

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」）

計測線付実験装置（MARICO-2）の変形により生じた
ルースパーツの影響評価及び今後の対応について

2024年2月20日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所高速実験炉部

目 次

1. はじめに
2. 炉内観察結果
3. 復旧対策
 - 3.1 炉心上部機構の交換
 - 3.2 MARICO-2 試料部の撤去
4. 観察結果に基づくルースパーツの影響評価
 - 4.1 2009 年までの炉内観察結果に基づく影響評価
 - 4.1.1 ルースパーツの設定
 - 4.1.2 ルースパーツの影響の評価
 - 4.2 MARICO-2 試料部撤去後の観察結果に基づく破損した固定ピンの形状を特定しない影響評価
 - 4.2.1 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の基本的な考え方
 - 4.2.2 復旧対策後の観察結果
 - 4.2.3 ルースパーツの設定
 - 4.2.4 ルースパーツの流動挙動の評価
 - 4.2.5 ルースパーツの炉心構成要素等への影響評価
 - 4.2.6 ルースパーツの影響の評価
5. 再発防止策
6. ルースパーツ発生時の対応
7. 今後の対応
 - 7.1 保安規定等の改定
 - 7.1.1 保安規定第 9 7 条の 2 (要領の作成)
 - 7.1.2 保安規定第 1 1 2 条 (制御棒のスクラム時間等)
 - 7.1.3 保安規定第 1 1 9 条 (燃料破損検出設備)
 - 7.1.4 保安規定第 1 3 1 条 (警報装置の作動等)
 - 7.1.5 運転要領
 - 7.2 ルースパーツの探索
 - 7.2.1 ルースパーツ探索に関する経緯
 - 7.2.2 運転再開後のルースパーツの探索に係る検討の整理
 - 7.3 ルースパーツに関する要素技術の開発

別紙 1 : MARICO-2 撤去後の観察結果等に基づくルースパーツ発生量の評価

別紙 2 : 建設時及び通常運転時のルースパーツの発生防止対策

別紙 3 : 炉心燃料集合体への熱的影響の評価

別紙 4 : 1 次主循環ポンプの回転阻害時の影響の評価

別紙 5 : 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

別紙 6 : FEM 解析による固定ピンの破損状況の推定

1. はじめに

高速実験炉「常陽」は、平成19年5月14日にMK-Ⅲ炉心第6'サイクル運転の終了に伴い原子炉を停止し、5月15日から第15回施設定期検査を開始した。

5月28日に回転プラグを操作し、照射試験が終了したMARICO-2（第1.1図参照）を炉心第3列の照射位置（炉心アドレス：3E3）から炉内燃料貯蔵ラック（以下「炉内ラック」という。）R16に移動した後、5月30日にMARICO-2の保持部と試料部の切離作業を行い、6月1日に回転プラグを操作してMARICO-2保持部を照射位置である3E3まで戻した。

その後、6月11日に回転プラグに燃料交換機を取り付け、回転プラグを基準位置で下降させた際に、炉内ラックR16上部に位置している燃料交換機の新ホールドダウン軸に荷重異常が発生した。6月19日に新ホールドダウン軸を点検した結果、新ホールドダウン軸先端部に2箇所の圧痕があることを確認した。

さらに調査を進めるため、炉心の崩壊熱が低下した8月下旬から、ナトリウム液位を集合体頂部以下まで下げ、旧ホールドダウン軸下端、集合体頂部及び炉心上部機構下端周辺を観察した。本観察では、昭和62、63年の炉内観察に使用して放射線の影響を受けたファイバースコープを使用したため画像が不明瞭であったが、炉内ラックR16上部に干渉物があることを確認した。

その後の炉内観察の結果、干渉物は炉内ラックR16内で切離作業を実施したMARICO-2の試料部であることが確認するとともに、固定ピンがルースパーツとして発生したことを確認した。

ルースパーツに関するこれまでの対応の経緯を表-1.1に示す。

本資料は、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への対応について、表-1.1の経緯に示した発生時から法令報告の実施、復旧対策の実施及び復旧対策完了後のMARICO-2試料部の観察結果、並びに、これらに基づく、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ある。

2. 炉内観察結果

干渉物に係る状況把握、原因究明等を目的として、以下の炉内観察を実施した。

① 炉内ラックR16上部及び炉心上部機構下端周辺等の観察

平成19年10月10日～10月31日

② 集合体頂部等の観察

平成19年11月2日～11月16日

平成20年2月20日～3月14日

③ 炉心上部機構下面の観察

平成20年7月8日～7月29日

(1) 観察方法

① 炉内ラックR16上部及び炉心上部機構下端周辺等の観察

干渉物の観察及び原子炉容器内の状況把握を目的として、回転プラグに設けられた炉内検査孔(A)、(B)よりファイバースコープを原子炉容器内に挿入し、炉内ラックR16上部及び炉心上部機構下端周辺等を観察するとともに、炉内検査孔(A)にカメラを据え付け、上方より

炉内ラック R16 上の干渉物を観察した（第 2.1 図参照）。

② 集合体頂部等の観察

集合体頂部及び炉内ラック頂部におけるルースパーツ（脱落部品）、損傷等の有無を確認するため、回転プラグの燃料交換機孔、炉内検査孔(A)等にカメラを据え付け、上方より集合体頂部等を観察した（第 2.2 図参照）。

③ 炉心上部機構下面の観察

炉心上部機構下面の状態を詳細に確認することを目的として、炉心上部機構を下面から上方に観察する装置を新規に製作した（第 2.3 図参照）。炉心上部機構下面観察装置は、観察用ファイバースコープを装填した先端屈折部を有し、直径約 110mm の炉内検査孔 (B) から原子炉容器内に挿入し、先端屈折部を原子炉容器内で L 字型に折り曲げ、炉心上部機構下面と集合体頂部の間隙（約 70mm）に挿入する構造となっている（第 2.4 図参照）。

(2) 観察結果

① 炉内ラック R16 上部及び炉心上部機構下端周辺等の観察

炉内検査孔(A)、(B) からファイバースコープを挿入し、水平方向から炉内ラック R16 上の干渉物を観察した結果を以下に示す。

- ・ 干渉物が六角形状のラップ管を有し、その先端からケーブル及び配管が出ていることを確認した（第 2.5 図の(a)参照）。これより、干渉物は炉内ラック R16 内で切断作業を実施した MARICO-2 の試料部であることが確認できた。
- ・ MARICO-2 試料部の円環状のハンドリングヘッドがラップ管の継ぎ手部分から外れていること（第 2.5 図の(b)参照）、炉内ラック上に突き出ている MARICO-2 試料部の高さが約 90mm であることを確認した（第 2.5 図の(c)参照）。

また、炉内検査孔(A)にカメラを据え付け、上方より炉内ラック R16 上の干渉物を観察した結果、炉内ラック R16 から R15 の方向に突き出ているラップ管部分の長さは約 200mm であることを確認した（第 2.5 図の(d)参照）。

② 集合体頂部等の観察

集合体頂部等の撮影は、回転プラグを操作することで、カメラの位置を各集合体等の直上に調整して行ったが、1 回の観察で撮影できる範囲は集合体約 1 体分に限られることから、集合体頂部等の全体を観察するため、約 650 回の撮影を実施した。これらの撮影写真を貼り合わせ 1 枚の画像としたものを第 2.6 図に示す。この観察から、集合体頂部等にルースパーツがないこと及び有意な傷等の異常がないことを確認した。

なお、炉心第 2 列に装荷された集合体 1 体（第 2.6 図の集合体頂部等の観察画像の白抜き部分）については、回転プラグの操作範囲が限定されるため、直上からのカメラによる撮影はできなかったが、ファイバースコープによる水平方向からの観察より、当該位置についてもルースパーツがないことを確認した。

③ 炉心上部機構下面の観察

炉内検査孔 (B) から炉心上部機構下面観察装置を原子炉容器内に挿入し、炉心上部機構下面を観察した結果を以下に示す。

- ・ MARICO-2 試料部のハンドリングヘッドが保持部と接続された状態で、炉心上部機構内の MARICO-2 上部案内管内部に存在し、炉心上部機構が移動した方向（平成 19 年 6 月 1 日に、炉内ラック R16 上での MARICO-2 試料部切離作業終了後、回転プラグを基準位置に戻した際の炉心上部機構の移動方向）の反対側の方向に傾いていることを確認した（第 2.7 図参照）。また、MARICO-2 のハンドリングヘッドと試料部を接続していた固定ピン 6 本は、ハンドリングヘッド部分では確認できなかった。
- ・ 炉心上部機構下面において、整流板及び案内スリーブの変形が概ね炉心上部機構下面と MARICO-2 試料部が接触した領域に沿って生じていることを確認した（第 2.8 図参照）。なお、回転プラグを基準位置に戻した時の移動軌跡から評価した炉心上部機構下面における MARICO-2 試料部と整流板が接触した長さは約 80cm である。

3. 復旧対策

炉内観察の結果、回転プラグ燃料交換機能の一部阻害及び炉心上部機構の整流板等の変形等が確認された。原子炉の安全性を担保し、「常陽」の運転を再開するためには、干渉物である MARICO-2 試料部を撤去し、回転プラグ燃料交換機能を復旧するとともに、炉心上部機構を交換する必要があるため、これらの交換及び撤去を実施した。

3.1 炉心上部機構の交換

炉心上部機構は、小回転プラグに設置され、カバーガスバウンダリの一部を構成する。炉心上部機構は、直径：最大 1345 mm、高さ：6330 mm の円筒構造であり、合計 11 箇所の貫通孔（センター孔 1 箇所、制御棒用孔 10 箇所（6 箇所には、制御棒駆動機構及び上部案内管を設置））を有しており、制御棒を所定の位置に支持する。また、炉心上部機構の下部には、整流板及び集合体出口冷却材温度測定用熱電対が設置され、燃料集合体とその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定できるようになっている。炉内観察の結果、炉心上部機構に設置されている集合体出口冷却材温度測定用熱電対 115 本のうちのセンター孔に隣接した少なくとも 2 本の熱電対及び整流板に変形が生じていることが確認され、集合体の出口冷却材温度を正しく測定できないことが確認された。このため、原子炉の安全性を担保するためには、炉心上部機構を交換し、上述の機能を復旧させる必要があった。

炉心上部機構交換作業の概略手順を第 3.1 図 に示す。本手順に基づく交換作業の結果、第 3.2 図に示すとおり、新たなルースパーツを発生させることなく、新炉心上部機構を設置した。

3.2 MARICO-2 試料部の撤去

MARICO-2 試料部を撤去するため、炉内観察技術開発や遠隔把持装置開発を実施した。MARICO-2 試料部の回収は、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・技術である。

MARICO-2 試料部の遠隔把持装置及び付属機器の構成を第 3.3 図に示す。本装置を用いて、炉内作業を監視しながら、確実に把持して撤去することにより、新たなルースパーツを発生させることなく、MARICO-2 試料部を撤去した。

4. 観察結果に基づくルースパーツの影響評価

4.1 2009年までの炉内観察結果に基づく影響評価

MARICO-2 試料部及び炉心上部機構下面の観察結果より、固定ピン 6 本以外にルースパーツはなく、固定ピンをルースパーツと特定した。なお、固定ピンは、ハンドリングヘッドとハンドリングヘッド継手を接続するものである。

炉内観察画像の分析・評価結果に基づきルースパーツを設定し、ルースパーツが浮き上がる最小冷却材上昇速度の算出及び原子炉容器内の流動解析の結果から、ルースパーツの挙動を評価し、ルースパーツの影響評価として、炉心構成要素内への落下可能性、安全性の評価、冷却系設備等への流入可能性、安全性の評価を行った。

4.1.1 ルースパーツの設定

固定ピン 6 本（材質：SUS316、概略寸法：直径 6mm、長さ 13mm（第 4.1 図参照））をルースパーツと設定し、ルースパーツの流動挙動及び原子炉施設へ及ぼす影響を評価し、原子炉の安全性を評価した。

4.1.2 ルースパーツの影響の評価

(1) ルースパーツ発生状況の推定

固定ピンはハンドリングヘッド外側で溶接される。第 4.2 図に示すように、ハンドリングヘッドの固定ピン孔が変形し、固定ピンの残存がなく、固定ピンが切断等された形跡はない。そのため、固定ピンは、溶接部分が破損し、脱落したと判断できる。なお、MARICO-2 試料部切離作業を、炉内ラック R16 上部で実施したことを考慮すると、固定ピンの落下位置は炉内ラック R16 近傍または炉心外周槽であると推定される。

(2) ルースパーツの冷却系機器への影響の評価

固定ピンを浮き上がらせるために必要な冷却材上昇速度を、部品重量・形状・最大受圧面積等を考慮し、機械工学便覧に基づく以下の理論式により算出した結果、約 1.0m/s となった。

算出式

$$W = \frac{1}{2} C_D \rho_{Na} S v^2 \quad (\text{出典：機械工学便覧})$$

$$v = \sqrt{\frac{2W}{C_D \rho_{Na} S}}$$

| | |
|-----------------------|-------------|
| v | : 最小冷却材上昇速度 |
| W | : 重量 |
| C_D | : 抗力係数 |
| ρ_{Na} | : ナトリウム密度 |
| S | : 最大受圧面積 |

一方、炉内ラック R16 近傍または炉心外周槽の上部（原子炉容器上部プレナム部下部）における冷却材上昇速度は、最大約 0.43m/s である（第 4.3 図参照）。原子炉容器上部プレナム部下部の冷却材上昇速度は、固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度を下回っており、固定ピンが原子炉容器プレナム部内を上昇し、原子炉容器出口配管より流出することはなく、冷却系機器に問題が生じないことを確認した。

(3) ルースパーツの集合体等への影響の評価

- ・ 固定ピンが炉内ラックの移送用ポットまたは炉心外周槽に落下した場合、当該位置での冷却材上昇速度は小さい（最大約 0.47m/s：第 4.4 図参照）ため、当該部位に落下した固定ピンが浮き上がることはなく、集合体等に影響はないことを確認した。
- ・ 炉心燃料集合体の上部から、固定ピンが落下することを想定した場合、ハンドリングヘッド開口部の直径は 56mm であり、固定ピンは、炉心燃料集合体上部より落下する可能性があるが、燃料ピン間のギャップは約 2mm（参考：スパイラルワイヤ直径 0.9mm）であり、固定ピンは燃料ピンバンドルの上部に留まるため、炉心燃料集合体の冷却材流量及び温度に影響を与えることはないことを確認した（第 4.5 図参照）。なお、固定ピンが集合体間のギャップに落下することを想定した場合、集合体間のギャップは最大で約 5.2 mm であり、固定ピンの直径（φ 6mm）より小さいため、固定ピンは集合体頂部に留まる。

以上のことから、集合体等や冷却系機器に問題が生じないことを確認したとしていた。

4.2 MARICO-2 試料部撤去後の観察結果に基づく破損した固定ピンの形状を特定しない影響評価

4.1 の評価実施後の 2014 年 11 月から 2015 年 8 月に、常陽に隣接する照射燃料集合体試験施設において、原子炉容器内から回収した MARICO-2 試料部について、詳細外観観察及び X 線 CT 撮像を実施した。

その結果、固定ピンの一部は、破損した状態でルースパーツになっている可能性があることが確認された。また、破損した状態のルースパーツの形状を特定することは、困難であるため、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を実施した。

4.2.1 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の基本的な考え方

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いた。

一方、その後の MARICO-2 試料部の観察の結果、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に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した。

本安全性確保の確認においては、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した。

4.2.2 復旧対策後の観察等の結果

第 4.6 図及び第 4.7 図に示すとおり、詳細外観観察及び X 線 CT 撮像の結果、固定ピン①の脱落及び他の 5 本の固定ピンの残存が確認された。また、X 線 CT 画像から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ことを確認した。

第 4.8 図及び第 4.9 図に旧炉心上部機構回収時の下面観察結果を示す。旧炉心上部機構を引抜いた際に、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いるが、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 本を明確に確認できない結果は、法令報告時と同じであり、ハンドリングヘッド部に残存していることを明確には確認できなかった。また、法令報告後の本調査結果を踏まえても、ルースパーツとして想定する必要がある部品は、固定ピン以外には無いことを確認した。

4.2.3 ルースパーツの設定

試料部ハンドリングヘッド継手の観察の結果、固定ピン①は完全に脱落していることを確認したが、その他の 5 本の固定ピンは、一部欠損した状態で、ハンドリングヘッド継手に残存していることを確認した。

第 4.10 図に MARICO-2 試料部の X 線 CT 画像とハンドリングヘッド観察写真を合わせて示す。X 線 CT 画像から、固定ピン②及び③は、最初に剪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る。また、固定ピン⑤及び⑥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の固定ピン孔の変形も確認できる。

第 4.11 図に 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す。固定ピン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ことから、ルースパーツとなっていると想定される。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 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に移動軌跡を整理した。炉内ラック R16 が切り離し後の初期位置であり、3E3 まで戻る軌跡を連続した赤丸で示しており、固定ピン①の溶接部は、遮へい集合体、反射体、炉心燃料集合体、照射燃料集合体の上を通過しており、これらの集合体に落下している可能性は否定できない。

ルースパーツは、その大きさ及び形状並びに発生位置によって、流動挙動や安全施設への影響が異なるため、MARICO-2 試料部の観察等の結果を踏まえ、ルースパーツの設定においては、幅広いルースパーツの形状及び影響を対象とするため、製造時寸法及び破損片（大・中・小）の形状のルースパーツを想定し、サイズによりルースパーツを分類した上で、集合体への落下も含めて、評価を実施することとした。（表-4.1 参照）。

ここで、最も大きいサイズとして、ルースパーツとなっている固定ピンの製造時寸法を設定し、最も小さいサイズとして、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 試料部の観察結果も踏まえて、形状を設定した。

4.2.4 ルースパーツの流動挙動の評価

4.1 に示したルースパーツの影響評価と同様に、ルースパーツが浮き上がる最小冷却材上昇速度の算出及び原子炉容器内の流動解析の結果から、ルースパーツの挙動を評価し、ルースパーツの影響評価として、炉心構成要素内への落下可能性、安全性の評価、冷却系設備等への流入可能性、安全性の評価を行った。

ルースパーツの設定として、製造のままの固定ピンと破損片中を対象に、当該ルースパーツの最小冷却材上昇速度を評価した。

長さが 2mm となると、底面から受圧した方が、最小冷却材上昇速度は小さくなるため、底面からの受圧を想定して計算した結果、破損片中のルースパーツの最小冷却材上昇速度は 0.64m/s となった。

原子炉容器上部プレナム部の流速分布の解析結果は第 4.3 図に示した通りであり、炉内ラック R16 近傍または炉心外周槽の上部（原子炉容器上部プレナム部下部）における冷却材上昇速度は、最大約 0.43m/s であり、原子炉容器上部プレナム部下部の冷却材上昇速度は、固定ピンを浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度を下回っており、破損片中以上のサイズの固定ピンが原子炉容器プレナム部内を上昇し、原子炉容器出口配管より流出することではなく、冷却系機器に問題が生じないことを確認した。

第 4.12 図に 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あるが、その流速は 0.01m/s 以下で、ほぼスタグナントな状態であり、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ことは起こり難いことを確認した。

その上で、回転プラグの回転時に、炉心燃料集合体に落下したことを仮定した場合の、燃料集合体内からの固定ピンの挙動予測を第 4.13 図に示す。

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ことがない場所へ流動し、安全に影響を及ぼさないと評価される。

なお、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を評価するため、破損片小は、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することを想定する。

4.2.5 ルースパーツの炉心構成要素等への影響評価

第 4.4 図に示すとおり、ルースパーツが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 と小さいため、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。各炉心構成要素内へのルースパーツ落下の

影響評価については、炉心構成要素毎に異なるため、それぞれ第 4.15 図～第 4.18 図に示す。

第 4.14 図に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す。炉心燃料集合体の燃料要素間ギャップは、約 2mm と小さいため、破損片中以上のルースパーツを対象としても、燃料要素バンドル間には落下せず、燃料要素バンドルの上部に留まるため、冷却材流量及び温度に与える影響は小さい。

第 4.15 図に制御棒にルースパーツが落下した場合の挙動を示す。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、製造のままのルースパーツであれば、DD 断面の下部グリッド板に留まるが、破損片中の場合は、下部グリッド板も通過する可能性がある。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端に留まる可能性が高いが、制御棒外に流出する可能性もある。制御棒外に流出した場合、制御棒下部案内管のダッシュポットに着座、又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。

第 4.16 図に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、製造のままのルースパーツであれば、進入することはないが、破損片中以下のルースパーツは下部案内管内へ落下する可能性がある。落下した場合でも、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、又は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せず、必要な反応度制御能力も維持される。また、制御棒と下部案内管の間隙において、制御棒の挿入に異常を生じさせた場合は、起動前の点検において検知できる。

第 4.17 図に反射体及び遮へい集合体へルースパーツが落下した場合の挙動を示す。これらの集合体では、ルースパーツは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が、オリフィスを閉塞させず影響はない。

第 4.18 図に炉心燃料集合体内の冷却材流速分布を示す。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 なので、ルースパーツは流入しない。なお、原子炉停止中の 20% 流量運転時は、約 0.3m/s となるため、停止中に落下した場合には、炉心燃料集合体内にルースパーツが落下する。

第 4.19 図に制御棒内の冷却材流速分布を示す。制御棒の上部から、ルースパーツが落下した場合、DD 断面の下部グリッド板に到達する可能性があるが、定格流量時の下部グリッド部の流速は約 1.2m/s であるため、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ない。他方、原子炉停止中の流速は、約 0.2m/s となるので、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るが、その場合の影響は、第 4.15 図の説明のとおりである。

第 4.20 図に制御棒下部案内管の冷却材流速分布を示す。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るが、定格流量時の流速は約 1.4m/s となるため、運転中に、ルースパーツは流入しない。なお、原子炉停止中の流速は、約 0.3m/s

となるため、停止中に落下した場合には、流入する可能性があるが、流入した場合でも、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、又は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せず、必要な反応度制御能力も維持される。また、制御棒と下部案内管の間隙において、制御棒の挿入に異常を生じさせた場合は、起動前の点検において検知できる。

第 4.21 図に固定ピンの振動による構造材の摩耗発生に係る検討について示す。第 4.21 図より、固定ピンは、制御棒、内側反射体、遮へい集合体の要素バンドル部に留まる可能性があり、要素バンドル部のギャップが 7mm 以上あるため、固定ピンが振動した場合には、固定ピンは要素バンドル部のギャップを通過し、落下することから、固定ピンの振動により構造材の摩耗は発生しないと考えられる。

第 4.22 図に、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す。炉心燃料集合体間最大ギャップの計算値は、ノミナルでは 5.2mm であるが、寸法公差・変形を考慮した場合は 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る。

次に、ギャップに落下した場合の影響について、ギャップの冷却材はほとんど流動しておらず、熱設計においても考慮していないことから、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ない。また、炉心燃料集合体引き抜き後に、ルースパーツが高圧プレナムに落下する可能性があるが、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ことはなく、また、燃料バンドル部にも進入しないことから、炉心燃料集合体の冷却機能に影響はない。

燃料交換時には、ルースパーツが干渉する可能性があるが、炉心燃料集合体の引き抜き荷重の異常により検知可能である。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引き抜くため、燃料交換機能が不能になることはない。

第 4.23 図に定格流量時における原子炉容器内の流速分布を示す。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ことが確認できるので、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できる。

また、ルースパーツが炉心燃料に流入したと仮定しても、定格流量運転時には、炉心燃料から流出し、周囲の反射体、炉内ラック又は炉心外周槽に落下・沈降することが確認できるので、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る。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は上側の矢印部に記載のとおりである。

4.2.6 ルースパーツの影響の評価

ルースパーツが流動する範囲は、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した。

これらの設定に基づく、ルースパーツの影響評価では、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材の全流路において、ルースパーツが影響を及ぼしうる状態・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以下のとおり抽出し、評価を実施した。

(1) 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

4.2.1で設定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表-4.2に示す。また、ルースパーツの流入により影響が生じた状態を第4.24図に示す。

まず、流入する可能性がある個所は、制御棒下部案内管上端からダッシュポット着座部までとなり、ダッシュポットからの流出後は、制御棒の動作に影響を与えない。

次に、流入による代表的な影響として以下の①から③の影響が想定されるが、いずれの状態に対しても、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る。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、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る。

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

②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

③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

なお、②の状態では、制御棒価値の約88%が挿入されており、③の状態では、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る。

また、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、間隙が4～6mm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ことは考え難い。②のダッシュポット上端での阻害については、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ことは考え難い。

これらの影響に対する運転管理上の監視としては、以下の3点を実施することを保安規定に定める。

① 原子炉運転前の制御棒等全数の動作確認

② 原子炉運転前の全数のスクラム時間測定

③ 原子炉運転中の制御棒操作時の異常の確認

(2) 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

4.2.1で設定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表-3に示す。また、1次主循環ポンプへのルースパーツの流入により影響が生じる可能性がある箇所を第4.25図に示す。

まず、流入する可能性がある個所は、1次主冷却系の原子炉冷却材バウンダリ内の全域であり、配管部等には影響を生じさせず流動するため、流入による影響として想定されるのは、1次主循環ポンプ部に流入した場合に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ある。

ここで、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るが、1次主冷却系の冷却機能に関しては、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るため、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した。

第4.25図の1次主循環ポンプの構造図のとおり、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としている。

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いる。

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される。

次に、1次主循環ポンプナトリウム軸受部へルースパーツが流入したと仮定した場合の影響について検討した。

ルースパーツの強度の計算結果とナトリウム軸受部スリーブ表面位置での回転力の計算結果を比較し、ナトリウム軸受部での回転力は約1320kg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した。

次に、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る。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る。

これらの影響に対する運転管理上の監視として、以下の2点を実施することを保安規制に定める。

- ① 原子炉運転前の1次主循環ポンプの運転状態の確認
- ② 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

(3) 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

4.2.1で設定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表-4に示す。

まず、ルースパーツの形状を特定せず、生じ得る影響を評価する観点で、流入する可能性がある箇所は、炉心燃料集合体内の全域とする。

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あるが、流入により冷却材流路が閉塞した場合の影響は、設計基準事故の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る。

これらの影響に対する運転管理上の監視として、以下の2点を実施することを保安規制に定める。

- ① 燃料破損検出設備の監視
- ② 燃料集合体出口冷却材温度の監視

本影響評価の結果、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した。

5. 再発防止策

(1) 計測線付実験装置の試料部切離不能・試料部突出に係る再発防止策

今後、計測線付実験装置（計測線付C型照射燃料集合体を含む）を使用する場合には、試料部切離不能・試料部突出の再発を防止するため、以下の対策を講じる。

- ・ 炉内ナトリウム中で切離機能が要求される計測線付実験装置について、試料部切離機構の設計見直しを行う。

また、要求機能に対応する的確な設計の実施、及びその検証が実施されていなかったことが、試料部切離機構の設計不備が発生した要因であることを踏まえ、以下の対策を講じる。なお、炉内ナトリウム中で切離機能が要求される計測線付実験装置以外の装置・設備（制御棒上部案内管、燃料交換機等）については、切離機能に係る要求を満足することを炉外試験等により検証している。

- ・ 炉内ナトリウム中で切離機能が要求される計測線付実験装置の設計の実施時において、シミュレーションや炉外試験等の手段により、切離機能に係る要求を満足することの検証作業を確実に実施する。
- ・ 炉内ナトリウム中で切離機能が要求される計測線付実験装置の設計の実施時において、シミュレーションや炉外試験等の手段により、切離機能に係る要求を満足することが検証されていることの確認を品質保証体系の文書の中で明確化する。

る。

(2) 計測線付実験装置の試料部切離不能・試料部突出の確認不能に係る再発防止対策

計測線付実験装置では試料部重量が小さく、吊り上げ重量差による試料部の切り離しの確認方法の信頼性が低いことが確認されたことを踏まえ、今後、計測線付実験装置を使用する場合には、試料部切離不能・試料部突出の確認不能の再発を防止するため、以下の対策を講じる。

