

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第508回

令和5年12月13日（水）

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508回 議事録

1. 日時

令和5年12月13日(水) 13:30～14:58

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室BCD

3. 出席者

担当委員

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
権代 陽嗣	高速実験炉部	高速炉第2課	主査
辻 光世	安全・核セキュリティ統括本部安全管理部	施設保安管理課	

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

5. 配付資料

資料1 MARICO-2のルースパーツに関する審査会合指摘への回答

資料2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）の原子炉施設（高速実験炉原子炉施設）に係る冷温停止状態での高経年化事象の進展について

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508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、議事次第に記載の1件です。

また、本日の会合では、テレビ会議システムを併用しております。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です。

先日の10月23日の審査会合にて、MARICO-2のトラブルにより発生したルースパーツの調査に関して指摘をいたしました。本日は、これに対して回答をいただきます。

また、常陽の長期施設管理方針に関して、冷温停止状態における高経年化事象の進展等について説明をいただきます。

それでは、JAEAから、まず最初の資料の説明をお願いします。

○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に基づきまして、MARICO-2のルースパーツに関する審査会合指摘への回答について御説明をいたします。資料の内容といたしましては、先ほど御紹介をいただきましたとおり、10月の審査会合でいただいた指摘に対する回答でございます。また、資料の構成上、前回審査会合から変更ない部分も含めて資料を構成しておりますが、本会合での説明は、主に指摘回答の部分について実施をいたします。

それでは、資料1に基づき、御説明いたします。

まず、最初に3ページをお願いいたします。3ページには、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を示しております。前回審査会合でも説明しておりますが、左下の図のとおり、試料部を変形させたことにより、中央下部の写真のハンドリングヘッド固定ピンが試料部から脱落し、ルースパーツを発生させました。

本事象に関する前回の審査会合におきまして、ルースパーツの形状の詳細化、ルースパーツの探索等について説明を詳細化するよう御指摘をいただきましたので、次のページ以降で、法令報告後の調査内容も含めまして、ルースパースの影響評価、探索の方策等について検討した結果を御説明いたします。

4ページをお願いいたします。4ページには、原子炉容器内から回収したMARICO-2試料部頂部について、常陽に隣接する照射燃料集合体試験施設において、詳細外観観察を実施した結果を示しております。

観察作業は、2014年11月から2015年8月にかけて実施しております。その結果を左側の写真にまとめてございまして、写真の中央に試料部ハンドリングヘッド継手を正面から観察した結果、その周囲に上下左右から観察した結果及び個別の固定ピン部を拡大して観察した結果を示しております。

これらの観察の結果、固定ピンの①は完全に脱落していることを確認いたしました。そのほかの5本の固定ピンは一部欠損し、ハンドリングヘッド継手に残存していることを確認いたしました。

また、青い破線の右側には、MARICO-2試料部内から回収された約1.1gの金属片を示しております。外形は上側の写真のとおり、幅6mm、長さ12mmでございます。本金属片の元素分析の結果、固定ピンと同じSUS316であること、また、試料部内から回収されたことから、本金属片は固定ピンの一部と判断をしております。

5ページをお願いいたします。5ページは、先ほど外観写真を説明した試料部ハンドリングヘッド継手の固定ピン接地断面のX線CT画像です。

固定ピン①の脱落及びほかの5本の固定ピンの残存につきましては、4ページの外観で確認した結果と同じでございますが、本CT画像からは、こちらの図に記載のとおり、残存固定ピンの長さを算出し、固定ピンの半分以上が残存しているということを確認いたしました。

6ページをお願いいたします。6ページには、5ページのX線CT画像に基づく固定ピン欠損

量の評価を示してございます。

表の下から3行目に、試料部ハンドリングヘッドで確認できた各固定ピンの回収量を整理しており、これに試料部から回収された1.1gの金属小片を合計しますと、10.4gが回収されているということになり、法令報告時に想定したルースパーツの量の約3分の2を回収していることを確認いたしました。また、回収が確認できていない欠損量は約5.7gというふうになりました。

7ページをお願いいたします。7ページは、旧炉心上部機構回収時の下面観察結果を示しております。

旧炉心上部機構を引き抜いた際に、耐放射線性カメラで観察しており、法令報告時の観察に比べて画質が向上してございますが、右下のハンドリングヘッドの観察写真において、固定ピン6本が確認できないという結果は、法令報告時と同じでございました。

8ページをお願いいたします。8ページは、7ページのMARICO-2ハンドリングヘッドの拡大写真でございます。観察結果は、7ページで御説明をしたとおりでございます。

次に、9ページをお願いいたします。9ページには、MARICO-2試料部のX線CT画像とハンドリングヘッドの観察写真を併せて示してございます。

X線CT画像から、固定ピン②及び③は最初にせん断されたと推定され、固定ピンが製造時の位置のまま破断していることが確認できます。

また、固定ピン⑤及び⑥については、ハンドリングヘッド継手の上側となるため、固定ピンが少し引き抜かれた位置で破断していることや、ハンドリングヘッド側では、固定ピン孔の変形も確認できます。

次に、10ページをお願いいたします。10ページには、MARICO-2試料部切離作業後に炉心上部機構内のハンドリングヘッドが移動した軌跡を示しております。

固定ピンの①は、ハンドリングヘッド継手部から完全に脱落しており、また、ハンドリングヘッド部でも残存が確認できていないということから、ルースパーツとなっているものでございます。

ここでは固定ピンがハンドリングヘッドに残存した状態で、炉内ラックのR16から照射位置の3E3まで戻る過程で落下した可能性のある位置を検討するため、移動軌跡を整理しております。炉内ラックのR16位置の赤い丸が切離後の初期位置でございまして、①で示しました黒丸の箇所が固定ピン①の溶接箇所でございます。3E3まで戻る軌跡を連続した赤丸で示してございます。固定ピン①の溶接部は、青色の遮蔽集合体、水色の反射体、赤

色及びピンク色の炉心燃料集合体、黄色の照射燃料集合体の上を通過してございます。

次に、12ページをお願いいたします。12ページには、ルースパーツの影響評価のフローを示してございます。

本ページの影響評価のフローは、前回の審査会合と同じでございますが、フローの初めのルースパーツの設定におきまして、法令報告後の調査結果を取り込んだ設定を実施し、その後の一連の影響評価を実施しております。

14ページをお願いいたします。14ページは、前回の審査会合と同じでございますが、法令報告後の調査結果を踏まえましても、ルースパーツとして想定する必要がある部品は、固定ピン以外にはないということを確認してございます。

15ページをお願いいたします。法令報告後の調査結果を踏まえまして、左下の下線部に記載のとおり、ルースパーツの長さは2.4～13mmと推定し、後続の評価では、長さ2mmのルースパーツと長さ13mmのルースパーツの両者を対象に評価を実施しております。

16ページをお願いいたします。16ページ及び17ページは、MARICO-2の固定ピン以外にルースパーツがないことの説明でございます。

まず16ページは、建設時の1次主冷却系のフラッシングによる異物混入防止の説明です。

建設時の1次主冷却系のフラッシングといたしまして、下の概念図に記載のとおり、原子炉容器と1次主循環ポンプの間にある逆止弁位置に60メッシュのフィルタを取り付け、1次主循環ポンプを運転してナトリウムを循環させるフラッシング運転を実施しました。

フラッシング運転後にフィルタを目視検査した結果、異物は確認されておられません。

17ページをお願いいたします。17ページは、運転開始後の異物混入防止の説明でございます。

まず、燃料集合体等の交換作業におきましては、まず構成確認検査等を実施しまして、炉心構成要素内にルースパーツとなる可能性のある異物がないことを確認しております。また、炉心構成要素の交換作業により、異物を混入させた実績がないことを確認してございます。

次に、炉心上部機構の交換やMARICO-2試料部の回収作業のように原子炉冷却材バウンダリを開放する作業におきましても、こちらに記載のとおり、異物の混入を防止してございます。

その下の原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生防止につきましては、こちらに記載のとおり、設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管

理を十分に行っております。また、機器の接合にボルト等を使用する場合は、回り止め溶接を施工し、使用中の脱落を防止してございます。

そのほか、材料の選定、1次冷却材の純度の管理、サーベイランス試験等によりまして、バウンダリ内での異物の混入、発生を防止してございます。なお、炉心上部機構や炉内ラックの頂部等、可能なものについては、目視により異常がないことを確認してございます。

