

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第512回

令和6年2月6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512回 議事録

1. 日時

令和6年2月6日（火） 10:00～11:25

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室A

3. 出席者

担当委員

杉山 智之 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

金城 慎司	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
荒川 一郎	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	
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	
荒井 健作	原子力規制部	審査グループ	研究炉等審査部門 安全審査専門職
加藤 翔	原子力規制部	新基準適合性審査チーム員	

日本原子力研究開発機構

高松 操	高速実験炉部	次長	
山本 雅也	高速実験炉部	高速炉照射課	課長
板垣 亘	高速実験炉部	高速炉照射課	マネージャー
内藤 裕之	高速実験炉部	高速炉照射課	副主幹
小林 哲彦	高速実験炉部	高速炉第2課	主幹
川原 啓孝	高速実験炉部	高速炉第2課	マネージャー
鬼沢 卓広	高速実験炉部	高速炉第2課	副主幹
影山 浩之	高速実験炉部	高速炉第2課	主査

4. 議題

- (1) 日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））保安規定変更認可申請について
- (2) 日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請について

5. 配付資料

- 資料1 破損した固定ピンの形状を特定しないルースパーツの影響評価及び今後の対応
- 資料2 冷温停止状態におけるリスクとその対応について
- 資料3 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の原子炉施設（高速実験炉原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書の概要（1次アルゴンガス系配管の一部改造）

6. 議事録

○杉山委員 定刻になりましたので、ただいまから第512回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会議を開催いたします。

議題は、議事次第に記載の2件となります。

本日の会合では、テレビ会議システムを利用しております。音声等に乱れが生じた場合には、お互いその旨を伝えるようお願いいたします。

それでは、議事に入ります。

本日の議題は、議題1、日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の試験研究用等原子炉施設（高速実験炉原子炉施設（常陽））保安規定変更認可申請について、議題2、同じく常陽の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請についてです。

前回12月13日開催の審査会合におきまして、ルースパーツの影響評価に係る事項、また、常陽の冷温停止状態におけるリスクに関する事項について指摘いたしました。本日はまず、その点について回答いただきます。

また、令和5年11月22日に、常陽の1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る設計及び工事の計画の認可について申請がなされました。この工事の概要や技術基準への適合性について説明をいただきます。

それでは、JAEAは、まず最初の資料の説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

資料1に基づき御説明いたします。

資料の内容としましては、先ほど御紹介いただきましたとおり、MARICO-2のルースパーツに関し、前回12月13日の審査会合でいただいた御指摘も踏まえ、破損した固定ピンの形状を特定しないルースパーツの影響評価及び今後の対応についてまとめたものでございます。

最初に2ページを御覧ください。2ページには、試料部に切り離し不能により発生したルースパーツへの対応について、発生時からその後の法令報告、復旧対策並びに今年度の審査会合における議論を踏まえた評価の変更の経緯等を示しております。

まず最初のポツですが、2007年6月にMARICO-2の試料部と保持部の切り離し作業後、回転プラグを回転させた際に、MARICO-2の変形によりルースパーツが発生いたしました。

その後の法令報告では、固定ピン6本をルースパーツと設定し、評価を実施してまいりました。

また、燃料交換機能の復旧に当たりましては、原子炉容器内の観察及び変形したMARICO-2試料部の撤去等に係る技術を開発し、これらの技術を活用して、復旧作業において固定ピン以外にルースパーツを発生させることなく、2014年11月に燃料交換機能を復旧させました。

復旧作業完了後の2015年8月には、照射燃料集合体試験施設において、MARICO-2試料部のX線CT観察等を実施した結果、一部の固定ピンが破損した状態で残存していることを確認し、結果的に、固定ピンの約65%が原子炉容器内から取り出されていることを確認しました。

一方、固定ピン破損片がルースパーツと想定されるため、当時の法令報告のルースパーツの影響評価に加えて、固定ピン破損片のルースパーツの影響評価を実施しました。

この結果、固定ピン破損片のルースパーツによる何らかの影響は否定できないものの、原子炉施設の安全機能を過度に阻害する影響はないと評価をいたしました。

最後のポツですが、今後も引き続き、ルースパーツの影響の監視を徹底するとともに、探索に向けた努力を継続いたします。

3ページ以降で、評価の内容及び今後の対応の内容について御説明いたします。

3ページをお願いいたします。

○荒川チーム員 規制庁、荒川です。

すみません、山本さんの説明なんですけれども、若干声が大きいような感じがしていて、ひずんでしまっているんですね。ちょっと声を小さめに話していただけますでしょうか。お願いします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 承知いたしました。小さめに話します。もしまた問題がありましたら、御指摘いただければと思います。

それでは、3ページ、説明を続けさせていただきます。

3ページは、これまでの審査会合での説明と重複いたしますが、MARICO-2試料部の切り離し不能により発生したルースパーツの概要です。

事象の概要としまして、保持部と試料部の切り離し作業後に、保持部と試料部が接続された状態で回転プラグを回転させましたので、左下の図のとおり、MARICO-2の試料部を變形させました。

ハンドリングヘッドと試料部は、右下の図のとおり固定ピンで接続していましたが、MARICO-2の變形によりハンドリングヘッドが分離していたこと、また、原子炉容器内での観察及び變形したMARICO-2試料部の撤去後の観察を通じて、全ての固定ピンの回収を確認できなかったことから、變形した固定ピンがルースパーツとして発生していると判断をいたしました。

4ページをお願いします。4ページは、破損した固定ピンの形状を特定しない影響評価の基本的な考え方です。

まず、法令報告、当時の影響評価では、原子炉容器内観察画像の分析結果及び炉内流動解析結果等から、ハンドリングヘッド固定ピンがルースパーツとして存在するものの、当該ルースパーツが、原子炉容器内から流出しないこと、また、原子炉容器内の冷却材上昇速度が小さい場所に落下・沈降し、原子炉の安全性に影響を及ぼさないことを確認したとしておりました。

一方、固定ピンが破損していることが確認され、ルースパーツの形状及び発生位置の不確かさがあることに鑑み、幅広いルースパーツの形状を対象に、原子炉施設の安全機能に影響を及ぼす状態・現象を抽出し、原子炉施設の安全性が確保されることを確認することといたしました。

三つ目のポツの部分ですが、安全性確保の確認におきましては、ルースパーツが原子炉施設の安全機能に影響を及ぼす可能性がある状態・現象を想定し、その場合においても、

原子炉施設が設置変更許可申請書の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価において確認した範囲にあり、放射性物質等の放出は防止されることを確認することといたしました。

また、原子炉施設の安全性が確保されることを確認した上で、原子炉施設の安全を入念に確保するため、原子炉施設の運転管理において、長期的・継続的に、ルースパーツの存在を考慮した運転管理及びルースパーツの探索に取り組むこととしております。

5ページをお願いいたします。5ページには、ルースパーツの形状を特定しない影響評価のフローを示しております。

まず、影響評価の対象とするルースパーツを設定しております。本設定におきましては、MARICO-2試料部の観察結果等から、ハンドリングヘッド固定ピンを対象とし、幅広いルースパーツの形状を対象とするため、製造時寸法及び破損片（大／中／小）の形状でルースパーツとなっていることを想定いたしました。

次に、ルースパーツの流動範囲を設定しております。流動範囲は、原子炉容器、配管、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ等の原子炉冷却材バウンダリ内とし、製造時寸法及び破損片（大／中）のルースパーツは、原子炉容器から流出しないと評価され、破損片（小）のルースパーツは、原子炉容器から流出し、1次主循環ポンプを経由し、原子炉容器に還流するものと考えております。

最後に、この設定に基づき、ルースパーツの影響評価を実施しております。ルースパーツの影響評価に当たりましては、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材の全流路におきまして、ルースパーツが影響を及ぼし得る状態・現象について整理した上で、その中から原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるものを抽出し、評価を実施しました。

