

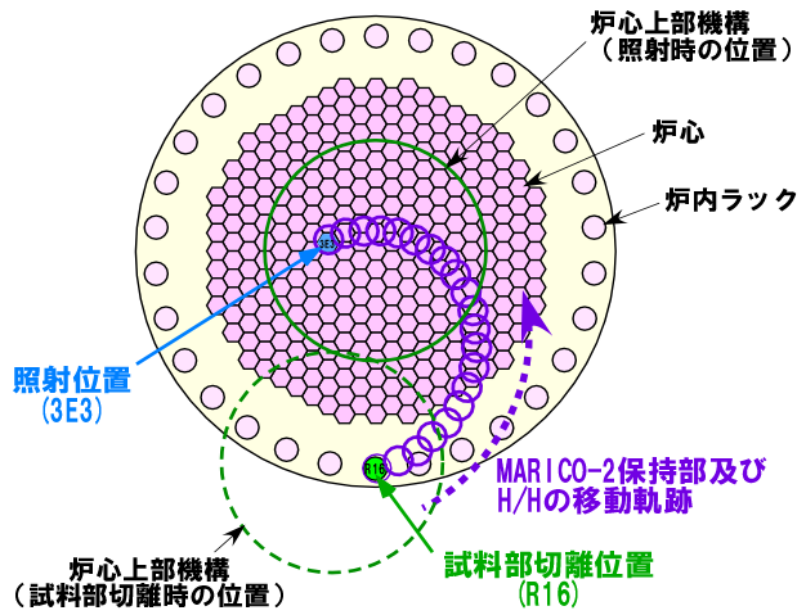


MARICO-2のルースパーツに関する 審査会合指摘への回答

2023年12月13日
日本原子力研究開発機構
大洗研究所 高速実験炉部

法令報告後のMARICO-2のルースパーツの 調査状況について

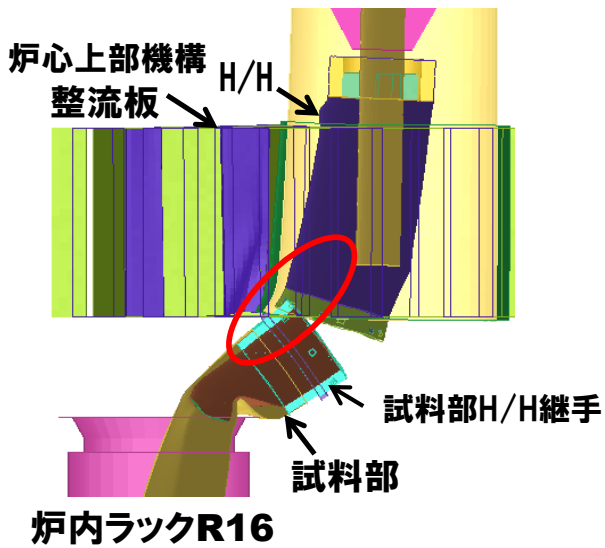
MARICO-2試料部の切り離し不能により発生したルースパーツ



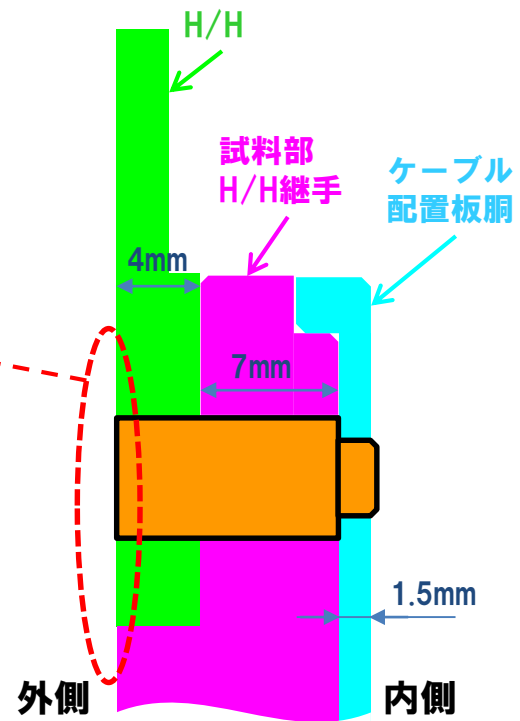
MARICO-2の移動軌跡

- MARICO-2試料部に6本の固定ピンで固定していたハンドリングヘッド (H/H) が分離 (H/Hは炉心上部機構内で保持部に保持された状態)
- 炉内観察画像の解像度ではH/H側 (炉心上部機構側)、に固定ピンは確認できず、固定ピンの脱落*を想定

* MARICO-2試料部切離作業位置 (炉内ラックR16上部) から、固定ピン落下位置は炉内ラックR16上部近傍もしくは炉心外周槽と推定



* 溶接施工試験の写真

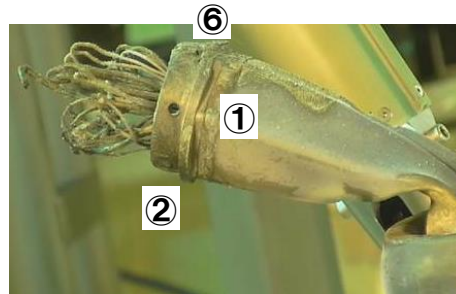
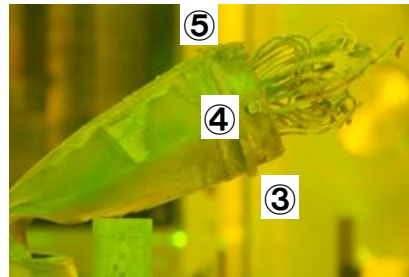


H/H 固定ピン

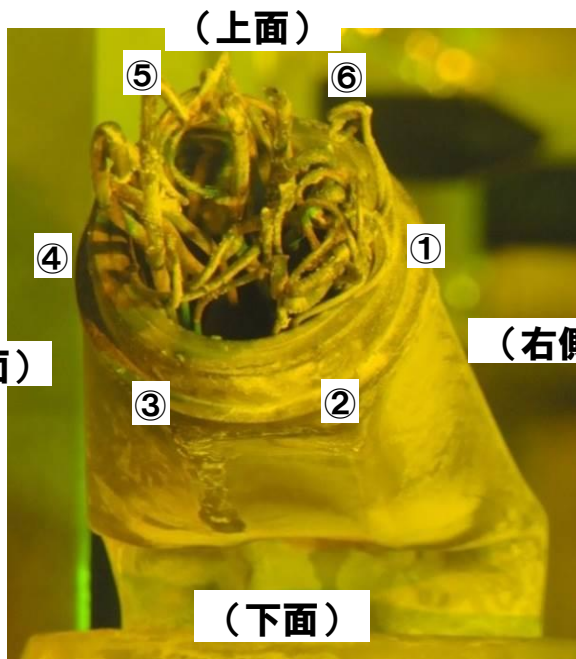
直径: 6 mm
 長さ: 13 mm
 個数: 6 本
 質量: 2.7g/本



回収したMARICO-2試料部頂部の詳細外観観察



(左側面)



(上面)

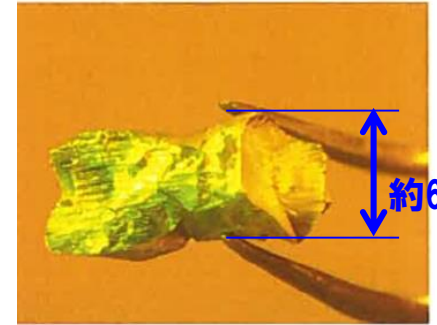
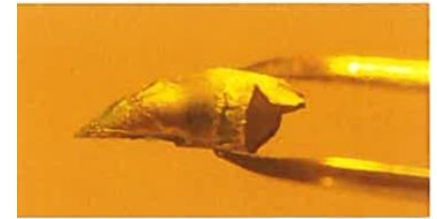
(右側面)



(下面)



完全に脱落



約6mm

長さ : 約 12mm
 幅 : 約 6mm
 線量率 : 約 20mSv/h
 質量 : 約 1.1g

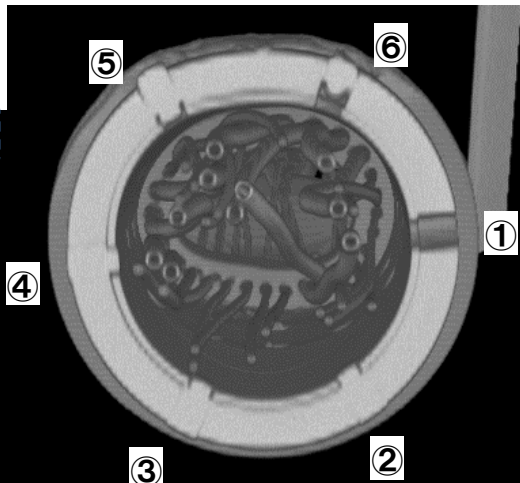
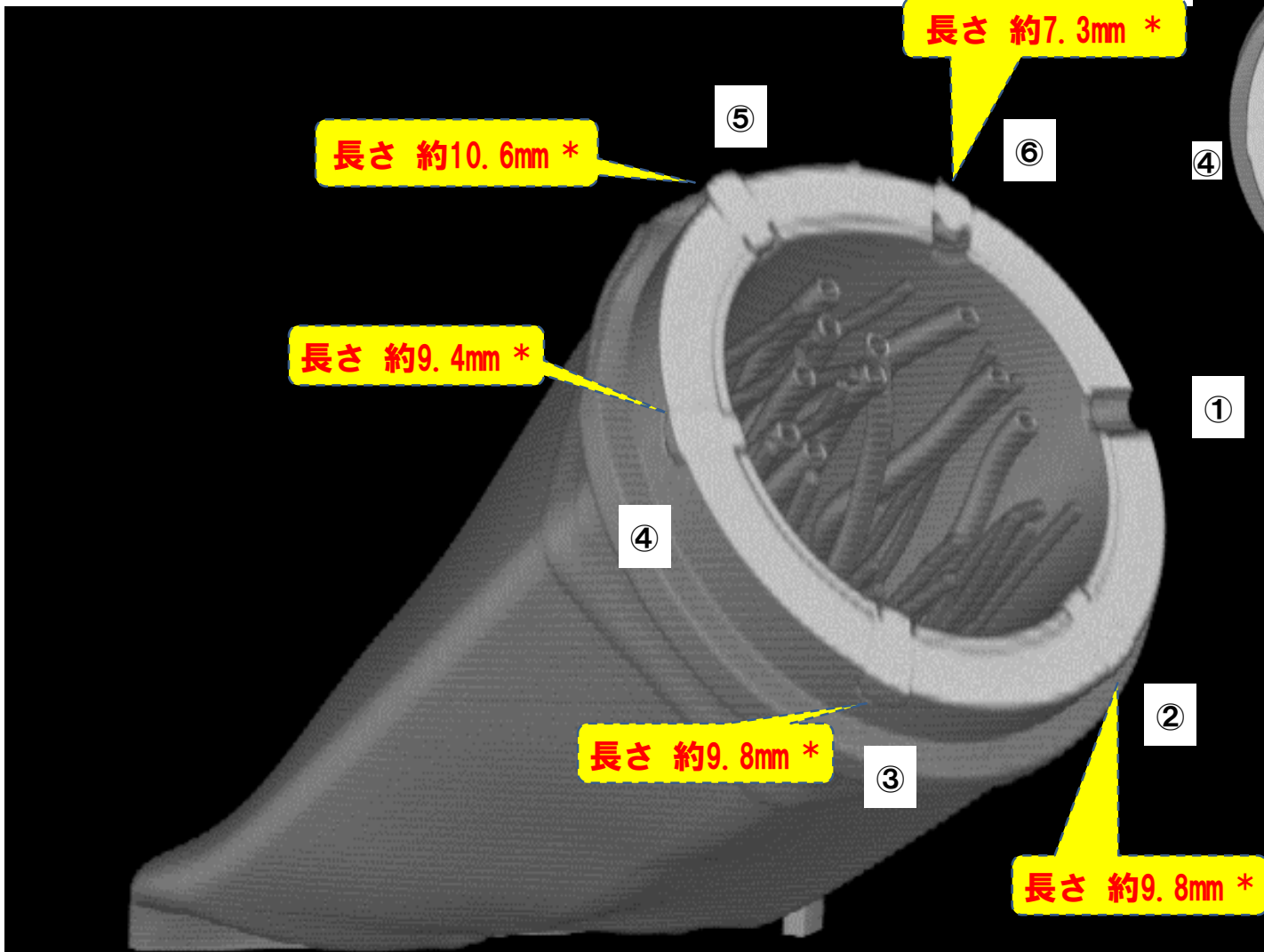
**MARICO-2試料部のPIEで
 約1.1gの金属小片を確認**