- ・ 炉内ナトリウム中で切離機能が要求される計測線付実験装置について、接触式の切離検知機能や、画像による確認方法を導入する等、試料部切離確認方法を多様化する。

6. ルースパーツ発生時の対応

「常陽」では、MARICO-2ルースパーツへの対応を通じ、ルースパーツへの対応手順を確立し、実践してきた。確立した対応手順を第6.1図に示す。

ルースパーツの形状は、予め特定できないため、ルースパーツへの対策は、その都度検討し、第6.1図のフローに基づいた対応を実施することが基本となる。

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、発生状況も踏まえ、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・回収する。

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・技術となる。

他方、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、フローでは未回収ありとなるため、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した。

その結果として、安全への過度な影響はないと評価した。その上で、運転再開に当たっては、ルースパーツ発生時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。

長期的・継続的な取り組みについては、以下の①から③の取り組みを実施する。

- ①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む。
- ②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む。
- ③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」に適用する。

7. 今後の対応

破損した固定ピンを含む回収されていないルースパーツにより、原子炉停止機能、原子炉冷却機能及び炉心燃料集合体冷却機能が過度に阻害されることはなく、原子炉施設の安全機能は維持さ

れ、原子炉施設の安全性は確保されることを確認した。

ただし、原子炉施設の安全を入念に確保するため、ルースパーツの存在を考慮した保安規定等に基づく運転管理・保守管理、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に長期的・継続的に取り組む。

7.1 保安規定等の改定

保安規定等を以下のとおり改定し、今後も、ルースパーツの存在を考慮した運転管理・保守管理を確実に、かつ、継続的に実施する。

7.1.1 保安規定第97条の2（要領の作成）

高速炉第1課長は、次の各号に掲げる事項を記載した高速実験炉「常陽」運転要領を作成し、関係する課長と協議のうえ、高速実験炉部長の承認を得る。これを変更する場合も同様とする。また、作成にあたっては、想定される1次冷却系統内異物（ルースパーツ）への対策とともに、ルースパーツへの対策であることを記載する。

- (1) 運転管理
- (2) 保守管理
- (3) 燃料管理
- (4) 放射線管理
- (5) ナトリウム管理
- (6) 事故発生時の措置

2 高速実験炉部長は、前項の承認を行う場合は、あらかじめ常陽原子炉主任技術者の同意を得る。

7.1.2 保安規定第112条（制御棒のスクラム時間等）

高速炉第1課長は、制御棒及び後備炉停止制御棒を全引抜位置から全挿入の120mm上まで緊急挿入するに要する時間（以下「スクラム時間」という。）が別表第32の左欄に掲げる項目について、同表中欄に掲げる値であることを、同表右欄に掲げる頻度で確認する。

2 高速炉第1課長は、制御棒の動作状態について別表第33.1の左欄に掲げる項目について、同表中欄に掲げる状態であることを、同表右欄に掲げる頻度で確認する。

3 高速炉第1課長は、原子炉運転中にいずれかの制御棒の動作不能を確認した場合は、別表第33.2に掲げる措置を講じる。

4 高速炉第1課長は、第1項の実施前に制御棒及び後備炉停止制御棒の全てについて、動作確認を行う。動作確認は1本毎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を確認する。この際、動作確認の対象以外の制御棒については、全て全挿入位置でデラッチ状態であることを確認する。なお、当該確認は、原子炉起動時に、原子炉冷却材流量が定格流量に達してから実施する。

【別表第33.2に掲げる措置】

| 項目 | 制御値 | 点検頻度 |
|----------------------------------|-----------------|-----------|
| 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。 | 0.8 秒以内 | 1 回/運転開始前 |
| 制御棒及び後備炉停止制御棒の全数についてデラッチを確認する。 | 異常なくデラッチができること。 | 1 回/運転開始前 |

上記の確認は、制御棒及び後備炉停止制御棒について1本毎に行う。

7.1.3 保安規定第119条（燃料破損検出設備）

高速炉第1課長は、原子炉運転中、カバーガス法又は遅発中性子法の燃料破損検出設備で、燃料破損を連続監視する。

2 高速炉第1課長は、前項の燃料破損検出設備のいずれかが動作可能でなければ原子炉の運転を行ってはならない。

3 高速炉第1課長は、原子炉定格出力に対応した燃料破損検出設備の放射能バックグラウンド値を定め、これに対する警報設定値を別表第35（4）の右欄に掲げる値に定める。

7.1.4 保安規定第131条（警報装置の作動等）

当直長は、別表第35に掲げる警報装置が作動した場合は、その原因及び状況を調査するとともに、高速炉第1課長及び関係する課長に報告する。ただし、点検等の保守作業及びプラント状態の変更に伴う作動要因が明らかな警報装置の作動を除く。

2 高速炉第2課長、高速炉技術課長及び放射線管理第1課長は、前項の警報装置の作動がその所掌する施設に関係する場合は、速やかに原因を調査し、高速炉第1課長に連絡する。

3 高速炉第1課長は、前2項の原因調査結果に基づき、別表第44に掲げる原子炉運転上の措置を講じる。

【別表第4-4 警報装置作動時の措置（第131条）】

| 警報項目 | 警報作動時の措置 | 故障等による誤報時の措置 | 復旧不可能時の措置 |
|-----------------|--|--|------------------------------------|
| 炉心燃料集合体出口冷却材温度高 | 原因を調査し復旧する。 <u>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。</u> | <u>警報作動のあった対象の炉心燃料集合体出口冷却材温度について、予備チャンネルの測定にて監視する。</u> | 原子炉を停止する。 |
| 燃料破損検出設備計数率高 | 原因を調査し復旧する。 | 遅発中性子法又はカバークラス法燃料破損検出設備（健全側）で監視する。 | 遅発中性子法又はカバークラス法燃料破損検出設備（健全側）で監視する。 |

7.1.5 運転要領

高速実験炉「常陽」運転要領に、想定されるルースパーツへの対策として、以下の内容を強化する。

(1) 原子炉運転前の確認（起動前、運転前の点検の中で対応）

- ・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（ルースパーツへの対策として、定格流量で実施する。）
- ・1次主循環ポンプ定格流量運転時の運転状態確認（ルースパーツへの対策として実施する。）
⇒定格流量にて24時間運転を行い、運転状態の確認を行う。

(2) 原子炉運転中の確認（監視と異常確認時の対応）

- ・制御棒操作時の監視及び動作異常確認時の対応（ルースパーツへの対策として、原子炉を停止）
- ・燃料破損検出設備の監視及び異常確認時の対応（ルースパーツへの対策として、原子炉を停止）
- ・燃料集合体出口冷却材温度の監視及び異常確認時の対応（ルースパーツへの対策として、原子炉を停止）
- ・1次主循環ポンプ回転数差に関する監視及び異常確認時の対応（ルースパーツへの対策として、原子炉を停止）
⇒異常の確認には主ポンプ速度差大の警報を使用する。当該警報は、主ポンプトリップインターロックに使用される速度差過大のプレアラームであり、早期に原子炉を停止できる措置とする。

(3) 燃料集合体出口冷却材温度異常時、燃料破損検出時の措置（ルースパーツの調査、回収）

- ・燃料が破損した場合には、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。

7.2 ルースパーツの探索

7.2.1 ルースパーツ探索に関する経緯

第7.1図に「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す。

ナトリウム冷却型高速炉で炉内観察を実施するには、厚い遮へい構造及びバウンダリ確保に関し、アクセスルート及び装置の気密性確保の制約があり、また、原子炉容器内は高放射線、高温環境であり、対放射線性、耐熱性に優れた装置を使用する必要がある。さらに、冷却材ナトリウムは不透明であり、ナトリウム中に落下した異物等を探索するには、可視化装置又は冷却材のドレンが必要となる。

第7.2図にカメラ等による原子炉容器内観察について示す。ルースパーツの探索に関しては、回転プラグ上の燃料交換機孔及び炉内検査孔の上部に装置を設置し、カメラ及びファイバースコープを用いて、これまでに1年以上をかけて、技術的に可能な限りの観察、探索を行っている。

第7.3図に炉心上部機構下面の観察について示す。第X2図の装置と同様に、回転プラグ上の炉内検査孔に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している。

第7.4図に旧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について示す。右側の写真で示した耐放射線性カメラを製作し、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引抜時の炉心上部機構下面及び原子炉容器内の撮影を実施した。

7.2.2 運転再開後のルースパーツの探索に係る検討の整理

運転再開後のルースパーツの探索について、物理的に実現可能な7つの方策を検討するとともに、それぞれの方策のリスクと安全性向上効果を整理した。

(1) 1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン及び燃料バンドル頂部の観察

第7.5図に本方策の概念図を示す。

長期停止中で崩壊熱が減衰しているため、1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系電磁ポンプを運転した状態で1次補助冷却系のドレン弁を開とすれば、燃料集合体頂部から約600mm下方に位置する1次補助冷却系出口配管部吸い込み部近傍まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は可能である。

燃料集合体頂部から約600mm下方まで液位を下げる実績のないプラント操作及び原子炉容器内状態を維持して、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る。

原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルース

パーツ発生リスクもある。

燃料集合体は、定格の原子炉冷却材流量を経験しているため、バンドル部上部にルースパーツが残存している可能性は極めて低い。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(2) 1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン及び炉心支持台上部の観察

第7.6図に本方策の概念図を示す。

1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系のドレン弁を開とすれば、炉心外周槽に位置している炉心支持台上面まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は可能である。

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る。

原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。

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。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(3) 燃料取り出し後の1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン及び炉心支持台上部の観察

第7.7図に本方策の概念図を示す。

1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系のドレン弁を開とすれば、炉心外周槽に位置している炉心支持台上面まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は可能である。

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る。

原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。

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。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(4) 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

第7.8図に本方策の概念図を示す。

燃料交換機で燃料集合体を1体ずつ特殊ドレンポットに移動し、燃料出入機で特殊ドレンポット（燃料スタック頂部と燃料バンドル頂部間の軸方向位置にドレン孔を穿孔し、燃料集合体の液位をドレン孔部まで下げる）をトランスファロータに移送し、トランスファロータの上部（ドアバルブ）から燃料集合体バンドル部上部を目視することは可能である。

燃料集合体内の液位を下げることは可能であるが、実績のない操作及びポットの状態であるため、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る。

放射性廃棄物の発生量の増大、残留ナトリウム処理のリスクもある。

燃料集合体は、定格の原子炉冷却材流量を経験しているため、バンドル部上部にルースパーツが残存している可能性は極めて低い。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(5) 保管中の旧炉心上部機構内ハンドリングヘッド部でのルースパーツ残存の確認

第7.9図に本方策の概念図を示す。

原子炉施設内（旧廃棄物処理建物）に保管中の旧炉心上部機構の下部に保持されている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、旧炉心上部機構保管用キャスクに貫通孔を設け、カメラ等を挿入して、目視確認する。

旧炉心上部機構下面の線量率は10～100Gy/hであり、作業時の被ばくのリスクが大きい。また、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。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(6) 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

第7.10図に本方策の概念図を示す。

変形した MARICO-2 試料部の下に位置していた炉内ラック（R15）内のポットをトランスファロータに移送し、トランスファロータ内で、ルースパーツ探索治具により、ポット底部を探索することは可能である。

ルースパーツが確認された場合はルースパーツの回収作業を実施するが、ルースパーツが回収できなかった場合、当該ポットは冷却材ナトリウムの流動がないことから、炉内ラック R15 位置に戻し、使用禁止の措置を講じる、又は、新規ポットと交換することとなる。

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ことは可能であるが、ポット底部の探索は実績のない作業である。

以上のことから、探索による安全性向上効果と作業により生じるリスクを踏まえると、現実的には、本方策の実施は極めて困難であると判断した。

(7) 炉内ラック R16 近傍の炉心燃料集合体等の取出し及び CT 撮像等

第7.11図に本方策の概念図を示す。

ルースパーツの流入の可能性が相対的に高い炉内ラック R14 内貯蔵中の炉心燃料集合体等は、原子炉容器から取り出し、取り出し後に CT 撮像等を実施し、ルースパーツの探索に長期的・継続的に取り組む。

運転再開後のルースパーツの探索について検討した結果として、炉内ラック R14 内貯蔵中の炉心燃料集合体等は、原子炉容器から取り出し、取り出し後に CT 撮像等を実施し、ルースパーツの探索に長期的・継続的に取り組む。

7.3 ルースパーツに関する要素技術の開発

冷却材であるナトリウムは不透明であり、一般的なカメラ等により、ナトリウム中に落下した異物等を探索することはできないため、原子力機構では、ナトリウム冷却型高速炉の実用化に向けた要素技術開発の一つとして、超音波によるナトリウム中可視化検査装置の開発を進めている^[1]。

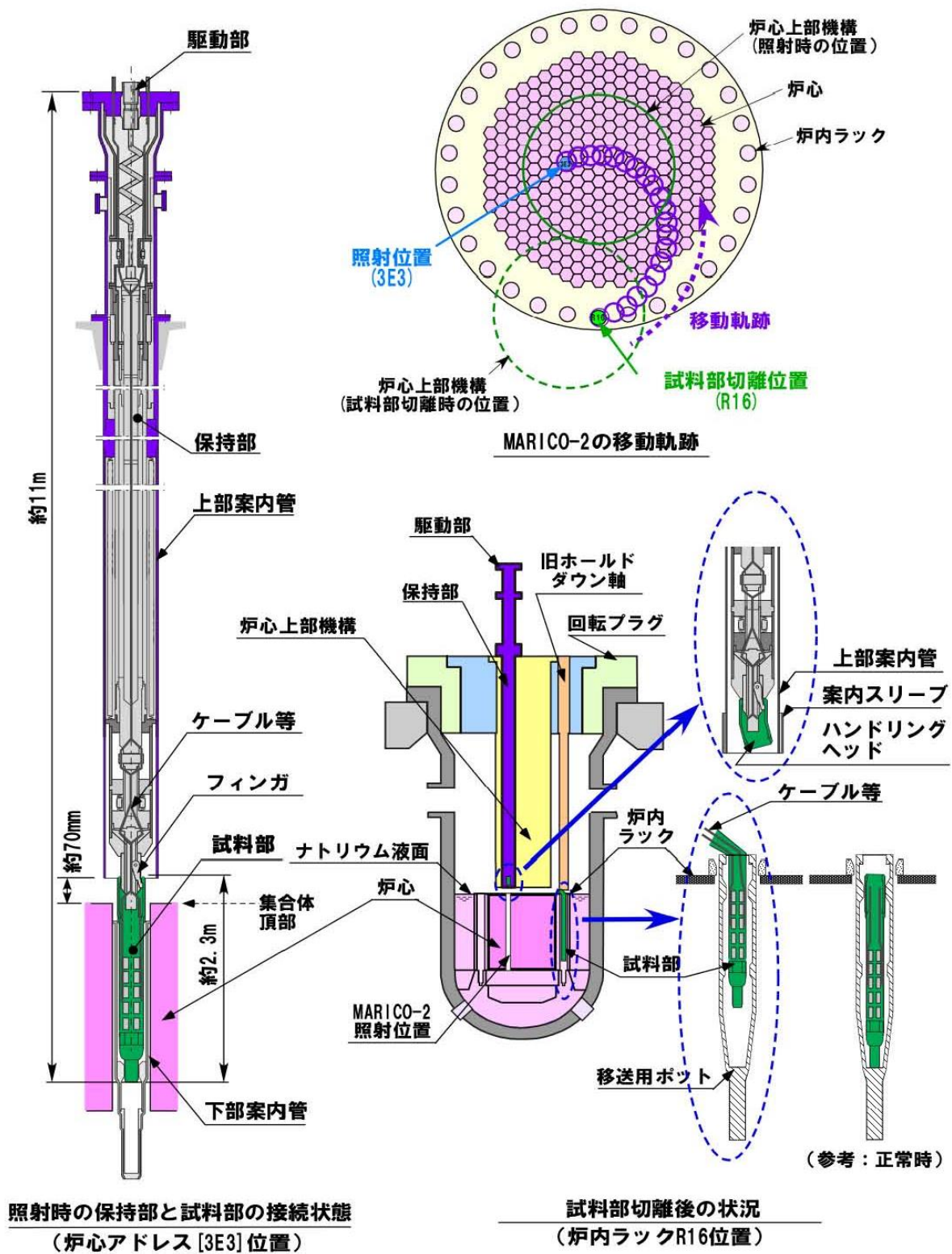
開発の成果として、第7.12図に示す超音波による可視化が可能であることを確認している。

しかしながら、本成果は、対象物の位置が特定された体系で、かつ、対象物にセンサを近接させて得られたものである。現在、離れた対象物の検査を目的として、主にセンサの信号強度の向上及び視野範囲の拡大を目指した開発を進めているところである。また、「常陽」のルースパーツを探索するためには、センサを原子炉内の目標とする位置へ移送するセンサ搬送装置の開発も必要である。したがって、「常陽」のルースパーツを探索するためには、さらなる技術開発が必要である。

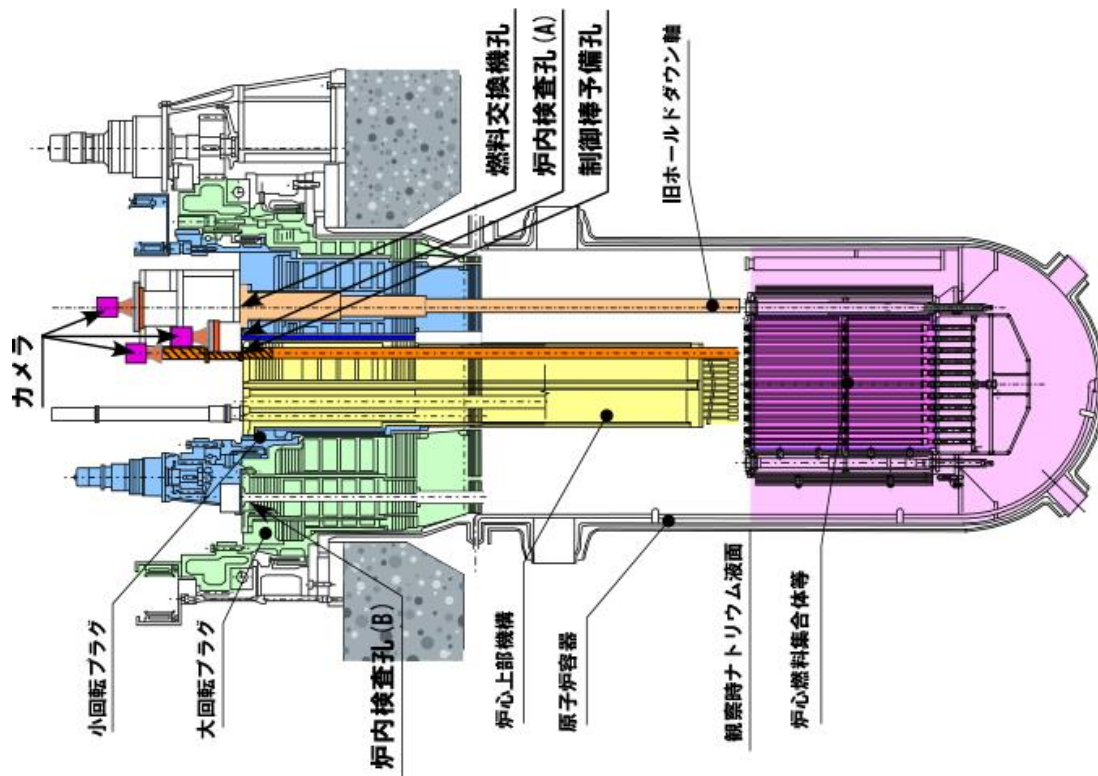
今後も、要素技術の開発に長期的・継続的に取り組み、実用可能と判断した場合は、「常陽」に適用する。

【参考文献】

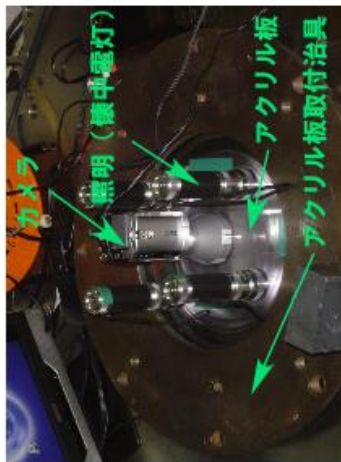
- [1] Kosuke Aizawa, et al., Development of Under Sodium Viewer for the Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor -Imaging Test in Sodium-, ICAPP2019



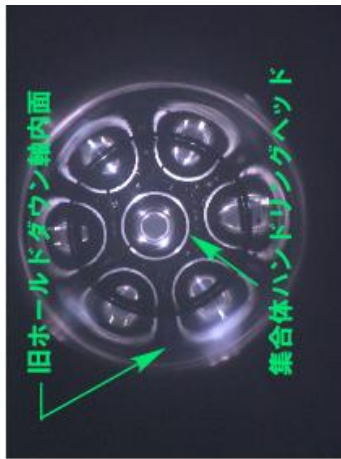
第 1.1 図 MARICO-2 概要図



燃料交換機孔・炉内検査孔(A)、制御棒予備孔からの観察

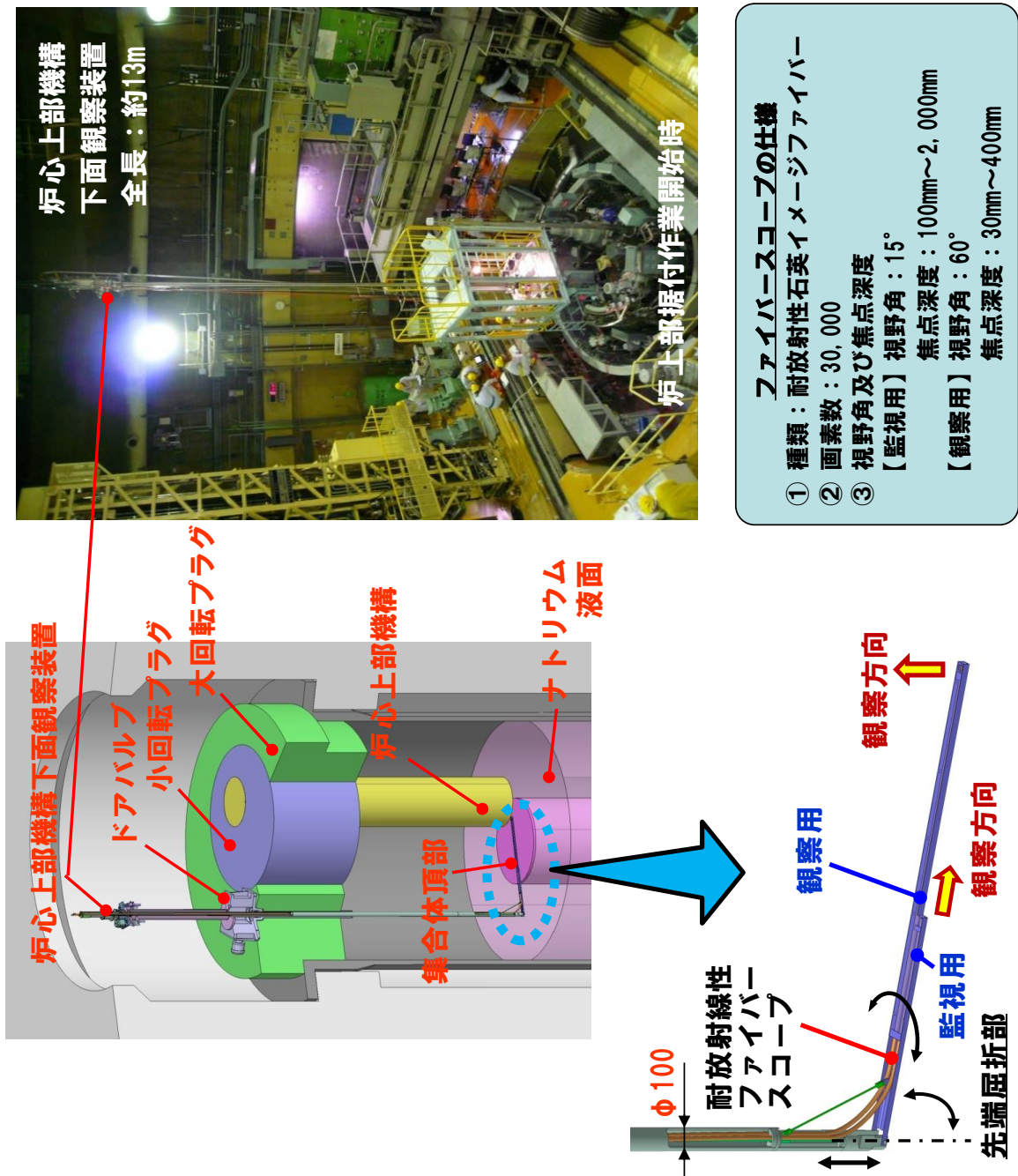


カメラ等設置状態
(一例：燃料交換機孔)

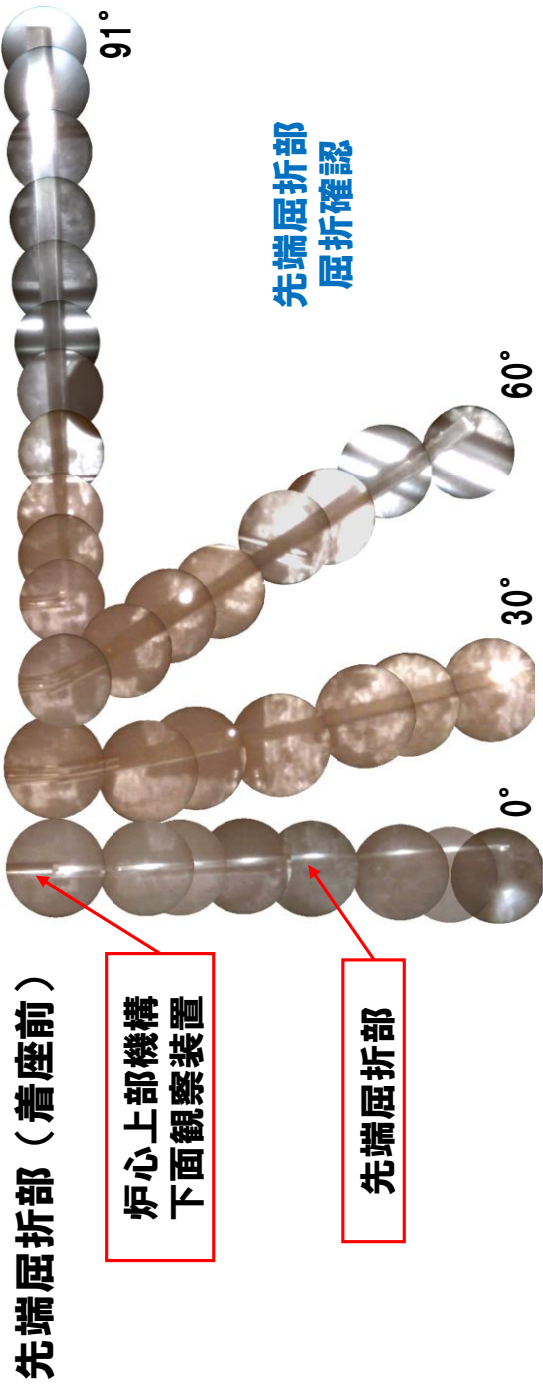


観察画像(炉心アドレス：4A1)
(一例：燃料交換機孔)