抽出されたものの1点目が、制御棒と制御棒下部案内管の間隙へのルースパーツの流入による制御棒の駆動及び急速挿入の阻害の影響。

2点目が、1次主循環ポンプ部等の1次主冷却系へのルースパーツの流入による1次冷却材の流動の阻害の影響。

3点目が、炉心燃料集合体内へのルースパーツの流入による冷却材流路の閉塞の影響でございます。

6ページ以降で、それぞれの影響の評価について御説明をいたします。

6ページをお願いいたします。6ページには、影響評価の対象とするルースパーツの設定を表にまとめております。

ルースパーツは、その大きさや形状によって、流動挙動や施設への影響が異なりますので、幅広いルースパーツの形状及びその影響を評価するため、サイズによりルースパーツを分類して評価することといたしました。

表の一番上の行ですが、最も大きいサイズの想定としましては、ルースパーツとなっている固定ピンの製造時寸法のもをルースパーツとして設定いたしました。また、最も小さいサイズとしましては、表の最下行に記載しました、破損片小を想定し、破損片小のサイズの設定に当たっては、幅広いルースパーツの形状及び影響を対象とするため、原子炉容器から流出し、1次主循環ポンプを経由して原子炉容器に還流し、炉心燃料集合体内の冷却材流路に流入可能なサイズを設定いたしました。

さらに、その中間のものとして、破損片大、破損片中を想定し、それぞれMARICO-2試料部の観察結果を踏まえて形状を設定しました。

7ページをお願いします。7ページには、制御棒と制御棒下部案内管の間隙へのルースパーツの流入が制御棒の駆動及び急速挿入に及ぼす影響の評価を示しております。

先ほど設定しましたルースパーツのサイズごとに流入する可能性がある箇所、流入による影響の評価、運転管理上の監視、安全に及ぼす影響の評価をそれぞれ整理しております。

左から2番目の列の製造時寸法のルースパーツを例に御説明いたします。まず、流入する可能性がある箇所は、制御棒下部案内管上端からダッシュポット着座までとなります。また、流入による影響として想定されるのが、①制御棒と制御棒下部案内管の間隙に閉塞し、制御棒の駆動・挿入を阻害すること。②のダッシュポット上端近傍に着座し、制御棒の着座位置が、全挿入位置から約150mm高くなること。③のダッシュポット下端に着座し、制御棒の着座位置が全挿入位置から13mm高くなることが考えられます。

これらの影響に対する運転管理上の監視としましては、原子炉運転前の制御棒等全数の動作確認、原子炉運転前の全数のスクラム時間測定及び原子力運転中の制御棒操作時の異常の確認、この3点について実施することを原子炉施設保安規定等に定めます。

最後に、安全に及ぼす影響の評価ですが、流入による影響は、運転前及び運転中の確認により検知し、安全に原子炉を停止することができます。また、仮に、検知前にスクラムが発生し、1本の制御棒の急速挿入が阻害された場合の影響は、添付書類10の設計基準事故等におけるワンロードスタックの仮定において確認している範囲となります。

なお、3個のルースパーツのサイズの評価については、製造寸法のものと同様となります。

8ページをお願いいたします。8ページは、7ページの表で御説明いたしましたルースパーツが影響を及ぼした状態を図示したものでございます。発生する可能性がある状態は、左側の図の①の制御棒と制御棒下部案内管の間隙にルースパーツが閉塞し、制御棒の駆動・挿入を阻害する状態。中央の図の②のルースパーツにより、制御棒挿入時に着座するダッシュポット上端近傍に制御棒が着座し、制御棒の着座位置が全挿入位置から約150mm高くなる状態。右側の図の③のダッシュポット下端にルースパーツが着座し、制御棒の着座位置が全挿入位置から最大13mm高くなる状態、これらの状態が想定されます。

いずれの状態におきましても、設計基準事故におけるワンロードスタックの過程において確認している範囲となりますが、②の状態は制御棒価値の約88%が挿入されており、ワンロードスタック時の影響を大きく下回ります。また、③の状態は、制御棒価値の約99%が挿入されており、ワンロードスタック時の影響を大きく下回ります。

なお、①の左下及び②の左下に※印で注釈をしておりますが、①の制御棒と制御棒下部案内管の間隙部は、原子炉運転中は制御棒が流力振動しますので、間隙が4から6mmの範囲で変動するため、流入したルースパーツは間隙部を通過して下部に至る可能性が高く、現実的には当該位置に閉塞するという事は考え難い想定でございます。

また、②のダッシュポット上端での阻害につきましても、ダッシュポット上端及び制御棒下端は制御棒の挿入を案内するためにテーパ加工しており、当該位置でルースパーツによる阻害が生じる可能性は低く、現実的には当該位置に閉塞するという事は考え難い想定でございます。

9ページをお願いいたします。9ページには、1次主循環ポンプ部等の1次主冷却系へのルースパーツの流入が1次冷却材の流動（1次主循環ポンプの回転）に及ぼす影響の評価を示しております。

表の構成は先ほどの制御棒と同じでございますが、本評価では一番右の列の破損片小のルースパーツを例に御説明をいたします。

まず、流入する可能性がある箇所は、1次主冷却系の原子炉冷却材バウンダリの全域でございます。また、流入による影響として想定されますのが、その下側ですが、1次主循環ポンプ部に流入した場合、インペラ及びナトリウム軸受の正常な回転動作を阻害する可能性がございます。この影響に対する運転上の監視といたしましては、原子炉運転前の1次主循環ポンプの運転状態の確認及び原子炉運転中の1次主循環ポンプ回転数差の異常の確認、これらの2点について実施することを原子炉施設保安規定等に定めます。

最後に、安全に及ぼす影響の評価です。流入による影響は、運転前及び運転中の確認により検知し、安全に原子炉を停止することができます。また、仮に、検知前に1ループの1次主循環ポンプの運転を過度に阻害した場合の影響は、運転時の異常な過渡変化における1次冷却材流量減少及び設計基準事故における1次主循環ポンプ軸固着において確認している範囲となります。

また、その他のサイズのルースパーツは原子炉容器から流出しないため、1次主冷却系に流入せず、1次冷却材の流動に影響を及ぼさないと評価をしております。

10ページをお願いいたします。10ページは、1次主循環ポンプ回転部への流入による影響の検討結果です。

左上に文章で記載をしておりますが、原子炉容器から流出したルースパーツは、原子炉容器から主中間熱交換器までの間の配管下端部及び主中間熱交換器のバイパスシール部等に沈降し、再浮遊しないことも考えられます。他方、1次主冷却機能といたしましては、1次主循環ポンプの回転が阻害された場合の影響が最も大きくなりますので、ここではルースパーツが1次主循環ポンプに到達した場合の影響を検討いたしました。

左側の文章の矢印の下側ですが、右側の1次主循環ポンプの構造部のとおり、1次主循環ポンプ内部のナトリウムは出口ノズルに向かって旋回流となっており、ルースパーツは旋回流に乗ってポンプから出口ノズルに流出するため、インペラ回転部及びナトリウム軸受部には入り難く、1次主循環ポンプの回転に影響を与え難い設計であります。また、ナトリウム軸受は、回転側に硬度の高いステライトを溶着しており、ルースパーツをかみ込み難い設計としております。

以上のことから、1次主循環ポンプの運転に影響はないと評価をしております。

11ページをお願いいたします。11ページは、1次主循環ポンプナトリウム軸受部にルースパーツが流入したと仮定した場合の影響の検討です。

上側の枠内にルースパーツの強度を示してございまして、下側の枠内にはナトリウム軸受部スリーブ表面位置での回転力を示しております。計算結果を比較いたしますと、ナトリウム軸受部での回転力は約1,320kgであり、ルースパーツの強度約400kgに対して十分に大きく、万一ナトリウム軸受部にルースパーツが流入しても、ポンプの回転を過度に阻害することはないと評価をいたしました。

12ページをお願いいたします。12ページは、炉心燃料集合体内へのルースパーツの流入による冷却材流路の閉塞の影響の評価です。構成は、これまでのものと同様に、ルースパ