・元素分析の結果、固定ピンと同じSUS316系のステンレスであり、炉心上部機構の材料(SUS304)ではない。

・組成、形状及び試料部内から回収されたことから固定ピンの一部と判断。

2014年11月～2015年8月にかけて、照射燃料集合体試験施設において、調査を実施した。その結果、固定ピン①の脱落を確認。その他の5本の固定ピンはハンドリングヘッド継手に残存(一部欠損有)。

MARICO-2試料部頂部のX線CT検査

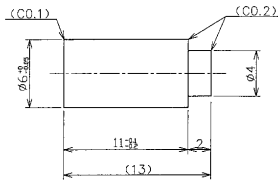


固定ピン①の脱落を確認。
その他の5本の固定ピンはハンドリングヘッド継手に残存(一部欠損有)。

*長さはCT画像のハンドリングヘッド継手の肉厚を基準として算出

X線CT画像に基づく固定ピン欠損量の評価

直径: 6 mm
長さ: 13 mm



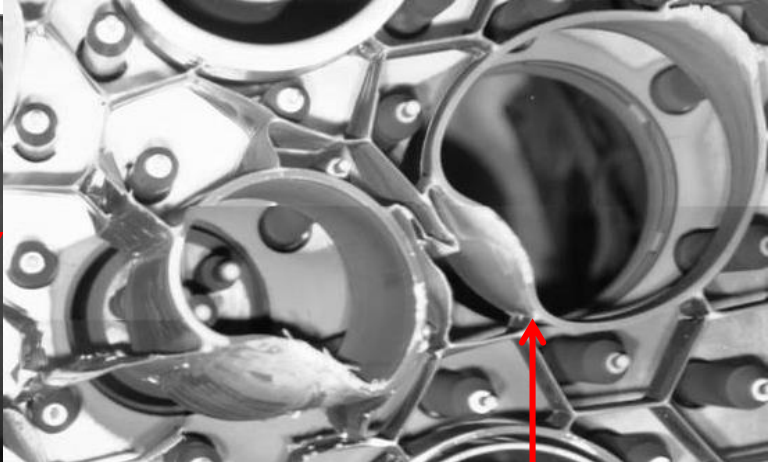
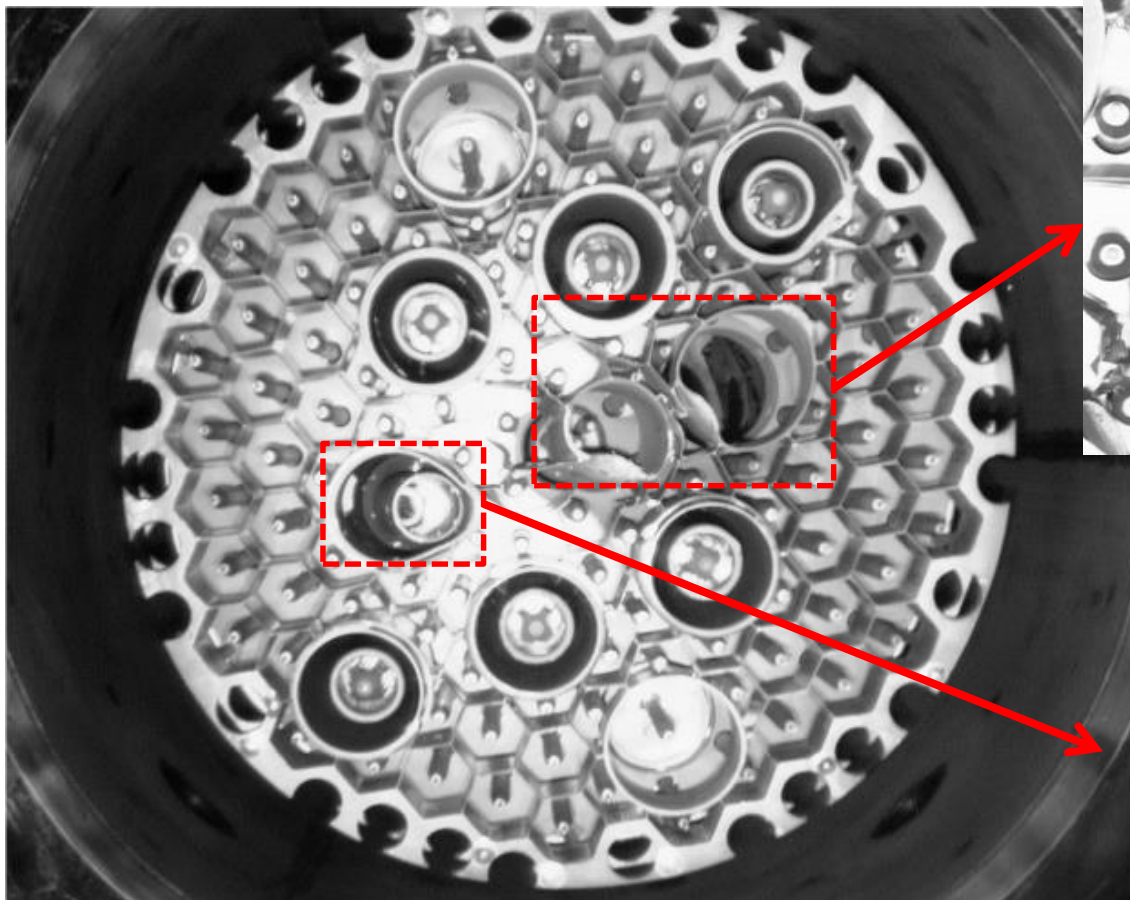
固定ピン構造

- 6本中1本は完全に脱落しているが、他5本は1/2以上がハンドリングヘッド継手部に残存。
- X線CT画像に基づく残存量及び回収された固定ピン小片の質量を考慮すると、試料部で確認された固定ピンは合計約**10.4g**、回収されていないルースパーツは約**5.7g**となる。

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 ※

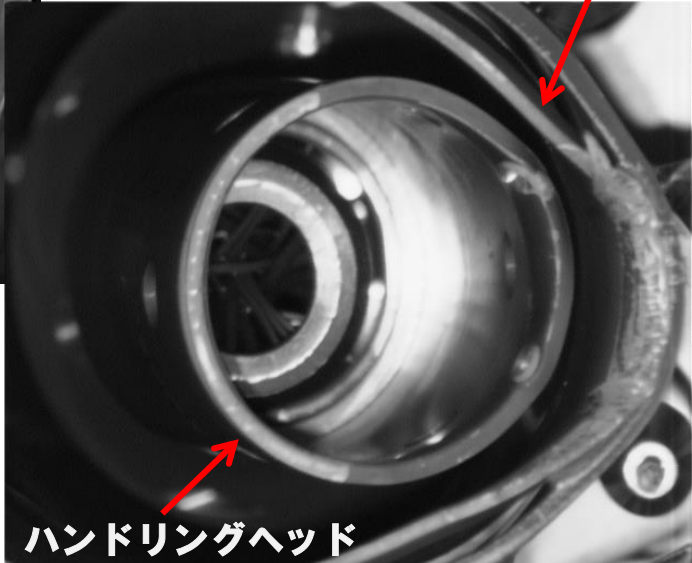
※各固定ピン欠損量と小片の質量を考慮した値

旧炉心上部機構回収時の下面観察結果



整流板（肉厚：約0.8mm）

上部案内管



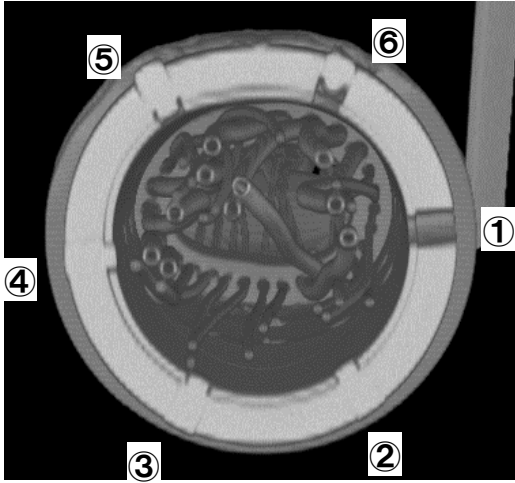
ハンドリングヘッド

回収のために、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。法令報告時の耐放射線性ファイバースコープによる観察に比べて画質が向上。