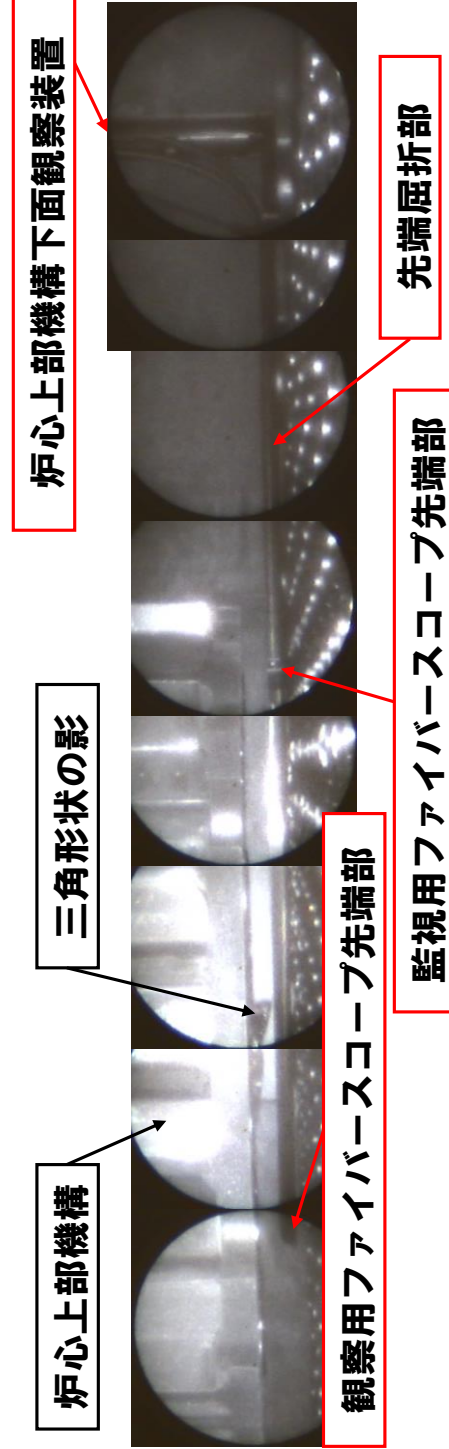
第 2.2 図 集合体頂部等の観察概要



第 2.3 図 炉心上部機構下面の観察概要

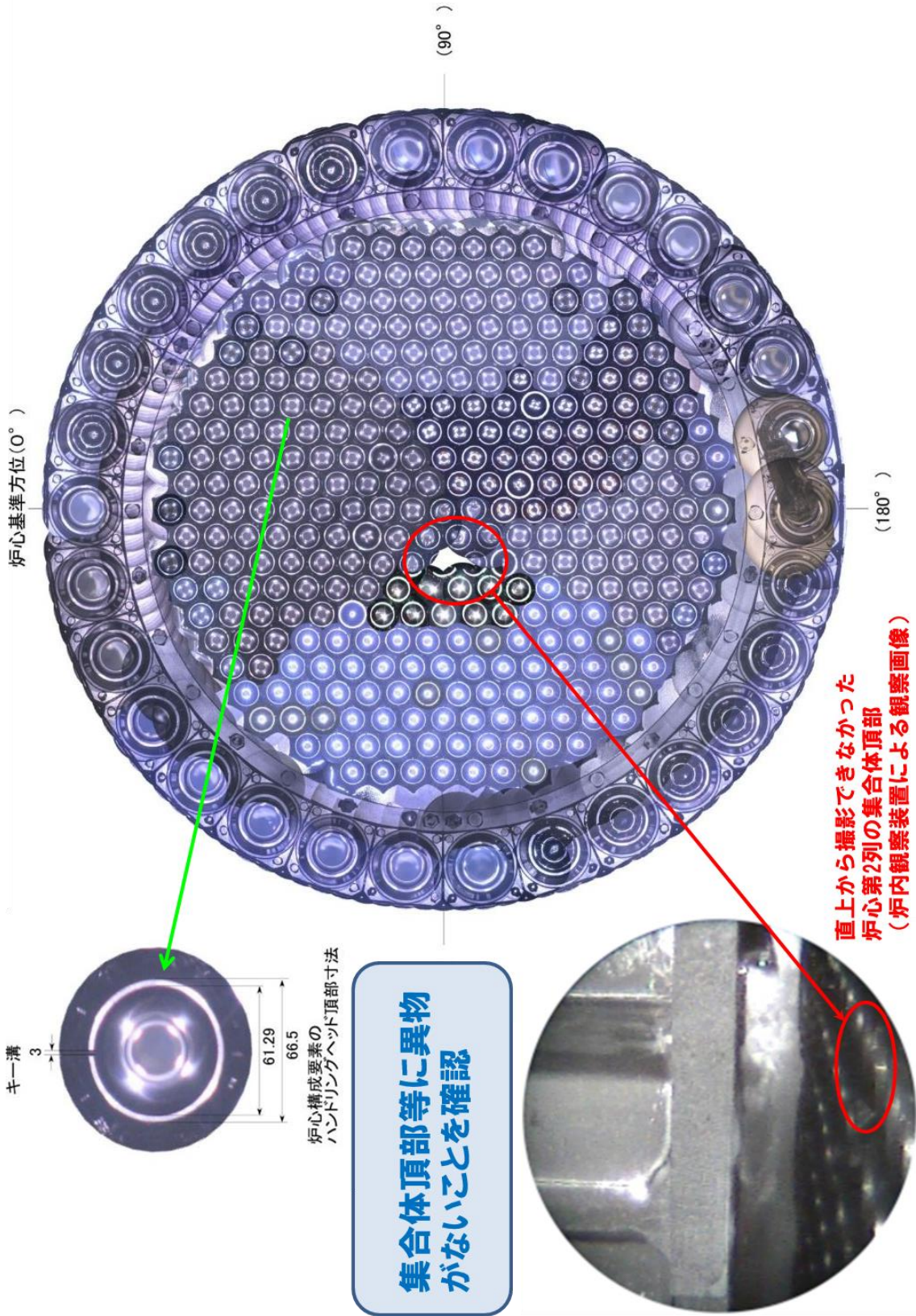


先端屈折部 (着座後) : 炉心上部機構下面と集合体頂部の間隙に挿入)

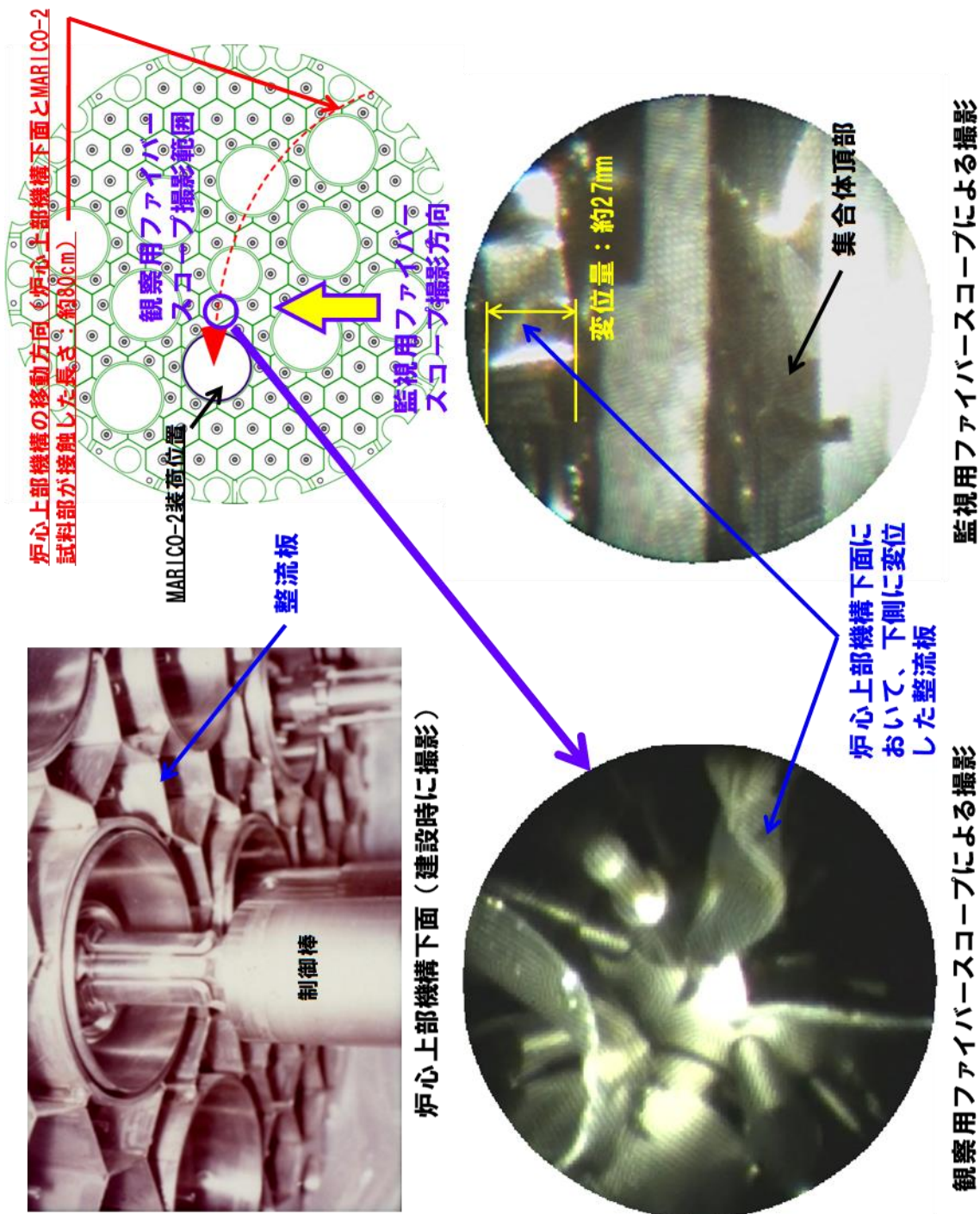


注) 写真は複数の画像を貼り合わせたものです。

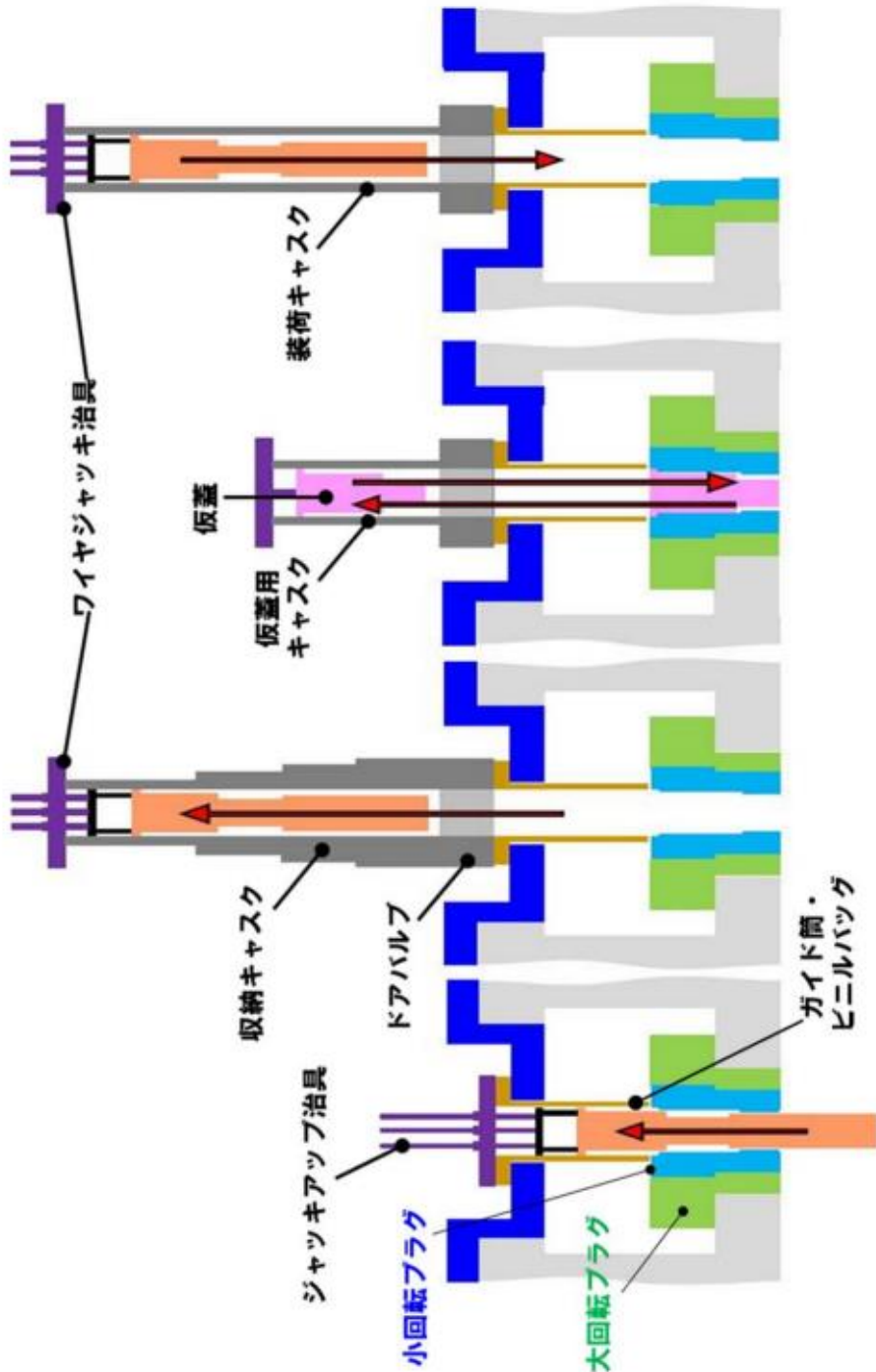
第 2.4 図 炉心上部機構下面観察装置の原子炉容器内据付状況



第 2.6 図 集合体頂部等観察画像



第 2.8 図 整流板の観察画像



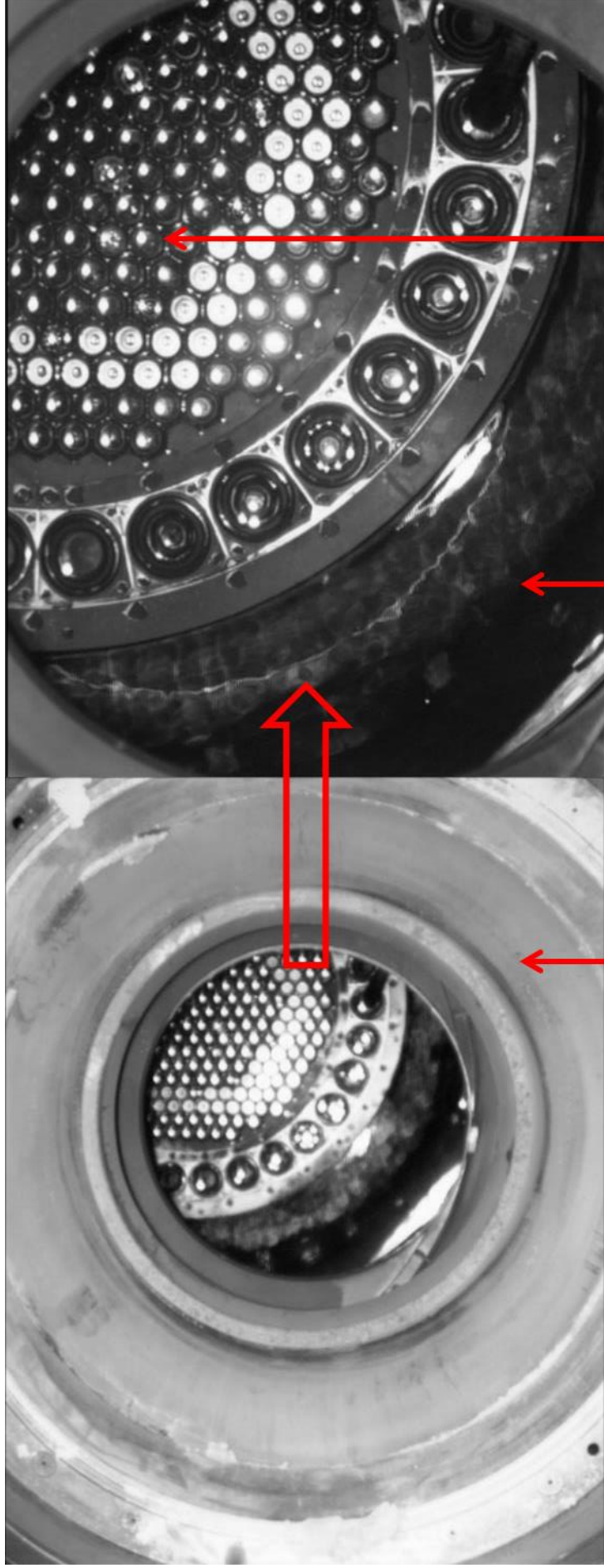
(1) 旧炉心上部機構 ジャッキアップ試験 (2) 旧炉心上部機構収納作業 (3) 新炉心上部機構用 0リング設置作業*1 (4) 新炉心上部機構挿入作業

旧炉心上部機構引抜作業

新炉心上部機構装荷作業

*1：仮蓋を挿入した状態で

第3.1 図 炉心上部燃料交換作業の概略手順



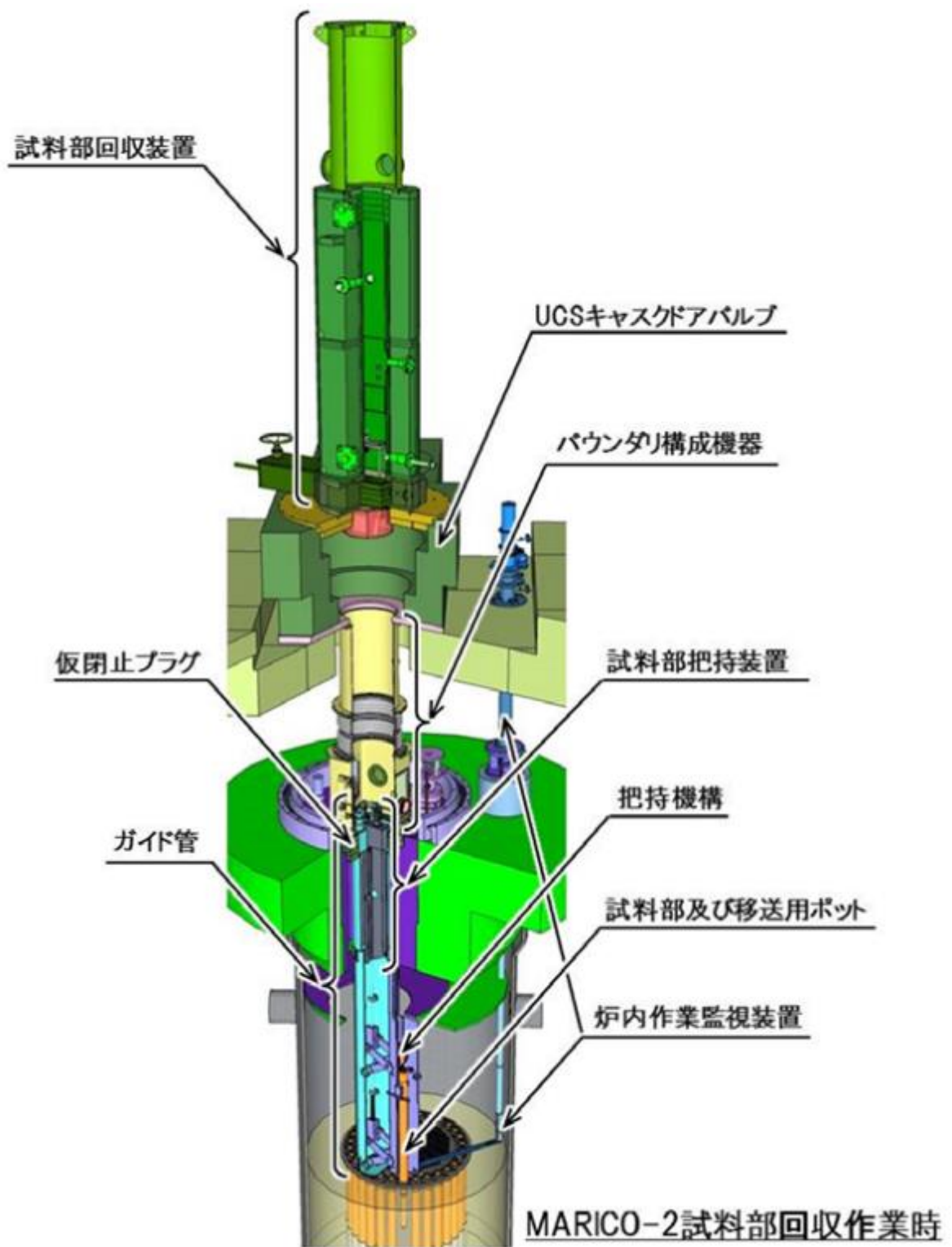
案内スリーブ

ナトリウム液面

集合体頂部

炉心上部機構引き抜き後も、集合体頂部への部品脱落などは認められない。

第3.2図 新炉心上部機構の設置

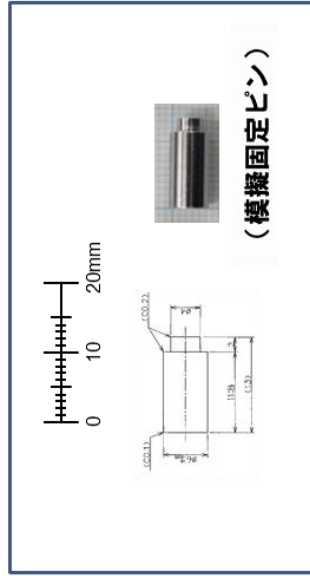


第 3.3 図 MARICO-2 試料部の遠隔把持装置及び付属機器の構成

◆ 固定ピンをルースパーツと設定

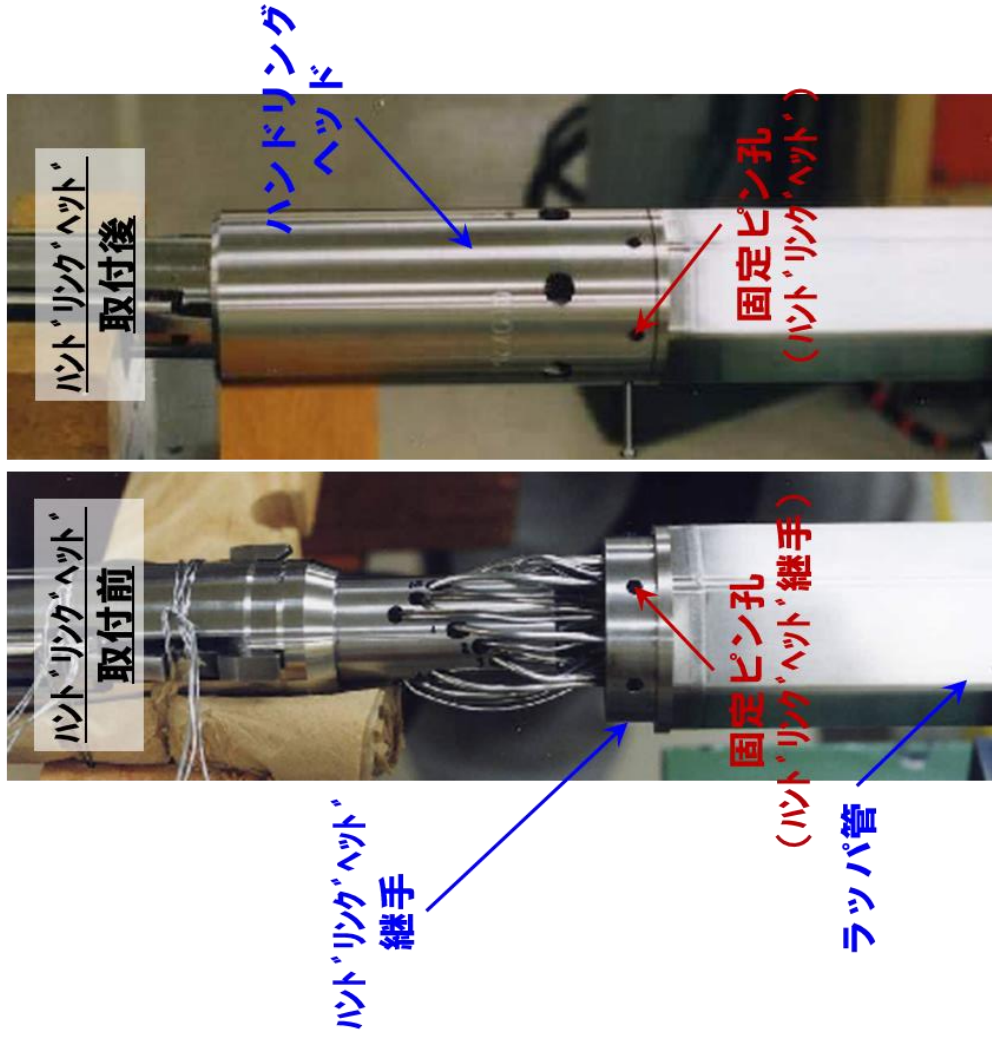
<固定ピンの仕様>

- ・ 材料：SUS316
- ・ 形状：φ6mm×13mm
(片側先端部2mmまでφ4mm)
- ・ 数量：6本



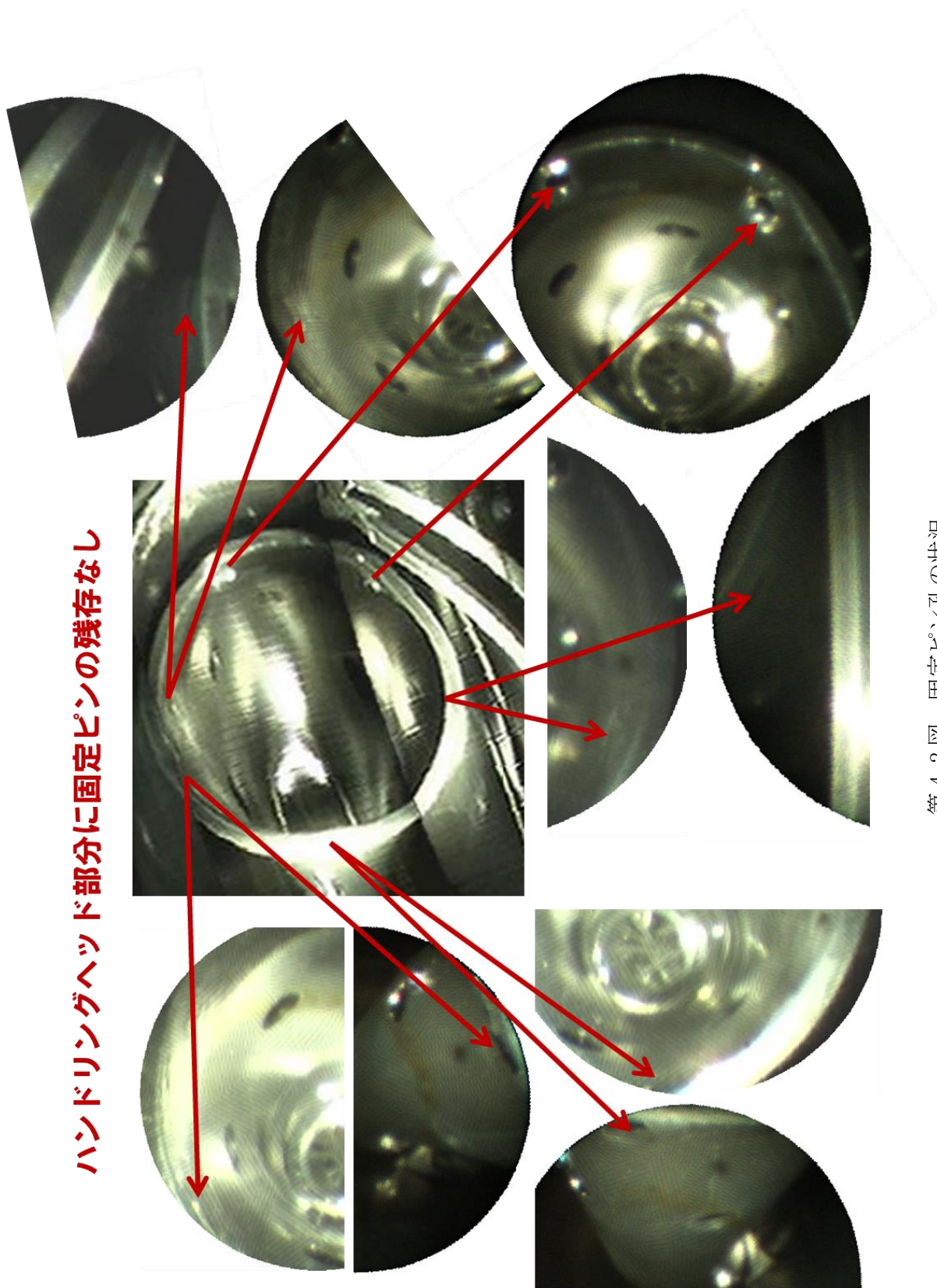
ハンドリングヘッド外側より固定ピンを差し込み、ハンドリングヘッド外側(φ6mm部分)で溶接

