますけども、保管廃棄施設へ保管するいわゆるドラム缶などのものが若干、そういった、より2mSvに近いものが増えるんじゃないかというお話があるかとは思いますが、そもそもセメント固化体の発生量の増加分が、これも資料で、たしか111とか112ページに示していると思うんですけども、せいぜい6本ぐらい増えるかなというようなぐらいの話でございまして、事実上、ほとんど影響は無視できる話かなというふうに考えております。

以上となります。

○井上調査官 規制庁の井上でございます。

既許可におきまして、敷地周辺のガンマ線の影響というものの評価に際してでは、先ほど御説明がありましたセメント固化体の最大の線量を用いた評価、そういったことではなくて、累計比率分布が95%なら表面線量率、320  $\mu$  Sv/hというものをを用いて評価されているものと認識しております。

今回、処理方法を変えるということで、こちらへの影響に着眼すると、影響はあるのでしょうか。

○岸本技術主席 私の先ほどの言い方が言葉足らずだったかもしれませんが、そちらの話も含めて、要は、ほぼ影響はないというふうに考えております。

ただ、具体的なところは、ヒアリング等でお示しはしたいと思っておりますが、基本的に2mSvに、より、要は、そういったものが上限値に近くなるものが増えるということが、まずほとんどないと。先ほど言ったように、そもそもセメント固化体の増加量そのものが従来よりも年間6本程度しか増えないという話になりますので、そこに対して、一つの建屋で1万本とか、そんな本数を収納しておりますので、事実上、影響はないという話になります。

○藤森チーム員 原子力規制庁、藤森です。

今、ヒアリングでと言いましたけども、基本、コメント回答として、次回審査会合で示していただきたいんですけども、要は、我々としては、影響はほとんどないというのは分かっているんですけども、直接線、スカイシャイン線の評価について、今回、アスファルト固化体をやめてセメント固化体がちょっと多くできるということについて、これまでの既許可で確認したスカイシャイン線、直接線の評価にどう影響するのか、ほとんど影響しないというのは分かっているんですけども、一応、そこを確認したいという趣旨でコ

メントさせていただいているので、次回、コメント回答として審査会合で説明していただければと思います。

○岸本技術主席 原子力機構、岸本です。

承知しました。そこは要は定量的なところの値というところでお示しをして、事実上、影響がないというところをしっかりと審査会合の場で御説明させていただきます。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○井上調査官 規制庁の井上でございます。

先ほどの御説明の中で、液体廃棄物の処理フローを変更することによって、第3廃棄物処理棟で受入れ処理する液体廃棄物の放射能濃度の上限値を変えると、1桁上がるという御説明だったかと思います。

資料2-1-14ページでございますけども、そういたしますと、第3廃棄物処理棟、この中におけます空間線量が上がるのが想定されます。そういたしますと、放射線業務従事者の被ばく線量、こういったものも併せて増加することが想定されます。

そういったことを踏まえますと、許可基準規則第25条第1項、放射線からの放射線業務従事者の防護といった、こういった観点も適合性の確認対象条文となるものと考えてございます。

変更後の第3廃棄物処理棟におけます空間線量であったり、放射線業務従事者に対する放射線防護の措置について説明してください。

○岸本技術主席 御質問の点に関しましてですけども、具体的にはそういった設備、いわゆるセメント固化に関する設備というのは、機器室Aというところに集まっているんですけども、そのところで、具体的な被ばく評価の数値は、次回の審査会合の場でお示しさせていただきますと思いますけども、基本的には、いわゆる添付九の中で遮へい設計区分というのがございまして、その中で区分1のところ、要は $6\mu\text{Sv/h}$ 以下のところということで、この機器室Aというところは管理しておりまして、今回の場合に関しましても、基本的にそこは変わりません。というのは、まず、先ほども申しましたとおり、セメント固化体、最終的な固化体のところの部分は $2\text{mSv}$ というところが、まず、変わらないというところが効いていまして、あとは当然、蒸発缶、あと受け入れて、蒸発缶へ行く、そのところは上がることにはなりますが、そこに対して、定量的な数値は次回御説明したいと思いますけども、そこも、この区分から変更するものではないというところになります。

以上となります。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○井上調査官 規制庁の井上でございます。

こちらは事実確認なんですけども、今回、セメント固化体の放射能濃度が上がる、作られるものが、液体の濃度が上がるということで上がるかと思うんですけども、こちらのセメント固化体の放射能濃度を考慮すると、こういったものというのは、最終的に処分形態として、ピット処分であったり、トレンチ処分であったり、そういった濃度の観点からは、どういった区分に該当するものが出来上がるというものなんでしょうか。