19ページをお願いいたします。19ページからはルースパーツの挙動評価でございます。

評価の方法は、前回の審査会合から変更ございませんが、下線部のとおり、ルースパーツの設定といたしまして、直径6mm、長さ2mmのルースパーツを追加し、当該ルースパーツの最小冷却材上昇速度の評価結果を追加しております。長さが2mmとなりますと、底面から受圧した場合のほうが最小冷却材上昇速度は小さくなりますので、底面からの受圧を想定して計算した結果、長さ2mmのルースパーツの最小冷却材上昇速度は0.64m/sと算出をいたしました。

20ページをお願いいたします。20ページの原子炉容器上部プレナム部の流速分布の解析結果は、前回と同じでございますが、流況の特徴の説明を左下の枠内に追記しております。右側の流速ベクトル図の左下にある炉心燃料集合体等の炉心構成要素から流出した冷却材は、炉心上部機構下面に衝突しまして、冷却材は上向きの角度をもって原子炉容器壁に向かって流出いたします。原子炉容器壁に衝突した冷却材は、上昇流と下降流に分割されますが、原子炉容器出口配管に向かう上昇流の寄与が大きく、上部プレナム内では、原子炉容器壁近傍の冷却材上昇速度が相対的に最も速くなるという結果でございます。

次に、21ページをお願いいたします。21ページには、MARICO-2試料部切離作業時の炉内ラック近傍の流速分布を示してございます。

ルースパーツが発生したと推定している炉内ラック上部近傍には、炉心側に向かう流れがございますが、その流速は0.01m/s以下でございます。ほぼstagnantな状態であり、ルースパーツが流れに沿って炉心燃料集合体内に落下するということは起こり難いというふうに考えてございます。

22ページをお願いいたします。22ページには、法令報告に使用した2次元のAQUAコードの解析結果の検証として、FLUENTコードの解析結果と比較した結果を示してございます。

左側にAQUAコードによる解析結果、右側にFLUENTコードによる解析結果を示しております。

AQUAコードとFLUENTコードの解析結果を比較し、冷却材上昇速度の解析結果は概ね一致

していることを確認しました。また、原子炉容器上部プレナム部において、0.64m/sを超える上向きの流れについては、原子炉容器出口まで連続しないという結果について、両者とも同じであることを確認いたしました。

23ページをお願いいたします。23ページには、3次元のAQUAコードの解析結果の検証として、22ページの2次元と同様に検証した結果を示してございます。

検証の結果としては、22ページと同じ結果でございます。

24ページをお願いいたします。24ページに挙動評価の結果を示してございます。

長さ2mmのルースパーツを追加したことにより、ルースパーツを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度は約0.64m/sと低下いたしましたが、原子炉容器上部プレナム部下部の冷却材上昇速度は、最大で0.43m/sであり、ルースパーツが原子炉容器上部プレナム部を上昇し、原子炉容器出口配管から流出することはないというふうに評価をいたしました。

次に、26ページをお願いいたします。26ページからは、炉心構成要素に対するルースパーツの影響評価です。

炉内ラックもしくは炉心外周槽に落下した場合、冷却材上昇速度は最大約0.47m/sと小さいものでございますので、当該部位に落下したルースパーツが浮き上がることはなく、炉心構成要素等に影響がないということは、今回の評価でも同じでございますが、念のために実施している各炉心構成要素内へのルースパーツ落下の影響評価が異なってまいりますので、次のページ以降で、その差異について御説明をいたします。

27ページをお願いいたします。27ページには、炉心燃料集合体にルースパーツが落下した場合の挙動を示しております。

炉心燃料集合体の燃料要素間のギャップについては、約2mmと小さいため、直径6mm、長さ2mmのルースパーツを対象といたしましても、燃料要素のピンバンドル間には落下せず、燃料要素バンドルの上部にとどまるため、冷却材流量及び温度に与える影響は小さいという評価に変更はございません。

28ページをお願いいたします。28ページには、制御棒にルースパーツが落下した場合の挙動を示しております。

図の左側の制御棒の上部からルースパーツが落下した場合、直径6mm、長さ13mmのルースパーツであれば、D-D断面の下部グリッド板にとどまりますが、長さ2mmの場合は、下部グリッド板も通過する可能性がございます。下部グリッド板を通過した場合、ルースパー

ツは制御棒下部にとどまる可能性が高いというふうに考えられますが、制御棒外に流出する可能性もございます。制御棒外に流出した場合には、制御棒下部案内管のダッシュポットに着座、または制御棒下部案内管のエントランスノズルを通過して低圧プレナムに着座することから、制御棒の挿入性を阻害することはないというふうに評価してございます。

29ページをお願いいたします。29ページには、制御棒下部案内管にルースパーツが落下した場合の挙動を示しております。

図の左側の下部案内管の上部からルースパーツが落下した場合、A-A断面のギャップ寸法は3.7mmであり、直径6mm、長さ13mmのルースパーツであれば、進入することはありませんが、長さ3.7mm以下のルースパーツであれば、この下部案内管の中に落下する可能性がございます。

落下した場合については、制御棒と下部案内管の間隙を通過してダッシュポットに着座する、またはエントランスノズル部を通過して低圧プレナムに着座するという推移になりますので、制御棒の挿入性を阻害せず、必要な反応度制御能力も維持されるというふうに評価をしてございます。

また、制御棒と下部案内管の間隙におきまして、制御棒の挿入に異常を生じさせた場合には、起動前の制御棒の駆動の点検におきまして検知をできるというふうに考えてございます。

30ページをお願いいたします。30ページには、反射体及び遮蔽集合体へルースパーツが落下した場合の挙動を示しております。

これらの集合体では、直径6mm、長さ2mmのルースパーツを対象としても、エントランスノズルオリフィスまで到達する可能性があるということ及びオリフィスを閉塞させずに、影響がないということについて、長さ13mmの場合と同じでございます。

31ページをお願いいたします。31ページには、炉心燃料集合体内の冷却材流速分布を示しております。

炉心燃料集合体の上部からルースパーツが落下した場合、定格流量時の流速は約1.5m/sでございますので、ルースパーツは流入しないというふうに考えられます。なお、原子炉停止中の20%流量時におきましては、約0.3m/sとなりますので、停止中に落下した場合には、ルースパーツがバンドル部頂部まで落下をいたします。

32ページをお願いいたします。32ページには、制御棒内の冷却材流速分布を示しております。

制御棒の上部からルースパーツが落下した場合、D-D断面の下部グリッド板に到達する可能性があります。定格流量時の下部グリッド部の流速は約1.2m/sですので、ルースパーツが下部グリッド板より下に流入することはありません。他方、原子炉停止中は、流速が0.2m/sとなりますので、停止中に落下した場合には、下部グリッド板より下に流入する可能性があります。その場合の影響については、先ほど28ページで御説明をしたとおりでございます。

33ページをお願いいたします。33ページには、制御棒下部案内管の冷却材流速分布を示してございます。

中央の図の上側の赤い破線の部分には、制御棒下部案内管上部と制御棒のギャップ部がございまして、当該部の断面と冷却材流速を左の断面図に示してございます。

制御棒と制御棒下部案内管の間隙には、寸法的にはルースパーツが流入する可能性があります。定格流量時の流速は約1.4m/sですので、運転中にはルースパーツは流入しないと評価をしております。なお、原子炉停止中の流速は約0.3m/sとなりますので、停止中に落下した場合には、流入する可能性があります。その場合の影響については、先ほど29ページで御説明をしたとおりでございます。

34ページをお願いいたします。34ページには、寸法公差等を考慮した場合の炉心燃料集合体間ギャップへのルースパーツの進入の評価を示しております。

炉心燃料集合体間の最大ギャップの計算値は、ノミナルで5.2mmとなりますが、寸法公差・変形を考慮した場合には6.7mmとなり、ルースパーツが集合体頂部からギャップに落下する可能性があります。

次に、ギャップに落下した場合の影響ですが、ギャップの冷却材については、ほとんど流動してございまして、熱設計においても考慮していないということから、ギャップに落下しても炉心燃料集合体の冷却機能に影響はございません。また、炉心燃料集合体の引き抜き後にルースパーツが高圧プレナムに落下する可能性があります。ルースパーツが炉心燃料集合体のオリフィスを閉塞させるということはなく、また、燃料バンドル部にも進入しないということから、炉心燃料集合体の冷却機能にも影響がないというふうに評価をしております。

最後に、燃料交換時につきましては、ルースパーツが干渉する可能性があります。炉心燃料集合体の引き抜き荷重の異常により検知ができます。また、ホールドダウン軸により周囲の炉心燃料集合体を押さえて当該交換対象の集合体を引き抜くこととなります。