組立時の写真
(MARICO-1)



第4.1図 ルースパーツの設定

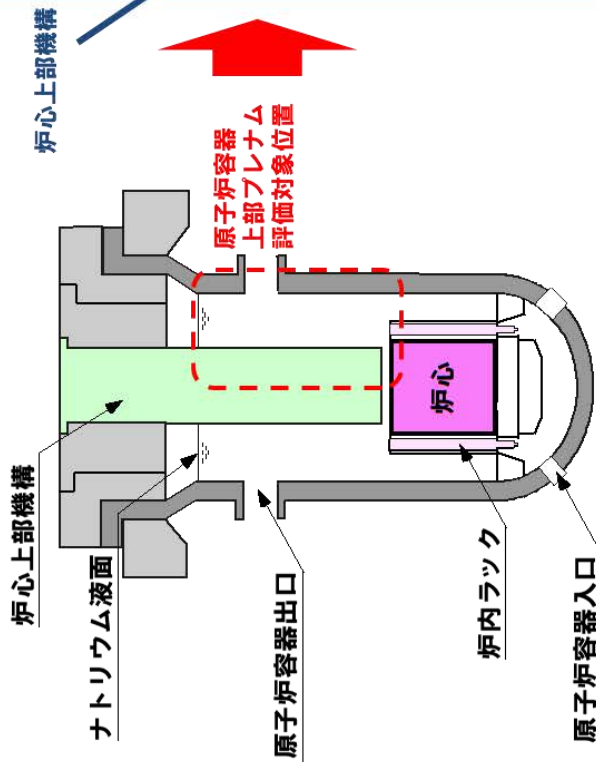
ハンドリングヘッド部分に固定ピンの残存なし



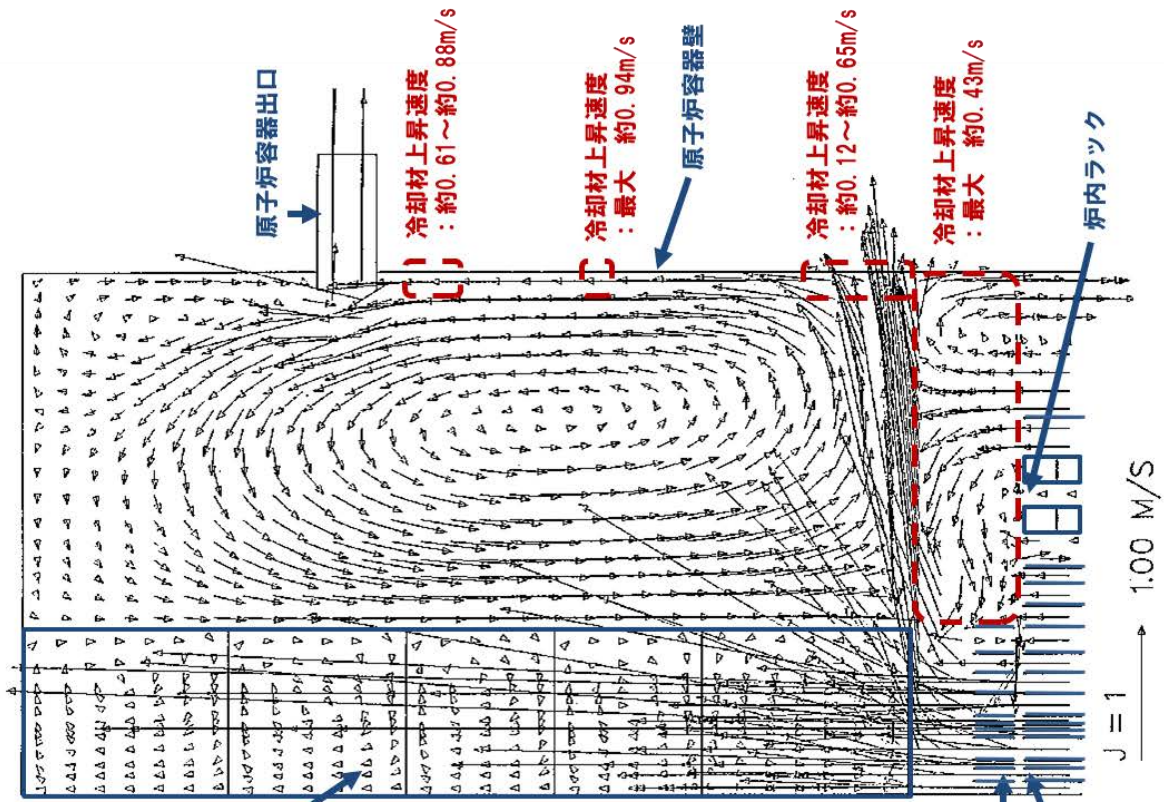
第 4.2 図 固定ピン孔の状況

解析条件

- (1) 解析コード： AQUA
- (2) 解析モデル： 2次元R-Zモデル



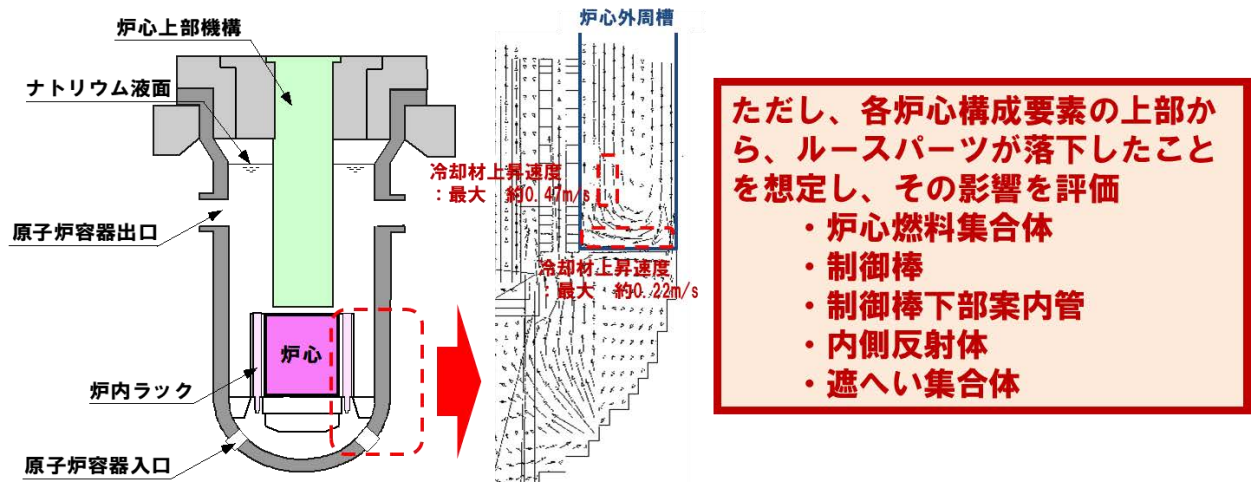
炉心燃料集合体から流出した冷却材は、炉心上部機構下面の下部熱遮へい板に衝突する。下部熱遮へい板は、角度を付けて設置しているため、冷却材は上向き角度で原子炉容器壁に向かって流出する。原子炉容器壁に衝突した冷却材は、上昇流と下降流に分割されるが、原子炉容器出口配管に向かう上昇流の寄与が大きく、原子炉容器壁近傍の冷却材上昇速度は速くなる。



※出典：PNC TN9430 98-005
「常陽」MK-III標準炉心における原子炉容器内熱流動解析

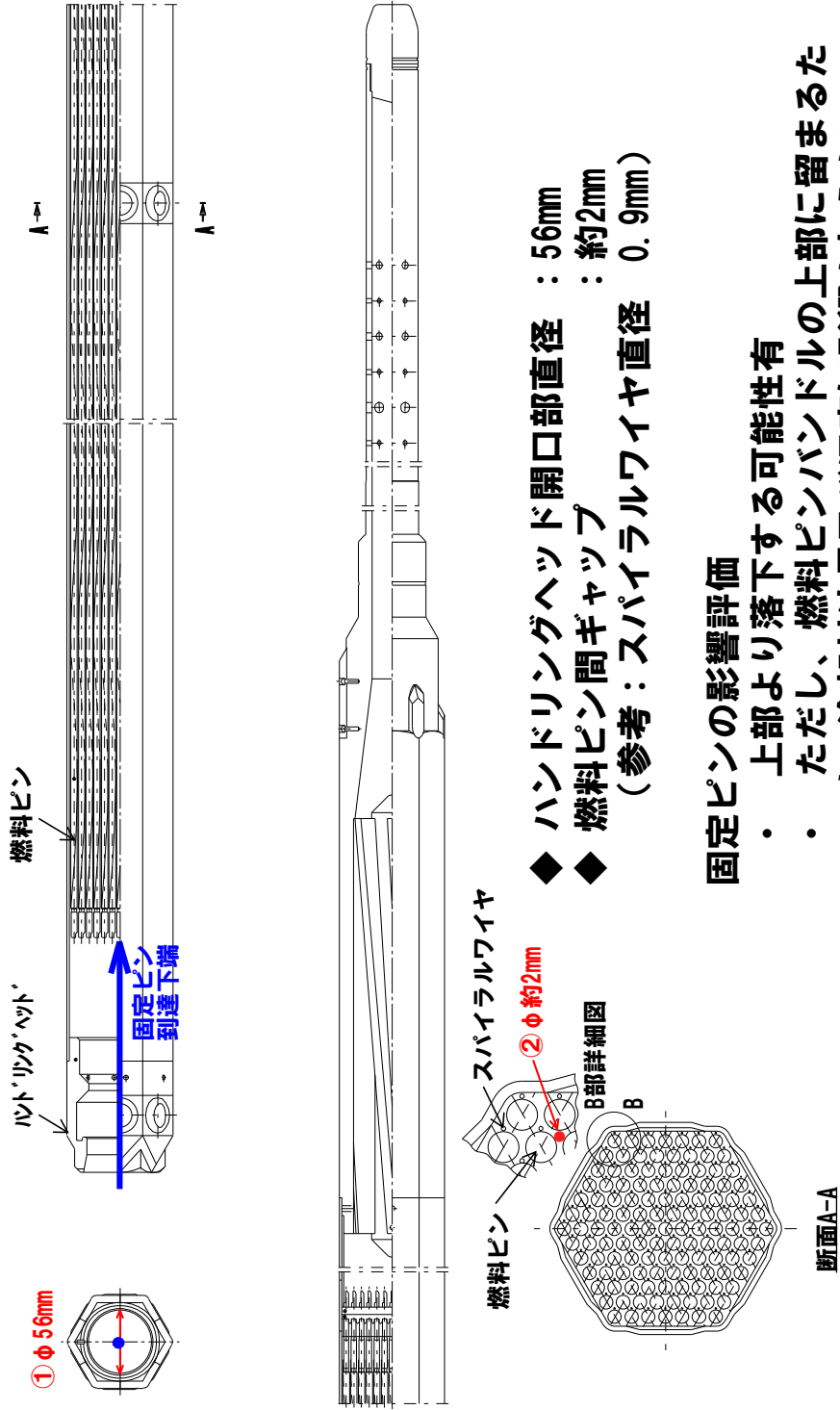
第 4.3 図 AQUA による原子炉容器内 2 次元流動解析結果

- ◆ ルースパーツの落下位置は、炉内ラックR16上部近傍もしくは炉心外周槽であると推定される。炉内ラックの移送ポットもしくは炉心外周槽に落下した場合、当該位置での冷却材上昇速度は小さい（最大約0.47m/s）ため、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はない。**



第 4.4 図 ルースパーツの炉心構成要素等への影響評価

→ 固定ピンの流入経路

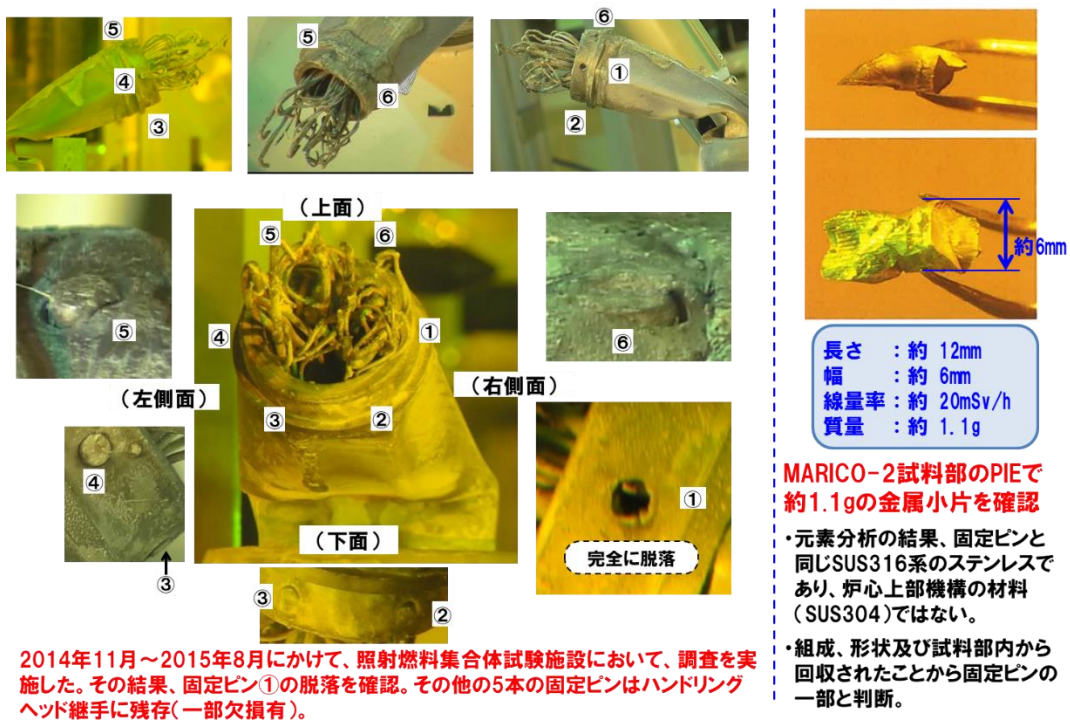


- ◆ ハンドリングヘッド開口部直径 : 56mm
- ◆ 燃料ピン間ギャップ : 約2mm
(参考: スパイラルワイヤ直径 0.9mm)

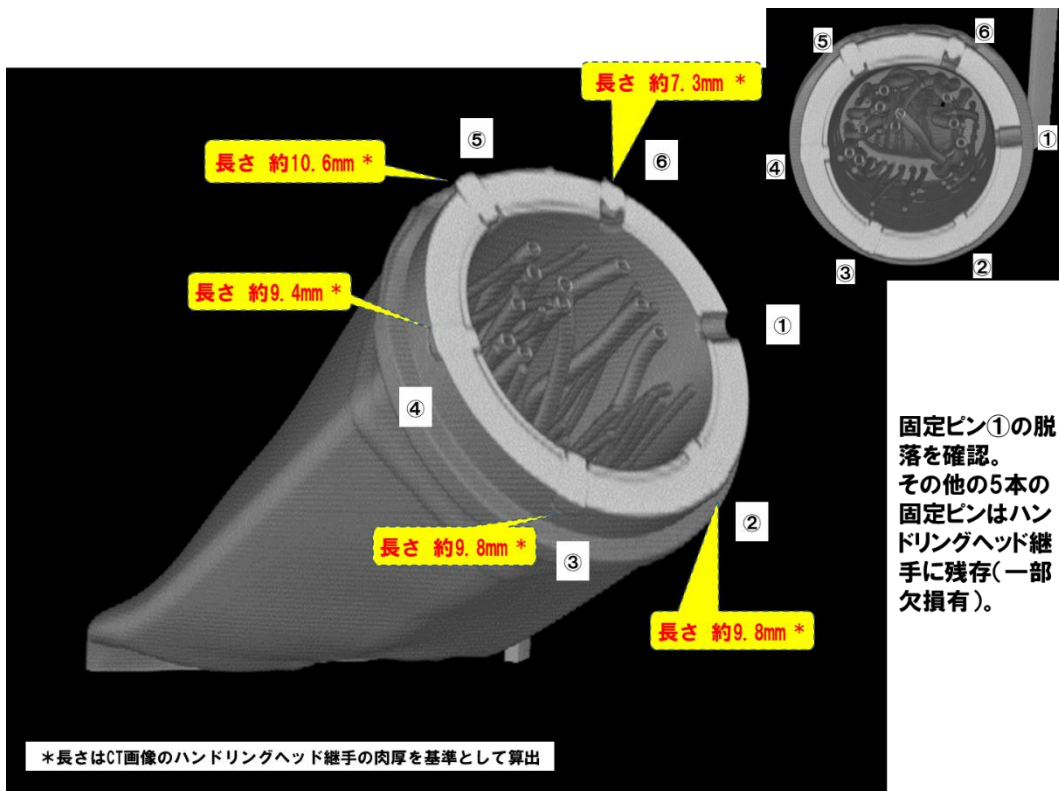
固定ピンの影響評価

- ・ 上部より落下する可能性有
- ・ ただし、燃料ピンバンドルの上部に留まるため、冷却材流量及び温度に影響を与えない。

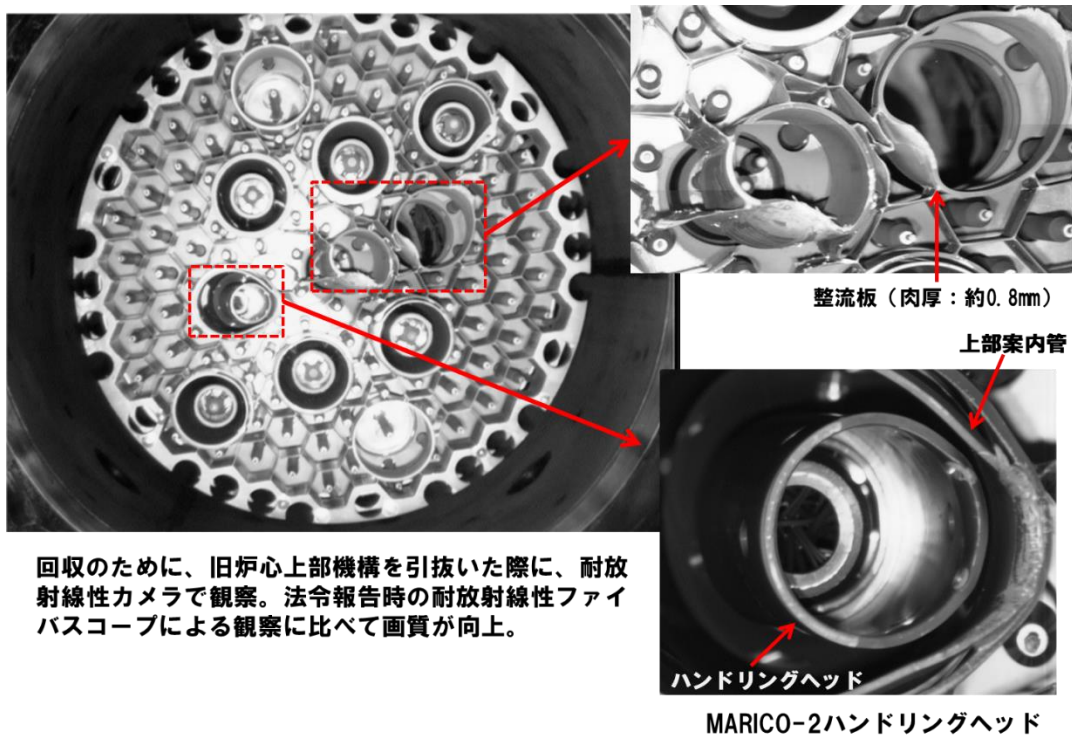
第 4.5 図 炉心燃料集合体への固定ピン落下



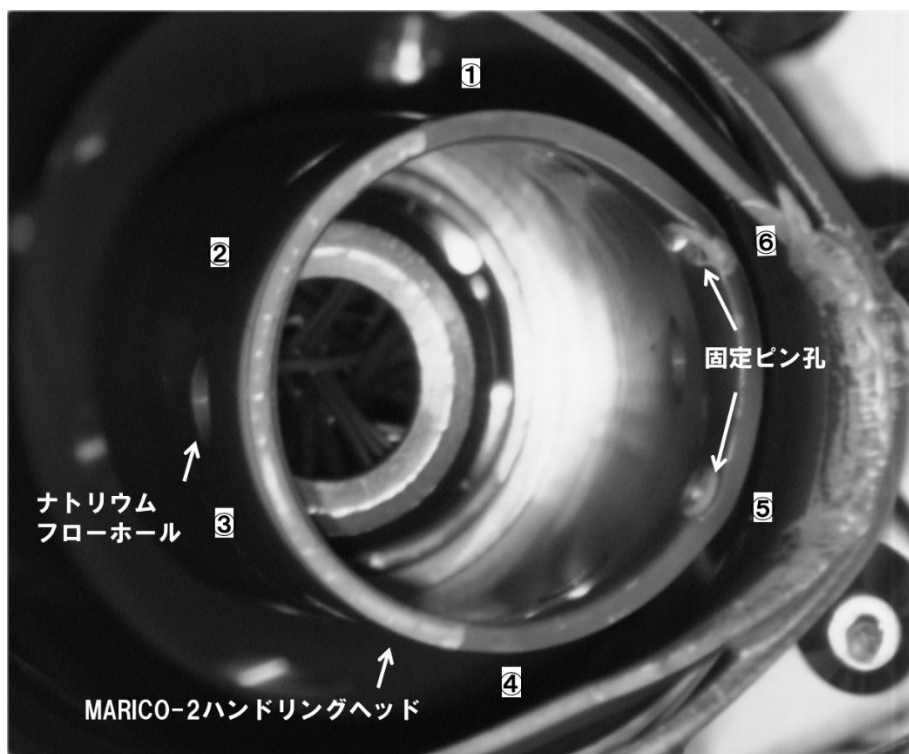
第 4.6 図 回収した MARICO-2 試料部頂部の詳細外観観察



第 4.7 図 MARICO-2 試料部頂部の X 線 CT 検査



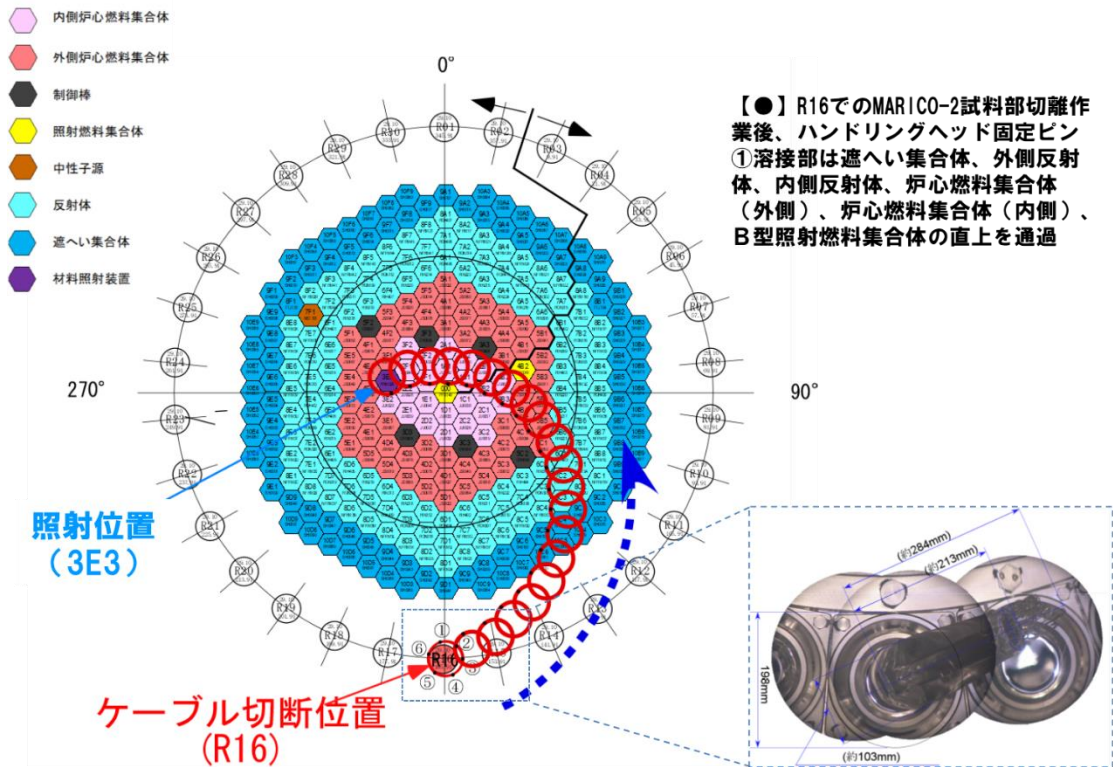
第 4.8 図 旧炉心上部機構回収時の下面観察結果



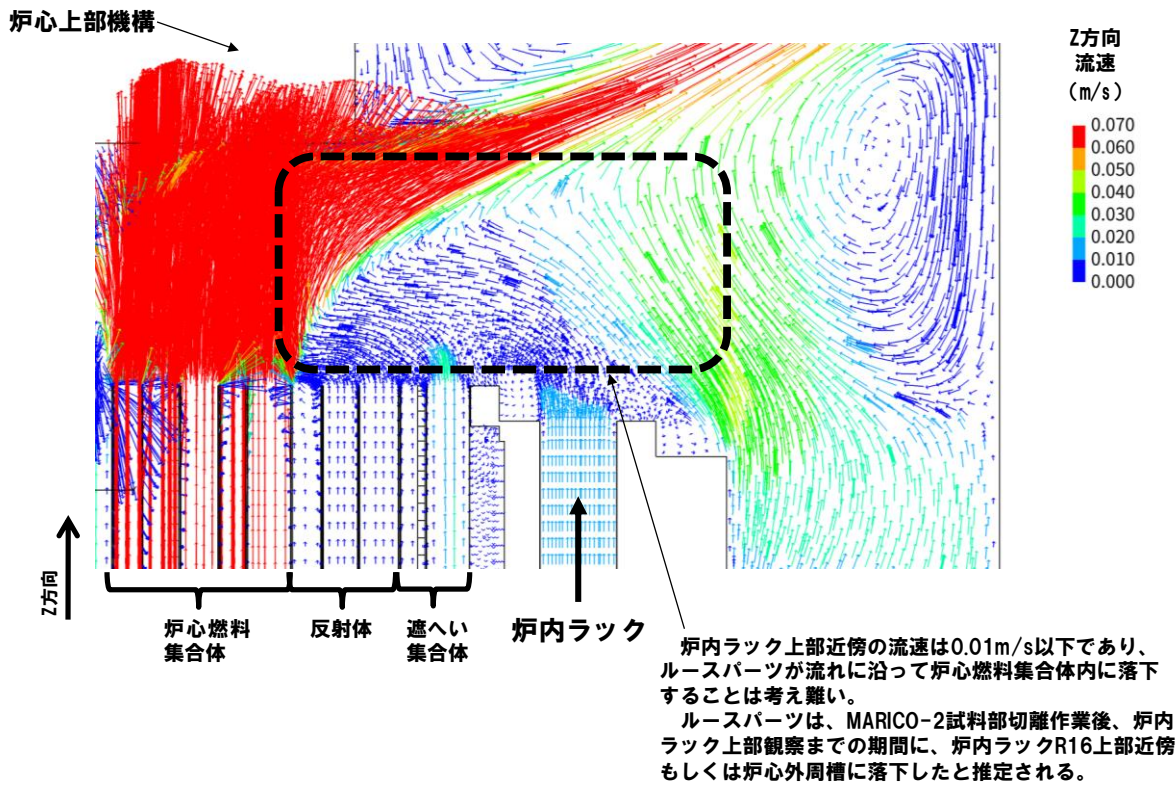
第 4.9 図 MARICO-2 ハンドリングヘッドの観察結果



第 4.10 図 MARICO-2 試料部の X 線 CT 検査結果とハンドリングヘッド観察結果の突合せ



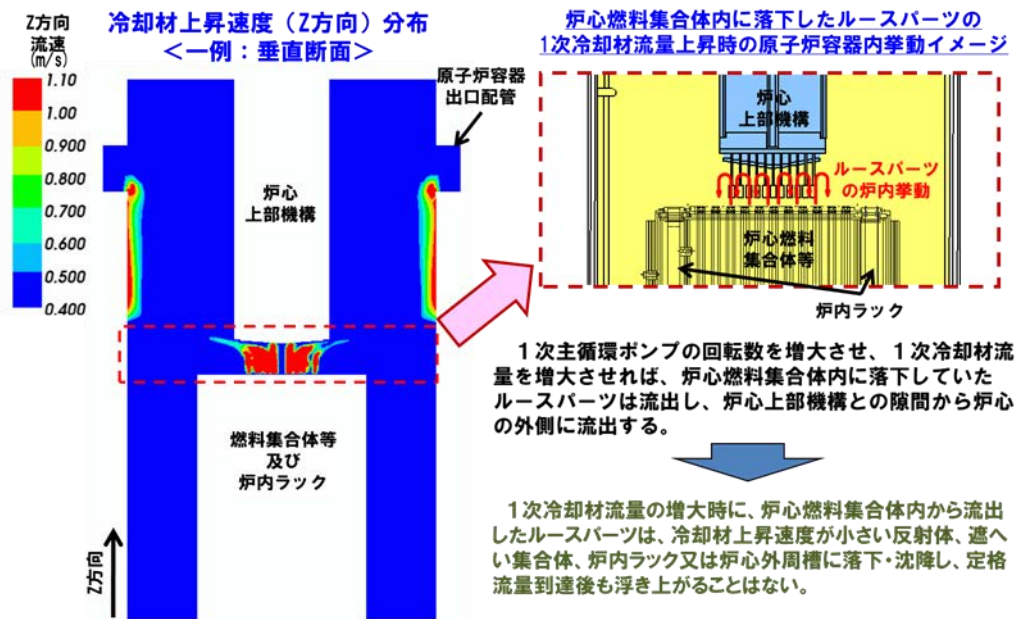
第 4.11 図 MARICO-2 試料部切離作業後のハンドリングヘッド固定ピン①溶接部の移動軌跡