ーツのサイズごとに流入する可能性がある箇所、流入による影響の評価、運転管理上の監視、安全に及ぼす影響の評価をそれぞれ整理しております。

本評価では、一番右の列の破損片小のルースパーツを例に御説明いたします。

まず、流入する可能性がある箇所は、炉心燃料集合体内の全域です。また、その下側ですが、炉心燃料集合体内に流入した場合の影響として、炉心燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞され、除熱能力が低下し、燃料要素の冷却に支障を来す可能性がございます。

この影響に対する運転管理上の監視としましては、燃料破損検出設備の監視及び燃料集合体出口冷却材温度の監視、これら2点について実施することを原子炉施設保安規定等に定めます。

最後に、安全に及ぼす影響の評価です。流入により冷却材流路が閉塞した場合の影響は、設計基準事故における冷却材流路閉塞事故において、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度、並びに核分裂生成ガス放出時における燃料破損検出時の対応等について確認している範囲となります。

なお、その他のサイズのルースパーツは、燃料要素の間隙より大きく、燃料要素バンドル内に流入しないと評価をしております。また、仮に流入した場合は、その影響は破損片小と同等でございます。

13ページをお願いいたします。13ページは、ルースパーツ発生時の対応の整理です。

「常陽」ではMARICO-2ルースパーツへの対応を通じ、右の図のルースパーツへの対応手順を実践しております。ルースパーツの形状はあらかじめ特定できませんので、ルースパーツへの対策はその都度検討し、右の図の上からフローに基づいて対応を実施することが基本となります。

まず、ルースパーツが発生した場合には、発生状況の把握として、発生時の状況から、ルースパーツの性状や影響範囲等を把握します。次に、発生状況を踏まえ、既存技術によるルースパーツの探索・回収可能性を検討し、可能な場合は探索・回収いたします。

左側の文章の上から三つ目のポツですが、MARICO-2の事例では、炉内観察技術や遠隔把持装置を開発し、MARICO-2試料部を回収いたしました。本件は、原子炉容器内から、原子炉の運転に際し障害となる異物を取り出した実績であり、今後の対応にも活用可能な知見・技術と考えております。

しかしながら、MARICO-2ルースパーツへの対応では、ルースパーツの全量を回収できて

おらず、右側のフローでは未回収ありとなりますので、未回収のルースパーツによるプラントの安全性への影響を評価いたしました。その結果として、安全への過度な影響はないと評価いたしました。

その上で、運転再開に当たっては、ルースパーツ発生の再発防止対策を徹底するとともに、安全を入念に確保するための長期的・継続的な取り組みを実施することとしております。長期的・継続的な取り組みについては、左側の文章の①～③の取り組みを実施いたします。

まず①ですが、保安規定にルースパーツの影響を監視するための手順を定め、ソフト面での対策に取り組めます。

次に、②ですが、炉内ラックR14内に貯蔵中の炉心燃料集合体等、ルースパーツの流入の可能性が相対的に高い集合体は、取り出し後にCT撮像等を実施し、ルースパーツの探索に取り組めます。

最後の③ですが、ルースパーツ発生時の対応に関する要素技術の開発に取り組み、実用可能と判断した場合は、「常陽」に適用いたします。

14ページをお願いいたします。14ページ以降には、ルースパーツ対策として実施する保安規定変更の主な内容を示しております。

14ページの保安規定、第97条の2の運転要領に関する変更です。枠の下側に、保安規定の下部要領の運転要領において、ルースパーツへの対策として規定する内容を記載しております。

原子炉運転前の確認では、制御棒及び後備炉停止制御棒について全数の動作確認及びスクラム時間測定並びに1次主循環ポンプ定格流量運転時の運転状態確認を実施することを規定いたします。

原子炉運転中の確認では、制御棒操作時の監視及び動作異常確認時の原子炉停止の対応、燃料破損検出設備の監視及び異常確認時の原子炉停止の対応、これらについて規定をいたします。

燃料集合体出口冷却材温度の監視及び異常確認時の措置としては、燃料が破損した場合に、破損した燃料を特定し、照射後試験施設において、異物の閉塞の有無等、燃料破損の原因を特定し、対策を講じることを規定いたします。

15ページをお願いいたします。15ページは、保安規定第112条の制御棒のスクラム時間等に関する変更です。

変更箇所を朱記で示してございまして、第1項のスクラム時間の確認に加えまして、第4項を追記し、制御棒及び後備炉停止制御棒の全てについて1本ごとに全挿入位置から全引抜位置及び全引抜位置から全挿入位置まで動作させ、動作中の制御棒荷重に異常がないことの動作確認を実施することを規定いたします。

また、スクラム時間の測定について、下の別表第32に示しておりますとおり、既認可の保安規定では、制御棒1本について、スクラム時間を測定するとしておりましたが、これを制御棒及び後備炉停止制御棒の全数についてスクラム時間を測定することに変更いたします。また、デラッチについても、全数確認することに変更いたします。

続いて16ページをお願いいたします。16ページの上側は、第119条の燃料破損検出設備に関する規定です。

燃料破損検出設備については、保安規定において、こちらに記載のとおり実施することを既に規定してございます。

なお、既認可ではカバーガス法をプレシピテータ法と表記しておりましたが、ここでは許可の用語と整合させて、カバーガス法に記載を変更しております。

下側は、保安規定第131条の警報装置の作動等に関する変更です。変更内容は、別表第44の警報装置作動時の措置の炉心燃料集合体出口冷却材温度高、警報作動時の措置であり、朱記のとおり、警報作動後も温度の異常が継続する場合には原子炉を停止する措置を追加します。

なお、故障等による誤報時の措置についても、予備チャンネルの測定にて監視することに変更いたします。

続いて、27ページをお願いいたします。27ページ以降については、参考資料の説明でございます。

27ページ以降の参考資料の3には、ルースパーツの破断状態の推定及び挙動の予測について評価した結果を示してございます。

28ページをお願いいたします。28ページには、ルースパーツの破断状態を推定するための3次元FEM解析の計算モデル等を示しております。変形初期の解析として、左側の図のように、固定ピンが残存したモデルを作成、変形末期の解析として、右側の図のように1本の固定ピンが残存したモデルを作成しました。単純な引張を付加した場合と、単純な曲げを付加した場合の2種類の解析を実施し、弾性解析に基づいて、最も高い応力が生じる箇所と成分を分析いたしました。

29ページをお願いいたします。29ページには、主な解析条件を示しております。

荷重条件は、左側の図のとおり、ハンドリングヘッドの状態に強制変形を与えることで、引張荷重及び曲げ荷重を設定し、固定ピンとハンドリングヘッド部とハンドリングヘッド継手部の境界では、溶接溶け込み部は完全に接着し、それ以外の部分は接触面同士が滑ることを模擬いたしました。

1本の固定ピンが残存したモデルでは、一部の固定ピンを取り除くことで、5本の固定ピンの破断を模擬した解析を行いました。

30ページをお願いいたします。30ページには、6本の固定ピンが残存した変形初期の固定ピンに生じる応力分布の解析結果を示しております。

変形初期におきましては、上の図の左側の引張、右側の曲げのいずれが生じた場合においても、全ての固定ピンにおいて、ハンドリングヘッド部とハンドリングヘッド継手部の境界部に応力が集中しているのに対し、溶接部に生じる応力は相対的に小さく、特に外面に生じる応力は十分に小さくなっております。したがって、初期に破断したと推定される固定ピンの②及び③は境界部でせん断されたと推定できます。また、万一、固定ピン溶接部に損傷が生じたとしても、損傷が外面部に至り、固定ピンがハンドリングヘッドの外側に脱落するとは考え難い結果でございます。

これらの推定については、ハンドリングヘッド継手部に残存した固定ピン②及び③の状態並びにハンドリングヘッド側に固定ピン②及び③の溶接部が残存しているように見えるということと整合しております。