で、燃料交換機能が不能になることはないというふうに評価をしてございます。

35ページをお願いいたします。35ページには、定格流量時における原子炉容器内の流速分布を示しております。

本解析結果から、炉心燃料集合体出口から炉心上部機構下面まで以外の領域については、ルースパーツを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度より小さいということが確認できますので、上側の矢印部に記載のとおり、炉心燃料以外の領域に落下・沈降したルースパーツは、原子炉施設の安全に影響を及ぼすことはないと判断はできます。

また、下側のポツですが、ルースパーツが炉心燃料に流入したと仮定をしても、定格流量運転時には炉心燃料から流出し、周囲の反射体、炉内ラックまたは炉心外周槽に落下・沈降するということが確認できますので、下側の矢印部に記載のとおり、炉心燃料に落下・沈降したルースパーツは、冷却材の流動により、炉心燃料から流出し、炉心燃料以外の領域に落下・沈降すると判断できます。また、炉心燃料以外の領域に落下・沈降したルースパーツの影響については、先ほど上側の矢印部で説明をしたとおりでございます。

36ページをお願いいたします。36ページには、炉心燃料集合体内にルースパーツが落下したと仮定した場合の挙動予測を示してございます。

本ページの説明は、前回の審査会合と同じですが、右側の図のとおり、初期に炉心燃料に落下・沈降したルースパーツは、冷却材の流動により、炉心燃料から流出し、炉心燃料以外の領域に落下・沈降することから、初期にルースパーツが原子炉容器内のどの部分に存在したとしても、冷却材を循環させる過程で、ルースパーツは浮き上がる可能性がない場所へ流動し、安全に影響を及ぼさないというふうに評価をいたしました。

次に、38ページをお願いいたします。38ページには、ルースパーツ探索に関するこれまでの経緯を整理しております。

前回の審査会合の内容に加えまして、表の下から2行目と最後の行に、法令報告後に実施をいたしましたMARICO-2試料部の調査及び定格流量運転時の確認を追記いたしました。

39ページをお願いいたします。39ページには、常陽の原子炉容器内観察に使用する装置、作業への要求事項を示してございます。

ナトリウム冷却高速炉では、炉内観察について、技術的な特殊性及び困難さがございます。

まず、①の厚い遮蔽構造及び②のバウンダリ確保に関しまして、アクセスルート及び装置の気密性確保の制約がございます。

また、原子炉容器内は③及び④のとおり、高放射線・高温環境でございまして、耐放射線性、耐熱性にすぐれた装置を使用する必要がございます。

さらに、⑤のとおり、冷却材（ナトリウム）は不透明でございまして、ナトリウム中に落下した異物等を探索するには、可視化装置または冷却材のドレンが必要となります。

40ページをお願いいたします。40ページは、カメラ等による原子炉容器内の観察でございます。

ルースパーツの探索に関しましては、左側の図の回転プラグの上の燃料交換機孔及び炉内検査孔の上部に装置を設置いたしまして、カメラ及びファイバースコープを用いて、これまでも1年以上かけて、技術的に可能な限りの観察、探索を行ってございます。

41ページをお願いいたします。41ページは、炉心上部機構下面の観察でございます。

40ページの装置と同様に、回転プラグの上に炉内検査孔がございますので、そちらから下面観察装置を設置し、耐放射線性ファイバを挿入して観察をしております。

42ページをお願いいたします。42ページは、炉心上部機構引抜時の炉心上部機構下面・案内スリーブ及び原子炉容器内の観察でございます。

右側の写真で示しております耐放射線性カメラを製作いたしまして、左の概念図のとおり、装置内にカメラを挿入・回転させることで、旧炉心上部機構の引抜時の炉心上部機構の下面及び原子炉容器内の観察・撮影を実施しております。

続いて、44ページをお願いいたします。44ページ以降は、今後のルースパーツ探索に関して検討した五つの方策について示しております。

まず、1点目の方策が44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及び観察でございます。

原子炉容器内の赤字の1次補助冷却系出口配管を使用いたしまして、原子炉容器内のナトリウム液位を燃料集合体バンドル部より下に下げるということは、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段落に記載しておりますとおり、こちらは実績のないプラント操作及び原子炉容器内の状態を維持して、原子炉容器内に観察装置を挿入する必要がございますので、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発生リスクもあるというふうに考えてございます。また、燃料集合体内にルースパーツが残存しているという可能性は極めて低く、探索可能性とリスクを踏まえますと、現実的には実施することは極めて難しいというふうに考えてございます。

45ページをお願いいたします。45ページは、特殊ドレンポットを用いたポット内燃料集合体頂部の観察でございます。

中央の図のとおり、燃料集合体内の液位を燃料スタック頂部と燃料バンドル部頂部の間まで下げることができる特殊ドレンポットを製造・装荷いたしまして、トランスファロータの上部から1体ずつ燃料集合体バンドルの上部を目視する方策でございます。

こちら下の記事の第2段落に記載のとおり、本方策によりまして、燃料集合体内の液位を下げるということは可能でございますが、実績のない操作及びポットの状態でありまますので、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るということ。また、残留ナトリウム処理のリスクもあるというふうに考えてございます。また、燃料集合体内にルースパーツが存在しているという可能性は極めて低く、探索可能性とリスクを踏まえますと、現実的には実施することは難しいというふうに考えてございます。

46ページをお願いいたします。46ページは、保管中の炉心上部機構内のハンドリングヘッド部でのルースパーツ残存の確認でございます。

旧炉心上部機構内のハンドリングヘッドは、こちらの図の状態、常陽内で保管中でありまして、図のキャスクに貫通孔を設け、カメラ等を挿入して、ハンドリングヘッド部にルースパーツが残存していないかを目視確認する方策でございます。

こちら下の記事に記載のとおり、本方策は、作業時の被ばくのリスクが大きいこと。また、探索ができたとしても、原子炉容器内からのルースパーツの回収にはつながらないということから、作業の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は難しいというふうに考えてございます。

47ページをお願いいたします。47ページは、炉内ラックR15内のポットの取出し及びトランスファロータにおける検査でございます。

炉内ラックのR15は、こちら、変形したMARICO-2試料部の下に位置しておりましたので、ルースパーツが落下している可能性が相対的に高いと考えられるものでございます。

このため、中央の図に示したR15内のポットをトランスファロータに移送しまして、トランスファロータ内、こちら、格納容器の外側のトランスファロータ内になりますけれども、こちらでポットの底部を探索する方策でございます。

下の記事に記載しておりますとおり、この方策は、通常の燃料交換作業によりトランスファロータに移送するというところまでは可能でございますが、このポット底部の探索というのは実績のない作業であるということ。それから、作業のリスクと、このポットに落

下している場合には、もともと浮き上がらないという場所でございますので、そういった場所での探索による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は難しいというふうに考えてございます。

続いて、48ページをお願いいたします。48ページは、炉内ラックのR16近傍の炉心燃料集合体及び遮蔽集合体の取出し及びCT撮像による探索の方策でございます。

左側の炉心構成図の青丸の部分に装荷をされております集合体を原子炉容器内から取り出して、右側の図のようにX線CT撮像を実施し、ルースパーツを探索いたします。

こちらについては、炉内ラックのR14の中に炉心燃料集合体がございますので、こちらを取り出すということは、優先度の高い方策であるというふうに考えてございます。

また、こちらの作業自体につきましては、通常の交換作業により原子炉容器から取り出すことが可能でございます。

50ページをお願いいたします。50ページ及び51ページは、国外のナトリウム冷却高速炉との比較による対策の妥当性の確認結果を示しております。

50ページの表には、国外の高速炉における異物発生例の調査結果を示しており、それぞれの事象ごとに異物の種類や運転再開時の対策を調査いたしました。

今回の妥当性確認では、Phenix炉の一番上側の行ですけれども、Phenix炉の原子炉容器上部蓋のボルトの脱落がルースパーツの状態として、常陽のルースパーツと類似の事象でございます。

次の51ページですが、51ページの3ポツの第2段落に記載しておりますとおり、Phenixでは、ルースパーツが発見できなかったものの、ルースパーツが上部プレナムに移行すると仮定しても、原子炉施設の安全性を損なわないという評価を実施し、運転を再開したということを確認いたしました。

最後に、4ポツの評価ですが、調査できた範囲で、海外の高速炉のルースパーツ発生時の対策については、常陽と概ね共通であるということを確認いたしました。

52ページをお願いいたします。52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、個別の説明は割愛をいたしますが、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が原子炉施設の安全に影響を及ぼすことはないという評価をいたしました。