第 4.12 図 MARICO-2 試料部切離作業時の炉内ラック近傍の流速分布

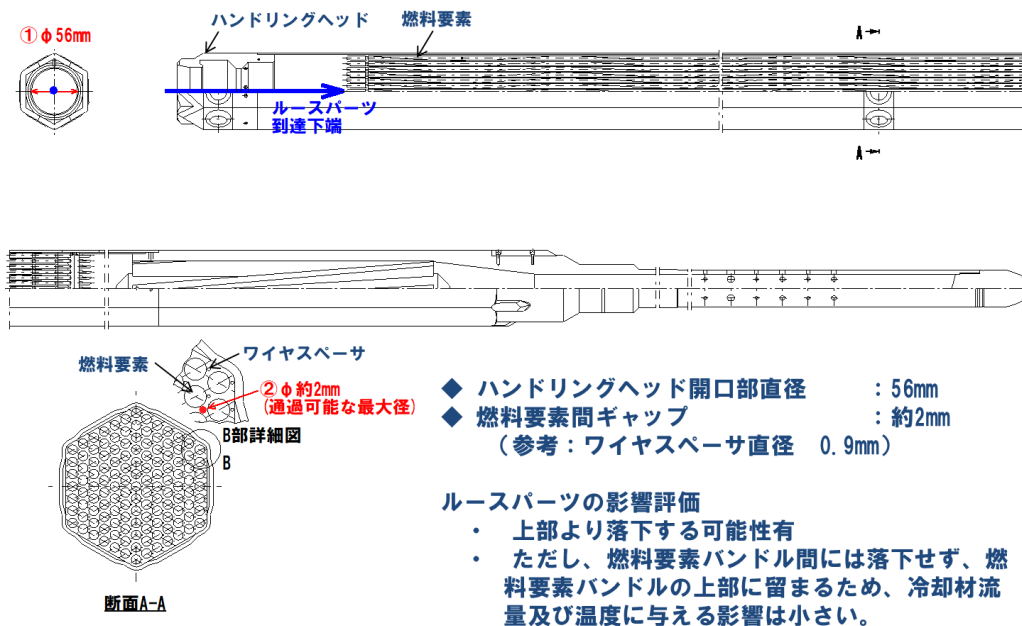
解析条件

- (1) 解析コード： AQUA
- (2) 解析モデル： 3次元モデル

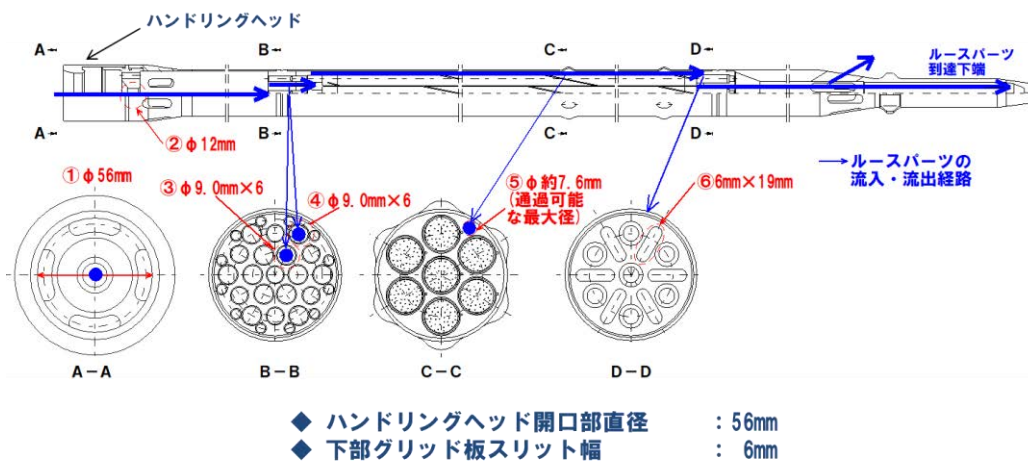


第 4.13 図 炉心燃料集合体内のルースパーツの挙動予測

→ ルースパーツの流入経路



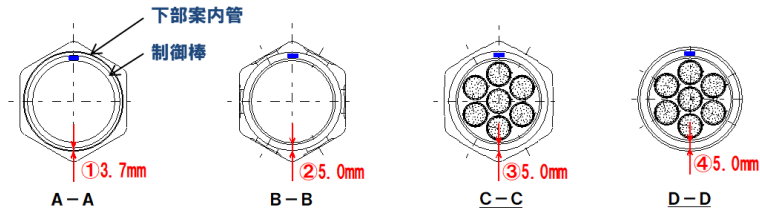
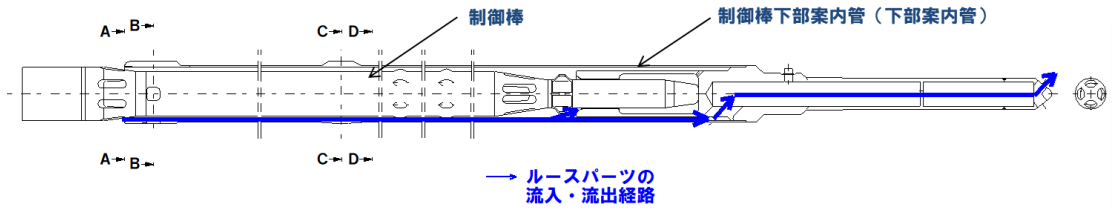
第 4.14 図 炉心燃料集合体へのルースパーツ落下



ルースパーツの影響評価

- ・ 上部より落下する可能性あり
- ・ 要素と保護管のギャップの一部を閉塞する可能性あり
→ 要素の単位面積あたりの発熱量は小さい
流路面積が大きく、他の流路が確保される → 冷却材流量及び温度に与える影響は小さい
- ・ 要素と保護管のギャップ及び下部グリッド板を通過する可能性あり
- ・ 制御棒下端に留まる可能性が高いが、制御棒外に流出する可能性あり
制御棒外に流出した場合、制御棒下部案内管のダッシュポットに着座、又は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しない。

第 4.15 図 制御棒へのルースパーツ落下



◆ 制御棒と下部案内管のギャップ：3.7mm（着座時下部案内管上端）

ルースパーツの影響評価

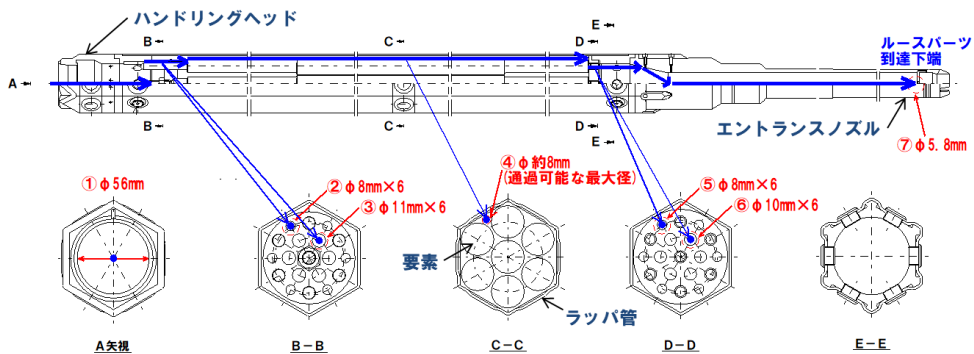
- ・長さ3.7mm以下のルースパーツは下部案内管内へ落下する可能性があるが、制御棒と下部案内管の間隙を通過してダッシュポットに着座、又はエントランスノズルを通過して低圧プレナムに着座することから、制御棒の挿入性を阻害せず、必要な反応度制御能力も維持される（制御棒の着座位置が13mm上となっても、原子炉停止系に要求される0.8秒以内に90%核的挿入に影響はない）。
- ・制御棒と下部案内管の間隙において、制御棒の挿入に異常を生じさせた場合は、起動前の点検において検知できる。

第 4.16 図 制御棒下部案内管へのルースパーツ落下

- ◆ ハンドリングヘッド開口部直径 : 56mm
- ◆ オリフィス直径 : 5.8mm（内側反射体）
3.9mm（外側反射体）
5.1mm（遮へい集合体）

<一例：内側反射体におけるルースパーツ流入経路>

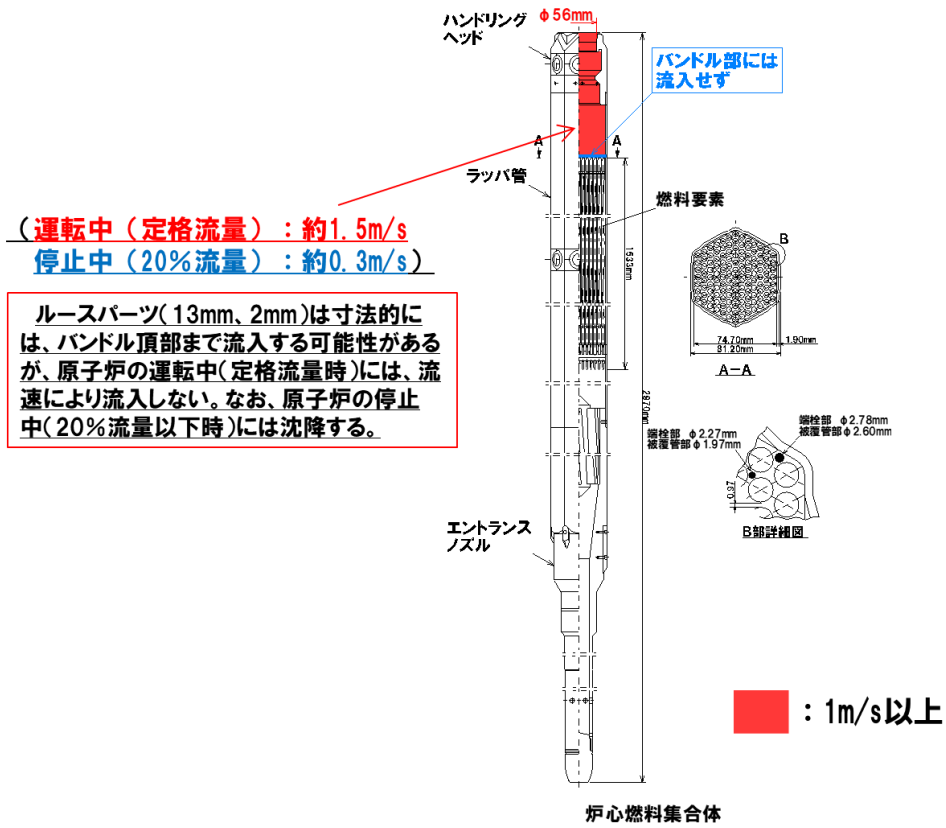
→ルースパーツの流入経路



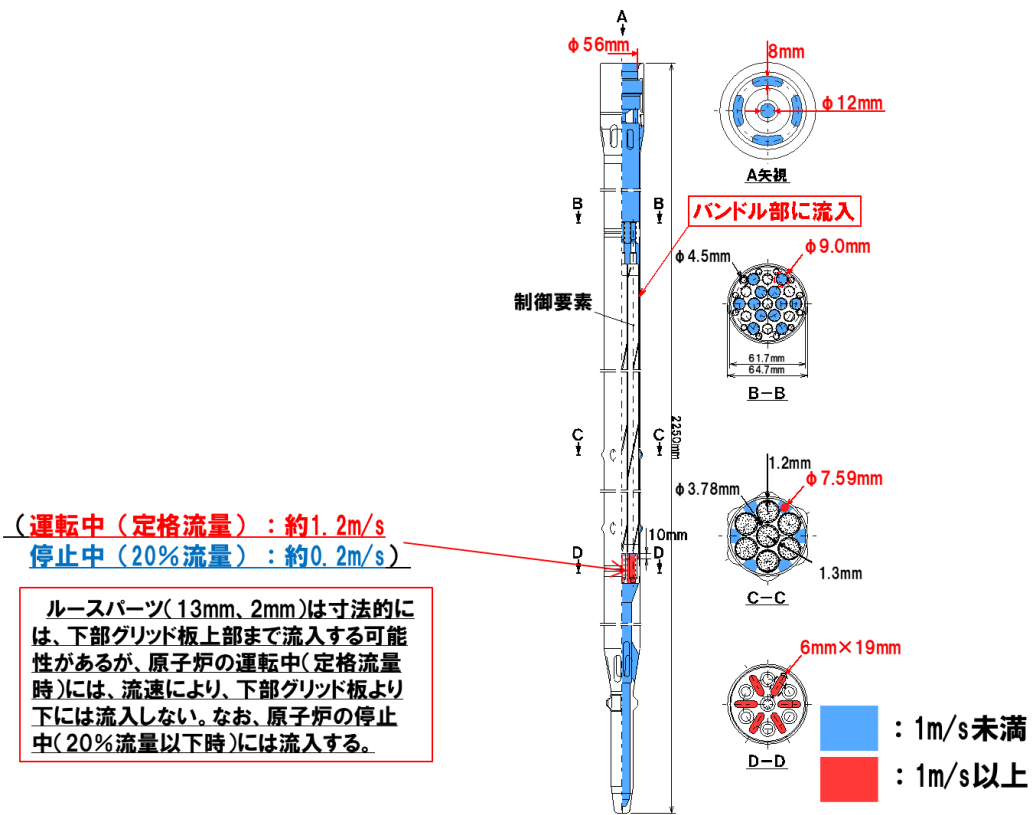
ルースパーツの影響評価

- ・ 上部より落下する可能性あり
- ・ 要素とラッパ管のギャップの一部を閉塞する可能性あり（内側反射体、遮へい集合体）
→ 要素の単位面積あたりの発熱量は小さい → 冷却材流量及び温度に与える影響は小さい
流路面積が大きく、他の流路が確保される
- ・ 要素とラッパ管のギャップ等を通過し、エントランスノズル部に到達する可能性あり
- ・ ただし、オリフィス部流速は8m/s以上であり、オリフィスを閉塞することはない

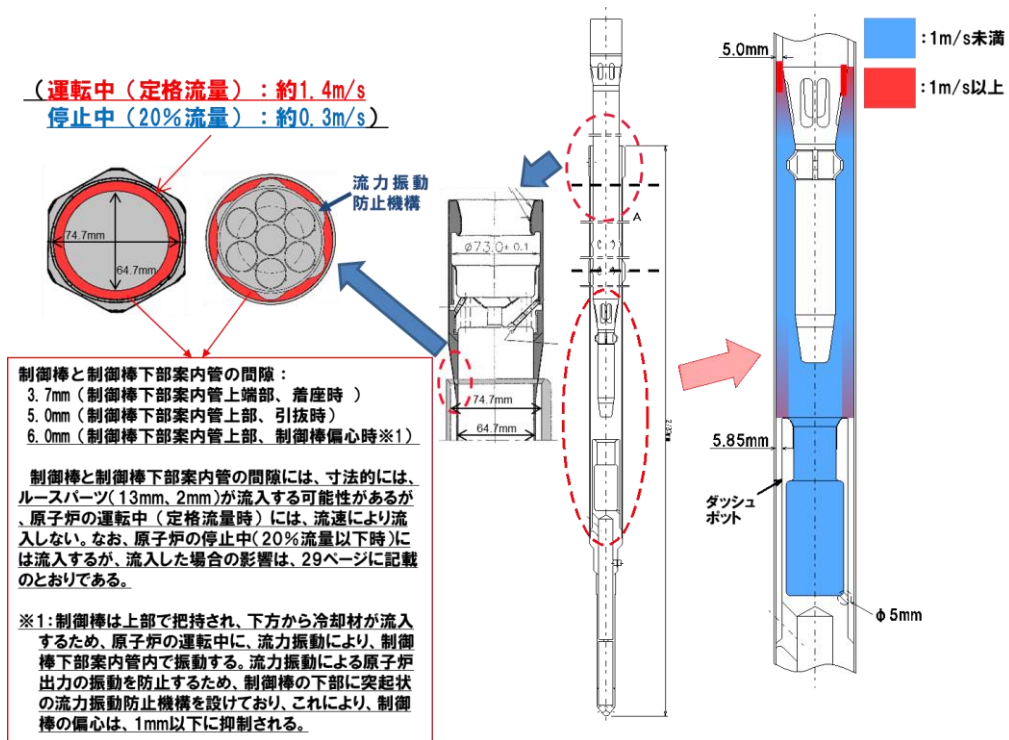
第 4.17 図 反射体・遮へい集合体へのルースパーツ落下



第 4.18 図 炉心燃料集合体内流速分布



第 4.19 図 制御棒内流速分布



第 4.20 図 制御棒下部案内管内流速分布

固定ピン: 制御棒、内側反射体、遮へい集合体の要素バンドル部に留まる可能性有

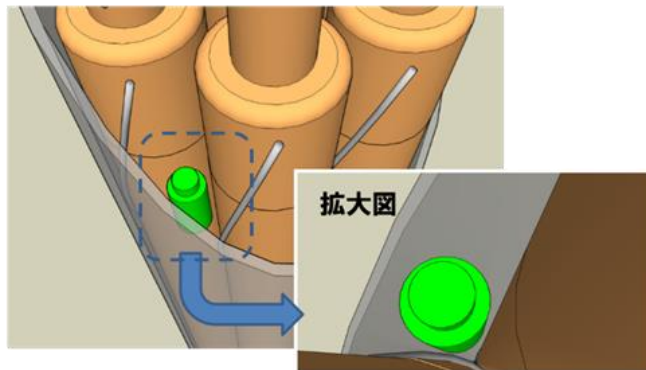


要素バンドル部のギャップ: 7mm以上(表面は基本的に平滑)

固定ピンの振動により構造材の摩耗は発生しない

<一例: 制御棒>

- ◆ 固定ピンはワイヤスベサ部等に留まる可能性有
- ◆ ギャップが大きいため、固定ピンに振動等が生じた場合、固定ピンは落下
- ◆ 固定ピンの振動による構造材の摩耗は発生しない



第 4.21 図 固定ピンの振動による構造材の摩耗発生に係る検討

炉心燃料集合体間最大ギャップ（以下「ギャップ」という。）の計算

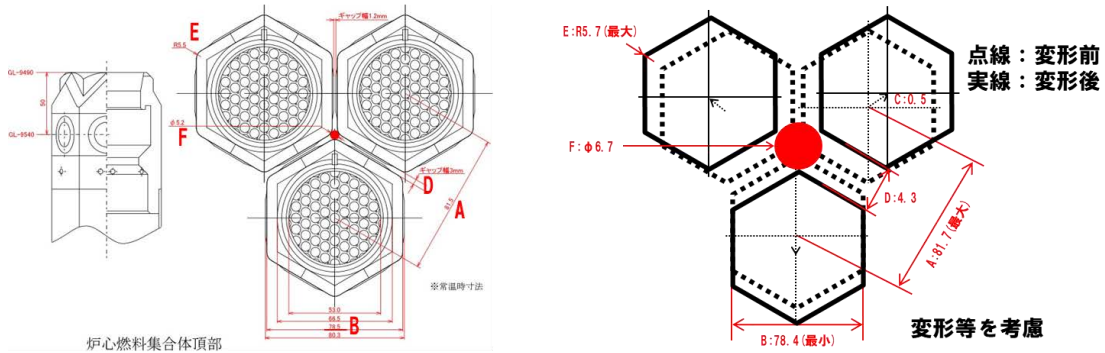
ノミナル寸法・変形無しを想定した場合、ギャップの最大径は、5.2mmとなるが、寸法公差・変形を考慮した場合、6.7mmとなる。ギャップ寸法がルースパーツの直径以上となることから、ルースパーツが集合体頂部からギャップに落下する可能性がある。

ギャップに落下した場合の影響

ギャップの冷却材はほとんど流動しておらず、熱設計においても考慮していないことから、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ない。また、炉心燃料集合体引き抜き後に、ルースパーツが高圧プレナムに落下する可能性があるが、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ことはなく、また、燃料バンドル部にも進入しないことから、炉心燃料集合体の冷却機能に影響はない。

燃料交換時には、ルースパーツが干渉する可能性があるが、炉心燃料集合体の引き抜き荷重の異常により検知できる。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引き抜くため、燃料交換機能が不能になることはない。

| 集合体ピッチ | H/H | | 変形 | ギャップ幅 | 六角頂部曲げ半径 | | ギャップの最大径 | |
|--------|------|------|------|--------------|----------|-----|----------|-----|
| A | B | | C | D | E | | F | |
| ノミナル | 81.5 | ノミナル | 78.5 | なし | 0 | 3 | ノミナル | 5.5 |
| 全て最大 | 81.7 | 全て最小 | 78.4 | 3体全て外側に0.5mm | 0.5 | 4.3 | 全て最大 | 5.7 |



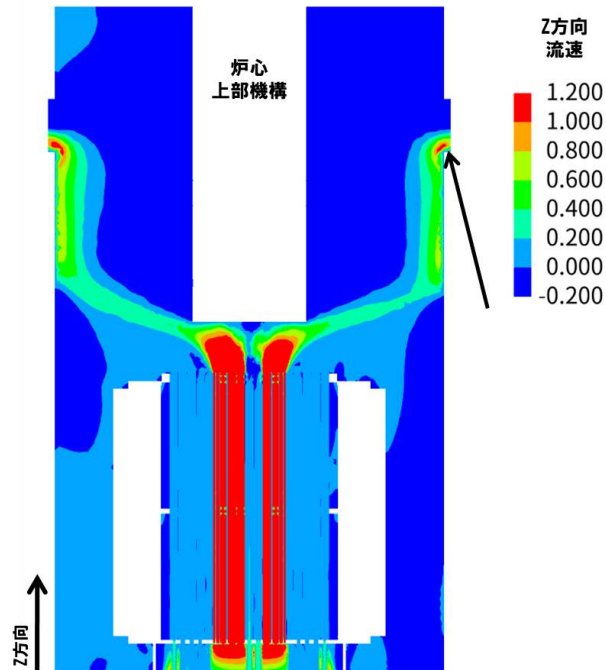
第 4.22 図 寸法公差等を考慮した炉心燃料集合体間ギャップへのルースパーツの進入の評価

・原子炉容器内流動解析結果から、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ことを確認。

→炉心燃料集合体以外の領域に落下・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。

・ルースパーツが炉心燃料集合体に流入したと仮定しても、定格流量運転時に炉心燃料集合体出口から流出し、周囲の反射体、遮へい集合体、炉内ラック又は炉心外周槽に落下・沈降することを確認。

→炉心燃料集合体に落下・沈降したルースパーツは、冷却材の流動により、炉心燃料集合体出口から流出し、炉心燃料集合体以外の領域に落下・沈降する。

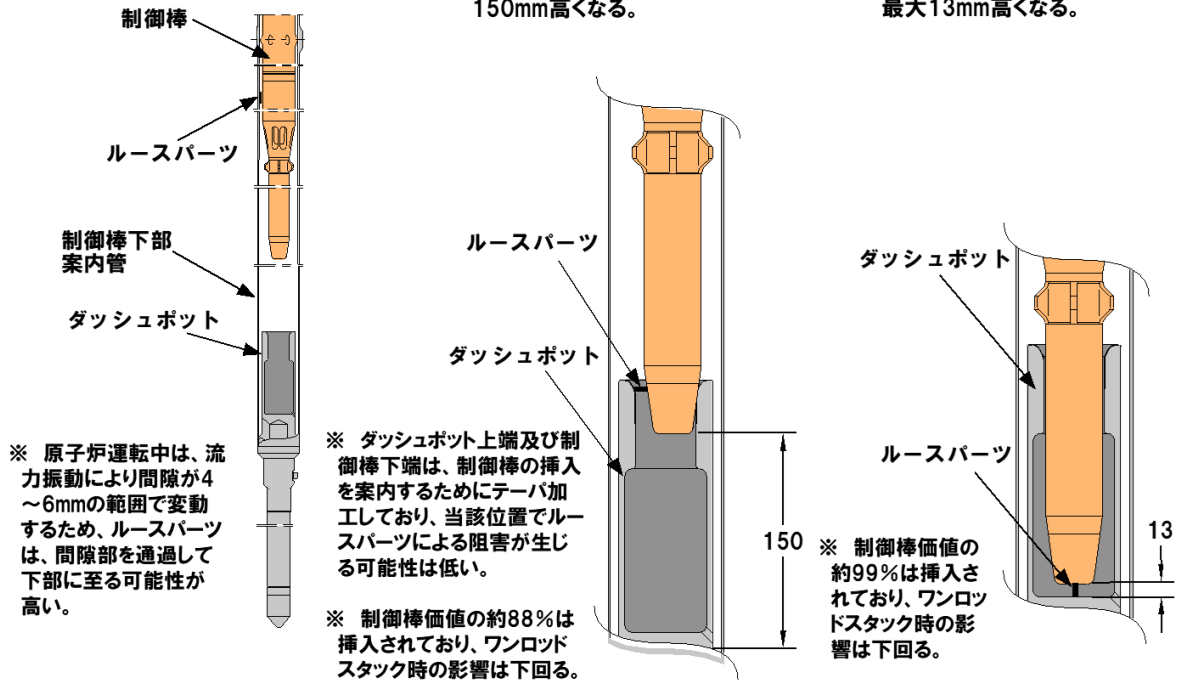


FLUENTコード（3次元）による原子炉容器内流動解析結果

第 4.23 図 原子炉容器内の流速分布（定格流量時）

【発生する可能性のあるリスク】

- ① 制御棒と制御棒下部案内管の間に閉塞し、制御棒の駆動・挿入を阻害する。
- ② 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。
- ③ 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最大13mm高くなる。