31ページをお願いいたします。31ページには、⑥の1本の固定ピンが残存した変形末期の固定ピンに生じる応力分布の解析結果を示しております。

変形末期に破断する固定ピン⑥について、それ以外の5本の固定ピンが破断した想定で解析を行いました結果、右側の図に示しました、曲げにより生じる応力の絶対値は低下しているものの、変形初期と同様にハンドリングヘッド、ハンドリングヘッド継手部の境界部に応力が集中した結果でございます。

したがって、変形末期に破断する固定ピンにおいても、溶接部の損傷に先行して境界部でせん断されると推定ができます。

32ページをお願いいたします。32ページには、曲げによるモデルの変形挙動を示しております。

ハンドリングヘッド継手に残存した固定ピン⑥の観察結果から、変形末期に破断した固

定ピンは、引き抜かれながらせん断されたことが推定されます。右側の変形末期を対象とした解析では、固定ピン⑥の引き抜かれる方向に変形が生じました。

したがって、解析の結果からも、⑥が一部引き抜かれながらせん断された可能性を示しており、その挙動はハンドリングヘッド継手に残存した固定ピン⑥の長さは、ほかの固定ピンと比較して短くなっていたことと整合をしております。

下側には、FEM解析結果に基づくルースパーツ発生時の状態の検討のまとめを示しております。FEM解析の結果から、いずれの固定ピンについても、溶接部の損傷に先行して境界部でのせん断が生じたと推定できます。また、溶接部の損傷が生じたとしても、溶接部を含むルースパーツが外向きに飛散することはないと推定ができます。

以上のことから、ルースパーツの挙動評価におけるルースパーツ発生時の状態は、炉内ラックR16近傍に落下した状態を設定することが合理的であると考えております。

しかしながら、ハンドリングヘッド側に全ての固定ピンが残存しているということを確認できていないことから、MARICO-2試料部切離作業後のハンドリングヘッドの移動軌跡の下にある炉心燃料集合体に落下した状態も想定し、先ほど本文で説明いたしました幅広い状態の影響評価を実施しております。

続いて、38ページをお願いいたします。38ページ以降の参考資料の4には、炉心外周槽の炉心支持台上面の観察に関して検討した方策を示してございます。

39ページをお願いいたします。まず1点目の方策が39ページの1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン・炉心外周槽の観察です。

前回の審査会合では、ドレン操作を用いた燃料集合体バンドル頂部の観察に係る検討結果について御説明いたしましたが、この資料では、ドレン操作を用いた炉心外周槽の観察に係る検討結果を示しております。

原子炉容器内の端の1次補助冷却系入口配管を使用しまして、原子炉容器内のナトリウム液を炉心支持台上面部まで下げることは、プラントの構造上は可能でございます。

他方、下の文章の第2段落に記載のとおり、長期停止中で崩壊熱が減衰しているものの、一定の発熱及び放射性物質を有する燃料集合体をガス空間に露出させることは、燃料破損及び放射線漏えいのリスクがあるため、実施に向けては安全を損なわないか慎重な検討が必要であり、また、新たなルースパーツを発生させるというリスクもございます。

また、炉心外周槽の炉心支持台上面は、冷却材ナトリウムの流速が小さいため、炉心支持台上に着座したルースパーツが再浮遊することはないと推定され、作業により生じるリスクと安全

性向上効果を踏まえますと、現実的には実施することが極めて難しいと考えてございます。

40ページをお願いいたします。40ページには、燃料集合体を取り出した上での1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン・炉心外周槽の観察について検討した結果を示しております。

燃料集合体取り出し後においても、赤字の1次補助冷却系入口配管を使用しまして、原子炉容器内のナトリウム液位を炉心支持台上面部まで下げることは可能でございます。

他方、下の文章の第2段落に記載しておりますとおり、燃料集合体を取り出すには、実績のないダミー集合体の装荷、洗浄・貯蔵後の燃料集合体の再装荷、再装荷時の水分の影響等のリスクがあるため、実施に向けては、安全を損なわないか慎重な検討が必要であり、また、先ほどと同様に、観察する際には新たなルースパーツ発生のリスクもございます。また、炉心外周槽の炉心支持台上面は冷却材ナトリウムの流速が小さいため、炉心支持台上に着座したルースパーツが再浮遊することではなく、作業により生じるリスクと安全性向上の効果を踏まえますと、現実的には実施することが極めて難しいというふうに考えてございます。

最後に、17ページをお願いいたします。17ページは、本資料のまとめでございます。

内容については繰り返しになりますので、個別の説明は割愛いたしますが、全体のまとめといたしまして、回収されていないルースパーツにより安全機能が過度に阻害されることはなく、原子炉施設の安全性は確保されると評価をいたしました。

ただし、原子炉施設の安全性を入念に確保するため、ルースパーツの存在を考慮した運転管理、ルースパーツの探索、ルースパーツ発生時の対応に関する要素技術の開発、これらに長期的・継続的に取り組むこととしております。

本資料の説明は以上でございますので、御審査いただきたく、お願い申し上げます。

○杉山委員 ただいまの説明内容に対しまして、質問、コメント等、お願いします。

荒井さん。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

今回の評価では、ルースパーツである固定ピン、こちらが破損しているということで、各機器への破損片の影響が評価されておりますが、破損片が細かく割れている可能性もありますので、ルースパーツの数がどの程度なのか分からない状態になっていると理解しております。

そのため、複数のルースパーツが同時に機器に影響を与えるようなケース、例えば複数

の制御棒で同時にルースパーツにより挿入が阻害されるケースなどを想定しなくてよいのか、考え方について御説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

御指摘をいただきましたとおり、複数のルースパーツが存在をしているという状況でございますが、それぞれのルースパーツについては、先ほど御説明したように、破損する際の応力の負荷、荷重の負荷、割れ方も異なっております。

そういった観点で、全てのルースパーツが同様の挙動を示すということはないということ、それから、先ほど申し上げましたとおり、ルースパーツが制御棒の挿入を阻害する可能性は完全には否定できないものの、その可能性は十分に低いというふうに、現実的には起こり難い想定であるということ、そういったことを踏まえると、何本もの制御棒が同時に機能を阻害されるという、極めて可能性が低いことまで想定する必要はないというふうに考えてございます。

以上です。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

一つでも制御棒の挿入が阻害されるのが想定しづらいのに複数だと余計想定されないということで、想定しないということで理解いたしました。

続きまして、10ページについて質問です。10ページで、原子炉冷却材バウンダリの流路内にある機器の一つとして、主中間熱交換器がございまして、このページの左上のところで、原子炉容器から流出したルースパーツは、原子炉容器から主中間熱交換器間の配管下端部及び主中間熱交換器のバイパスシール部に沈降し、再浮遊しないことも考えられるというふうに記載されております。

こちらの点について、文章だけで分かりづらいため、主中間熱交換器に対して、ルースパーツによる安全上の影響はないのか、改めて御説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

主中間熱交換器の熱交換の1次系と2次系の熱交換を行っておりますのは、伝熱管の部分でございます。

ここで説明しております主中間熱交換器のバイパスシール部については、後ほど構造図を示した上で御説明させていただきたいと思っておりますけれども、主中間熱交換器の伝熱面以外の外側のバイパス流路の部分でございまして、主中間熱交換器が持っている冷却機能には全く影響がないという箇所でございます。ですので、主中間熱交換器の安全性への影響

はないということでございます。

○荒井専門職 ありがとうございます。構造図をこれから出していただくということですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） すみません、原子力機構の高松ですけれども、少し補足させていただいてもよろしいですか。

○荒井専門職 はい、お願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） すみません。5ページを見ていただきますと、これ、概略図で恐縮なんですけれども、ちょうど主中間熱交換器というものがございまして。原子炉出口から冷却材が出て、主中間熱交換器、上側から入って下側から抜けていくというような流れになっています。2次系のほうが伝熱管構造ということで、中に入っていくというところになっています。