また、回収されていないルースパーツによる影響はないという評価をしておりますが、ルースパーツにより生じる影響への対応については、今後、原子炉施設保安規定に規定をいた

します。また、ルースパーツの流入の可能性のある炉内ラックのR14内の貯蔵中の炉心燃料集合体については、原子炉容器から取り出すということといたします。

本資料の説明については、以上でございます。御審査をいただきたくお願い申し上げます。

○杉山委員 ただいまの説明に対しまして、質問、コメント等お願いします。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

まず、今日の説明に関して、ルースパーツに関する安全上の影響という観点で、ちょっとこちら側の理解を述べさせていただきます。

ルースパーツは、前回の会合で、固定ピン6本と考えていますという説明がありましたけれども、固定ピンの一部がせん断でちぎれて、試料部のほうに残留して。その試料部を回収することによって、その一部は取り出すことができた。

この状況を考えますと、炉内に残留しているほうは、破断した破断片のようなものになっているだろうということだと思えます。

それから、ルースパーツは燃料集合体の上に乗っかっているような状況もあったかもしれないのですが、その後、定格流量とかポンプを回して上昇すると。けれども、上昇していくと、上昇速度が低いところへきて、沈降するというような動きをたどったであろう。それから、沈降するところの過程で、制御棒挿入性といった一番高速炉で重要なところで、そういったところへの安全性への影響はないだろうという説明であったというふうに一応理解しています。念のためですが、こういう理解でよろしいですね。

○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。

今おっしゃっていただいた御理解と同じ理解でございます。

○小舞チーム員 ありがとうございます。

その上で、質問させていただきたいのですけれども、2014年から2015年、1年弱だと思うのですけれども、MARICO-2の試料部の調査を行われたということなのですから、1か月半ぐらい前の前回会合では、そういう説明がなかったのですけれども、そのこのところの理由というのは、どういうことになるのでしょうか。

○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。

前回の審査会合での説明におきましては、法令報告時点の状態をベースに説明をさせていただいてございます。また、その際、その前のヒアリングの際にも、そういった破断している可能性がないのかということの御指摘をいただいておりますので、そういった御

指摘を踏まえて、こういった過去のFMF（照射燃料集合体試験施設）における調査の状況というのを再度、我々精査、調査した結果、こういった事実を整理できましたので、今回の会合で説明をさせていただいたということが経緯でございます。

○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。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

今回、ルースパーツに固定ピンの破断片を含むことを御説明いただきましたけれども、これに関して、浮き上がり流速に関するルースパーツの形状、寸法というものは、2条件で設定されております。フルサイズの固定ピンと、あと破断片として直径6mm、厚さ2mmのディスク状で設定されていると思うのですけれども、形状、寸法をこの条件とした根拠、また、この2条件に限定していることの妥当性について、説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） 原子力機構の山本でございます。

まず、根拠でございますけれども、6ページをお願いいたします。6ページがハンドリングヘッド継手の観察の結果でございます。こちらを見ていただきまして、この表を見ていただきますと、欠損部の長さ、上から三つ目の行でございますけれども、欠損部の長さというのを整理してございます。こちらがもともと1本丸ごと抜けているのが①で、こちらが13mmということで、こちら、 $\phi 6 \times 13\text{mm}$ ということで設定しているのが1種類目でございます。

また、浮き上がりの最小流速というのは、こちら、底辺から流速重圧した場合には、薄くなれば薄くなるほど、浮き上がり最小流速は小さくなっていきますので、最も小さい2.4を対象に設定をしたということ。その2.4を保守的に切り捨てまして、2mmで設定したと。この二つを設定したということでございます。

それから、あとは切断面ですね、5ページを見ていただきまして、5ページの②ですとか③を見ていただきますと、このハンドリングヘッドの継手とハンドリングヘッドの部分の境界の部分でせん断がされているというふうに推測できるというふうに考えてございますので、そういった切れ端については、2.4mm以上の形で落下しているというふうに考えられるということで、この2mmと13mmの2種類を設定するということが妥当であるというふうに考えてございます。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。ありがとうございます。

ルースパーツの形状、寸法の想定について、浮き上がりに関しては、この2条件でいいのかもしれないのですけれども、ほかにも燃料の健全性ですとか、制御棒の挿入性、資料中では、炉外に流出しないということで評価されているのですけれども、流出した場合の冷却系機器の健全性に関しまして、この2条件以外の形状、寸法のほうは厳しくなることも考えられるのではないかというふうに思っております。例えば、2mmより大きいほうが、どこか途中で詰まって厳しくなるといったこともあるかもしれないというふうに考えております。そのため、考えられるルースパーツの形状、寸法で、どのような場合が一番厳しくて、そのときの安全性に対する影響について、整理し直して示していただければと思います。お願いできますでしょうか。

○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。

2mmと13mmと設定するということが妥当だというふうに考えてございますけれども、今、荒井さんから御指摘をいただいたとおり、どのような形状を想定した場合に、どのような評価になるのかというのは、別途整理をさせていただきまして、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきたいというふうに考えております。

○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。少しだけ補足させていただきます。

一応、今回2mmと13mmというところで、ある意味、最大と最小。最小でも浮き上がらない。浮き上がらないということは、冷却系統には入っていないというところで整理させていただいた結果でございますので、この間を取っていくというのは、冷却系統の話になると、ここを超えたらどうなるかとか、そういう整理も入ってくるかと思っております。なので、結果的には、今回の範疇に、多分全て収まってしまふのかなとは思いますが、ちょっと改めて整理して、お話しさせていただきたいと思っておりますので、よろしく申し上げます。

以上です。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。御検討よろしくお願いいたします。

最後の質問なのですけれども、ルースパーツの原子炉容器内での挙動について、本資料で評価されていまして、例えば36ページですかね、右下のところに記載がございますとおり、ルースパーツは、冷却材上昇速度が小さい反射体などの領域に落下・沈降して、定格流量到達後も浮き上がることはないというふうに記載されております。この浮き上がってこない状態に炉内のルースパーツがなっていることの確認手段というのがあるのかなのかというのを教えていただきたいと思いますと思っております。もしこれが沈降して動かないという

のが確認できないのであれば、何らかの対策を継続する必要があるのではないかなと考えるのですけれども、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。

浮き上がらないことの確認というのは、こういった部分の冷却材上昇速度が低いという計算結果をもって確認をしているというふうに考えてございます。

他方、今、荒井さんから御指摘をいただいたように、浮き上がった場合の対策というものについても、我々、想定としては考えておくべきだというふうに考えておりますので、保安規定等におきまして、そういったルースパーツが影響するような事象に対しては、燃料を閉塞させて破損したケースとか、ポンプに影響を与えて回転数が低下したケースとか、制御棒の駆動に影響を与えた場合、こういったそれぞれの場合について検知をするということを保安規定上、手順、ソフトとして定めるという考えでございます。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

承知いたしました。ありがとうございます。

○杉山委員 ほかにありますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

今の議論の補足として、こちらの議論を少し紹介させていただきたいと思うのです。

まず、ルースパーツの形状なのですが、4ページを見ていただいて、発見された右端に写っている写真を見ると、途中でちぎれています。そうすると、特に固定ピン①が見つからないというのを考えると、恐らくこれは、こんな形で破断している可能性が高いと。そうすると、これは2mmと13mm以外の可能性があるのではないかとといったようなことを考えたということなのです。

次に、36ページ、開けていただいて、燃料から浮き上がった後の流路ですよね。これが炉心上部機構の下に整流板とかあって、だからちょっと複雑で、例えば、この辺りに浮き上がったピンが衝突して、それがどこに行くのか。そうすると、定格流量を流したからといって、すぐにどこかに行って沈降するわけではないのではないかという疑いがあるなど思っています。そうすると、ある程度、この辺りで滞留していたものが、また燃料に戻ったらどうするのだ、制御棒に落ちたらどうするのだと。

特に、最終的に気になるのが制御棒なのです。それが33ページを見ていただいて、今回、流量の点で御説明がありました。確かに、目論見どおり、制御棒を引き抜く前に流量は定格になるのでしょうかね。それで、運転中はずっと定格であるといったようなことが

前提になっていると思うのですが、やはり想定外れて、ここにそういったものが落ちてきて大丈夫なのか。そうすると、やはりこの間隙部の寸法と、それからルースパーツの形状、もう少し関係を明確にして、厳しくなるような条件はあるのかといったところまで我々は確認したいということなのです。