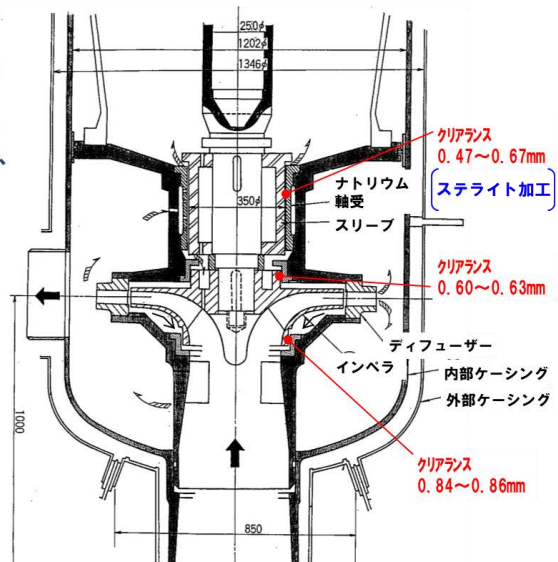
第 4.24 図 制御棒と制御棒下部案内管の間隙へのルースパーツの流入により影響が生じた状態

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等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。

他方、1次主冷却系では、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いため、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する。

- 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る。
- ナトリウム軸受は、回転側に硬度の高いステライト(コバルト基合金)が溶着されており、ルースパーツをかみ込み難い設計である。

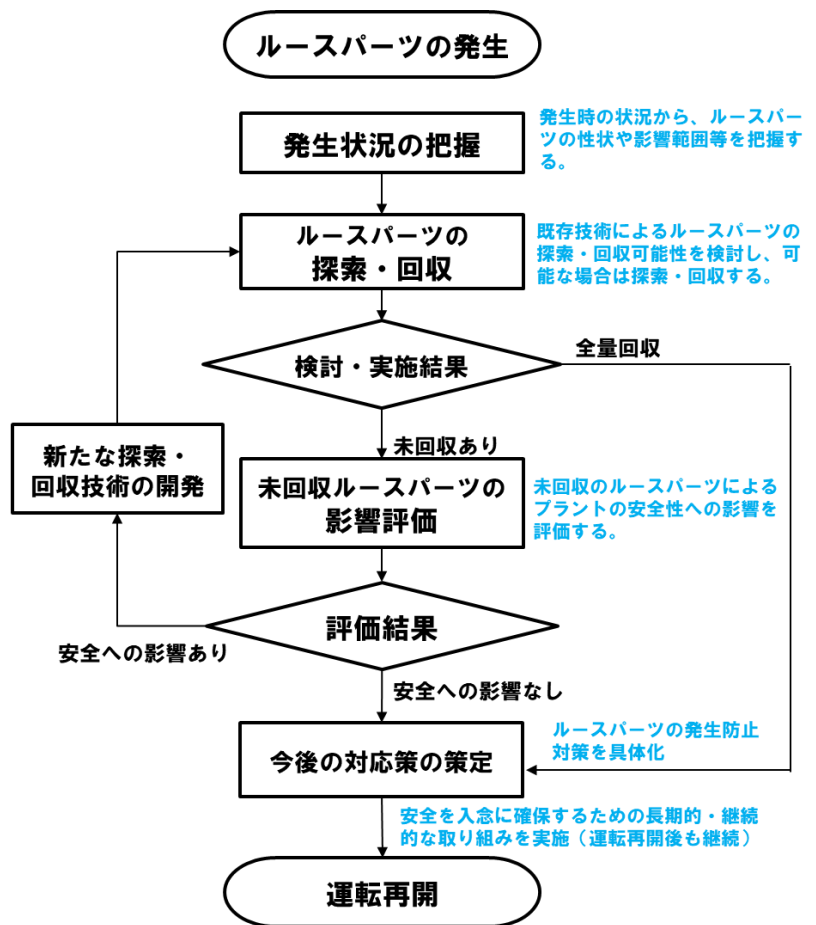
1次主循環ポンプの運転に影響はない。



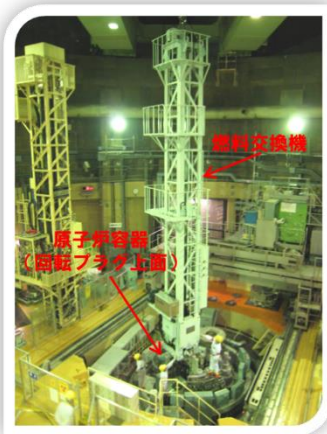
1次主循環ポンプ下部の構造

第 4.25 図 1次主循環ポンプへのルースパーツの流入により影響が生じる可能性がある箇所

- 「常陽」ではMARICO-2ルースパーツへの対応を通じて右図のルースパーツへの対応手順を実践した。
- ルースパーツの形状は、予め特定できないため、ルースパーツへの対策は、その都度検討し、実施することが基本となる。
- MARICO-2試料部等の炉内観察技術開発や遠隔把持装置開発を伴った、MARICO-2試料部の回収は、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・技術である。
- 原子炉施設の安全を入念に確保するため、今後も、長期的・継続的に以下の項目に取り組む。
 - ①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む。
 - ②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む。
 - ③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む、実用可能と判断した場合は、「常陽」に適用する。

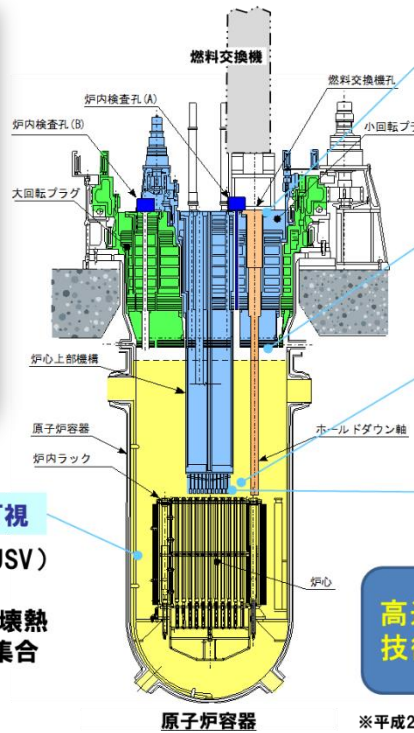


第 6.1 図 ルースパーツ発生時の対応手順



炉上部の様子（燃料交換作業時）

- ⑤冷却材（ナトリウム）中は不可視
- ・ナトリウム中可視化装置（USV）等の特殊な装置が必要
 - ・または、「常陽」では、崩壊熱が減衰してから冷却材液位を集合体頂部近傍まで下げる



原子炉容器

※平成20年8月時点（JAEA-Technology 2010-049）

①厚い遮へい構造（アクセスルートの制約）

- 「常陽」の場合
- ・炉内検査孔(A),(B)
 - ・燃料交換機孔
 - ・制御棒予備孔

②バウンダリの確保（アルゴンカバーガス）

- ・装置の気密性確保

③高放射線環境（～300Gy/h※）

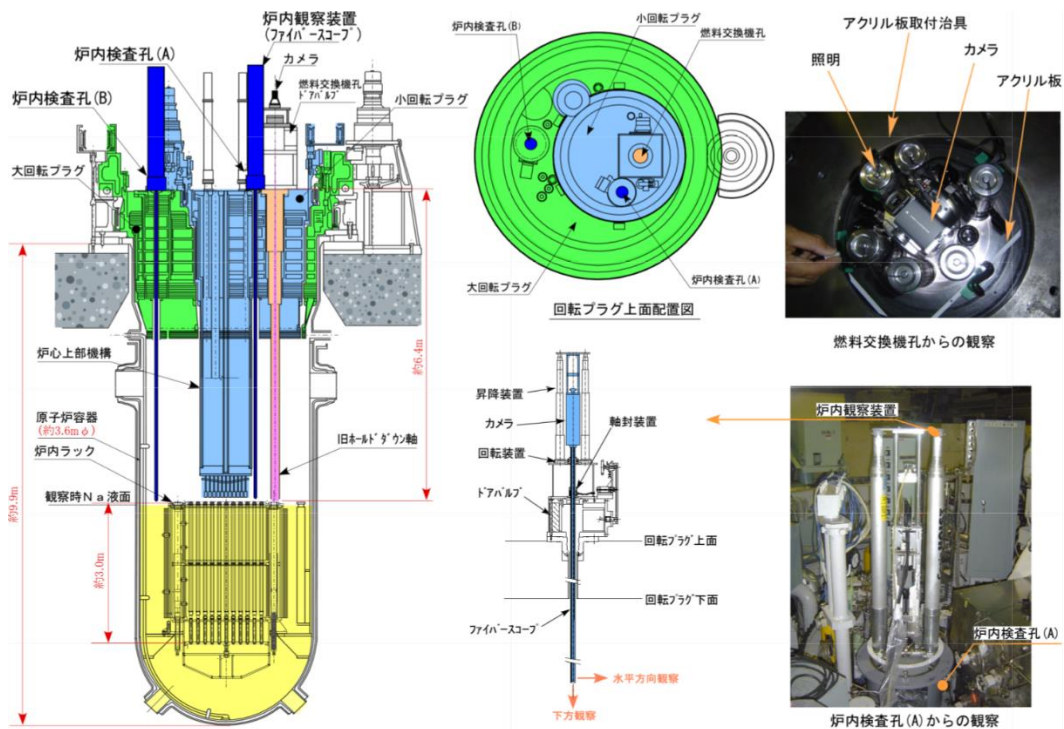
- ・装置の耐放射線性
- ・作業時の被ばく対策

④高温環境（～200℃）

- ・装置、機器の耐熱性

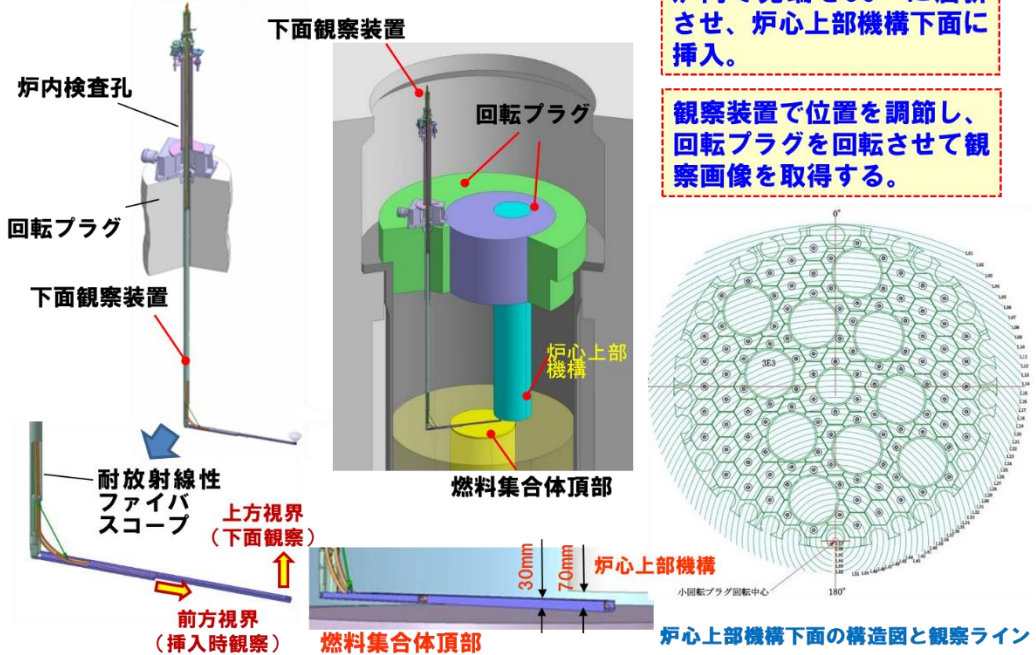
高速炉に適した炉内観察技術を用いる必要がある。

第 7.1 図 「常陽」原子炉容器内観察における装置、作業への要求事項



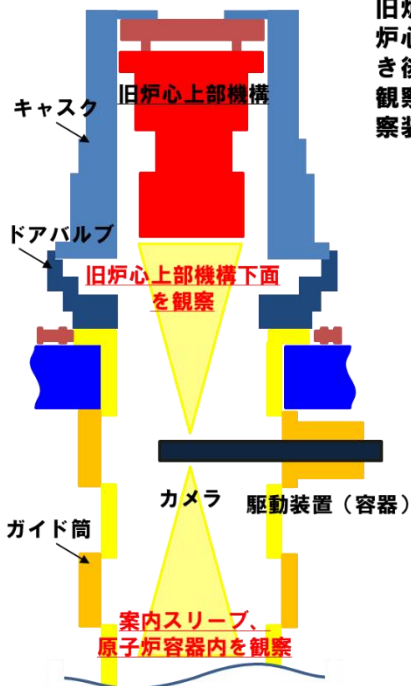
第 7.2 図 「常陽」における原子炉容器内観察

炉心上部機構下面観察装置の概要

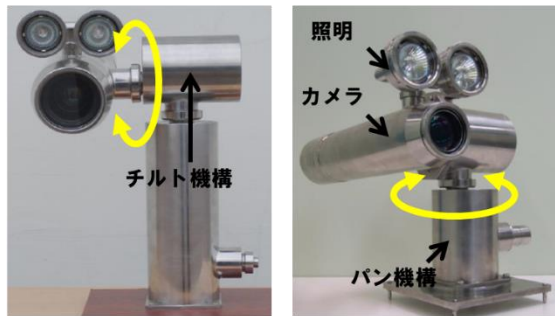


炉内で先端を90°に屈折させ、炉心上部機構下面に挿入。
観察装置で位置を調節し、回転プラグを回転させて観察画像を取得する。

第 7.3 図 炉心上部機構の下面観察



旧炉心上部機構下面・案内スリーブ等観察装置を開発し、炉心上部機構交換作業に適用し、旧炉心上部機構引き抜き後の状況を観察。
観察対象が高線量率の条件で必要な画質を得るため、観察装置として耐放射線性カメラを選定。



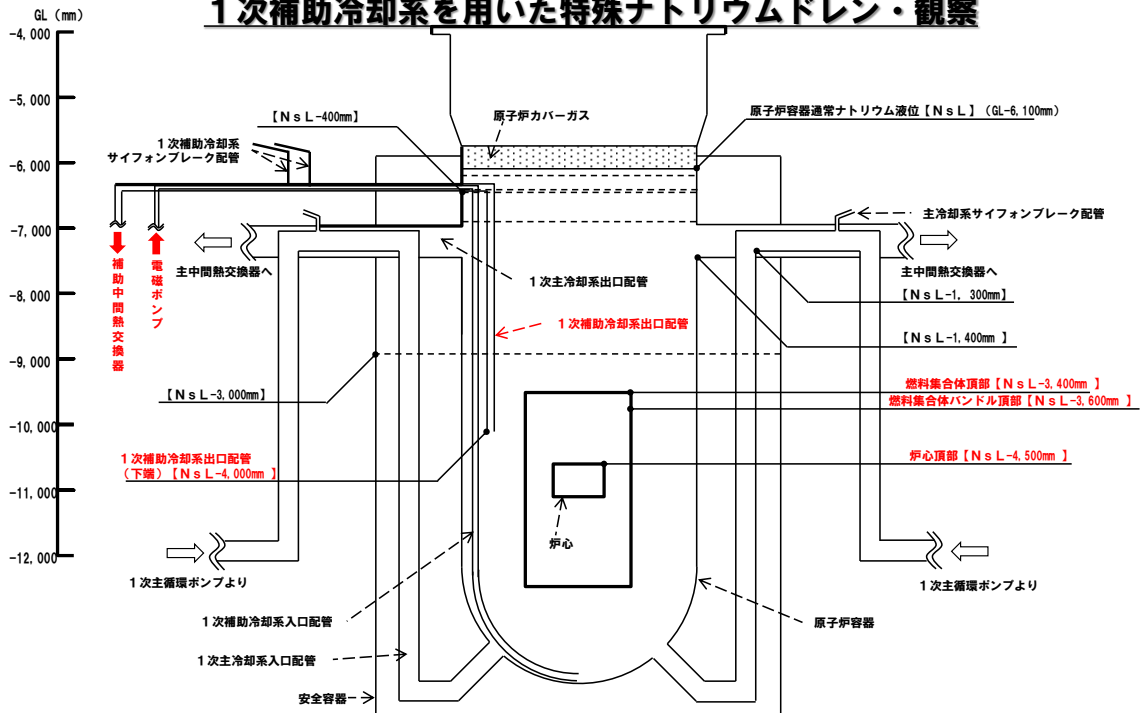
耐放射線性PTZカメラシステム

- ・ 許容線量 : 10⁶Gy
- ・ 許容線量率 : 3×10³Gy/h
- ・ 最高使用温度 : 55℃
- ・ 視野角 : 25.8°
- ・ 照明方式 : ハロゲンランプ

佐々木純 他「ナトリウム冷却型高速炉の原子炉容器内観察・補修技術の開発」(9) 「(6)「常陽」炉心上部機構交換作業用原子炉容器内観察システムの開発、日本原子力学会2015年春の年会(2015)」

第 7.4 図 旧炉心上部機構引抜時の炉心上部機構下面・案内スリーブ等の観察

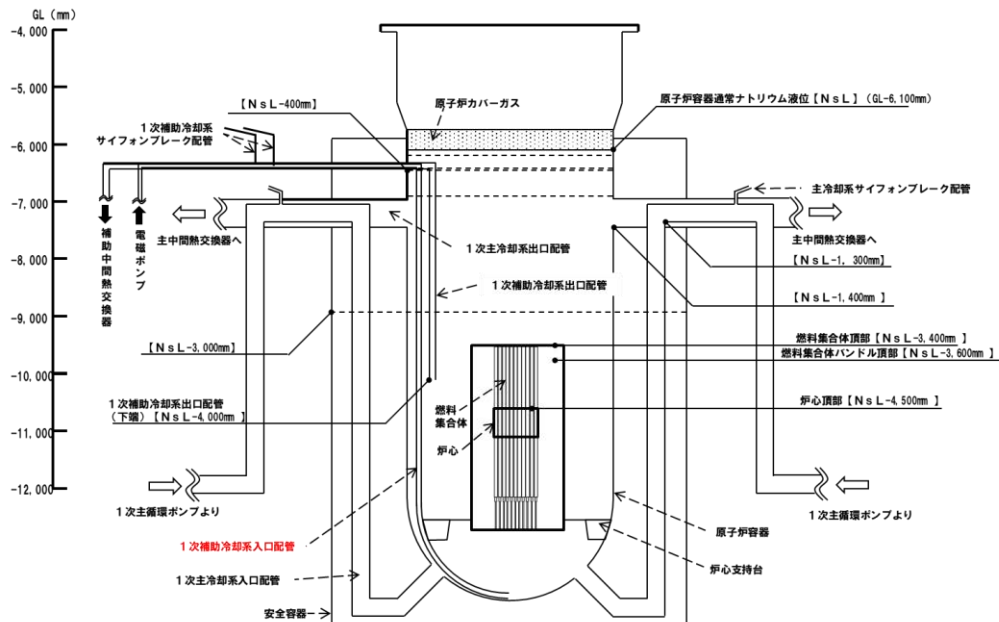
1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン・観察



長期停止中で崩壊熱が減衰しているため、1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系電磁ポンプを運転した状態で1次補助冷却系のドレン弁を開くとすれば、燃料集合体頂部から約600mm下方に位置する1次補助冷却系出口配管部吸い込み部近傍まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は可能である。

他方、燃料集合体頂部から約600mm下方まで液位を下げる実績のないプラント操作及び原子炉容器内状態を維持して、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る。原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。燃料集合体は、定格の原子炉冷却材流量を経験しているため、バンドル部上部にルースパーツが残存している可能性は極めて低く、探索可能性とリスクを踏まえると現実的な対応ではない。

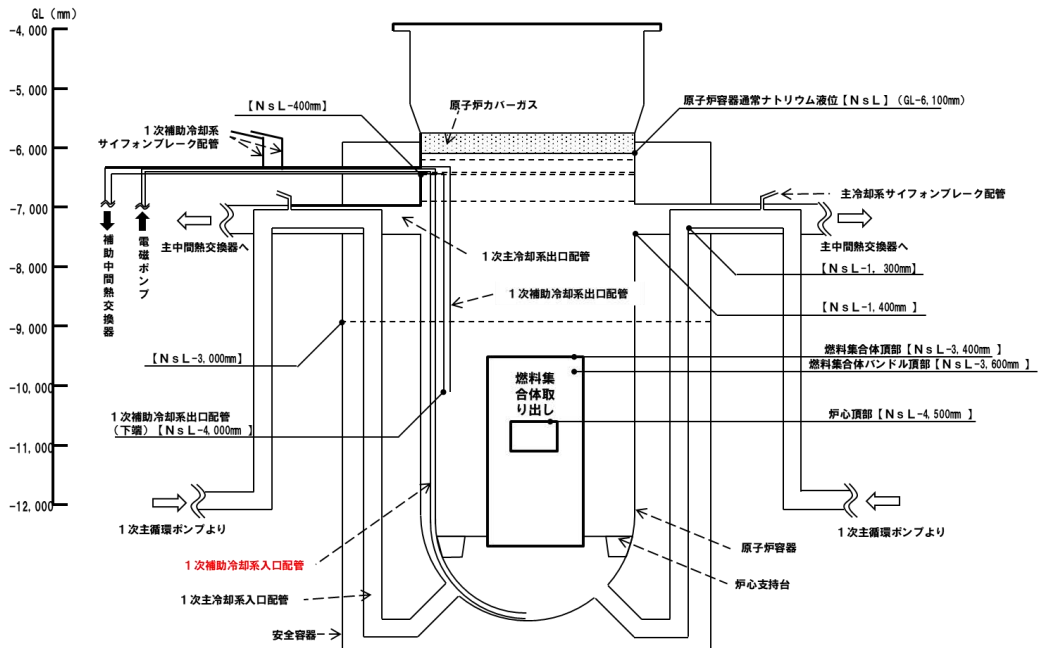
第 7.5 図 1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン・炉心外周槽の観察



1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系のドレン弁を開くとすれば、炉心外周槽に位置している炉心支持台上面まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は実現できる可能性はある。

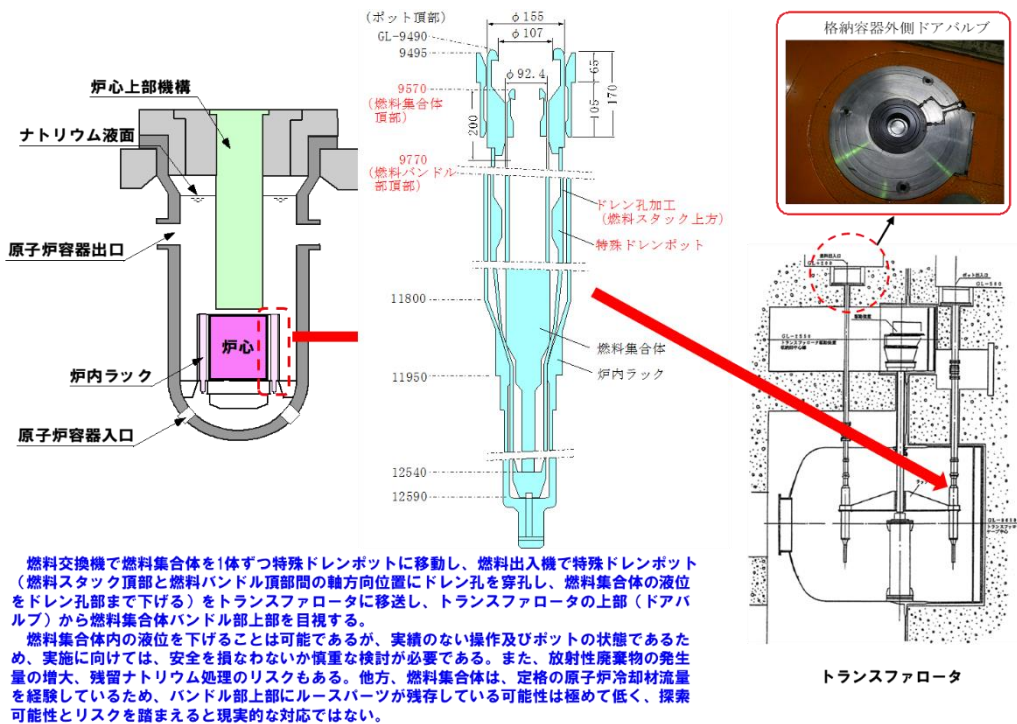
他方、長期停止中で崩壊熱が減衰しているものの、一定の発熱及び放射性物質を有する燃料集合体をガス空間に露出させることは、燃料破損及び放射線漏えいのリスクがあるため、実施に向けては、安全を損なわないか慎重な検討が必要である。また、原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。炉心外周槽の炉心支持台上面は冷却材ナトリウムの流速が小さいため、炉心支持台上に着座したルースパーツが再浮遊することなく、作業により生じるリスクと安全性向上効果を踏まえると現実的な対応ではない。

第 7.6 図 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



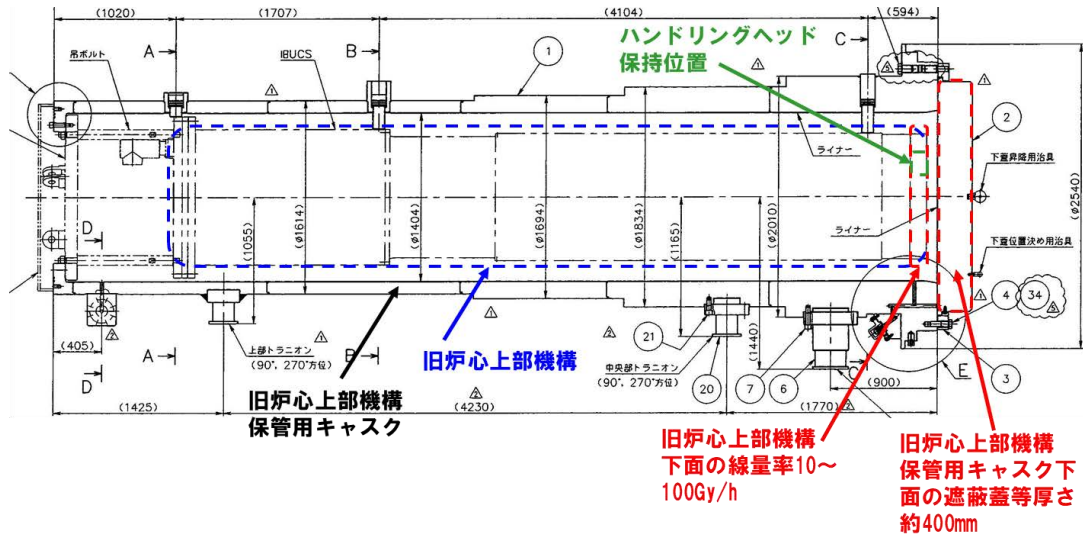
1次補助冷却系サイフォンブレイク機能を停止し、1次補助冷却系のドレン弁を開くとすれば、炉心外周槽に位置している炉心支持台上面まで原子炉容器内の液位を低下させることは、プラントの構造上は実現できる可能性はある。
 他方、燃料集合体を取り出すには、実績のないタミー集合体の装荷、洗浄・貯蔵後の燃料集合体の再装荷、再装荷時の水分の影響等のリスクがあるため、実施に向けては、安全を損なわないか慎重な検討が必要である。また、原子炉冷却材ハンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。炉心外周槽の炉心支持台上面は冷却材ナトリウムの流速が小さいため、炉心支持台上に着座したルースパーツが再浮遊することはなく、作業により生じるリスクと安全性向上効果を踏まえると現実的な対応ではない。