この伝熱管の部分ですけれども、筒があって、その中に入っているというところで、要は1次系主中間熱交換器が入っていますけれども、その伝熱管のある部分ではなくて、この絵でいくと、概略図ですけれども、外側の辺りを通過して流れていくというところで、伝熱ということに関しては影響はないというふうに考えているというふうに捉えていただければと思います。

以上です。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

内容、理解いたしました。ありがとうございます。

私からは以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

小舞さん。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

今日の御説明で、14ページから、保安規定の改定案について御説明ありましたけれども、この改定案、もちろん保安規定の改定というのは、下部規定で記載することもあると思うのですが、固定ピンが6個脱落というか、そのまま抜けたという状態を前提にしたときと特に記載が変わっていないと思うのですが、今、固定ピンがせん断した状態になっているということを考えますと、この保安規定あるいは下部規定の記載に変更がないというのは、どのように考えたらいいか御説明いただきたいです。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

説明が少し足りておりませんで、申し訳ございませんでした。

保安規定の変更の内容につきましては、10月23日の審査会合で本日提示させていただいたものとほぼ同様の内容について示させていただいております。本日のものについては、第119条の燃料破損検出設備の記載を追加いたしました。それ以外については10月23日の審査会合当時から変更がないという状態でございます。

この変更がないということは、固定ピン6本のままと対象にした場合と、今回破損片を対象にした場合、プラントの事象は異なりますが、10月23日の審査会合の時点で、全ての状態について、言い換えると固定ピンが破損した状態も想定して、全ての幅広いルースパーツの影響を考慮した上で、保安規定の改定案を示させていただいたところになります。

ですので、制御棒、燃料集合体、それから1次主循環ポンプ、それぞれに影響を与える場合ということを考えて、10月の時点から保安規定の改定案を作成していたということですので、今回、破損片の形状を想定しない場合においても同じ記載になっているということでございます。

○小舞チーム員 御説明ありがとうございました。理解いたしました。

続きまして、もう1点あるんですけども、今回、保安規定、あるいは今後、下部規定ということになるかもしれませんが、この対応は、ルースパーツへの対応ということが分かるような形にしていっていただきたいというふうに考えております。

ただ、実際の保安規定の申請というのは先の話になると思いますので、そういったところに向けて、忘れないように、検討していただいたようなこういう内容が、保安規定あるいは下部規定に十分反映できるような形で考えていっていただきたいというふうにコメントいたします。いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

拝承いたしました。保安規定につきましては、来年度以降にルースパーツの対策、それから新規制の対策、これらを踏まえた補正を行うということを計画してございますので、その際に、このルースパーツへの対応ということが分かるように、あと、下部要領においても抜け漏れがないような検討を十分いたしまして、来年度以降の補正の準備をしたいというふうに考えてございます。

○小舞チーム員 ありがとうございます。

私からは以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

有吉さん。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

すみません、13ページを開けていただいて、これ、MARICO-2でルースパーツへの対応を通じてということで対応が整理されたと。これを見ると、ルースパーツの探索・回収、全量回収を目標とはしながらも、今回の経験に鑑み、全量回収できない場合にはこのようにするというふうな流れだと理解をしております。

こういう結論になる背景としては、先ほど説明がありました、39ページ～40ページにあるように、ナトリウム冷却炉としては、ナトリウムのドレンとか、それから燃料を洗浄して戻すとか、こういった事情が関係していると理解をしております。

しかし、これは常陽特有の事情を考慮したらこうなったということであって、仮にですけど、新しく高速炉を設計するとしたら、もう少し違う考え方があるのではないか。例えば、ルースパーツの存在をあらかじめ想定するような設計も可能ではないかというふうに考えるわけです。

これは常陽だけの問題ではなくて、機構の中で、今回のこの教訓をぜひ報告して、共有していただいて、今後も高速炉を続けるのであれば、そういったところにつなげるべきと考えております。いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

まさに御指摘をいただきましたとおり、常陽でこのような技術の開発、知見を得ましたので、その情報について、JAEAの中で後続炉に向けて情報共有をして、後続炉のよりよい設計に向けた対応をしていければというふうに考えてございます。

以上です。

○有吉チーム員 有吉です。

よろしく申し上げます。

それから、まとめ、17ページを出していただいて、今回の検討がこのようにまとまってきたということですけど、固定ピンが健全という以外に、破損した場合というのを考えて、結局、安全に対する致命的な影響はなさそうといったところがまとまってきたと理解しております。

今回のこの一連の評価としては、概ね終了してきたかなといったところだと思いますので、今後、これは文章形式で仕上げさせていただきたいと考えております。その資料は次回の

会合で説明していただきたいと思いますが、まずここまでいかがでしょう。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

拝承いたしました。次回の会合までに準備をいたします。

○有吉チーム員 有吉です。

それに当たって、今、気づき点を申し上げておきたいと思います。

さっき小舞のほうから議論がありました保安規定の今後ですけど、14ページ、15ページ、16ページを見てもみると、まだスライド形式なので、すごくはしょった書き方をしていますので、全貌が分からないところは何点かあります。例えばそのページ、制御棒を挿入すると書いているときに、なぜこの対策が有効かといえ、流量との関係があつて、基本的に定格流量で流れていると制御棒に来ないのだけれども、それでもこのような想定をした。これは、原子炉起動前に制御棒の動作の健全性を確認するというのは、流量との関係もあると思いますので、そういったことが分かりやすくなるように説明をしていただきたい。

それから、破損燃料検出設備ですね。警報を設定されているというのが書いているんですけど、では131条で警報が鳴ったらどうするんだ、原子炉停止するんですかといったところは、どうでしょう。これは、許可との関係もありますので、設計基準事故ですね、そういった関係も踏まえて、ちゃんと整合するように書いてほしい。

それから、今回、ポンプの健全性で主ポンプ速度差大の警報というのがありましたけど、これは131条とか辺り、ちゃんと書かれていますかねといったところは読み取れなかったような気がしますので、改めて確認の上、全て今回の検討が正確に反映できるようにしていただいて、この辺りは文章で検討して説明していただきたいと思います。よろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

承知いたしました。制御棒に関して流量との関係が分かるようにということで、今御指摘いただきましたとおり、保安規定については抜粋で書いてございますので、全体的に把握できるように、全ての内容を記載して整理をいたします。

以上です。

○有吉チーム員 よろしくお願ひします。

○杉山委員 ほかにありますか。よろしいですか。

今回のこの件は、ルースパーツの影響評価の妥当性ですとか、あるいは今後の新たに加える手順の妥当性、これも、もちろん重要なんですけど、何よりも17ページのまとめに書

いていただいたように、今後施設の運転をする中で、このルースパーツに関する心配を続けるということが重要なんだとっております。

また、この常陽という施設、実験目的の施設であって、今後もいろいろな新しいことにチャレンジしていかれるんだとっております。そういう中で、やっぱりもちろん気をつけてはいても、何らかの異物が混入するということもあり得るでしょうから、そういうことにも対応するということにつながるのかとっております。

本日、こちらからの指摘に対して、御対応をお願いします。

では、次の資料の説明をお願いします。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

資料 2、冷温停止状態におけるリスクとその対応についてということで御説明させていただきます。

1 枚めくっていただいて、本件、前回の会合で、長期施設管理方針に係る高経年化評価について、一段での審査というところを御審議いただきました。その間については冷温停止状態で維持されるということで、まずはプラント上の特徴を整理してございます。炉心については、制御棒、制御棒駆動系から切り離されて炉心に挿入された状態で維持される形になります。

それから、十分な冷却期間が確保されているというところで、炉心の崩壊熱はもう既に低下しているという状況です。

また、1 次冷却材、1 次アルゴンガス中に含まれる放射性物質の濃度、量というのも低下しておりますというところです。

さらに、炉心の崩壊熱が十分低下しているというところなので、ナトリウムをドレンすることができるという形です。

1 次冷却材は原子炉容器、オーバーフロータンク、1 次系ダンプタンクに保有。2 次冷却材は 2 次系のタンクに保有というようなプラント上の特徴になっているというところです。