そういうことを背景に、さっき荒井のほうから、幾つか指摘と検討のお願いといったことをいたしました。ここまで、何かございましたらどうぞ。

○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。

まず最初に、有吉さんから御指摘いただいた13mmと2mm以外のものがあるということ。それは我々も同意でございまして、2mmと13mmで、それでも浮き上がらないという評価と、最大と最小でその間を挟むという評価をしているというだけでございまして、2mm、13mmに限定しているわけではなく、これから中間寸法について、どのような挙動を示し得るかというのを再度検討いたしまして、次回以降の審査会合で御説明をさせていただきたいというふうに考えております。

それから、36ページですね、一度浮き上がって、整流板があるという、これも御指摘のとおりでございまして、単純な流れにはなっていないので、一度整流板に当たって、隣の集合体に落下するですとか、そういった可能性は十分あるというふうに考えてございます。

ただ、いずれにしても、燃料集合体の中にとどまるということは、定格流量ではできない流速になっておりますので、いずれにしても、最終的には流速が遅いところに落下して流出していただくというふうには考えてございます。

また、制御棒の挿入性への影響評価につきましては、こちら、今御指摘いただいた内容も十分よく踏まえまして、次回以降の審査会合で詳細に説明をさせていただきたいというふうに考えてございます。

以上です。

○有吉チーム員 規制庁、有吉です。

よろしく申し上げます。

とにかく制御棒挿入性というのがすごく重要だと思いますので、その安全性というのがよく我々も納得できるように説明をお願いしたいと思うのです。

それから、荒井のほうから最後に申し上げた件なのですが、確かに、長い時間かけていくと、どこかに沈み込んで浮き上がってこない。それはそうかなとは思っているのですが、

問題は、それがいつ達成されるのか分からないというのがやはり気になっていて、何とかうまい工夫はないものですかね。それが今どこまで進んだのか、もう完了したのかといったことが分かるような何かうまい方策というのはないかというのを、ぜひ1回考えていただきたいと思うのです。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。

仮にそういった燃料集合体の中、様々な初期状態を想定して、その上でどのような挙動になるかというのを解析で示せるのかとか、今、御指摘いただいた内容を持ち帰りまして、どのようなことができるか検討して、次回以降の審査会合で御説明させていただきます。

○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。

私からも幾つか。

まず、今回いただいた説明というのは、可能性が高いシナリオに沿った評価であると理解しています。では、それ以外はないのかといったときに、やはり今、2mmと13mmですか、それ以外というよりは、例えば2mmのパーツにしても、ぽろっと欠けたわけではなくて、引きちぎられたわけですから、もっと平たくフレーク状になっている可能性がありまして、そうすると、浮き上がりの流速というのは、もっと小さくてもおかしくない。だから、別にここで何が何でも炉内にとどまっていますということを証明する必要はないと思うのですよね。仮に流出したらどうなるかという話をしていただければいいのであって。これ、別に我々に対して説明を仮に通したとして、そんなこと関係なく、実際、現場で起こったら自分たちはどうするかというところは、ちゃんとお考えがあると思うのですよ。そういうところを普通に説明していただければいいのであって、こうなった場合でも特段問題は起こらない、あるいは管路が広くなれば、当然流速は小さいでしょうから、自然とよどんで下に落っこちて、回収はできないし、発見もできないかもしれないけども、そこまで行ったのであれば、悪さはしないと考えられるとか、そういったエンジニアとしての現実的な判断を言っていただければ、何か説明上守らなければいけないところを守るみたいな説明は要らないのですよね。この炉心の中だって、どこそこには入り込まないという説明は、寸法上の問題で入らないという説明は、もう言えなくなってしまったわけですから、どこにでも、ちょっとでも隙間があれば入り得る。ただし、入ったとして、それがどうってことはないという。どうってことはないという言い方も、ちょっと乱暴ですけど、少なくとも、どんなにまずい状況であっても、これまで安全評価でいただいたような、例えば流路

が閉塞したらどうなるとか、制御棒が1本入らなかったらどうなるとか、ああいった評価の中に包絡されていると思うので、そういった観点で、決して外部には御面倒おかけしませんというところは守られると信じておりまして、そこをきちんと説明していただければいいのであって、説明のトーンが何か不自然に、こちらとしては感じてしまうので、いろいろなケースを潰さずに、物理的に起こり得るやつは一通りさらっていただきたいなと思います。それがこの技術的な対応。

あとは、これから長く運転していくとして、継続的にやはりこの問題というのは意識して、その中で、例えば最後のほうに、幾つかの限られた燃料集合体を取り出してCTをやるとか、あれも別に全数やるという意味ではないですよ。だけど、いずれ燃料も交換していくでしょうから、取り出したやつに関しては、一通り調べてみて、あったという、見つかったら、それで一つすっきりするわけですから、もっと長期的な話として取組を御説明いただけるといいなと思いました。

最後、もう一点ですけど、やはりこの情報はすごく重要で、最初に、何で今回出てきたのですかというのに対して、指摘を受けて精査した結果という言い方、それ言われると、では、指摘しないと出してくれないのですかと言いたくなってしまうわけですよ。そうではなくて、やはりお持ちの情報は、重要なところは出してください。そこをお願いします。こちらとしても、その範囲で一番うまくやろうとされているということを酌み取ろうとしていますから、何かまだ我々の知らないところに重要な情報があるという状況は、信頼関係を損ねますので、そこは気をつけてください。

以上です。

何かほかにございますか。

○荒川チーム員 規制庁の荒川です。

44ページをちょっと御覧いただけますでしょうか。半分確認と半分説明をお願いしたいところなのですが。

作業をすれば、燃料頂部から600mmの位置まではナトリウムを下げられるというお話なのですが、まず、-600mmという位置は、44ページの左のほうに朱書きで-4,000mmと書いてあるのですが、この位置という意味合いでよろしいでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） この位置が、NsLが原子炉容器の通常ナトリウム液位でございまして、そこから4,000mm下の部分が1次補助冷却系の出口配管の部分で、燃料集合体頂部から約600mm下方というこの位置で、御指摘のとおりです。

○荒川チーム員 分かりました。ありがとうございます。

そのやり方なのですけれども、細い配管が左のほうに2本確認できると思っていて、炉心の下のほうに尻尾みたいなやつが一つ配管があって、ここからナトリウムを引き出して、-4,000mmのところですけど、ここまで下げることができる、そういうやり方なのでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（山本課長） ナトリウムを原子炉容器から抜き出す出口は、この1次補助冷却系の出口配管の上側の配管から抜いていくという方法になります。下側からも抜くことはできるのですけれども、下側から抜くと、間違えて燃料を漏出させてしまったりとか、そういったリスクが発生しますので、上側ですと、こちら、NsL-4,000までいきますと、配管の下端を下回ってしまいますので、自動的に流出が止まるというものになりますので、上側から抜くという対策にしております。

○荒川チーム員 分かりました。上のほうの-4,000というふうに書いてある配管から抜いていくということができますよという御説明だったということだと思います。

その上でなのですけれども、下のほうから抜くと、どんどん抜けていってしまっていることなのですけど、やはりその辺のリスクというのは、燃料が炉心の中にあるからということですかね。

はい、分かりました。ここら辺については、引き続きチームの中でも検討していきたいとは思いますが、燃料が中に残っているというのが一つポイントなのだというふうな認識をいたしましたので、ありがとうございます。

○杉山委員 1点、また補足させていただきますと、この常陽という施設は、商用炉と違って、やはり研究開発の目的のために使う道具であって、これから先、どんな新しいものを装荷するか分からないですよ。まだまだ新しい技術を導入してみたりとか、そういうことをやる中で、小さな異物が落ちたら、もうお手上げというのは、なかなか難しい話であって、落とさない努力をするという話は、先ほど出てきました。ボルトにしても、それを固着させるとか。だけど、やはりそうなったときにどうかということは、常にやはり、今回の経験を踏まえて、最初からある程度用意もしていただく必要があるのではないかと考えています。建設当初はフィルタがあったということで、あれを常設するというまではいきませんが、やはり何か配管系でどこかトラップに引っかかるような仕組みがあってもいいのではないかと。今、既にある構造の中で、そういう場所があるのだったら、そこも活用できればなど、そんなことを考えました。いずれにしても、落としません一点張り