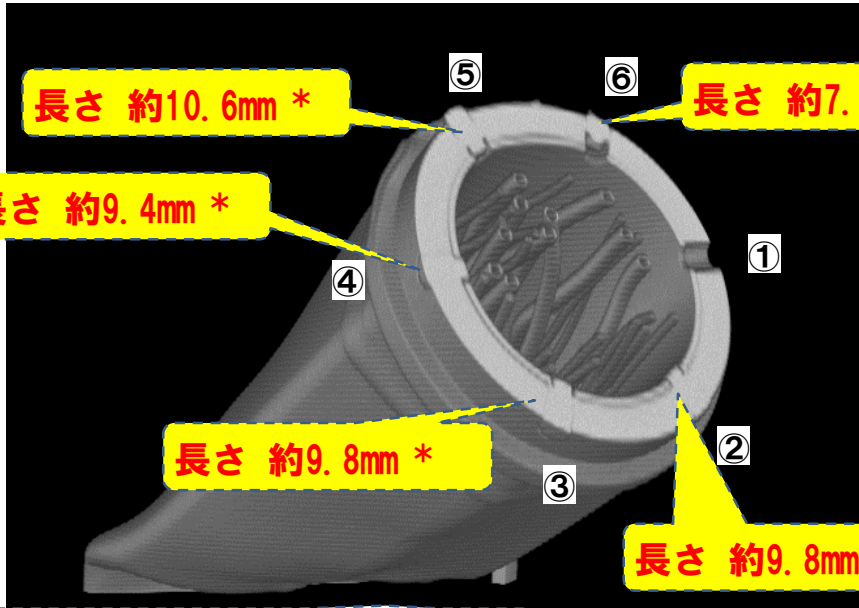
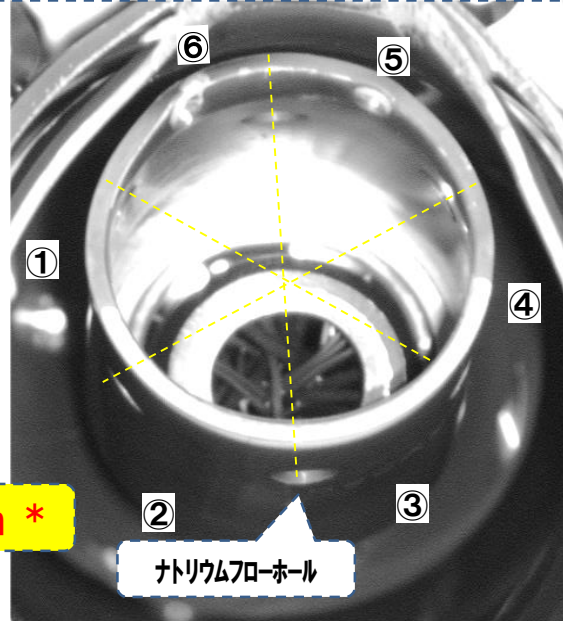
MARICO-2ハンドリングヘッドの観察結果



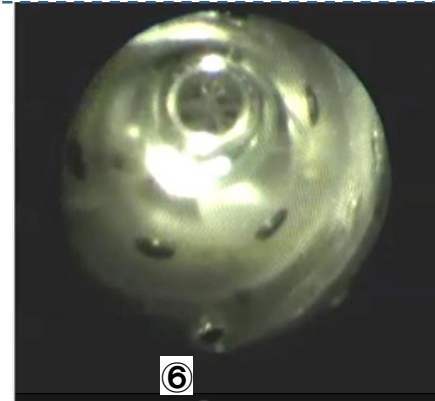
MARICO-2試料部のX線CT検査結果とハンドリングヘッド観察結果の突合せ



旧炉心上部機構引抜時に撮影したハンドリングヘッド（耐放射線性カメラによる撮影）



旧炉心上部機構下面観察時のハンドリングヘッド内部（耐放射線性ファイバースコープによる撮影）



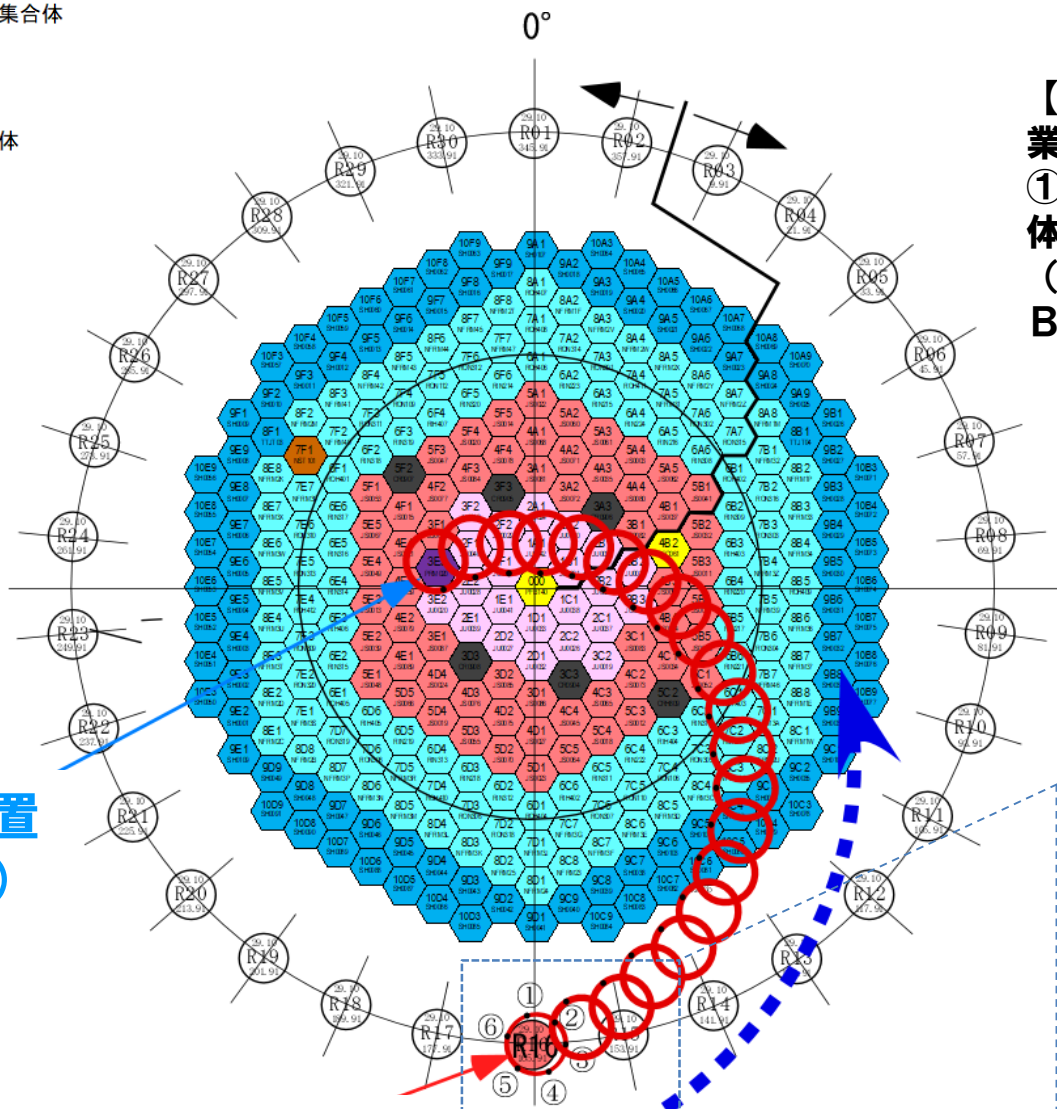
②③④⑤⑥は、ハンドリングヘッド継手に固定ピンが残存している

*長さはCT画像のハンドリングヘッド継手の肉厚を基準として算出

ハンドリングヘッド継手に固定ピンが残存

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

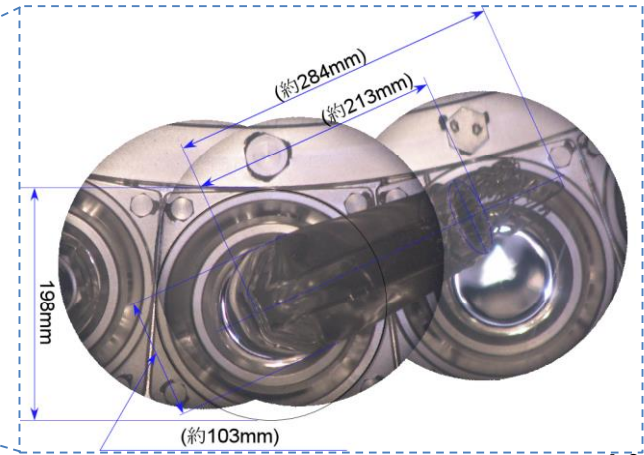
-  内側炉心燃料集合体
-  外側炉心燃料集合体
-  制御棒
-  照射燃料集合体
-  中性子源
-  反射体
-  遮へい集合体
-  材料照射装置



【●】R16でのMARICO-2試料部切離作業後、ハンドリングヘッド固定ピン①溶接部は遮へい集合体、外側反射体、内側反射体、炉心燃料集合体（外側）、炉心燃料集合体（内側）、B型照射燃料集合体の直上を通過

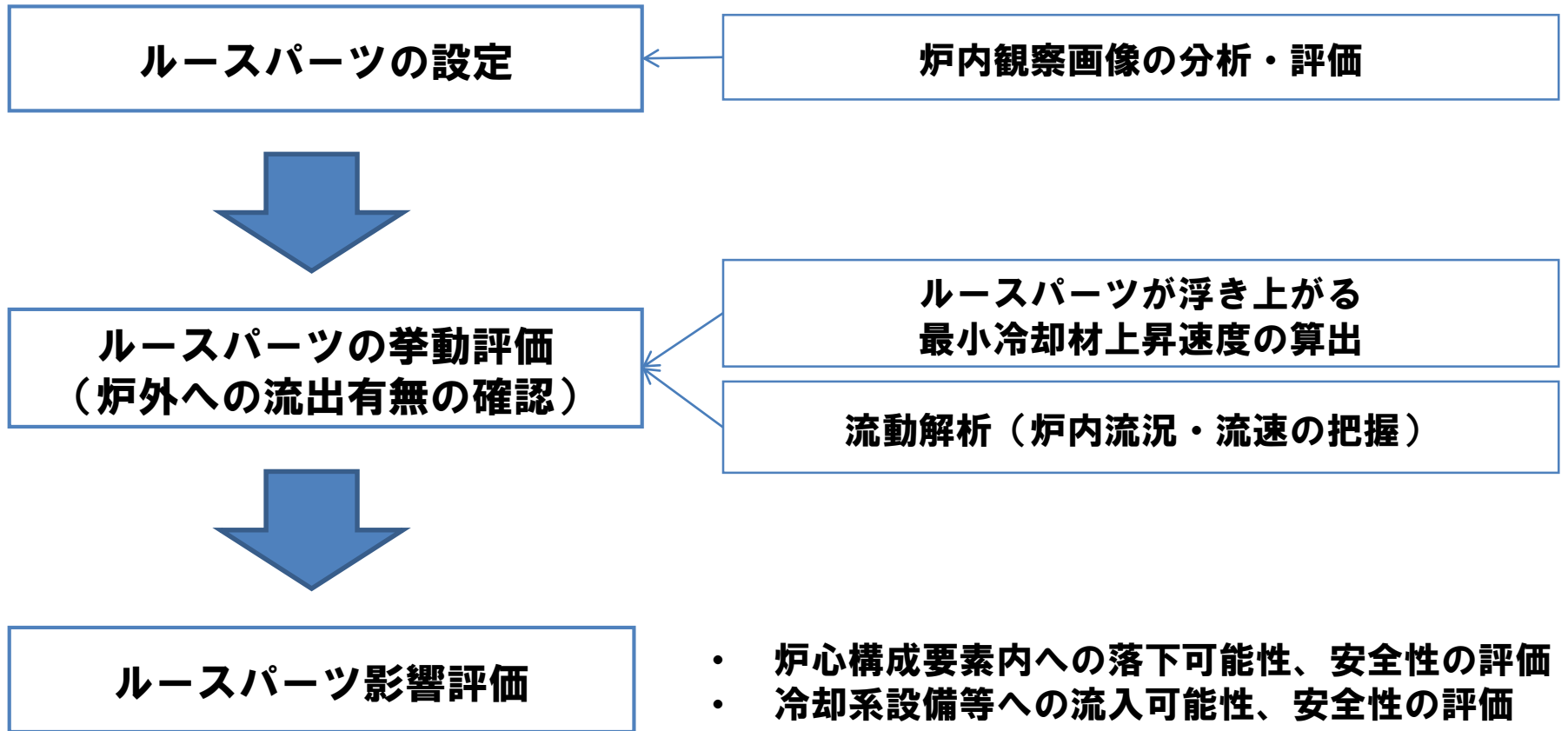
照射位置
(3E3)