第 7.7 図 燃料集合体取り出し後の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



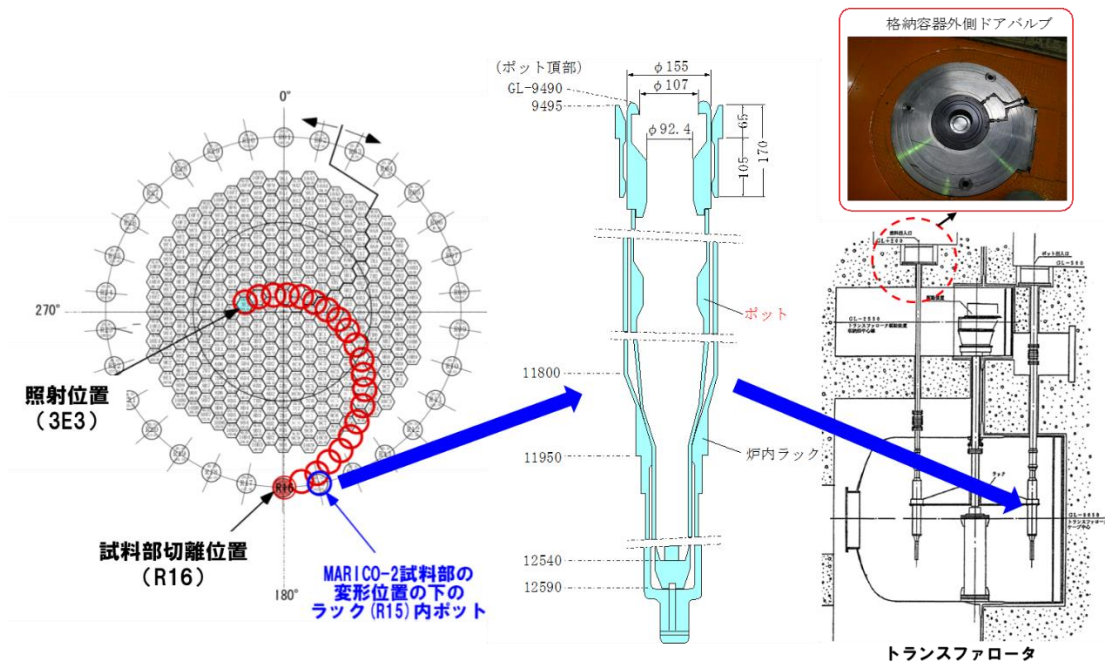
燃料交換機で燃料集合体を1体ずつ特殊ドレンポットに移動し、燃料出入機で特殊ドレンポット（燃料スタック頂部と燃料バンドル頂部間の軸方向位置にドレン孔を穿孔し、燃料集合体の液位をドレン孔部まで下げる）をトランスファロータに移送し、トランスファロータの上部（ドアバルブ）から燃料集合体バンドル部上部を視視する。
 燃料集合体内の液位を下げることは可能であるが、実績のない操作及びポットの状態であるため、実施に向けては、安全を損なわないか慎重な検討が必要である。また、放射性廃棄物の発生量の増大、残留ナトリウム処理のリスクもある。他方、燃料集合体は、定格の原子炉冷却材流量を経験しているため、バンドル部上部にルースパーツが残存している可能性は極めて低く、探索可能性とリスクを踏まえると現実的な対応ではない。

第 7.8 図 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



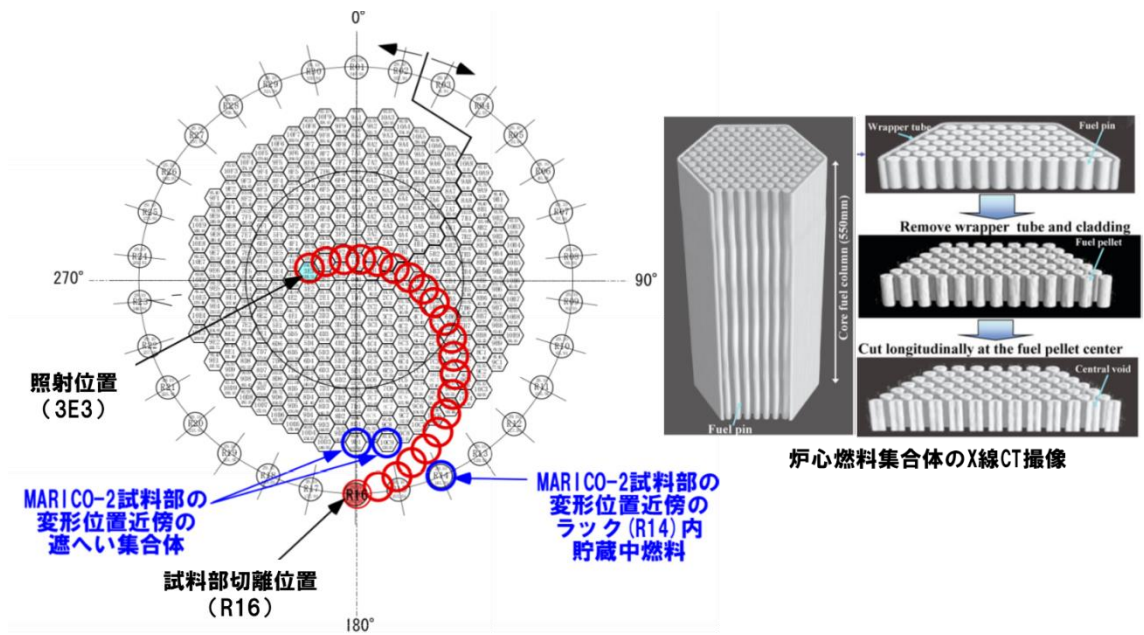
原子炉施設内（旧廃棄物処理建物）に保管中の旧炉心上部機構の下部に保持されているハンドリングヘッド部にルースパーツが残存していないか、旧炉心上部機構保管用キャスクに貫通孔を設け、カメラ等挿入して、目視確認する。
 旧炉心上部機構下面の線量率は10~100Gy/hであり、作業時の被ばくリスクが大きい。また、原子炉容器内からのルースパーツの回収にはつながらない。作業により生じるリスクと安全性向上効果を踏まえると現実的な対応ではない。

第 7.9 図 保管中の旧炉心上部機構内ハンドリングヘッド部のルースパーツ残存の確認



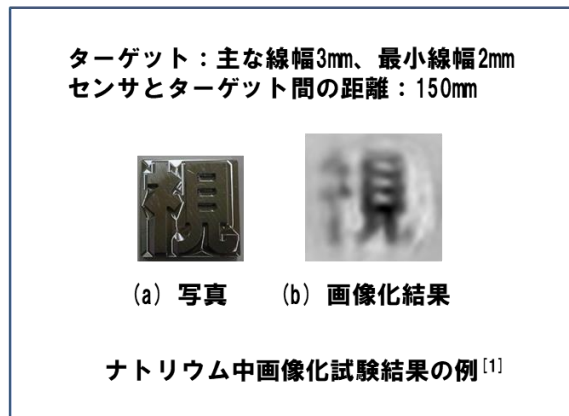
変形したMARI CO-2試料部の下に位置していた炉内ラック (R15) 内のポットをトランスファロータに移送する。トランスファロータ内で、ルースパーツ探索治具により、ポット底部を探索する。
 ルースパーツが確認された場合はルースパーツを回収する。なお、ルースパーツが回収できなかった場合、当該ポットは冷却材ナトリウムの流動がないことから、炉内ラックR15位置に戻し、使用禁止の措置を講じる。又は、新規ポットと交換する。
 通常の燃料交換作業によりトランスファロータに移送することは可能であるが、ポット底部の探索は実績のない作業である。作業により生じるリスクと安全性向上効果を踏まえると現実的な対応ではない。

第 7.10 図 炉内ラック R15 内のポットの取出し、トランスファロータにおける検査



MARICO-2試料部が変形した炉内ラックR16の近傍に装荷されていた炉内ラックR14内貯蔵中炉心燃料集合体及び遮へい集合体(2体)を原子炉容器から取り出し、隣接する照射燃料集合体試験施設で、集合体全域についてCT撮像を実施し、ルースパーツを探索する。
通常の燃料交換作業により原子炉容器から取り出すことが可能である。

第 7.11 図 炉心燃料集合体等の取出し後の照射燃料集合体試験施設における CT 撮像検査



[1] Kosuke Aizawa, et al., Development of Under Sodium Viewer for the Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor - Imaging Test in Sodium-, ICAPP2019

第 7.12 図 超音波によるナトリウム中の可視化技術の開発

表-1.1 ルースパーツ探索に関する経緯

| 期日 | 経緯 |
|--------------------------------|---|
| 2007年5月14日 | MK-Ⅲ第6'サイクル運転終了 |
| 2007年5月28日 | 回転プラグを操作し、MARICO-2 を炉内照射位置(3E3)から炉内ラック位置(R16)へ移動 |
| 2007年5月30日 | R16 でMARICO-2 の試料部と保持部を切り離し |
| 2007年6月1日 | 回転プラグを操作し、MARICO-2 保持部をR16 から3E3 に移動 【本操作でMARICO-2 試料部を変形させた】 |
| 2007年6月11日 | 燃料交換機ホールドダウン軸に荷重異常が発生 |
| 2007年6月19日 | 燃料交換機ホールドダウン軸の下面に圧痕を確認 【原子炉容器内の調査が必要と判断】 |
| 2007年9月11日 | 炉内観察により干渉物を確認 |
| 2007年10月10日～11日 | 新規に製作したファイバースコープで観察した結果、干渉物がMARICO-2 試料部であること及び炉心上部機構の下端の中央付近に三角形の影を確認 【集合体頂部等の観察、炉心上部機構下面の観察が必要と判断】 |
| 2007年11月2日 | 回転プラグの燃料交換機能の一部阻害を確認 【MARICO-2 試料部の撤去が必要と判断】 |
| 2007年11月～2008年3月 | 集合体頂部等の観察 【ルースパーツがないことを確認】 |
| 2008年7月8日～29日 | 炉心上部機構下面の観察 【下部の整流板等の変形が確認されたことから、炉心上部機構の交換が必要と判断】 |
| 2008年8月～2009年7月 | 観察結果に基づく影響評価及び原因究明等 |
| 2009年～2014年 | 炉心上部機構の交換及びMARICO-2 試料部の撤去方法の検討、機器製作等 |
| 2014年5月8日～22日 | 旧炉心上部機構の引抜 【炉心上部機構撤去孔から耐放射線性カメラで炉心上部機構下面及び炉内等を観察】 |
| 2014年9月16日～26日 | MARICO-2 の撤去 |
| 2014年11月20日～21日 | 新炉心上部機構の装荷 |
| 2014年11月～2015年8月 | 照射燃料集合体試験施設において、MARICO-2 試料部を調査 【一部固定ピンは、MARICO-2 試料部のハンドリングヘッド継手に残存していること等を確認】 |
| 2017年2月～4月、 2018年3月、2022年3月 | 1次主冷却系の定格(100%)流量運転(主循環ポンプモータ点検に伴う運転、制御棒駆動機構調整に伴う運転、主循環ポンプ速度制御装置点検に伴う運転)時に異常がないことを確認 |

表 4.1 ルースパーツの分類

| | | |
|-----------|-----------------|--|
| 製造時 寸法 | Φ6×L13mm | 製造時の寸法 ※ 一部破損していることが想定されるが、 最大サイズとして設定する。 |
| 破損片 大 | Φ6×L6mm | 製造時の寸法の約1/2のサイズとして設 定する。 |
| 破損片 中 | Φ6×L2mm | MARICO-2試料部の観察結果から、想定 される下限の厚さとして設定する。 |
| 破損片 小 | Φ6以下× L0.5mm | 幅広いルースパーツの形状及び影響を 対象とするため、以下の経路を流動す る可能性があるものとして設定する。 ＞原子炉容器から流出→1次主循環ポ ンプを經由→原子炉容器に還流→炉心 燃料集合体内の冷却材流路に流入 |

表-4.2 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

| ルースパーツのサイズ | 製造時寸法： φ6×L13mm | 破損片大： φ6×L6mm | 破損片中： φ6×L2mm | 破損片小： φ6以下×L0.5mm |
|--------------|--|---|------------------|----------------------|
| 流入する可能性がある箇所 | 制御棒下部案内管上端からダッシュポット着座部 | 同左 | 制御棒下部案内管上端から下端 | 同左 |
| 流入による影響の評価 | 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 ②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。 ③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。 | ①同左 ②同左 ③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6mm高くなる。 | 同左 | 同左 |
| 運転管理上の監視 | ・ 以下を原子炉施設保安規定(下部要領含む。)に規定する。 > 原子炉運転前の全数の動作確認(荷重確認、デラッチ確認) > 原子炉運転前の全数のスクラム時間測定 > 原子炉運転中の制御棒操作時の異常の確認(荷重による確認) | 同左 | 同左 | 同左 |
| 安全に及ぼす影響の評価 | ・ 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る。 ・ 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の設計基準事故等の解析条件におけるワンロッドスタックの仮定において確認している。 | 同左 | 同左 | 同左 |

表-4.3 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

| ルースパーツのサイズ | 製造時寸法： φ6×L13mm | 破損片大： φ6×L6mm | 破損片中： φ6×L2mm | 破損片小： φ6以下×L0.5mm |
|--------------|---|------------------|------------------|--|
| 流入する可能性がある箇所 | 原子炉容器内から流出しないため、1次主冷却系に流入しない。 | 同左 | 同左 | 1次主冷却系の原子炉冷却材ハウダリに属する容器/配管/ポンプ/弁の全域 |
| 流入による影響の評価 | 1次主冷却系に流入しないため、1次冷却材の流動に影響を及ぼさない。 | 同左 | 同左 | ・ 容器/配管/ポンプ/弁の流路と比較して、十分に小さいため、冷却材の流路閉塞が生じることはない。 ・ 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ある(基本的には阻害しないと評価：次頁参照)。 |
| 運転管理上の監視 | 1次冷却材の流動に影響を及ぼすことはないが、万一、影響を及ぼす状態に至った場合であっても、破損片小のルースパーツに対する監視が適用できる。 | 同左 | 同左 | ・ 以下を原子炉施設保安規定(下部要領含む。)に規定する。 > 原子炉運転前の1次主循環ポンプの運転状態の確認 > 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 |
| 安全に及ぼす影響の評価 | 1次冷却材の流動に影響を及ぼすことはないが、万一、影響を及ぼす状態に至った場合であっても、破損片小の影響と同様である。 | 同左 | 同左 | ・ 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る。 ・ 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、添付書類10の運転時の異常な過渡変化における1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)及び設計基準事故における1次主循環ポンプ軸回着において確認している。 |

表-4.4 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

| ルースパーツのサイズ | 製造寸法：φ6×L13mm | 破損片大：φ6×L6mm | 破損片中：φ6×L2mm | 破損片小：φ6以下×L0.5mm |
|--------------|---|--------------|--------------|---|
| 流入する可能性がある箇所 | 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(上部に留まる)。 | 同左 | 同左 | 炉心燃料集合体内の全域 |
| 流入による影響の評価 | <ul style="list-style-type: none"> 燃料要素バンドル内に流入しないため、炉心燃料集合体の冷却に影響を及ぼさない。 炉心燃料集合体内の冷却材上昇速度は大きく、ルースパーツは、炉心燃料集合体内から流出し、原子炉容器内の冷却材上昇速度が小さい場所(炉内ラック又は炉心外周槽等)に落下・沈降し、再浮遊することはない。 | 同左 | 同左 | 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ある。 |
| 運転管理上の監視 | 炉心燃料集合体の冷却に影響を及ぼさないが、万一、影響を及ぼす状態に至った場合であっても、破損片小のルースパーツに対する監視が適用できる。 | 同左 | 同左 | <ul style="list-style-type: none"> 以下を原子炉施設保安規定(下部要領含む。)に規定する。 <ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出設備の監視 燃料集合体出口冷却材温度の監視 |
| 安全に及ぼす影響の評価 | 炉心燃料集合体の冷却に影響を及ぼさないが、万一、影響を及ぼす状態に至った場合であっても、破損片小の影響と同等である。 | 同左 | 同左 | 流入により冷却材流路が閉塞した場合の影響は、添付書類10の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。 |

MARICO-2 撤去後の観察結果等に基づくルースパーツ発生量の評価

X線 CT 画像に基づく、試料部ハンドリングヘッド継手で確認できた各固定ピンの残存量を評価した結果を第 1 表に示す。

固定ピン①は完全に脱落していたが、他の 5 本は 1/2 以上がハンドリングヘッド継手部に残存していた。

MARICO-2 試料部内から回収された約 1.1 グラムの金属片の元素分析の結果、固定ピンと同じ SUS316 であったこと、また、外形は幅 6mm、長さ 12mm であり、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できる。

本金属小片 1.1 グラムを含めると、10.4 グラムが回収されていることとなり、結果的に、法令報告時に想定したルースパーツの量の約 65%を回収していることを確認した。また、回収が確認できていない欠損量（ルースパーツ発生量）は約 5.7 グラムとなった。

第 1 表 各固定ピンの欠損量の評価結果

| 固定ピン番号 | ① | ② | ③ | ④ | ⑤ | ⑥ | 小片 | 計算合計 |
|-------------------------------------|-------|------|------|------|------|------|-----|------|
| CT画像での残存長さ [mm] | 0 | 9.8 | 9.8 | 9.4 | 10.6 | 7.3 | | |
| 欠損部長さ (φ4mm部) [mm] | 2 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |
| 欠損部長さ (φ6mm部) [mm] | 11 | 3.2 | 3.2 | 3.6 | 2.4 | 5.7 | | |
| SUS316の密度 (室温) [g/cm ³] | 7.97 | 7.97 | 7.97 | 7.97 | 7.97 | 7.97 | | |
| 各固定ピン質量 [g] | 2.68 | 2.68 | 2.68 | 2.68 | 2.68 | 2.68 | - | 16.1 |
| 各固定ピン回収量 [g] | 0.00 | 1.96 | 1.96 | 1.87 | 2.14 | 1.39 | 1.1 | 10.4 |
| 各固定ピン欠損量 [g] | 2.68 | 0.72 | 0.72 | 0.81 | 0.54 | 1.28 | - | 5.7 |
| 各固定ピンの欠損率 (%) | 100.0 | 26.9 | 26.9 | 30.3 | 20.2 | 47.9 | - | 35.2 |

建設時及び通常運転時のルースパーツの発生防止対策

建設時における異物混入防止対策として、1次主冷却系のフラッシングを実施している。

1次主冷却系のフラッシングは、図2-1のとおり、原子炉容器と1次主循環ポンプの間に設置している逆止弁位置に60メッシュ（濾過粒度：約 $300\mu\text{m}$ ）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50時間連続フラッシング運転（流量：約 $630\text{m}^3/\text{h}$ ）を実施した。フラッシング運転後に、フィルタを目視検査した結果、異物は確認されなかった。

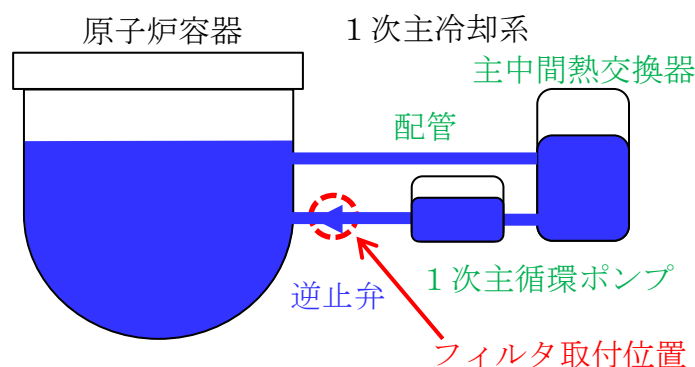


図2-1 1次主冷却系フラッシング時のフィルタ取付位置の概念図

運転開始後に異物が混入する可能性があるものとして、(1)燃料集合体等の交換作業、(2)炉心上部機構交換・MARICO-2 試料部撤去作業、(3)原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生が想定されるが、それぞれに対して以下のとおり、発生防止対策を講じている。

(1) 燃料集合体等の交換作業

燃料集合体等の炉心構成要素は、原子炉容器内に装荷する前に、構成確認検査、X線撮影等を実施し、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いる。また、炉心構成要素の交換に伴い、原子炉容器内のアルゴンガス雰囲気を開放することはなく、「常陽」の運転実績において、異物を混入させたことはない。

(2) 炉心上部機構交換・MARICO-2 試料部撤去作業

炉心上部機構交換作業では、炉心上部機構引抜時に、炉心上部機構から脱落部品が発生していないことを確認するため、炉心上部機構をキャスク内に収納する際に、炉心上部機構下面を観察し、脱落部品がないことを確認している。

MARICO-2 試料部の回収作業では、MARICO-2 試料部回収作業を監視するとともに、集合体頂部等を観察し、炉心上部機構引抜後に脱落部品が当該部がないことを確認している。

(3) 原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生

以下の対策により原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生を防止している。

①原子炉冷却材バウンダリを構成する容器・配管及び原子炉容器内部構造物（以下「原子炉容器内構造物等」という。）の設計、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う。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する。

②原子炉容器内部構造物等には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。

③原子炉容器内部構造物等の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。

④原子炉容器内部構造物について、同一素材から採取し、原子炉容器内で照射したサーベイランス材を取り出し、サーベイランス試験を行うことにより、原子炉施設的设计寿命を超える中性子照射量においても、機械的強度特性が許容値を満足することを確認している。また、炉心上部機構や炉内ラック頂部等、可能なものは、目視により、異常がないことを確認している。

以上のとおり、燃料集合体等の交換及びバウンダリ開放作業においては、異物の混入を防止している。また、原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生も防止しており、MARICO-2の固定ピン以外の異物は混入していない。

炉心燃料集合体への熱的影響の評価

図 3-1 に冷却材流路閉塞事故 (DBA) の想定を示す。本事故は、表の起因事象に記載のとおり、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材の流路が局部的に閉塞される事象を想定している。解析の条件を表に整理しているが、原子炉は定格出力運転状態、閉塞物は原子炉容器内構造物の材料のステンレス鋼、閉塞領域は、右下の集合体断面図の赤色の個所の集合体内のサブチャンネル 1 箇所である。また、閉塞高さは 22mm を完全閉塞、閉塞位置は被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端での閉塞を想定している。

図 3-2 に冷却材流路閉塞事故 (DBA) の解析結果を示す。左側の図が図 3-1 で説明した冷却材流路閉塞により除熱能力が低下することによる被覆管温度の上昇の解析結果である。主な解析結果を下の表に整理しており、被覆管最高温度の解析結果は約 690℃であり、熱設計基準値の 840℃を十分に下回ることを確認している。

また、本事故では、燃料集合体内の冷却材流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定している。右上の図に、核分裂生成ガスジェットの衝突により除熱能力が低下することによる被覆管温度の上昇の解析結果を示している。解析結果は下の表に整理しており、被覆管最高温度の解析結果は約 740℃であり、熱設計基準値の 840℃を十分に下回ることを確認している。

図 3-3 に冷却材流路閉塞事故 (BDBA) の想定を示す。BDBA においても、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材流路が閉塞される事象を想定している。BDBA では DBA を超える想定として、右下の図のとおり、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象を想定している。解析の条件を右上に整理しており、閉塞物は DBA と同じステンレス鋼を想定しているが、千鳥格子状の閉塞を想定しているため、閉塞物の質量は約 300g と、固定ピンの数 g より、一桁以上大きい質量の閉塞を想定している。

閉塞領域は、右下の集合体断面図の赤色の個所の集合体内のサブチャンネルである。また、閉塞高さは約 70mm、閉塞位置は初期の被覆管温度が最も高くなる発熱上端としている。初期温度は熱的制限値に設定しており、十分保守的な設定としている。

図 3-4 に冷却材流路閉塞事故 (BDBA) の解析結果を示す。上の表に、図 3-3 で説明した冷却材流路閉塞により除熱能力が低下することによる被覆管温度の解析結果を示している。

表の上の列が閉塞発生前、その下が閉塞発生後の解析結果を示している。閉塞発生後の被覆管最高温度の解析結果は約 720℃であり、熱設計基準値の 840℃を十分に下回ることを確認している。

また、本事故では、DBA と同様に、燃料集合体内の冷却材流路が閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定している。左下の図に、核分裂生成ガスジェットの衝突により

除熱能力が低下することによる被覆管温度の上昇の解析結果を示している。解析の結果、被覆管最高温度の解析結果は約 800℃であり、熱設計基準値の 840℃を下回ることを確認している。

また、核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視によりその破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止する。この間に、他の燃料要素が新たに破損することも、急速な破損伝播が起こることもなく、炉心の著しい損傷は防止されると評価している。以上のおり、DBA、BDBAともに燃料集合体の冷却材流路が閉塞する事故を想定し、評価しており、これらの事故の基準を満足することを確認している。