では、難しいところはあるのではないかと思います。コメントでした。

ほかにこの資料に関してございますか。

○金城チーム長代理 これまでの議論の単に言葉を変えただけになるかもしれませんが、このルースパーツのサイズが、もういろいろなサイズがあり得て、それをいろいろ範囲を超えて、さっき高松さんも検討してみるということだったので、むしろ、逆に異物がある前提で常陽の運転を見に行く。あとは、小さいものがあり得るのだったら、逆に異物を探索するといったものが、ある意味、リスクベネフィットで見合わないという説明は随所にも見られたところなので、そういった意味で、今の常陽の運転の在り方みたいな感じで、ある意味前向きというのですかね、そういった形で御説明をしていただくと、分かりやすいのではないかなと思いました。その中で、多分、今、杉山委員からもあったような、さらなる炉を考える場合のいろいろな改善の可能性とかも出てくるのではないかなという気がいたします。コメントです。

○日本原子力研究開発機構（高松次長） 原子力機構、高松です。

ありがとうございます。

○杉山委員 ほかによろしいですか。

それでは、JAEA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（小林主幹） JAEAの小林でございます。

資料2に基づいて説明させていただきます。

こちら、前回会合でも御説明しました、常陽における長期施設管理方針というもの話になります。こちらの常陽の長期施設管理方針は、終期が令和6年度末となっております。現在、その次の10年、次期の長期施設管理方針の策定に向けまして、高経年化の技術評価を進めております。前回会合では、その対象機器の抽出と、それから評価事象の選定と、その考え方についてお示しをいたしました。

本日につきましては、目次を御覧いただきたいのですが、まず1ポツ、2ポツのところ、対象機器の抽出計画、それから評価事象の選定計画と先ほどの考え方を具体化した案を説明させていただきます。3.として、常陽が長期にわたり冷温停止状態であるという中で、高経年化事象の進展について、どのようなものかというものを御説明するものになってございます。3本立てでございます。

それでは、まず1.の話ですが、4ページ目を御覧ください。こちら、高経年化評価の対象となる機器等の抽出フローになってございます。こちらは前回会合でも説明したもので

ございます。

対象は、クラス1～3の安全施設と、それから常設のbdba対象設備と、それから、これらの機器を内包する建物を対象としてございます。フローに基づきまして、この赤で囲った①、②、③、この部分について、具体的に説明してまいります。

①については、安全施設のクラス1、2、それとナトリウムを内包する機器、それから常設のbdba対象設備を抽出する部分になってございます。抽出結果につきましては、次のページからですが、安全施設のクラス1、2について5ページから7ページに、それからナトリウムを内包する機器について8ページ目に、それからbdba対象設備の常設のものを抽出するというものを9ページ目に説明してございます。中身、詳細は割愛させていただきますが、これらをまとめますと、次のページの10ページ目の一覧表になってございます。ここまでの①のステップになってございます。

次に、4ページ目に戻っていただいて、②の部分になります。②の部分は、高温・高圧の環境下にあるという機器についての抽出になります。こちらについて説明します。

11ページ目になります。クラス3施設のうち、高温・高圧のもの、これについては、抽出しましたところ、既に①で抽出されたものでございますので、ここで新たな評価対象として増えるものはございませんでしたということになります。以上が②の話です。

4ページ目に戻っていただいて、③の部分、定期取替もしくは日常の施設管理活動にて経年劣化の影響が把握されるものというものを対象外とするステップになります。

こちらについては、ページで言いますと、12ページから19ページ目まで、8枚にわたって示しております。

12ページを御覧いただいて、12から同じ表になってございますが、表の中の左から3列目、ここに定期取替品及び消耗品に該当の有無ということで、その隣、4列目に的確な対応がなされている動的機器の維持に該当の有無ということで、ここに丸がついているものについては、先ほどの4ページ目のフローでいう評価の対象外というふうになる話になってございます。ということで、ここから8枚にわたって抽出してございます。

8枚飛んでいただきまして、20ページを御覧いただきます。そうしますと、今説明しました①～③のフローと抽出結果、これをまとめた一覧表が20ページになってございます。

左側に機能、真ん中に設備機器というふうに並んでございます。全て読み上げはしませんが、こちらに示した機器とこれらを内包する建物ですね、原子炉建物、附属建物、主冷却機建物、第1・第2使用済燃料貯蔵建物を対象として高経年化評価を行うというような対

象の抽出結果になってございます。以上が1.のところの説明でございます。

続きまして、2.のところですね、評価事象の選定を具体化するというところの説明になります。

22ページを御覧いただきたいと思います。こちらは評価対象事象の抽出フローになってございます。

まずは最上段、これがPLM基準に基づき抽出するところからスタートになります。

①高速炉もしくは試験研究炉であることを踏まえて評価不要と考えられる事象について除外する部分。

それから、②では、逆に高速炉であることを踏まえて考慮が必要なものを加えておりますと。

③に行きまして、想定した劣化傾向と実際の乖離が考え難い事象で、想定範囲内で適切な保全活動が行えるものというものを除外する。

④に行きまして、運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較により、今後も経年劣化の進展が考えられないか極めて小さいというものを除外するというステップになります。

こちら①、②、③、④の順で説明させていただきます。

まず①の部分です、23ページに示してございます。左側にPLM基準に定める8項目を示しております。ここから要否にバツのものについて、理由とともに除外ということを示してございます。中性子照射脆化、それから照射誘起応力腐食割れ、これについては、材料がフェライト系ではなくて、オーステナイト系ステンレス鋼、これを使用しているということから、あと冷却材は、水ではなくて冷却材ナトリウムと接している。鋼材がナトリウムと接液しているということから、考慮不要というふうに判断しております。

また、熱時効につきましては、常陽では2相ステンレス鋼は使用していないので、考慮不要というふうに考えております。

なお、備考の記載になりますが、高速中性子による強度の低下、それから熱時効のうち、2次系配管で使用しているクロムモリブデン鋼、これについては、次ページで説明しますが、入れておりますということです。

なので、24ページ目を御覧ください。24ページは、高速炉であることを踏まえて考慮が必要なものを追加するという部分になります。

まずはナトリウム環境、これにおける経年劣化事象として、腐食、侵食、熱時効を挙げ

ております。それ以外として、高速中性子の照射による構造材の強度低下、いわゆるはじき出し損傷、それからクリープ疲労、水環境、大気環境における腐食、摩耗、これを挙げております。

ナトリウム環境による腐食、侵食については、ナトリウム中の溶存酸素、これに依存しますが、常陽では酸素濃度を十分低く維持しておりますので、また、実際の配管の肉厚測定でも、減肉量は極めて小さいということを確認しております。

この過去の評価結果、こちらのほうを25ページから28ページに示しております。

まず25ページ目、こちらは主冷却器の伝熱管になります。こちら、炉心で発生した熱を最終的に外気で冷却する空気冷却器でございます、伝熱管内面のナトリウム環境での腐食がまず一つと、それから外面の大気環境での腐食というものを考慮しての評価になってございます。MK-III冷却系改造工事の際に取り外しました旧主冷却器の伝熱管の肉厚の測定をしております、この結果から、内面のナトリウム環境での腐食というものはありませんでしたということを確認しています。

一方、外面の大気環境においては、腐食減肉は想定範囲内で認められたという結果が得られております。ナトリウムを内包する機器で最大の減肉量と、外側の外気側の減肉ですけれども、中にナトリウムを内包する機器で最大の減肉量であることから、この部分を定期的に肉厚を測定して管理していくということで現在もやっております。

26ページ目に現在の主冷却器の伝熱管の写真を添付しております。

それから、27ページ、28ページには、2次系の配管の肉厚測定結果と、それからナトリウム環境での腐食と侵食、エロージョン／コロージョンに関する評価になってございます。

こちらMK-III冷却系改造工事実施しました配管の肉厚測定結果、取り外したのですが、これの肉厚測定結果に基づくものになります。

これらの結果から、配管内面の腐食、侵食というものは認められず、劣化評価、すなわち耐震安全性評価への影響は問題がないものというふうに判断しております。

それから、次のページに行きまして、熱時効については、2次系の配管のクロモリ鋼、先ほど申し上げましたが、これで考慮する必要がございます。

29ページ目に行ってくださいまして、これまでサーベイランス試験を行っております、この熱時効については、設計寿命中、十分な強度を有するということをクロムモリブデン鋼について確認しておりますという結果が29ページ目になります。