試料部切離位置
(R16)



固定ピンの破損を考慮したルースパーツの 影響評価

ルースパーツの影響評価の流れ



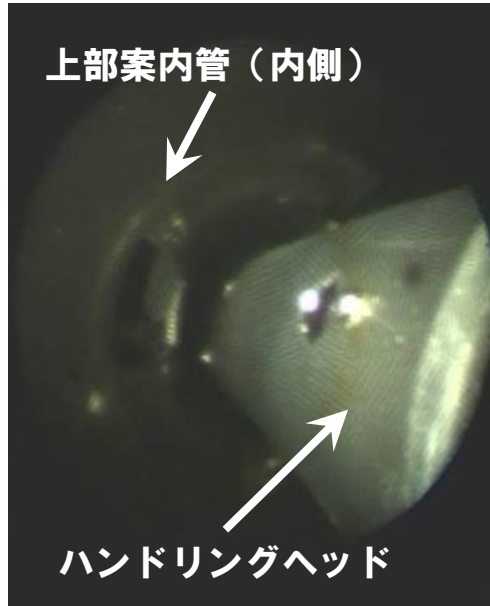
ルースパーツの設定

炉内観察結果（MARICO-2上部案内管・ハンドリングヘッド）

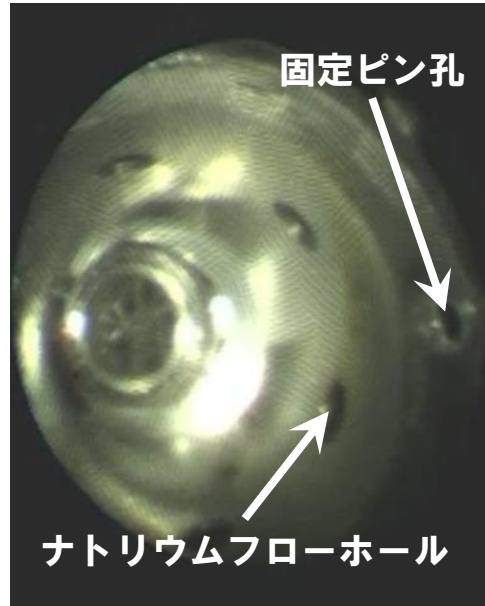
（組立時の写真）



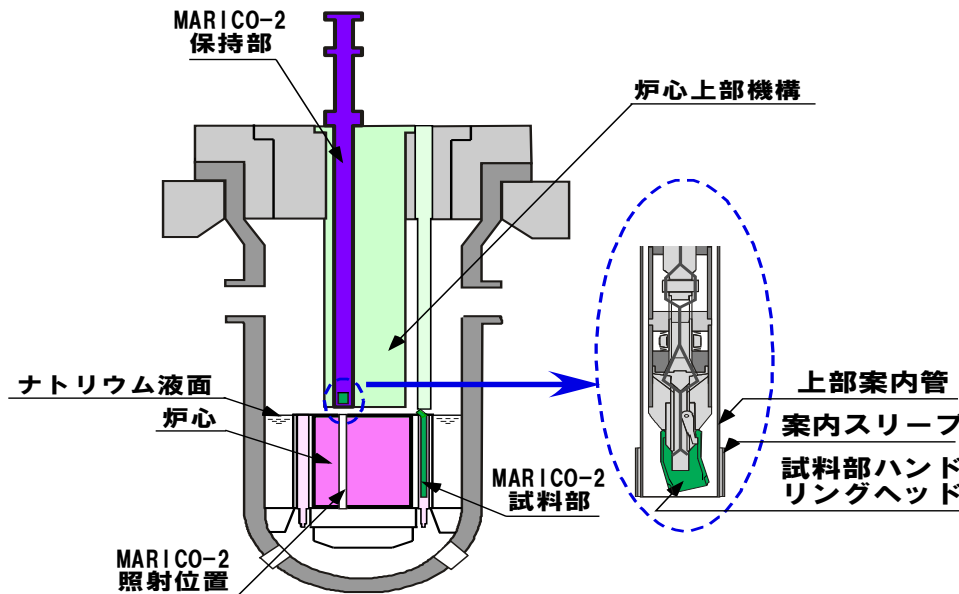
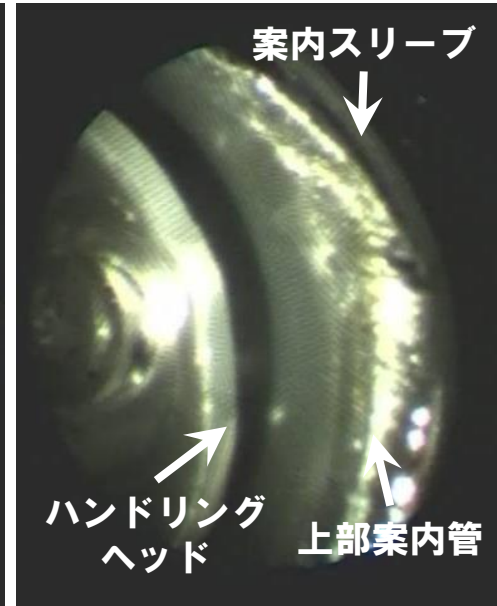
ハンドリングヘッド外側



ハンドリングヘッド内部



上部案内管下端変形部



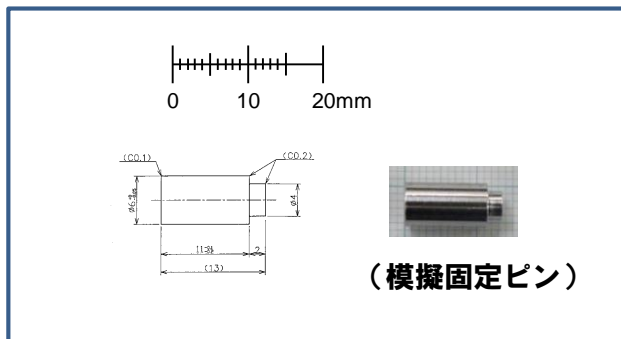
- 炉心上部機構内のMARICO-2保持部に、試料部ハンドリングヘッドが接続されていた。
- ハンドリングヘッドと試料部を接続していた固定ピン6本（概略寸法：直径6mm、長さ13mm）は、ハンドリングヘッド部分では確認できなかった。
- 固定ピン以外に、ルースパーツとして想定する必要がある部品等はなかった。

ルースパーツの設定

◆ 固定ピン及び破損した固定ピンをルースパーツと設定

<固定ピンの仕様>

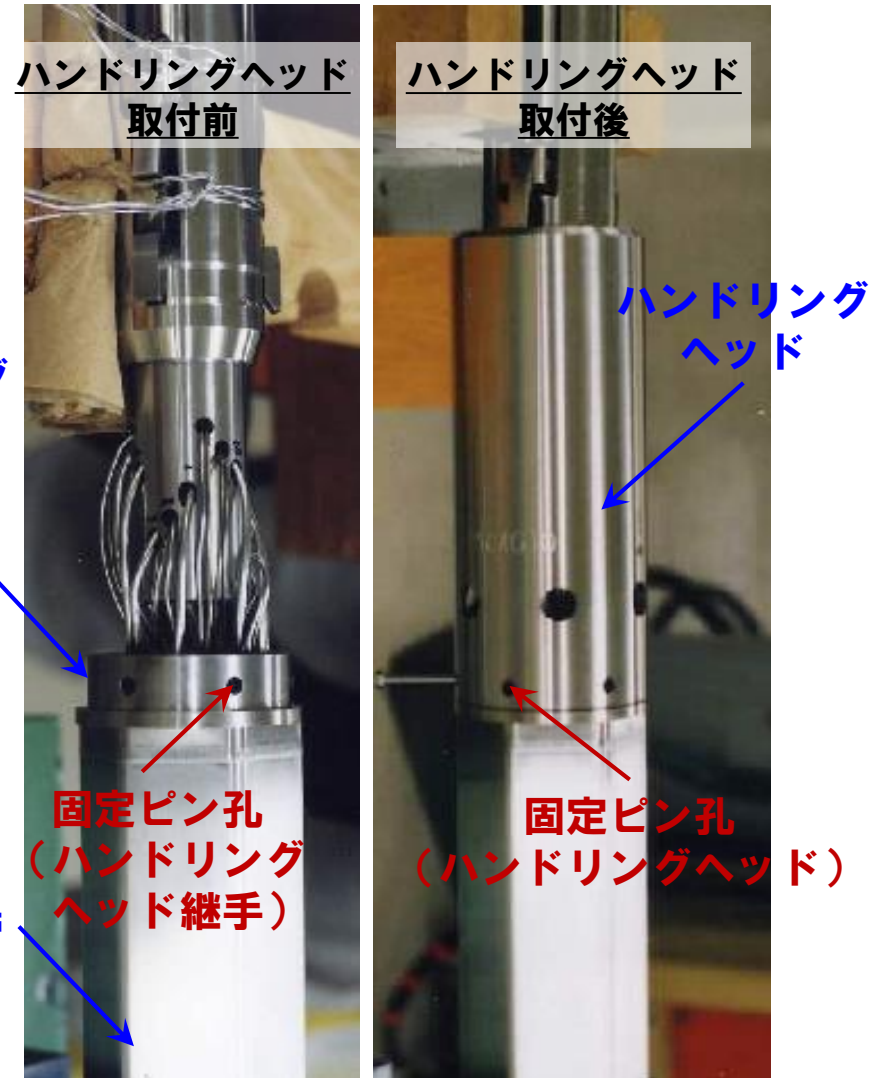
- 材料：SUS316
- 形状： $\phi 6\text{mm} \times 13\text{mm}$
(片側先端部2mmまで $\phi 4\text{mm}$)
- 数量：6本