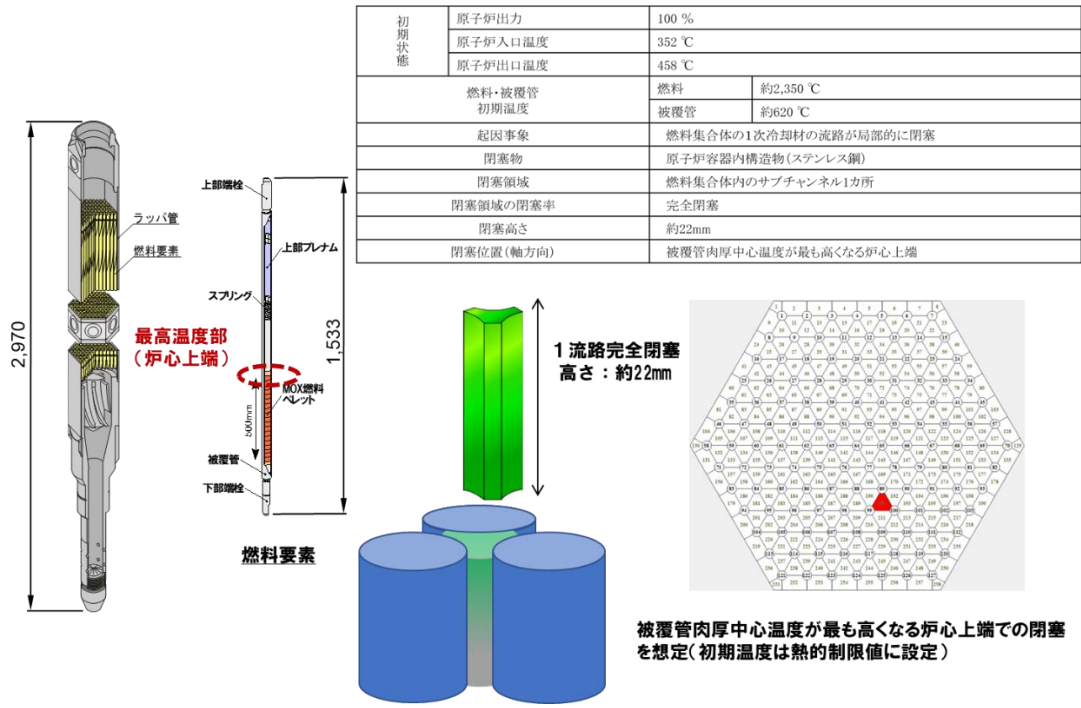


図3-1 冷却材流路閉塞事故(DBA)の想定

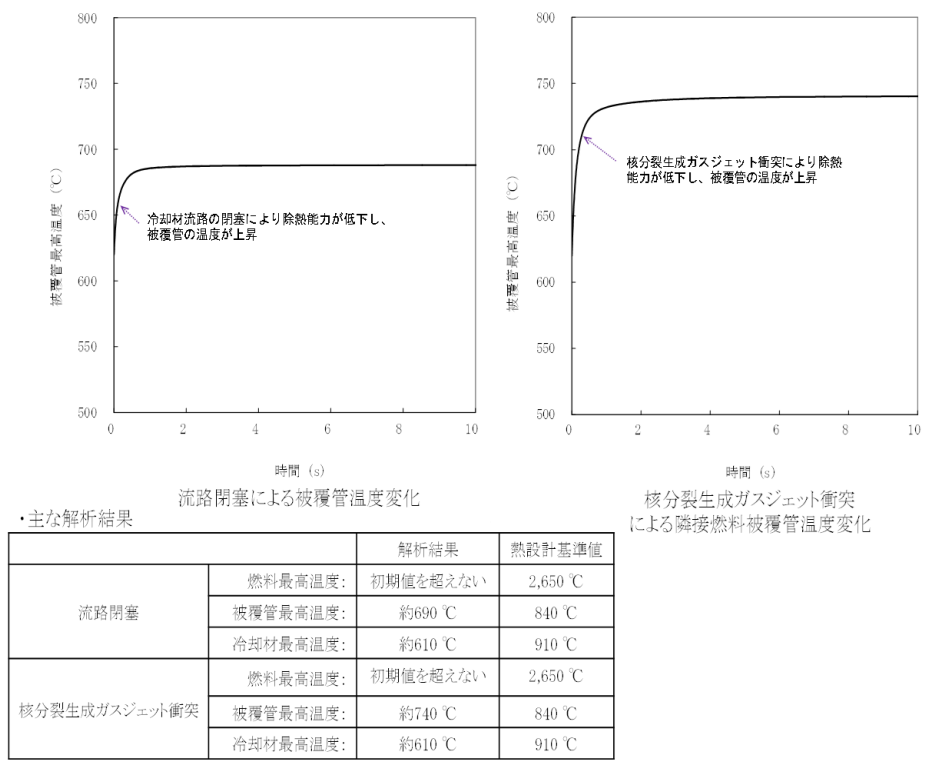


図3-2 冷却材流路閉塞事故(DBA)の解析結果

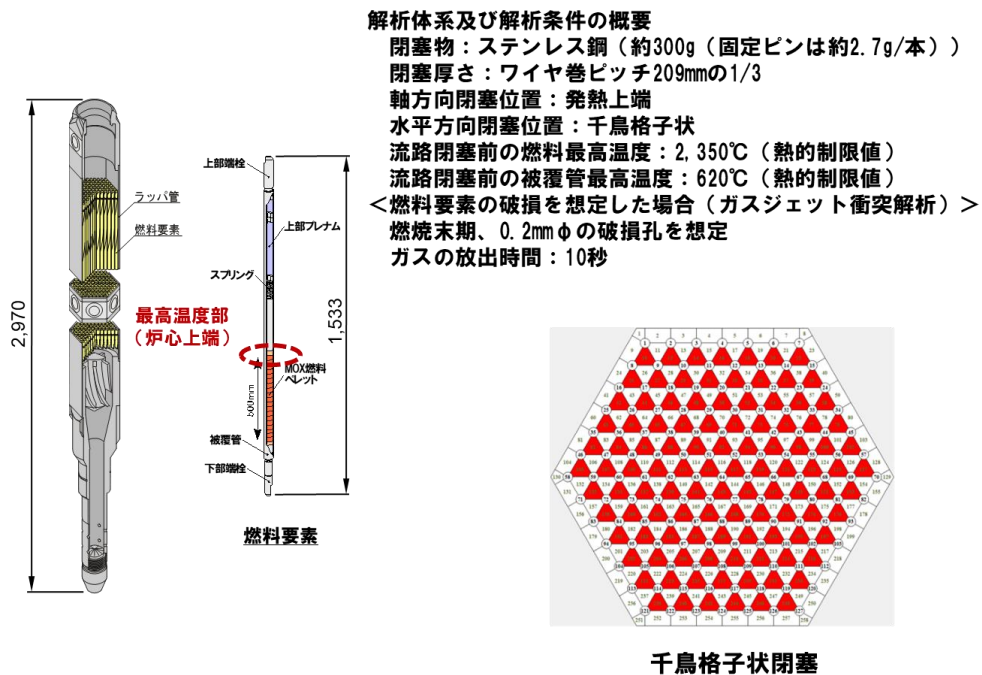


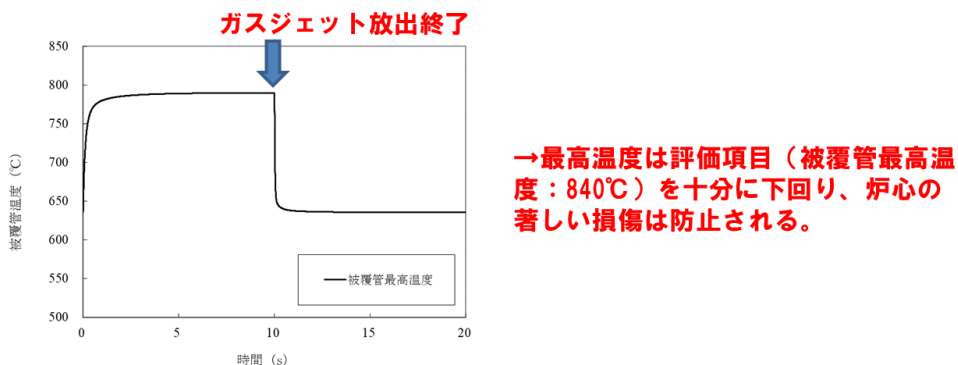
図3-3 冷却材流路閉塞事故(BDBA)の想定

● 局所閉塞解析

| | 流量 (kg/s) | 冷却材最高温度 (℃) | 被覆管最高温度 (℃) | 燃料最高温度 (℃) |
|-----|-----------|-------------|-------------|------------|
| 閉塞前 | 8.57 | 600 | 620 | 2,350 |
| 閉塞後 | 8.02 | 640 | 720 | 2,360 |

● ガスジェット衝突解析

燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視によりその破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。



被覆管最高温度の時間変化（ガスジェット衝突）

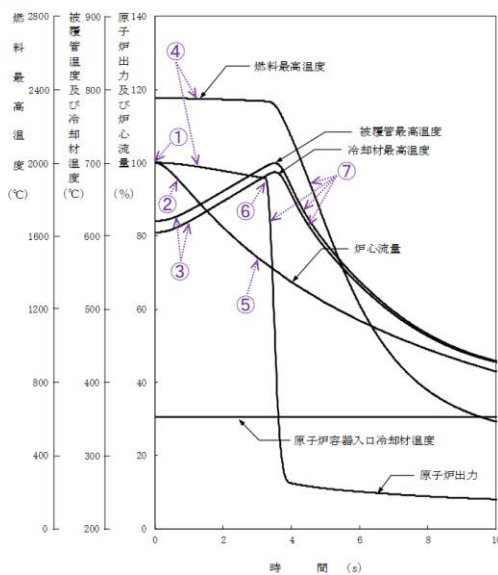
図3-4 冷却材流路閉塞事故(BDBA)の解析結果

1次主循環ポンプの回転阻害時の影響の評価

運転時の異常な過渡変化の概要

| 分類 | 事象 | 事象の概要 |
|-----------------------------|--------------------|--|
| 炉心内の反応度 又は 出力分布の異常な変化 | 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き | 原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。 |
| | 出力運転中の制御棒の異常な引抜き | 原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。 |
| 炉心内の熱発生 又は 熱除去の異常な変化 | 1次冷却材流量増大 | 原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。 |
| | 1次冷却材流量減少 | 原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。 |
| | 外部電源喪失 | 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。 |
| | 2次冷却材流量増大 | 原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。 |
| | 2次冷却材流量減少 | 原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。 |
| | 主冷却器空気流量の増大 | 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。 |
| | 主冷却器空気流量の減少 | 原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。 |

1次冷却材流量減少の解析結果



- ・主な事象推移
 - <起因事象>
 - ① 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生（1次冷却材流量が減少）
 - <原子炉スクラムまでの事象推移>
 - ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
 - ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
 - ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
 - ⑤ 約2.6秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
 - <原子炉スクラム後の事象推移>
 - ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
 - ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

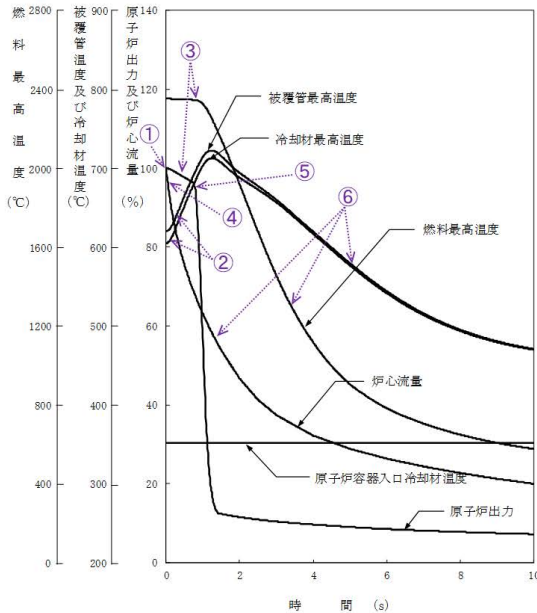
・主な解析結果

| | 解析結果 | 熱設計基準値 |
|------------|----------|----------|
| 燃料最高温度： | 初期値を超えない | 2,650 °C |
| 燃料被覆管最高温度： | 約700 °C | 840 °C |
| 冷却材最高温度： | 約690 °C | 910 °C |

設計基準事故の概要

| 分類 | 事象 | 事象の概要 |
|-----------------|---------------|--|
| 炉心内の反応度の増大に至る事故 | 燃料スランピング事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される。 |
| 炉心冷却能力の低下に至る事故 | 1次主循環ポンプ軸固着事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する。 |
| | 1次冷却材漏えい事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。 |
| | 冷却材流路閉塞事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される。 |
| | 2次主循環ポンプ軸固着事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。 |
| | 2次冷却材漏えい事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする。 |
| 燃料取扱いに伴う事故 | 主送風機風量瞬時低下事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。 |
| | 燃料取替取扱事故 | 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。 |
| 廃棄物処理設備に関する事故 | 気体廃棄物処理設備破損事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。 |
| ナトリウムの化学変化 | 1次冷却材漏えい事故 | 配管・機器の二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気中に置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜る。 |
| 原子炉カバーステムに関する事故 | 1次アルゴンガス漏えい事故 | 原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする。 |

1次主循環ポンプ軸固着事故の解析結果



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（炉心流量が減少））

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約0.1秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

| | 解析結果 | 熱設計基準値 |
|------------|----------|----------|
| 燃料最高温度： | 初期値を超えない | 2,650 °C |
| 燃料被覆管最高温度： | 約730 °C | 840 °C |
| 冷却材最高温度： | 約720 °C | 910 °C |

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

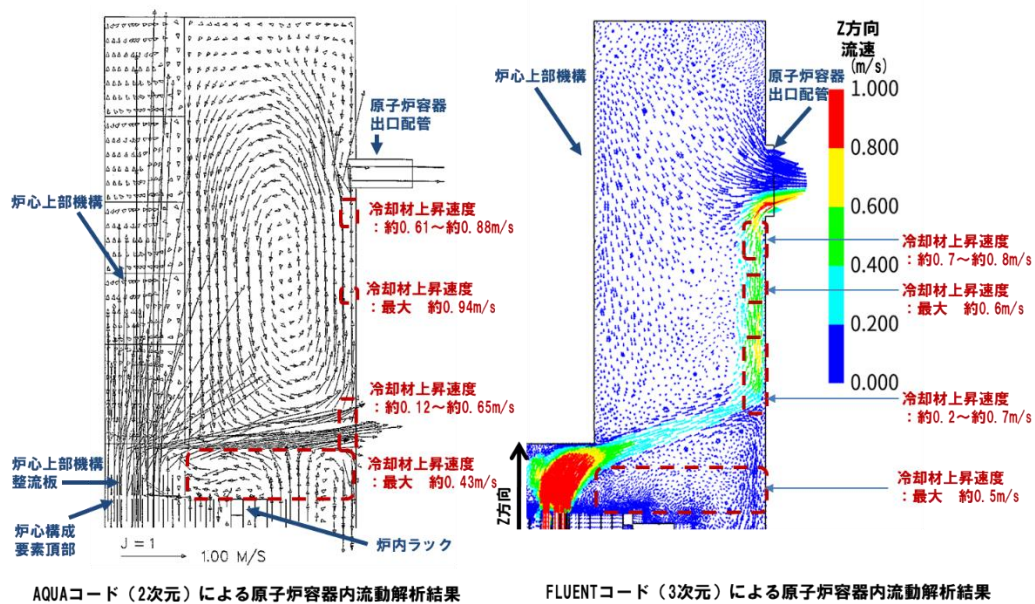
図 5-1 に法令報告に使用した 2 次元の AQUA コードの解析結果の検証として、FLUENT コードの解析結果と比較した結果を示す。

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は、原子炉容器出口まで連続しない結果は、両者とも同じであることを確認した。

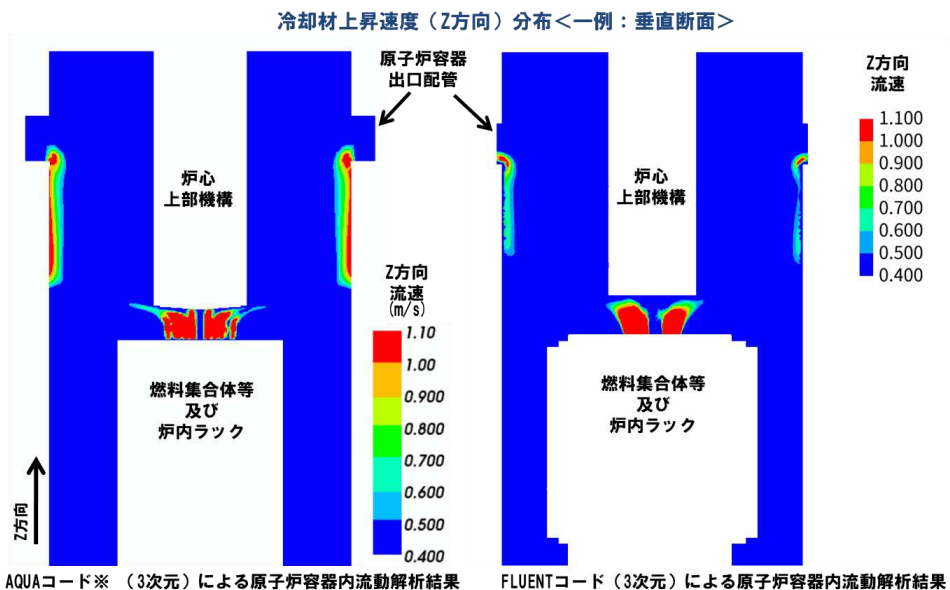
図 5-2 に 3 次元の AQUA コードの解析結果の検証として、3 次元の FLUENT コードの解析結果と比較した結果を示す。

検証の結果として、冷却材上昇速度の解析結果は概ね一致していること及び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は、原子炉容器出口まで連続しない結果は、両者とも同じであることを確認した。



AQUAコード(2次元)とFLUENTコード(3次元)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は、原子炉容器出口まで連続しない結果は同じである。

図5-1 AQUAコード(2次元)の解析結果の検証(FLUENTコードの解析結果との比較)



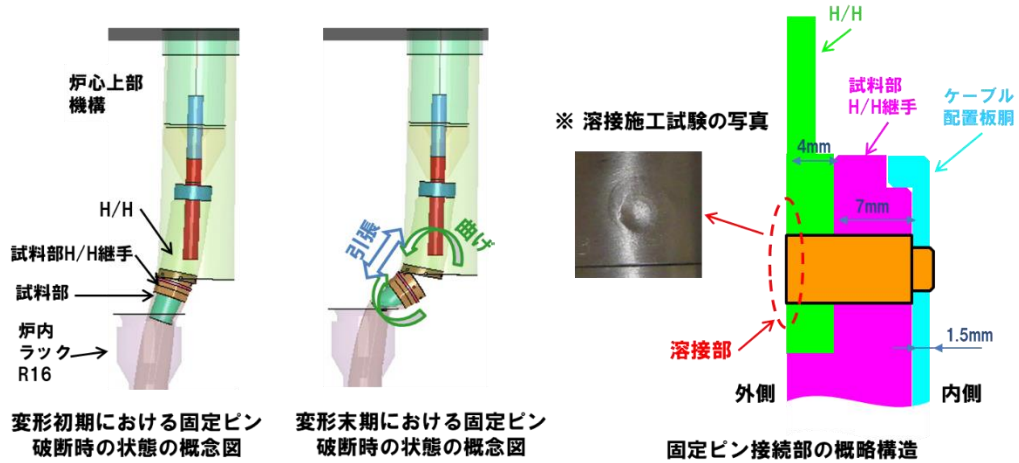
AQUAコード(3次元)とFLUENTコード(3次元)の解析結果を比較し、冷却材上昇速度の解析結果は概ね一致していることを確認した。また、原子炉容器上部プレナム部において、0.64m/sを超える上向きの流れは、原子炉容器出口まで連続しない結果は同じである。

※AQUAによる原子炉容器上部プレナム部解析の検証に係る参考文献:
[1] 高速炉上部プレナム内温度成層化に関する解析手法の基本検証、日本機械学会論文集B編75巻751号、2009
[2] PRELIMINARY CALCULATION ON THERMAL STRATIFICATION PHENOMENA IN THE FUNDAMENTAL SODIUM EXPERIMENT "SuperCAVNA", N11P0087, NTHAS11

図5-2 AQUAコード(3次元)の解析結果の検証(FLUENTコードの解析結果との比較)

FEM 解析による固定ピンの破損状況の推定

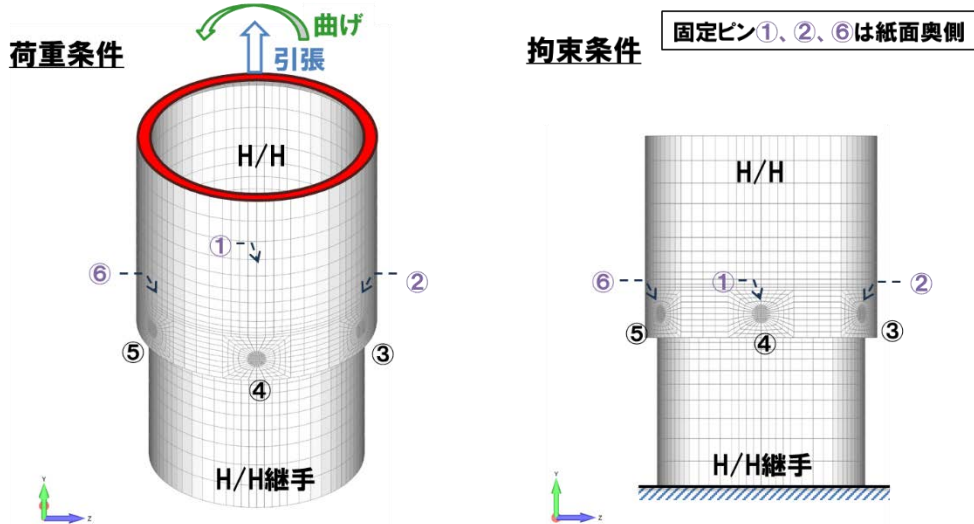
ルースパーツの破断状態の推定(1/5)



固定ピンを含む接続箇所をモデル化した3次元FEM解析を行い、引張及び曲げの強制変形を与えた場合に、どの部分に応力が集中するかを計算し、固定ピンの破断挙動を予測した。

- 弾性解析に基づいて、最も高い応力が生じる箇所とその成分を分析
- 変形初期の固定ピンの破断挙動を予測するため、6本の固定ピンが残存したモデルを作成
変形末期の固定ピンの破断挙動を予測するため、1本の固定ピンが残存したモデルを作成
- 接続箇所が生じた荷重は、引張と曲げが重畳したものであるため、単純な引張を荷重した場合と単純な曲げを荷重した場合の二種類の解析を実施

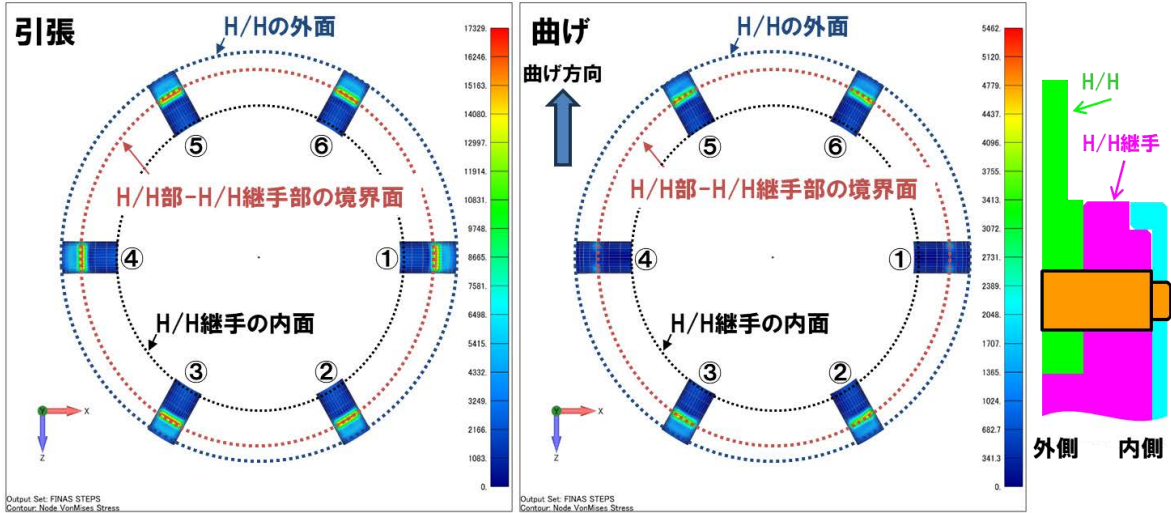
ルースパーツの破断状態の推定(2/5)



- H/H上端に強制変形を与えることで荷重を模擬
- 固定ピン-H/H部-H/H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は模擬し、面外方向の変形(メリ込むような変形等)は制限
- 1本の固定ピンが残存したモデルでは、一部の固定ピン部分を取り除くことで、5本の固定ピンの破断を模擬

ルースパーツの破断状態の推定(3/5)

固定ピンに生じる応力分布(Mises相当応力、H/H側からの視点)



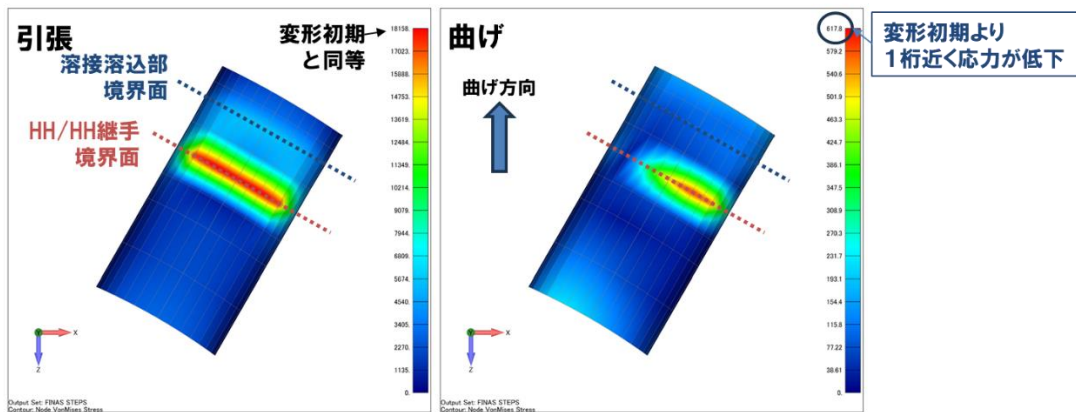
→変形初期(6本の固定ピンが残存したモデル)では、引張及び曲げのいずれが生じた場合にも全ての固定ピンで、H/H部-H/H継手部の境界部に応力が集中しているのに対し、溶接部に生じる応力は相対的に小さく、特に外側に生じる応力は十分に小さい。

従って初期に破断したと推定される固定ピン②及び③は、境界部で剪断されたと推定できる。また、万一、固定ピン溶接部に損傷が生じたとしても、損傷が外部面に至り固定ピンがH/Hの外側に脱落することは考えにくい。

上記の推定は、H/H継手部に残存した固定ピン②及び③の状態、並びにH/H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ことと整合している。

ルースパーツの破断状態の推定(4/5)

ピン⑥のみ残存時、ピンに生じる応力分布(Mises相当応力、HH側からの視点)



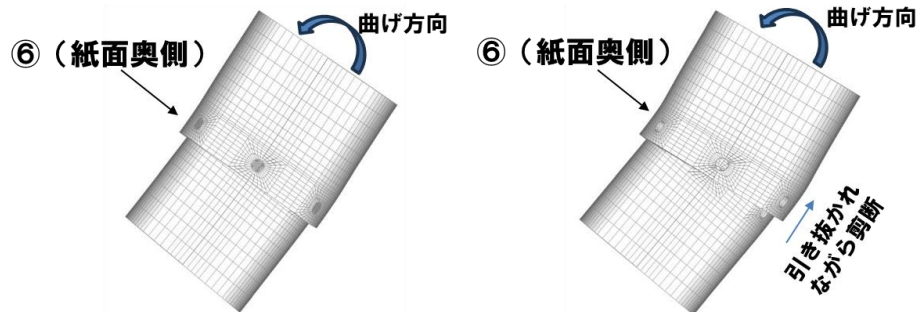
変形末期に破断する固定ピン(⑤又は⑥)について、それ以外の5本の固定ピンが破断した想定で解析を行った結果、変形初期(固定ピンが全て残存)の解析結果と比較して、曲げにより生じる応力は低下しているものの、変形初期と同様にH/H継手部とH/Hの境界部に応力が集中している。従って、変形末期に破断する固定ピンにおいても、溶接部の損傷に先行して境界部で剪断されると推定できる。

ルースパーツの破断状態の推定(5/5)

曲げによる
モデル変形挙動

変形初期
(ピン6本残存)

変形末期
(ピン⑥のみ残存)



→固定ピン⑥以外が破断した状態を変形末期として想定すると、初期に固定ピンが破断した上図の左側でH/HがH/H継手から引き抜かれる傾向が見られ、固定ピン⑥も引き抜かれる方向に変形が生じている。従って、引張と曲げの重畳の比率と負荷順序次第ではあるが、固定ピン⑥が一部引き抜かれながら剪断された可能性がある。上記の推定は、H/H継手部に残存した固定ピン⑥の長さが、他の固定ピンと比較して短くなったことと整合している。

【FEM解析結果に基づくルースパーツ発生時の状態の検討】

FEM解析の結果から、(1)いずれの固定ピンも溶接部の損傷に先行して境界部での剪断が生じたと推定できる。また、(2)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できる。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。ただし、H/H側に全固定ピンが残存している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H/Hの移動軌跡の下にある代表的な炉心燃料集合体に落下した状態も想定する。