続きまして、高速中性子による強度の低下を追加するということで、30ページ目を御

覧ください。こちらが高速中性子による強度低下に関するサーベイランス試験によって得られた評価になります。

こちらの内容からも、設計寿命に想定される照射量を超える条件というものに対して、十分な強度を有しているということを確認してございます。

31ページと32ページ目は腐食に関するもので、その中でも水環境における腐食事象になってございます。

31ページ目が重要安全施設である非常用ディーゼル発電機の冷却水系の肉厚測定。

それから、32ページ目に行きまして、こちらは常設のBDBA対象設備のコンクリート遮蔽体冷却系。こちらの冷却水配管についての肉厚測定を行いまして、いずれも健全性を維持してございます。

続きまして、33ページ、これは摩耗事象の話になります。

こちらも非常用ディーゼル発電機、これの摺動摩耗が想定される部品について、定期的に分解点検、部品交換を行いまして、健全性を維持してございますという話になります。

ここまでが先ほどの②までの説明になります。なので、一旦22ページに戻っていただきまして、②の次、③の部分、想定した劣化傾向と実際の乖離が考え難い事象で、想定範囲内で適切な保全活動が行えるというものを除外するという部分になります。

こちらについては、34ページ目になります。こちら、日常的な施設管理活動において劣化傾向を把握できて、それに基づいて適切な保全活動が行えるものということで、要否のところにもまるバツを示してございます。

その理由とともに、バツで示しておるのがフレット疲労とコンクリートの遮蔽能力低下ということで、こちらにつきましては、それぞれ日常劣化管理事象と扱うことが妥当と考えており、除外してございます。

フローの最後になります、再度22ページに戻っていただきまして、④現在までの運転経験、それから使用条件から得られた材料試験データとの比較により、今後も経年劣化の進展が考えられないか、極めて小さいと考えられる経年劣化事象について、除外する部分になります。

こちらについては、35ページ目になります。高サイクル熱疲労につきましては、次の36ページになりますが、2次系配管の合流部が該当します。

この当該部位の温度の揺らぎによる金属疲労が懸念されますが、こちらは設計疲労限界を十分に下回るということを確認しているというところと、あとMK-Ⅲの先ほどの

工事において、当該部分は交換しておりまして。取り外した既設配管についても確認したところ、健全であったということを確認してございます。

それから、もう一つ、35ページに戻っていただいて、侵食（流動ナトリウムによるエロージョン／コロージョン）という部分がございます。

こちらは理由の4行目辺りになりますが、ナトリウム冷却型高速炉の場合、溶存酸素はほかの不純物元素と共に厳密に管理されている。環境は常に還元雰囲気にあるということ。それから、材料表面に酸化被膜というものは形成されません。このため、表面の保護被膜、保護層の形成も期待できませんが、その反面、それが脆化して酸化被膜の剥離によって減肉が生じる、いわゆるエロージョン／コロージョンというものは生じない環境にあります。2次冷却系の配管材のクロムモリブデン鋼において、水環境等で観察されるエロージョン、繰り返しによる減肉進行というのは、ナトリウム環境下では発生し難いということで、除外してございます。さらに、MK-IIIの冷却系改造工事で切断した配管においても、エロージョン／コロージョン特有の鱗片の模様や減肉の痕跡というものは確認されておられませんということをつけ加えておきます。

以上のことから、それを除外しておりまして、これまでの①、②、③、④の抽出結果をまとめますと、37ページに示します1)～7)、低サイクル疲労、高速中性子の照射による構造材の強度低下、クリープ疲労、熱時効、腐食については、ナトリウム環境、水環境、大気環境、それから電気・計装品の絶縁低下とコンクリートの強度低下という7項目になります。ここまでが事象の抽出になります。

38ページに行きまして、以上の二つ、今までやってきたことの上で、常陽が長く冷温停止状態にいるというところから、高経年化事象の進展、常陽に関するものについての評価ということで説明させていただきます。

39ページ目を御覧ください。こちらは先ほど、前半でまとめました高経年化評価対象機器、これを縦に。これに対して、冷温停止を想定した場合に評価を必要とするものを丸、不要なものを横バーというふうに、理由とともに示したものでございます。

丸のついている部分、冷却系のバウンダリ、それから炉心の形状、1次冷却材漏えい量の低減機能、それからカバーガス等のバウンダリ機能、それから使用済燃料プールというところが丸になってございます。

そして、40ページ目に行きますと、もう一つのほうの、後半でまとめました高経年化評価の対象事象、これに対して、同じく冷温停止を想定した場合に必要なものを丸、不要なも

のを横バーとしたものと。

1)～4)については、先ほどの37ページでいう低サイクル疲労、中性子照射、クリープ疲労、熱時効の部分についてですが、これについては、原子炉運転に伴うもの、温度上昇に伴うものですので、横バーになってございます。

一方、5)～7)につきましては、腐食、絶縁低下、コンクリートの劣化というものは、原子炉運転停止にかかわらずの事象であるということから、対象で丸としてございましてというところです。

41ページでこれらをマトリックスにしてまとめてございまして。左縦軸に対象施設、横軸に評価の事象を並べて、星印で示した部分が冷温停止状態における高経年化技術評価の対象ということで並べてございまして。

以上、この表で常陽が長期に冷温停止状態ということに鑑みてやるとすれば、このような形になりますというところをお示しした上で、最後に、まとめの紙をつけてございまして。42ページになります。

ここまでで言えることとしては、冷温停止状態にありまして、放射線及び温度に起因する高経年化事象の進展の考慮が不要となるということです。考慮すべき事象としては、腐食については、ナトリウム環境、水環境、大気環境の腐食というものと電気・計装品の絶縁低下、それからコンクリートの強度低下というところを考えるものになります。

もう一つは、冷温停止状態だからといって特別に考慮しなければならない高経年化事象というものはございませぬので、運転を断続的に行う状態というものを想定した技術評価、これを常陽では実施していこうと考えておりますが、この中に冷温停止状態というものを想定した技術評価というものは包絡されているというふうに考えてございまして。

上記の高経年化事象のうち、ナトリウム環境の腐食については、純度を確実に管理することで、その進展が無視できるというものであること。それから、これまでの評価において確認済みでございまして。水環境と大気環境の腐食、それから電気・計装品の絶縁低下、それからコンクリートの強度低下については、一般的な高経年化事象でございまして、その劣化が急激に進展するものではございませぬ。なので、長期施設管理方針において、短期に対応が必要となるものはございませぬで、通常の施設管理によりまして、原子炉の安全は確保されるというふうに考えてございまして。

最後のページに建物コンクリート強度の経年劣化の程度として、参考に示してございませぬ。

これは、過去の調査に基づく説明でございます。対象の建物は、原子炉建物、附属建物、主冷却機建物、第1、第2使用済燃料貯蔵建物になります。4建物について、暫定評価の結果を示しております。

コンクリート強度の低下の主な要因としては、中性化、それからアルカリ骨材反応、塩化でございますが、いずれも短期に対応が必要となるというものではございませんで、通常の施設管理によりまして、安全は確保されるというふうに考えてございます。

こちらの説明は以上になります。

○杉山委員 本日は、この長期施設管理方針の中身の審査の一環ではなくて、これからの審査の方法を決めていくために必要な情報ということで、今の説明をいただきました。それを踏まえて、コメント、質問等お願いします。

○荒井専門職 原子力規制庁の荒井です。

ただいま委員からもございましたように、長期施設管理方針の審査自体は、申請がなされてから行うこととなりますので、現時点での気づき事項についてお伝えいたします。

例えば23ページを御覧ください。こちらで不要と考えられる経年劣化事象の検討に関する表がございますけれども、こちらの上から二つ目の中性子照射脆化、こちらを考慮不要ということで、要否の項目をバツとしております。本日の御説明にもございましたが、原子炉容器に対する中性子照射の影響、こちら備考などを併せて読みますと、高速中性子の照射による構造材の強度低下、こちらとして評価することが読めますけれども、原子炉容器に対する中性子照射の影響は見ないというような誤解を与えることなく、分かりやすい資料とするようお願いいたします。

また、併せて中性子照射脆化、あと、こちらの高速度中性子の照射による構造材の挙動低下、こちらの違いについても説明を追加していただければと思います。よろしく申し上げます。