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（ $\phi 6\text{mm}$ 部分）で溶接

MARICO-2試料部の観察結果から、ルースパーツの長さは2.4mm~13mmと推定

組立時の写真 (MARICO-1)



異物の管理（建設時の1次主冷却系のフラッシング）

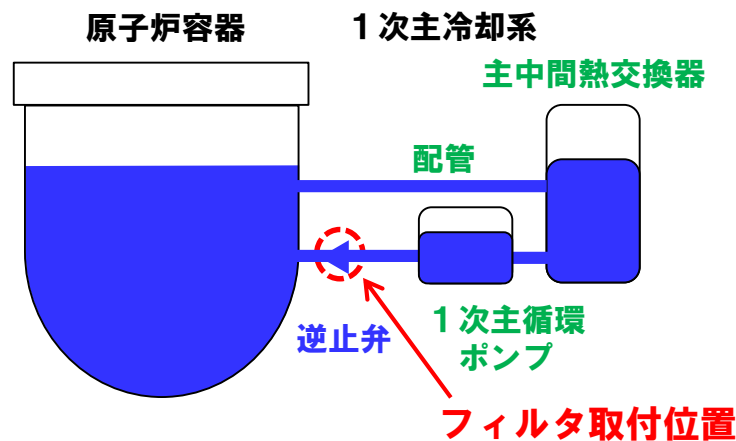
原子炉容器と1次主循環ポンプ間にある逆止弁位置にフィルタを取り付け、ナトリウム充填後に1次主循環ポンプを運転してナトリウムを循環させることにより、配管内に異物がある場合に捕獲する。

フラッシング運転後に、フィルタを取り出し、目視検査を実施した結果、異物は確認されなかった。

- フィルタ : 60メッシュ（濾過粒度：約300 μ m）
- 流量 : 630 m³/h ※
- 期間 : 50時間運転（1976年2月）

※ 右表に異物を鉄球とした場合に、流動可能な大きさ（ナトリウム流れにより浮き上がる最大径）を示す。

	配管径 (B)	流速 (m/s)	鉄球最大径 (mm)
主循環ポンプ～原子炉容器	12	2.4	28
主中間熱交換器～主循環ポンプ	18	1.2	6.0
原子炉容器～主中間熱交換器	20	1.0	3.7



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

異物の管理（運転開始後の燃料集合体の交換等における管理）

◆ 燃料集合体等の交換作業

・燃料集合体等の構成確認

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。

◆ 炉心上部機構交換・MARICO-2試料部回収作業

・炉心上部機構下面観察

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試料部回収作業監視

MARICO-2試料部回収作業監視と併せて、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。

◆ 原子炉冷却材バウンダリ内での異物の発生防止

・異物発生防止設計

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、原子炉施設の設計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。

⇒ 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。

ルースパーツの拳動評価

評価方法

- ① ルースパーツ（概略寸法：直径6mm、長さ2～13mm）を浮き上がらせるために必要な最小冷却材上昇速度（ v ）を以下の式により算出
- ② 原子炉容器上部プレナム部の冷却材上昇速度と比較

ルースパーツが原子炉容器上部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がないことを確認

<算出式>
$$W = \frac{1}{2} C_D \rho_{Na} S v^2$$

（出典：機械工学便覧）

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

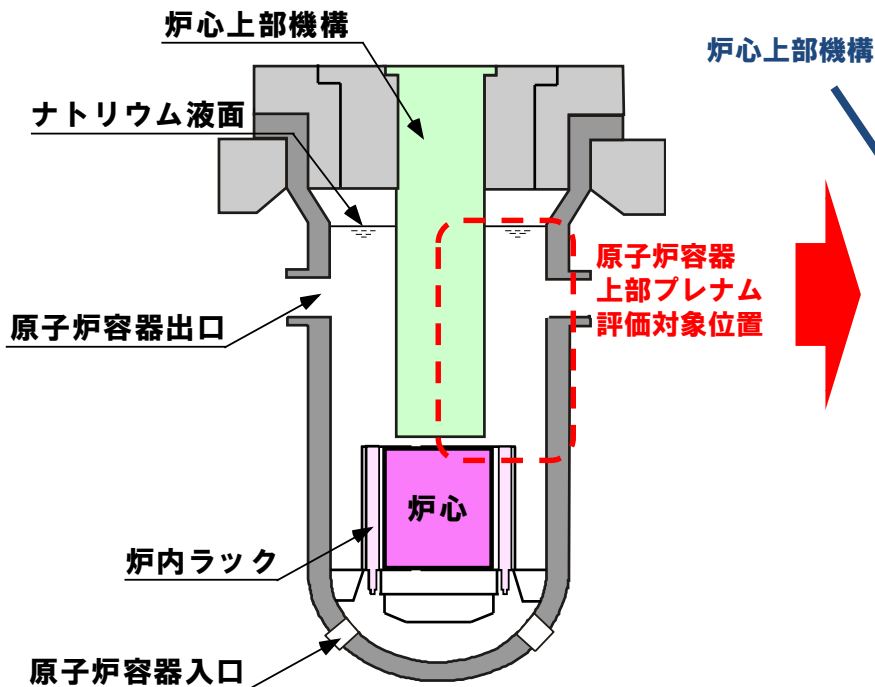
v	: 最小冷却材上昇速度
W	: 重量 (<u>$2.33 \times 10^{-2} \text{N}$ (長さ13mm)</u>)、 <u>$3.93 \times 10^{-3} \text{N}$ (長さ2mm)</u>)
C_D	: 抗力係数 (<u>0.685 (側面)</u>)、 <u>0.762 (底面)</u>)
ρ_{Na}	: ナトリウム密度 (<u>$8.92 \times 10^2 \text{kg/m}^3$</u>)
S	: 最大受圧面積 (<u>$7.46 \times 10^{-5} \text{m}^2$ (長さ13mm, 側面)</u>)、 <u>$2.85 \times 10^{-5} \text{m}^2$ (長さ2mm, 底面)</u>)

評価結果 最小冷却材上昇速度 : 約1.0m/s (長さ13mm)
約0.64m/s (長さ2mm)