この状態において、冷温停止状態でどんなリスクがあるかというところで、運転時の過渡変化、それから設計基準事故の事象から同様の考慮が必要とされるものについて、ここに示す(1)～(6)までを抜き出してございます。

まず、(1)の外部電源喪失でございますけれども、現在、動的機能における「止める」「冷やす」「閉じ込める」を期待している状況にないというところで、原子炉の安全性を

維持するためのリスクにはならないというところです。

ただし、定期的にディーゼル発電機の起動確認ですとか、電源喪失試験というところについては実施していきまして、今後も継続的に確認する計画をしております。

それから(2)1 次冷却材の漏えい事故、それから(3)2 次冷却材の漏えい事故については、炉心の崩壊熱が十分に低下しているということで、「冷やす」の観点でリスクにはならないというところです。

一方、ナトリウムが漏えいし、火災に至るというリスクは、原子炉運転時と同じということで、バウンダリの健全性確保、それから漏えいの連続監視という観点では、同様の管理を行っているということになります。

上述したように、ナトリウムはドレンできるので、1 次冷却材、2 次冷却材が保有される場所、いわゆる漏えいのリスクがある場所というのは限定される形にはなりません。その際に、原子炉施設に設置する可搬式の消化器、それから防護具については、運転時と同様に継続的に整備・更新を実施しておりますので、万が一漏えいし火災に至った場合でも、消火活動は確実に実施できるというものになってございます。

それから(4)燃料取替取扱事故ですけれども、こちらは運転状態と独立して取り扱われるので、その管理、運転時と停止時で変わるものではないというところで、継続的に安全管理するものになります。

ただし、新規制基準適合に係る保安規定の認可取得前に、運転再開のための燃料交換作業を予定していないというところになります。また、停止期間が長期に及んでいるので、そもそも含んでいる FP は設計想定したものより十分に小さいというところになります。

それから、次のページに行きまして、(5)気体廃棄物処理設備破損事故、(6)1 次アルゴンガス漏えい事故になりますけれども、こちらについても先ほど御説明したように、停止期間が長期に及んでいるということで、中のガスに含まれている放射性物質濃度は、所定の値を超えない状況に至っています。なので、放射性物質放出管理の観点で、リスクにはならないというところです。

ただし、運転時と同様に、その管理ですね。いわゆるバウンダリの健全性確保、放射性物質の放出管理は当然継続するというところになります。

なので、冷温停止状態、(1)から(6)までの状況がリスクとして考えられますけれども、今の状況において、大きなリスクにはならないという評価になります。

なお、上記のうちナトリウム漏えいの発生防止ということに関しましては、発生防止の

リスクの低減措置の一つとして、現在、耐震補強も進めているところです。これらの工事を確実に実施して、原子炉施設の安全性を向上させるものとしたいというふうになります。

この資料に関する説明は以上になります。

○杉山委員 ただいまの内容に対して、質問、コメント等お願いします。

荒井さん。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

今回の説明によりまして、高速炉固有のリスクとしまして、特にナトリウム漏えいによる火災がございますが、冷温停止状態ではナトリウムの存在するエリアが限られていること、また、火災対策がなされていることを理解いたしました。

今回の議論は、前回まで行っておりました長期施設管理方針の審査の進め方の議論から派生したものでございますけれども、審査の進め方自体は、前回の会合にて一段での審査とすることで合意しております。

原子力機構におかれましては、来年の中頃以降に予定されております、長期施設管理方針に係る保安規定の変更認可申請に向けて準備を進めるよう、お願いいたします。

私からは以上です。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

承知しました。

○杉山委員 ほかにありますか。よろしいですか。

それでは、JAEA は、次の資料の説明を始めてください。

○日本原子力研究開発機構（影山主査） 原子力機構の影山でございます。

資料3に基づきまして、1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る設計及び工事の計画の認可申請書の概要について御説明させていただきます。

資料、2枚目をお願いいたします。こちらの図のほうが、1次アルゴンガス系配管の一部改造の概要ということで、昭和63年当時に認可を受けた「1次冷却用不活性ガス設備の一部変更」で申請させていただいた設備となります。ここの部分につきましては、所定の試験等が終了したため、当該設備を1次アルゴンガス系から切り離し、切り離した部分に配管または閉止キャップを設置するものとしております。

資料の3枚目をお願いいたします。概要の図で説明させていただきます。左側の図が昭和63年に申請させていただいた範囲でございまして、それを右側の図のように切り離した部分について配管及び閉止キャップをつけるものとしており、ここの部分が今回の申請の

範囲となります。また、希ガスフィルタ等の部分につきましては、既に洗浄アルゴンガスに置換しており、切り離れた設備は2030年度までを目途に段階的に撤去する予定としております。

資料の4枚目、お願いいたします。今回、1次アルゴンガス系配管の一部改造の概要で、配管部分の詳細なところを下の図に示させていただいております。左側の配管部分を切り離し、右側の図の青色の部分のように変更いたします。

5枚目の資料、お願いいたします。1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る配管及び閉止キャップの敷設範囲の鳥瞰図を示させていただいております。配管の全長としては約1.5m、また閉止キャップを2か所つけさせていただこうと申請しております。

資料の6枚目、7枚目ですけれども、今回の現場の据付けのイメージを写真で示させていただいております。ここの説明は省略させていただきます。

また、8ページで当時試験を行っていた希ガスフィルタ等の試験概要ですけれども、活性炭の吸着床にカバーガスを通気して深冷吸着によってFPガスを回収するための試験を実施していたものとなります。

資料の9ページ目、お願いいたします。今回、このタイミングで1次アルゴンガス系配管の一部改造を申請させていただいたところですが、希ガスフィルタ等は設置の目的であった試験は全て終了し、今後の使用予定もないことから、1次アルゴンガス系統から物理的に切り離し、原子炉運転の安全性の向上に資するとともに、停止中の維持管理の負荷を低減することとしております。また、本工事ですが、新規制基準への適合に係る工事工程を踏まえて、現地工事が一時に集中することを避けるために、このタイミングで申請させていただいたものとなります。

資料の10ページ目、お願いいたします。今回の1次アルゴンガス系の一部改造に係る機器区分の定義の中で、原子炉カバーガス等のバウンダリの解釈ですが、発電用原子力設備規格の設計・建設規格、第Ⅱ編のほうで原子炉カバーガスバウンダリの範囲及び適用例が記載されております。この中で、通常運転時開、冷却材またはカバーガス漏えい事故時開または閉の止弁を有する配管系は、原子炉側から見て第2止弁までが原子炉カバーガスバウンダリの範囲であるというふうに記載があります。

本申請の範囲ですが、全て第2止弁以降の部分に該当いたしますので、原子炉カバーガス等のバウンダリには該当せず、既設の希ガスフィルタ等は第4種容器又は第4種管として取り扱うものとしております。

11ページ、お願いいたします。1次アルゴンガス系配管に係る原子炉設置変更許可の基本方針を記載させていただいております。添付書類八の原子炉冷却系統設備、アルゴンガス設備の部分を記載させていただいております。

本申請の改造範囲は、ここに記載のある原子炉カバーガス等のバウンダリには該当しないものの、設計条件を原子炉カバーガス等のバウンダリと同様にBクラスと設定しております。設計仕様は、原子炉カバーガス等のバウンダリに影響を及ぼすことなく、設置変更許可申請書の基本方針及び適合のための設計方針の内容と整合させております。ただ、原子炉カバーガス等のバウンダリに該当しないことから、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材には該当しないものと整理しております。

続いて、12ページ、お願いいたします。ここからが1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る設計条件及び設計仕様を示させていただいております。設計条件ですけれども、機器種別は第4種管、耐震クラスがBクラス、内部の流体の種類はアルゴンガスになります。また、最高使用圧力ですが、内圧時0.15MPa、外圧時が0.1MPa、最高使用温度は内圧、外圧ともに60℃と設定しております。また、配管部分の設計仕様ですけれども、管外径が34mm、肉厚が3.4mm、主要材料はSUS304TPとしております。