○杉山委員 今の追加というのは、どのフェーズで追加するという意味ですか。

○荒井専門職 実際に申請がなされたときという意味でお伝えしたものです。

○日本原子力研究開発機構（小林主幹） JAEAの小林です。

承知しました。

○杉山委員 ほかにございますか。

○小舞チーム員 原子力規制庁の小舞です。

今、荒井からも、次の審査に向けての気づき事項的な話がありましたけれども、私の話

も、どちらかというともそういうものに近いのですけれども、いわゆる長期間にわたった劣化という話ではないかもしれませんが、常陽というのはナトリウム冷却炉だということで、冷温停止と一口に言っても、軽水炉の冷温停止と高速炉の冷温停止というのは、ちょっと状況が違う、特徴があるかもしれません。そういったところで冷温停止がずっと続いたところで、どのようなリスクがあったりとか、どういう保守管理、これ、日常的な保守管理になるかもしれませんが、そういったところを簡単に御説明いただくことはできないでしょうか。

○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。

恐らく冷温停止で、まるバツつけた39ページを見ていただくのが、まずは分かりやすいのかなとは思いますが。機能に対しまして、丸、バーつけていますけれども、要は冷温停止中というのは、どういう状態にあるかというところで、例えばナトリウムというものに関しては、要は、メンテナンスのためにダンプタンクにドレンをされていて、逆に言うと、あちこちにあるわけではないので、1か所にナトリウムが集まっているというような特徴がある。状況によって、ドレンしたり充填したりというようなものがある。そういう観点で、一応御説明の中で、運転状態が冷温停止を包絡するというお話をさせていただきましたけれども、ドレンでも配管に入っているところも一緒、漏えいさせないというのは一緒なので、そういう意味では包絡されているのかなとは思っています。

それから、あと格納容器閉じ込め機能というような観点では、炉容器そのものは、カバーガスのバウンダリありますけれども、ナトリウムがあるので、そこはカバーガス状態で維持しなければいけないというような運転状態も冷温停止状態も同じです。そういう意味で、軽水炉のように蓋を開けるわけではないので、同じ状態を担保しなければいけないというところでは。

それから、格納容器までいきますと、そこは工事のために開けたりというところがあるので、それは機能自体が要らなくなるというようなところでは。冷温停止状態だから特別に見なければいけないというところは、常陽ということに関しては、ないのかなというふうには思っています。

以上です。

○小舞チーム員 御説明ありがとうございました。

私からは以上です。

○杉山委員 ほかにございますか。

○有吉チーム員 原子力規制庁、有吉です。

これは改めての確認になります。前回資料で、既に機構からは、長期施設管理方針に係る審査期間中に原子炉の運転が実施されることはないというふうに言明されております。念のための確認ですけど、これは新規制基準の設工認が認可され、さらに、長期施設管理方針に係る保安規定が認可されないと原子炉は運転しない。そういう理解でよろしいですか。

○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。

その理解で結構です。保安規定については、このほかにも新規制の手順の認可も当然必要になってきますので、それ取り混ぜた上の認可になるのかなとは思っています。

以上です。

○有吉チーム員 はい、分かりました。

○杉山委員 ほかにございますか。よろしいですか。

そうしましたら、主に二つ目のトピックですね、長期施設管理方針に関する議論、これを受けまして、事務局から、今後の長期施設管理方針に係る保安規定の審査の進め方について説明をお願いします。

○有吉チーム員 事務局のほうから、有吉でございます。

それでは、常陽における長期施設管理方針に係る審査の進め方について、資料を用意いたしましたので、これに基づいて説明をさせていただきます。

この資料につきましては、記載している内容に機構のほうでも異存がないようでしたら、公表したいと思っております。内容の確認をしていきます。

タイトルですが、高速実験炉原子炉施設常陽における長期施設管理方針に係る保安規定の審査の進め方について、令和5年12月13日、新基準適合性審査チームということです。

最初、1.です、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、以下、原子力機構の高速実験炉原子炉施設常陽、以下、常陽では、現行の長期施設管理方針の対象期間が2025年3月31日に終了する。原子力機構は、常陽の新規制基準に係る設工認の申請を2分割として、第2回申請、この内容がBDBA対象設備と耐震評価等を含みますけれど、これを2024年度中頃に申請を行って、認可を長期施設管理方針の期限より後の2025年度中頃で見込んでいる。これは、参考資料で一番最後のページにつけております。

我々審査チームは、原子力機構が運転前提の長期施設管理方針に係る保安規定申請認可審査を行い、新規制基準適合に係る設工認の認可前に当該保安規定の認可を得たいという

ふうに理解しています。

しかし、新規制基準適合性に係る設工認審査が終了し、BDBA対象設備などに運転に必要な設備が確定する前に、この長期施設管理方針に係る認可をすることはできません。

それで、設工認の第2回申請が未認可の状態でも長期施設管理方針の期限が来ることから、この長期施設管理方針に係る保安規定の審査の進め方としては、①運転前提での長期施設管理方針を期限をまたいで審査して、設工認申請の認可の後に認可する。これを1段での審査といいます。②が冷温停止前提での長期施設管理方針を期限までに認可した上で、設工認審査の認可後に運転前提での長期施設管理方針に変更する進め方。2段での審査がある。この二つがあると考えております。

ここで、2.安全上の問題というのを記載しております。常陽では、新規制基準対応の原子炉設置変更許可の審査が完了しており、設工認審査の段階にあります。原子力機構は、長期施設管理方針に係る保安規定の審査期間中に常陽の原子炉を運転することはなく、冷温停止状態を維持するとしている。常陽において、冷温停止状態でも進展する経年劣化事象としては、腐食、電気・計装品の絶縁低下及びコンクリートの強度低下を想定される。しかし、現行の長期施設管理方針の期限を過ぎたとしても、劣化が急激に進展することはない。これまでどおり冷温停止状態を踏まえた点検検査を審査期間中も継続することから、期限をまたいで長期施設管理方針に係る保安規定を審査することに安全上の問題はない。また、冷温停止状態でも進展する経年劣化事象のいずれも、運転状態での経年劣化事象に包含されることから、運転状態を前提としたものとは別に、冷温停止状態を前提とした長期施設管理方針を含む保安規定の審査認可を行ったとしても、プラントの安全性が向上するものではない。

そこで、3.審査の進め方ですが、審査チームとしては、上記のとおり、1段での審査を進めることによっても安全上の問題がないこと、それから、2段での審査で冷温停止前提の審査をしても、プラントの安全性が向上するわけではないことから、原子力機構から運転前提での次期長期施設管理方針を含んだ保安規定を現行の長期施設管理方針の対象期間が終了するまでに受理した上で、当該保安規定の審査は1段で進めることとしたいと考えております。

以上ですが、この内容について、異存はないということによろしいですか。

○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。

我々からは異存ありません。

○有吉チーム員 それでは、今回お示しした進め方で審査を進めることとし、資料については、誤字脱字等チェックして、修正の上、公開させていただきたいと思います。

以上です。

○杉山委員 そうしますと、今の長期施設管理方針の終期が2025年3月31日ですから、それ以前に、新しい長期施設管理方針を申請はしてください。ただし、当然、まだ保安規定等の設工認が終わっていない段階となりますので、暫定ということで、当然補正は必要になる。それでも、申請行為はお願いしますということですね。

それで、第三者に説明するのがすごく複雑な状況ではあるのですが、現行の長期施設管理方針というのは、運転を前提としている。この間、既に許可が出た新しい基本設計に関して、設置許可の審査を終えまして、その中で、結構大きなポイントになったのは、火災防護に対して、かなり強化していただく必要があるということが明らかになったわけですね。それはまだ当然、現場で実装されていない。そうすると、火災はその間どうなるのかというのは、一般的に考えたときの心配事ではあるのですが、あくまでも火災の防護を強化するというのは、停止機能を確実にするという意味でありまして、そういう意味では、運転をしない限りにおいては、そこ自体が問題にはならない。さりとて、やはりナトリウム炉ということで、一番一般的に懸念されるのが火災でありますから、やはり火災に対しては、この保安規定の書きぶりがどうという話とは別になりますけれども、やはり十分気をつけて対策を講じていただきたい。そこはもう、今の保安規定を超えた努力をして、むしろそれを期待しておりますので、ぜひお願いしたいと思います。

本件について、何かございますか、事務局から。よろしいですか。

それでは、以上で本議題を終了したいと思います。今回お示しした進め方で今後審査を進めることとさせていただきます。この資料について、誤字脱字等がございましたら、修正の上、公開させていただきます。事務局は資料の公開の手続きをお願いします。そして、JAEAは今後の審査に向けて申請の準備をお願いいたします。

また、本日の指摘事項に関して、次の審査会合で、特に最初の件ですね、ルースパーツの件とか、引き続き審査会合で議論させていただきたいと思います。

では、以上をもちまして第508回審査会合を終了いたします。ありがとうございました。