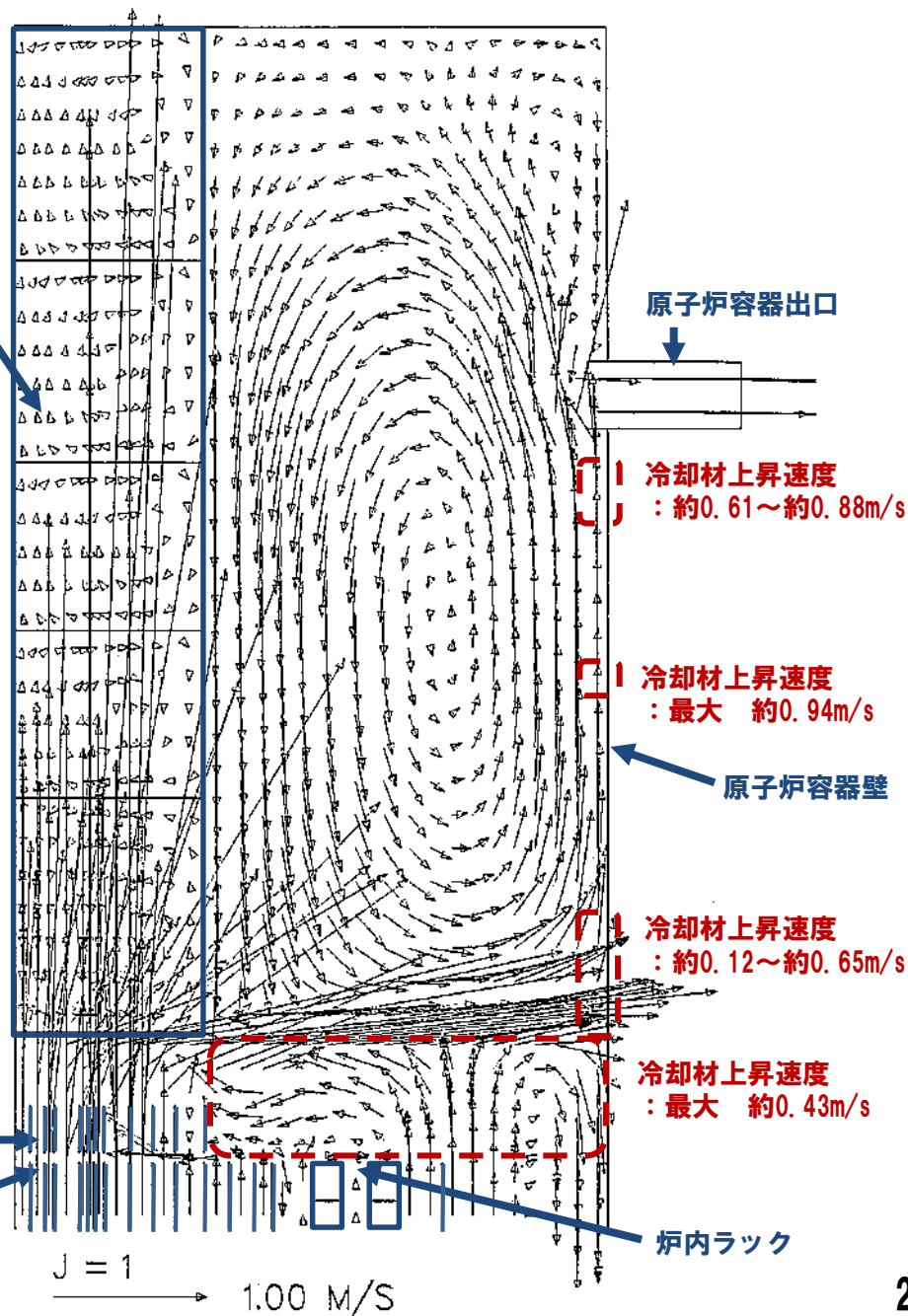
原子炉容器上部プレナム部の流況（2次元流動解析結果）

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



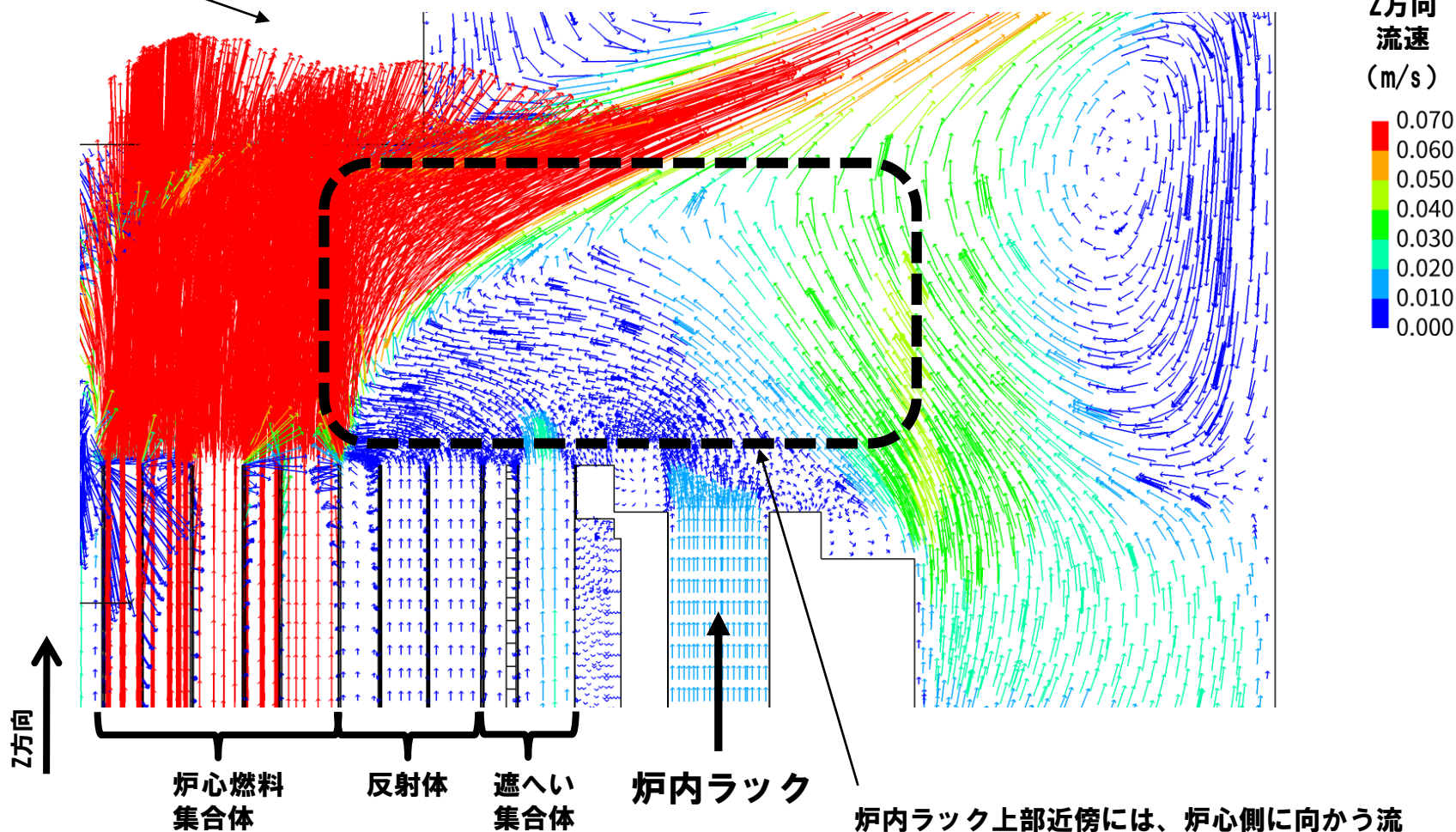
炉心燃料集合体から流出した冷却材は、炉心上部機構下面の下部熱遮へい板に衝突する。下部熱遮へい板は、角度を付けて設置しているため、冷却材は上向きの角度で原子炉容器壁に向かって流出する。原子炉容器壁に衝突した冷却材は、上昇流と下降流に分割されるが、原子炉容器出口配管に向かう上昇流の寄与が大きく、原子炉容器壁近傍の冷却材上昇速度は速くなる。