続いて、13ページ、お願いします。次の部分が閉止キャップの部分のものになります。設計条件は配管と同じ条件ですので、省略させていただきます。

設計仕様ですけれども、JIS Bの2316、配管用鋼製差込み溶接式管継手を適用しまして、差込溶接型キャップとしております。差込み部の内径は、差し込む配管径のほうが25A配管に差し込む予定となりますので34.5mm、差込み部の深さは12.7mm、ヘッド厚さが8.3mm、主要材料はSUS304となります。

14ページ、お願いします。こちらのほうが二つ目の閉止キャップの部分です。設計条件及び設計仕様になります。設計条件は配管及び閉止キャップ①と同じになります。設計仕様のほうは、差込み部の内径が14.3mm、差込み部の深さが9.6mm、ヘッド厚さが4.5mm、主要材料はSUS304となります。

15ページ、お願いします。15ページから以降のところは耐震計算を行った結果となります。耐震計算の設計方針ですが、本配管は口径が小さく使用温度が低いことから、振動数基準の定ピッチスパン法を採用しております。本配管の支持間隔は、振動数基準の定ピッチスパン法により求めた最大支持点間距離以内であることから、最大支持点間距離の場合における発生応力について算出し、許容応力と比較して評価しております。

また、今回の一部変更のうち、既設配管を一部切断した後に取り付ける閉止キャップについては、取付近傍に支持点が設けられていることから、既設配管の支持点間距離より短くなり発生応力が低減されることが明らかなことから、本変更に伴う耐震強度評価上の影響はないものとしております。

また、設計条件及び最大支持点間距離の L_0 を計算で求める値の式を下に記載させていただいております。

続いて、16ページ、お願いします。地震時に生じる応力(S_0)の計算に求める値及び式を記載させていただいております。

17ページ、お願いします。耐震計算の結果ですけれども、25A配管において最大支持点間距離 L_0 は2,049mm、それに対して発生する一時応力 S_0 が13.23N/mm²と計算しております。この際、許容応力と比較しまして、今回一部改造する1次アルゴンガス系配管については、全て上記最大支持点間距離以内で支持することから、地震時に生じる応力は上記の値を上回ることはなく、許容応力に対して十分な余裕を有しているものと評価しております。

続いて、18ページ、お願いします。今回、耐震計算に用いました水平方向の設計震度ですけれども、耐震Bクラスとして設計した値としていまして、エンドースされている最新の規格はJEAG4601-1991追補版となり、機器の静的震度は記載の値になる見込みとなっております。ただし、今回の申請では既認可の値のほうが値が十分大きいいため、既認可の設計震度は現在知見に基づき算定した設計震度と比較して約30%の安全裕度を有していることから、既認可の設計震度を耐震計算のインプットとして用いたものであります。

20ページ、お願いいたします。続いて、配管及び閉止キャップの強度計算の結果について御説明させていただきます。規格計算の対象部品としましては配管の肉厚、また閉止キャップの部分は公称厚さの部分を評価部位としております。

21ページ、お願いいたします。ここからが強度計算の結果の御説明になります。

まず、配管部分、管の板厚の計算ですけれども、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準第56条の第1項、この中で第40条第1項を準用しなさいとあるため、第40条第1項を準用しております。技術基準の第40条第1項の内面に圧力を受ける管の式及び外面に受ける管の式が左側に、各計算に用いる値を右側に示させていただいております。

この中で、内面に圧力を受ける管の値 t_1 と外面に圧力を受ける管の式 t_2 の値を比較し、外面に圧力を受ける管の式0.3mmと今回使用する予定の配管の最小厚さ t_s が2.9mmとなりますので、それらを比較し t_s の値のほうが十分大きいことから、強度は十分であると評価し

ております。

続いて、22ページ、お願いいたします。ここは、閉止キャップに関する板厚の計算結果について御説明させていただきます。閉止キャップにつきましては、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準、第56条第7項第一号の(ト)に掲げられる日本産業規格JIS B 2316、配管用鋼製差込み溶接式管継手に適合されるものとなります。管継手の厚さは、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準、第56条第7項によって以下に示されるように、第40条第1項に必要とされる厚さ以上であれば板厚の計算は不要であると記載があることから、強度計算の結果としましては閉止キャップ単体の板厚の計算は実施しておりません。

また、下の図のほうに第40条第1項を準用して当該管継手に接続される管のほうが必要とされる厚さ以上であるということは確認しております。

24ページ、お願いいたします。本設工認申請に伴う1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る使用前事業者検査の主な項目を以下のとおりに整理しております。構造、強度及び漏えいの確認に係る検査としましては、材料検査、寸法検査、耐圧検査、また外観・据付検査、機能及び性能に係る検査項目としては該当がありません。また、これらのほかに適合性確認検査及び品質管理検査を実施いたします。耐圧検査に関しましては二つありますが、ここについては25ページで御説明させていただきます。

25ページ、お願いします。耐圧検査としまして、今回、接続する配管部分及び閉止キャップの部分ですけれども、試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則の解釈の中で、溶接部の耐圧試験等については赤の括弧の枠内で記載させていただいております「容器又は管の構造上、当該圧力で試験を行うことが著しく困難である場合であって、可能な限り高い圧力を行い、これに耐え、かつ漏えいがなく、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験のうちいずれか適当な非破壊試験を行い、これに合格するときは、この限りではない。なお、耐圧試験の保持時間は10分間とする」という記載がございます。

ここの配管部分ですけれども、系統の構成上、最高使用圧力の1.25倍まで検査圧力を上昇させることが困難であることを踏まえまして、代替検査として配管、閉止キャップ①②につきましては、1次アルゴンガス系の通常圧力において、これに耐え、かつ著しい漏えいがないことを確認するとともに、溶接部について、浸透探傷試験により有害な欠陥等がないことを記録した書類の確認により行うものとしております。

また、隔離するための弁を閉じた場合ですけれども、右側の図の部分ですが、昇圧できる系統を有しておりません。また、隔離するための弁を閉じない場合には、原子炉カバーガス等のバウンダリそのものを昇圧させる必要がございますので、プラントの保安上適切でないことから、「容器又は管の構造上、当該圧力で試験を行うことが著しく困難である場合」に該当するものと整理しております。

26ページ、お願いいたします。今回配管を接続する部分で溶接検査を要しない理由について説明させていただきます。試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則の解釈の中で、第4種管について以下のとおり記載がございます。突合せ溶接による溶接部であって、次の(1)から(4)までのいずれかに掲げるものが放射線透過試験を実施することとなっておりますが、外径が61mm以下の管を除く開放容器に接続される管のうち、当該容器に最も近い止め弁までの部分の溶接部を除くと記載があります。

今回申請させていただいた配管の中で一番最大のサイズのものでも外径は34mm以下であり、容器に最も近い止め弁の以遠に位置することから、溶接検査は要しないものと整理しております。

続いて、27ページ、お願いします。本申請に伴う工事フローを示させていただいております。左が工事工程表、右側が工事フローとなります。工事工程としましては、次年度、材料入手及び機械加工、現地据付に関して計画しております。また、フローですけれども、配管類に関しましては、材料入手して工場では機械加工及び組立溶接をした後に現地に搬入いたしまして、現地では既設配管との切り離しを行った後、配管及び閉止キャップを組みつけて完了するものとしております。

また、それに伴う材料検査、寸法検査、耐圧検査、外観・据付検査を記載のタイミングで実施するものとしており、品質管理検査は工事の状況を踏まえ適切な時期で実施するものいたします。

続いて、28ページ、お願いいたします。技術基準への適合性に関しての部分を御説明させていただきます。該当する部分の一つとしまして第六条の第1項、地震による損傷の防止に関してですが、原子炉施設は耐震重要度に応じて以下の耐震重要度分類に分類しております。本申請に係る1次アルゴンガス系は、耐震需要度分類Bクラスに属する施設として取り扱っております。Bクラスの施設は、静的地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるよう設計します。また、共振のおそれがある施設については、その影響についての検討を行い、検討に用いる地震動は弾性設計用地震動の1/2を乗じたものとして