○岸本技術主席 基本的に、今回、まず最終的な埋設処分への話に関しましては、繰り返しの話になって恐縮なんですけども、もともと2mSvで制限していますので、最終的に固化体としてのインベントリは実は変わらない、核種とかが少しいろいろ変わるところはございますが、事実上、変わりません。ですので、基本的にピットとトレンチの中でいろいろ区分をしていくという話になろうかと思っております。

○山中委員 そのほか、いかがですか。

○伊藤チーム員 規制庁、伊藤でございます。

本日の資料2-1の15から16ページを見ますと、ページの左下のところに発生施設において固形化処理を行いというような記載があります。これは申請書側を見ると、添付書類八の中で、液体廃棄物の濃度が $3.7 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ 以上の廃液については、発生施設側で固化等の処理をするので、液体廃棄物として放射性廃棄物処理場に搬入しないという記載に対応しているというふうに理解しているんですけども、一方で、原科研の各原子炉施設は、許可上、発生施設側で固形化等の処理をできるような設計にはなっていないというふうに理解していますので、ここでいう発生施設というのは何なのかというのを明確に示していただけますでしょうか。

○岸本技術主席 処理場、岸本です。

その点に関してですけども、まず、今、もう実際動いている原子炉というのはJRR-3、NSRR、STACYというふうになっておりまして、御指摘のとおり、そこにそちらのほうの許可の中では、そういった記載はございません。

ただ、この記載の発生元のところで固化するという話の意味合いとしましては、まず、処理場自身も原子炉施設ですので、たくさん処理場施設がございますので、そういったところで発生した場合には、そういった措置を行うこともあると。

あと、それに加えて、この辺はちょっと議論の余地はいろいろあるかと思うんです

けども、廃止措置段階に移った原子炉というところでは、割と高いレベルの濃度のものが出てくるということも考えられます。そういったときには、廃止段階に移ると、廃棄物の認可申請書を出して、その中でこの許可とは違う形の中で、またそういった話が出てくるということもございます。

そういったところも踏まえて、こちらは一応固化の発生元施設の固化というところでは残しているということもございます。原子炉では、まず、そういう状況です。

あとやはり、原科研も、実際の話のメインとしては、確かに原子炉ではなくて使用施設が主なメインのターゲットになっているというのは事実でございます、原子炉ではあまり考えられていない状況であることというところは確かにそのとおりでございます。

以上となります。

○伊藤チーム員 規制庁、伊藤でございます。

概ね理解はいたしました、現状の記載ですと、そこまでは読み切れない部分もありますので、少し記載ぶりについては整理の仕方を検討いただければと思います。

○岸本技術主席 原子炉機構処理場、岸本です。

御質問の点、承知しました。確かに、今の記載ぶりだと、いわゆる運転中のJRR-3、NSRR、STACYから、そのまま受けるような話に見えますので、その辺の記載ぶりについては適正化していきたいと思っております。

○伊藤チーム員 ありがとうございます。

もう1点ございまして、今日は先ほど、井上からありましたように、許可基準規則の22条から25条への適合性の説明が、申請書上、明確になっていないというところも含めて指摘をさせていただいておりますので、繰り返しですけれども、各条文への適合の考え方というのを次回の会合で提示いただきたいというのが1点と、それから、これも申請書の形式的なところではあるんですけれども、許可基準規則への適合性の説明について、今の申請書の記載としては、特に添付書類八なんですけれども、新規の既許可の添付書類の記載を変更するような記載になっていますけれども、これは申請単位で、内容を分けていただいて、許可基準への適合性を提示いただきたいというふうに考えております。

恐らく原科研の中でも、ほかの施設で整理をした例があるかと思っておりますので、確認をいただいて、今後の示し方について整理をいただければと思います。

○岸本技術主席 今、御指摘いただいた点、22条、25条との適合性への御説明の件と、あと今の件に関しまして、両方とも、そういった形で今後説明させていただきます。

○山中委員 そのほか、何かございますか。

よろしいですか。

JAEA側から何か確認しておきたいこと等はございますか。

○岸本技術主席 こちらは特にございません。

それで、こちら私のほうでうまく御質問を酌み取れなくて、ちょっと見当違いな回答がありまして、どうもすみませんでした。今後ともお願いいたします。

○山中委員 よろしいでしょうか。

それでは、放射性廃棄物の廃棄施設の原子炉設置変更許可申請につきまして、本日出ました論点を踏まえて、引き続き審査会合の中で審議をしていくこととしたいと思います。

ほかになれば、本日予定していた議題は以上となりますので、以上をもちまして、第427回審査会合を終了いたします。

以上