炉心上部機構
整流板
炉心構成
要素頂部

MARICO-2試料部切離作業時の炉内ラック近傍の流速分布

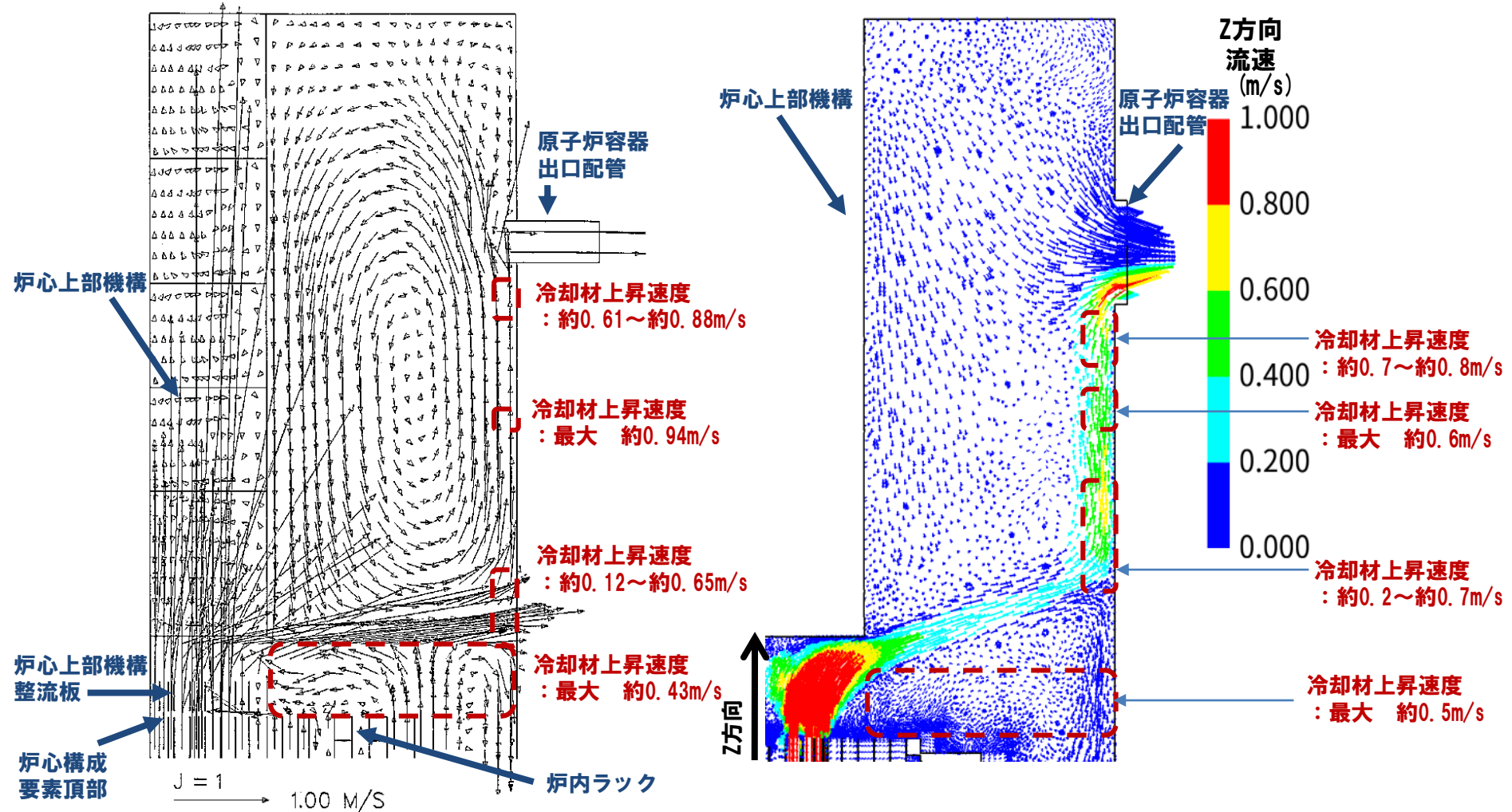
炉心上部機構



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考え難い。

炉内ラック上部近傍の流動解析結果

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）



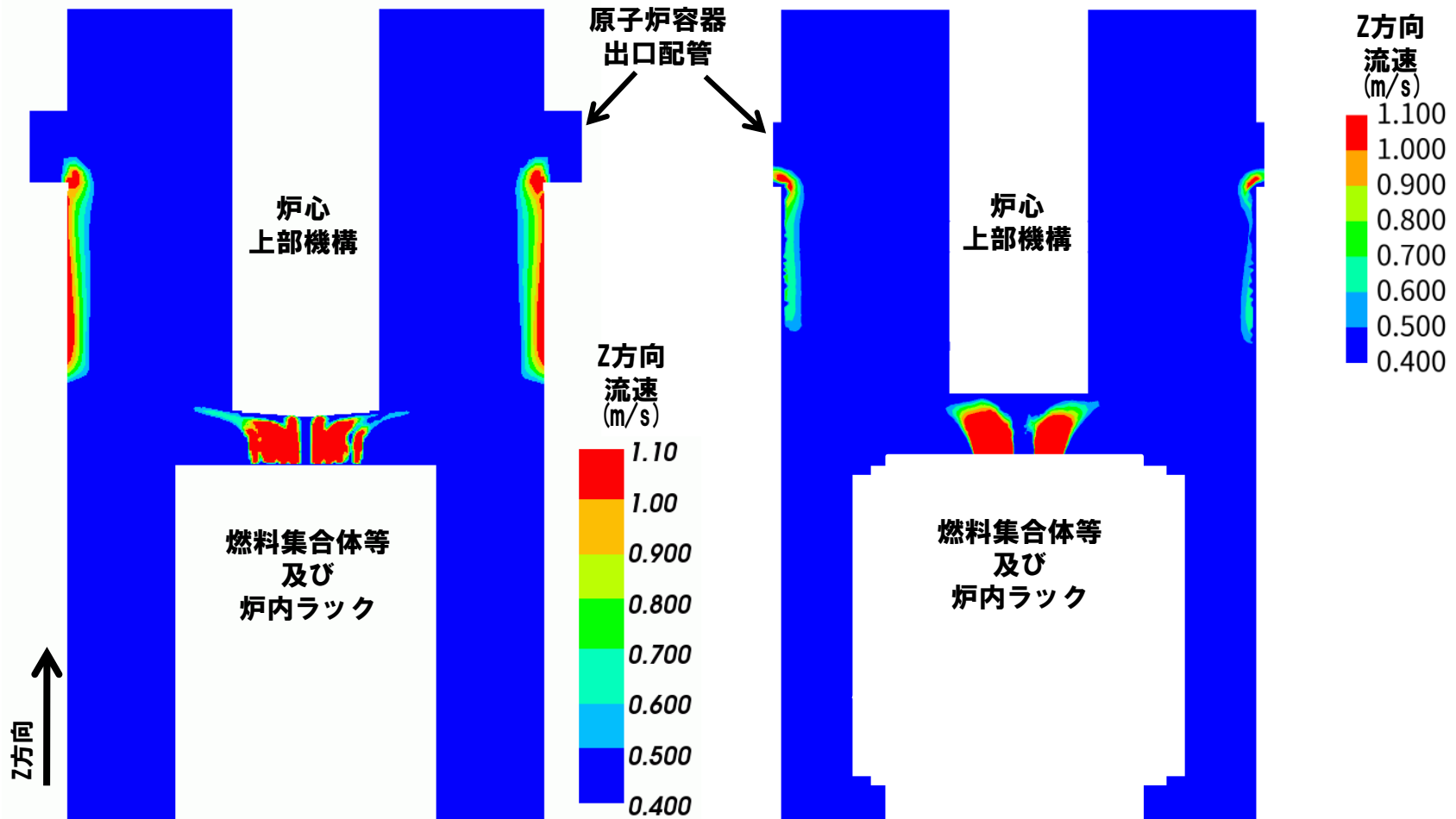
AQUAコード（2次元）による原子炉容器内流動解析結果

FLUENTコード（3次元）による原子炉容器内流動解析結果

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。

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）

冷却材上昇速度（Z方向）分布＜一例：垂直断面＞



AQUAコード※（3次元）による原子炉容器内流動解析結果

FLUENTコード（3次元）による原子炉容器内流動解析結果

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

ルースパーツの挙動評価結果

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
： 約0.64m/s

原子炉容器上部プレナム部下部の冷却材上昇速度
： 約0.43m/s（最大）

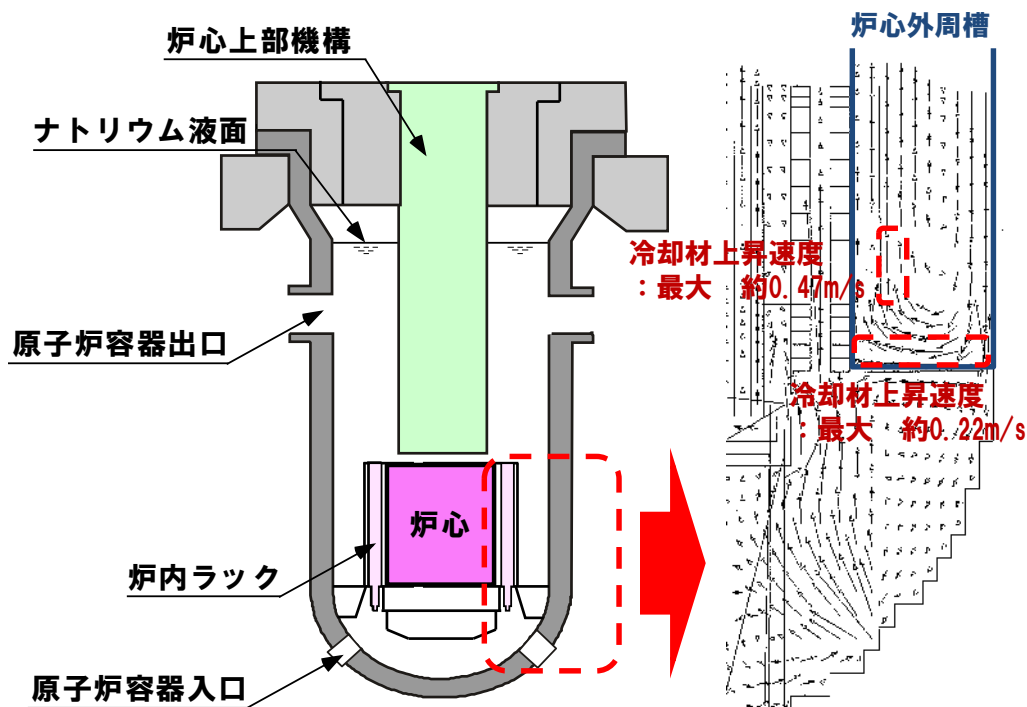


ルースパーツが原子炉容器プレナム部内を上昇し
原子炉容器出口配管より流出することはない

ルースパーツの影響評価

ルースパーツの炉心構成要素等への影響評価

- ◆ 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。**

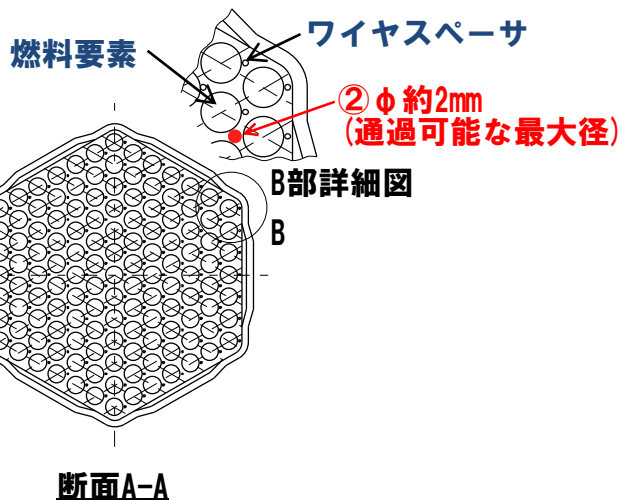
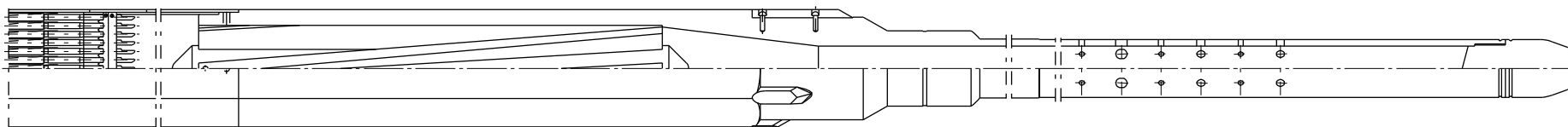
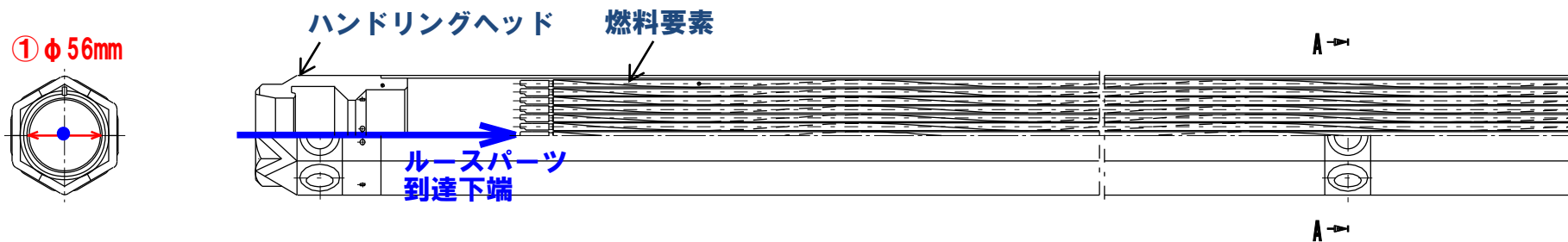


ただし、各炉心構成要素の上部から、ルースパーツが落下したことを想定し、その影響を評価

- ・ 炉心燃料集合体
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒下部案内管
- ・ 内側反射体
- ・ 遮へい集合体

炉心燃料集合体へのルースパーツ落下

→ ルースパーツの流入経路

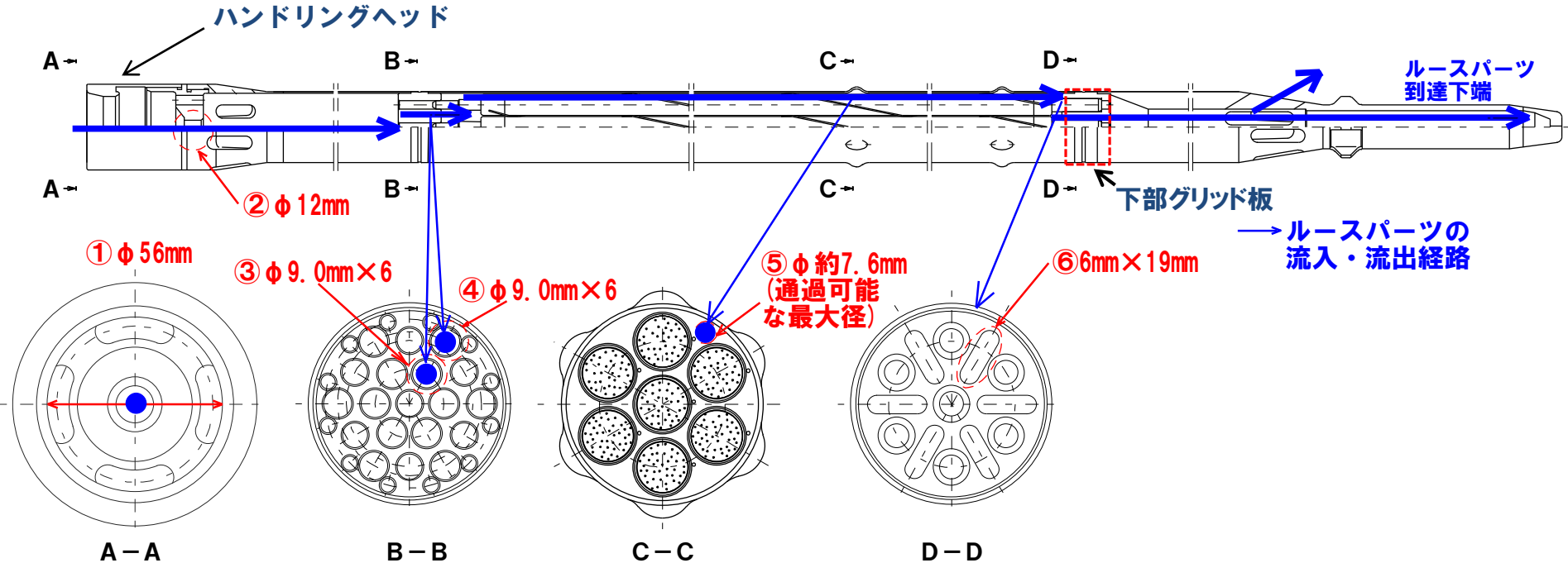


- ◆ ハンドリングヘッド開口部直径 : 56mm
- ◆ 燃料要素間ギャップ : 約2mm
(参考: ワイヤスペーサ直径 0.9mm)