おります。また、当該地震動における地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定しております。

本申請に係る1次アルゴンガス系についてですけれども、耐震計算書P15～P17で説明させていただいた内容のとおりBクラスの施設に要求される耐震性を有していることから、これに対する地震力による損壊によって公衆に放射線障害を及ぼすことがないよう設計されたものとなっております。

29ページ、お願いいたします。続いて、該当するもう一つのほうで、第十二条、材料及び構造の部分の御説明になります。原子炉施設は、試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則の解釈に基づきまして、容器等がその設計上要求される強度を確保できるように設計しております。

本申請に係る1次アルゴンガス系は、通常運転時開、冷却材又はカバーガス漏えい事故時開または閉の止弁を有する配管系は原子炉側から見て第2止弁までの以遠に位置していることから、原子炉カバーガス等のバウンダリには該当せず、第4種管として扱っております。

また、1次アルゴンガス系配管の一部改造に係る強度計算書として19ページ～21ページに御説明させていただいた強度計算の結果にお示ししますとおり、第4種管に要求される強度は確保しております。

また、配管及び閉止キャップの材料ですけれども、耐食性に優れたSUS304を使用していることから、必要な耐食性は確保しております。

また、配管及び閉止キャップの部分について、設置に併せ耐圧検査のほうを適切に実施していくことから、原子炉施設は第十二条第1項の第一号及び第2項に適合する設計としております。

続いて、30ページ、お願いいたします。30ページからが技術基準規則への適合性、各条文に対して評価の必要性の有無について記載させていただいたものとなります。技術基準の各条項の中で該当するものとしたしましては、第六条、地震による損傷の防止の第1項に関して、また、第十二条、材料及び構造の部分の第1項第一号及び第2項の部分に関して適合するものとなります。

31ページ、お願いいたします。十二条の第1項の第二号で「容器等の主要な耐圧部分の溶接部」という記載がありますが、ここに該当しない理由について御説明させていただきます。

試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則の解釈の抜粋を示させていただきます。ここの中で(5)番、核燃料物質の取扱施設若しくは貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設若しくは主要実験設備に属する容器、(2)に規定するものを除いた中で、これらの施設に属する外径61mm、最高使用圧力が98kPa、98キロ未満の管にあっては100mmを超える管であって、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³以上のものについては、容器等の主要な耐圧部分の溶接部になるというふうに記載がございます。

本申請に係る配管及び閉止キャップ①及び②は、1B配管、外径が34.5mm、1/4B、外径14.3mmに対応するものであり、外径は61mmを下回ることから、容器等の主要な耐圧部分の溶接部には該当しないものと整理しております。

32ページ～35ページは、基準適合性について各条文を記載しておりますが、全て該当はなしと整理していることから説明は省略させていただきます。

最後に、36ページ、お願いいたします。ここですけれども、品質保証に係る原子炉設置変更許可申請書との整合性について説明させていただきます。原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則への適合に関しては、次のように確保しております。

原子炉設置変更許可申請書に記載した品質管理計画を受けまして、品質管理基準規則に適合するように大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書を策定しております。また、設計及び工事に係る品質管理につきましては、品質マネジメント計画書及びその二次文書を適用いたしまして、設計、工事及び検査の各段階におけるプロセスを管理するものとしております。

概要の説明としては以上になります。

○杉山委員 言い忘れていましたけれども、この資料から議題2に移っております。

今の説明に対しまして、質問、コメント等、お願いします。

小舞さん。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

耐震のところについてコメント申し上げます。18ページを開けていただけますでしょうか。

今回の1次アルゴンガス系の配管についてなんですけれども、これは耐震Bクラスということと、あと振動数基準の定ピッチスパン法が使われているということで、支持スパンを

適切に設定することによって剛な配管系とすることができる。

ということで、Bクラスで剛なので水平震度が重要になってくるということで、18ページで説明いただきましたけれども、既認可の昭和63年のときの基準でやると0.389と。現行の許可はもう出ていますので、それに基づいてやると上のほうに0.298という震度になるということで、今回評価は下の保守側のほうでやったということなんですけれども、この御説明ありがとうございます。

ただ、申請書上、この考え方は一切記載がなくて、我々、許可との整合というのを見なければいけないという観点では、18ページに書いてあるようなことも申請書に適切に反映していただきたいというふうに考えております。この点、いかがでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（影山主査） 原子力機構の影山でございます。

御指摘いただいた点につきましては拝承いたしまして、上の設置許可に基づいた内容に修正させていただきます。

○小舞チーム員 ここは考え方が申請書に書いていないので、我々がトレースできないところを指摘申し上げました。応力評価を保守側でやるというのは全然構いません。ここの考え方をしっかり申請書に記載していただきたいというのが我々からのコメントでございます。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

承知しました。18ページの最後にありますけれども、保守的な値を使ったというところ、記載させていただきたいと思います。

以上です。

○小舞チーム員 私からは以上です。

○杉山委員 ほかにありますか。

有吉さん。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

3ページを開けていただいて。これは1次アルゴンガス系配管の一部改造の概要ということですが、その下のほうに機器種別、それから強度計算、その下の行に、原子炉カバーガスバウンダリの範囲外の位置で*1というのがあって、発電用原子力設備規格、設計・建設規格、高速炉規格に基づいていると。これは、まだ規制庁ではエンドースしていないので、これもエンドースしている規格に基づくのがいいと。

それから、強度計算も同様で、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準という

のがありますけど、これも今後常陽の第2回設工認申請が出てくるときには、規制庁のエンドースしている基準に基づくことが必要だと思います。この準拠する規格を見直していただきたいと。設計する上でどうしても困るということがあれば、個別の審査ということになるかと思しますので、この辺りを少し見直し、検討をお願いしたいと思います。

以上です。

○日本原子力研究開発機構（影山主査） 原子力機構の影山です。

エンドースされた規格のほうを準用するように拝承いたしました。

○杉山委員 そのほか、ございますか。

金城審議官。

○金城チーム長代理 規制庁の金城ですけど、念のための確認ですけど、今回撤去する希ガスフィルタです。8ページ目、9ページ目に試験を行うための設備でという説明がありましたけど、設置許可との関係については、この施設自体は設置許可には具体的には登場しないので、手続としては設工認からの手続になると。

許可との関係、11ページ目に説明がありましたけれども、基本方針との整合性もしっかり取られているといったことで整合性は取れているという説明だったかと思うんですが、そこはよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

はい、御理解のとおりで大丈夫です。問題ありません。

○金城チーム長代理 そこでちょっと確認ですけど、こういう試験設備、当然、先ほど杉山委員からもありましたけど、そもそもこれは試験炉なので、そういういろいろあると思うんですけど、この常陽に希ガスフィルタと同じような試験設備、許可には登場せずに設工認レベルでやっているような試験設備で、もう試験は終了していて、将来的に撤去する予定というような試験設備って、ほかにも何かあるんでしょうか。もし、あったら教えていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構の高松です。

試験装置そのものは幾つか、設工認からスタートしているものはございます。ただ、今、現状で試験が終わったと、不要だから切り離すというものは、今のところ、思いつかないというところですよ。

○金城チーム長代理 了解しました。ありがとうございます。

○杉山委員 ほかにございますか。

じゃあ、全体を通して何かありますか。

原子力機構からは、いかがですか。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構、高松です。

特にございません。ありがとうございます。

○杉山委員 ありがとうございます。

それでは、以上で本日の議題は終了です。

議題1に関しては、今後のための資料の準備を引き続きJAEAは続けてください。準備が整い次第、審査会合で審議したいと思います。

議題2に関しましては、今回の議論を踏まえて事務局は事実確認を継続してください。その中で、もし大きな論点が見つかるようであれば、必要に応じて審査会合を開催したいと思います。

それでは、以上をもちまして第512回審査会合を終了いたします。ありがとうございました。