ルースパーツの影響評価

- ・ 上部より落下する可能性有
- ・ ただし、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。

制御棒へのルースパーツ落下

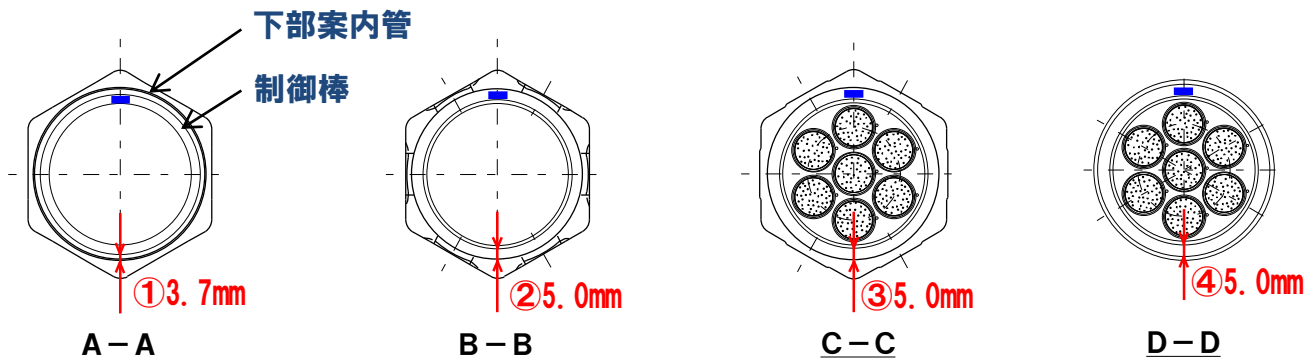
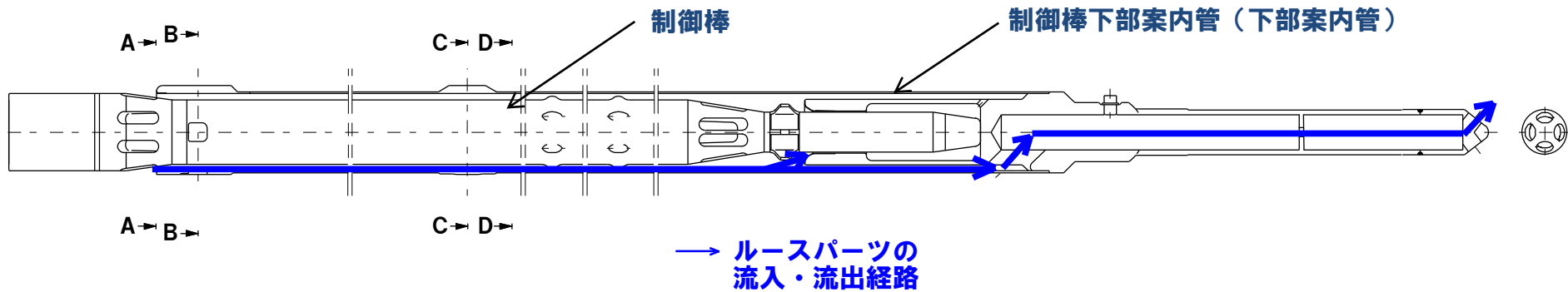


- ◆ ハンドリングヘッド開口部直径 : 56mm
- ◆ 下部グリッド板スリット幅 : 6mm

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
 - ・ 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
- 冷却材流量及び温度に与える影響は小さい
- 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。

制御棒下部案内管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

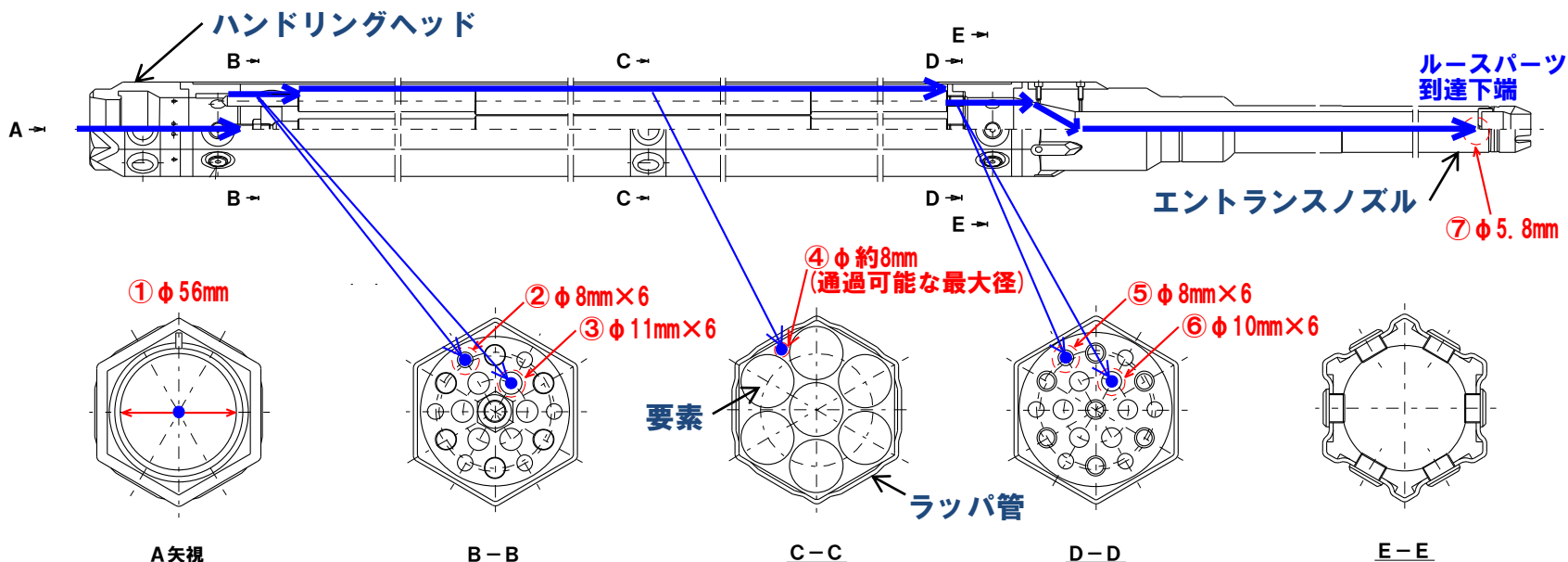
- ・長さ3.7mm以下のルースパーツは下部案内管内へ落下する可能性があるが、制御棒と下部案内管の間隙を通過してダッシュポットに着座、又はエントランスノズルを通過して低圧プレナムに着座することから、制御棒の挿入性を阻害せず、必要な反応度制御能力も維持される（制御棒の着座位置が13mm上となっても、原子炉停止系に要求される0.8秒以内に90%核的挿入に影響はない）。
- ・制御棒と下部案内管の間隙において、制御棒の挿入に異常を生じさせた場合は、起動前の点検において検知できる。

反射体・遮へい集合体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



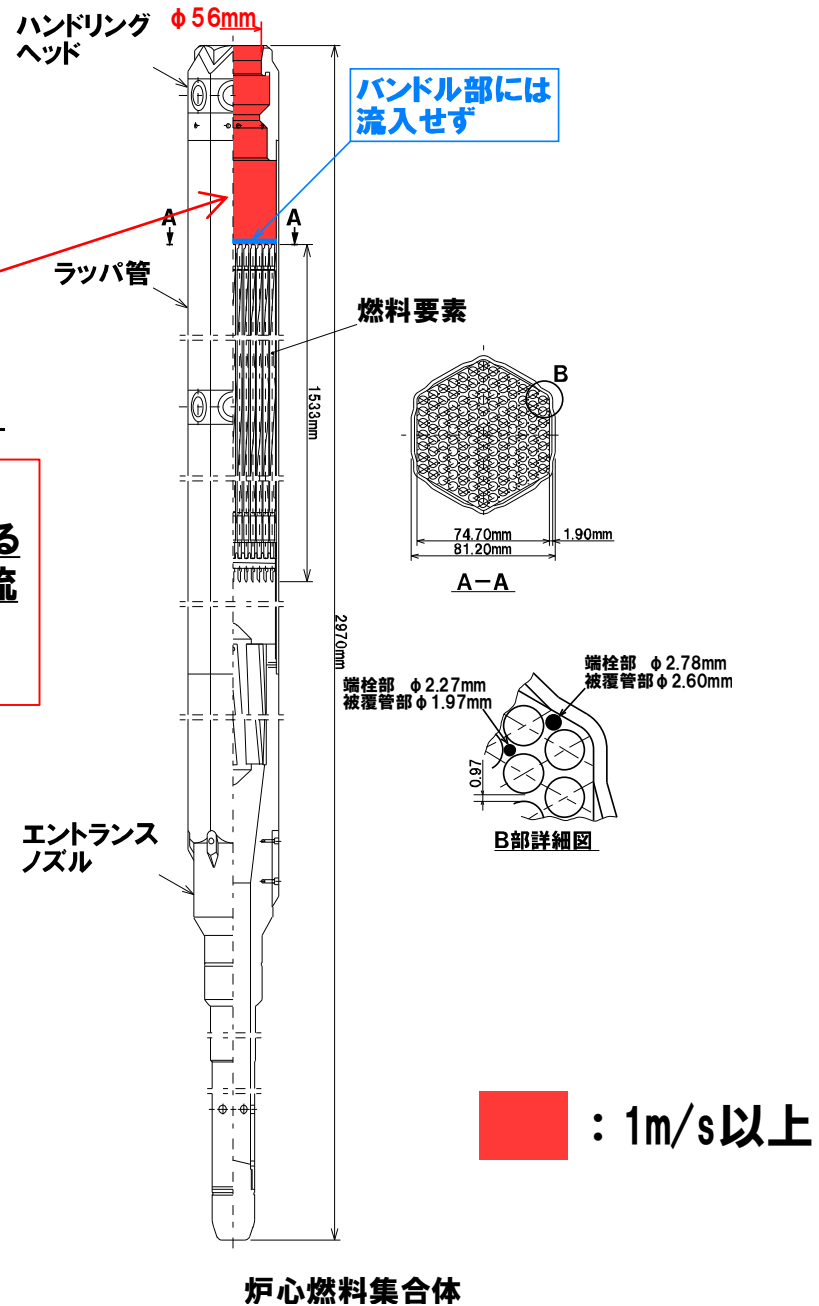
ルースパーツの影響評価

- ・ 上部より落下する可能性あり
- ・ 要素とラツ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
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
- ・ 要素とラツパ管のギャップ等を通り、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

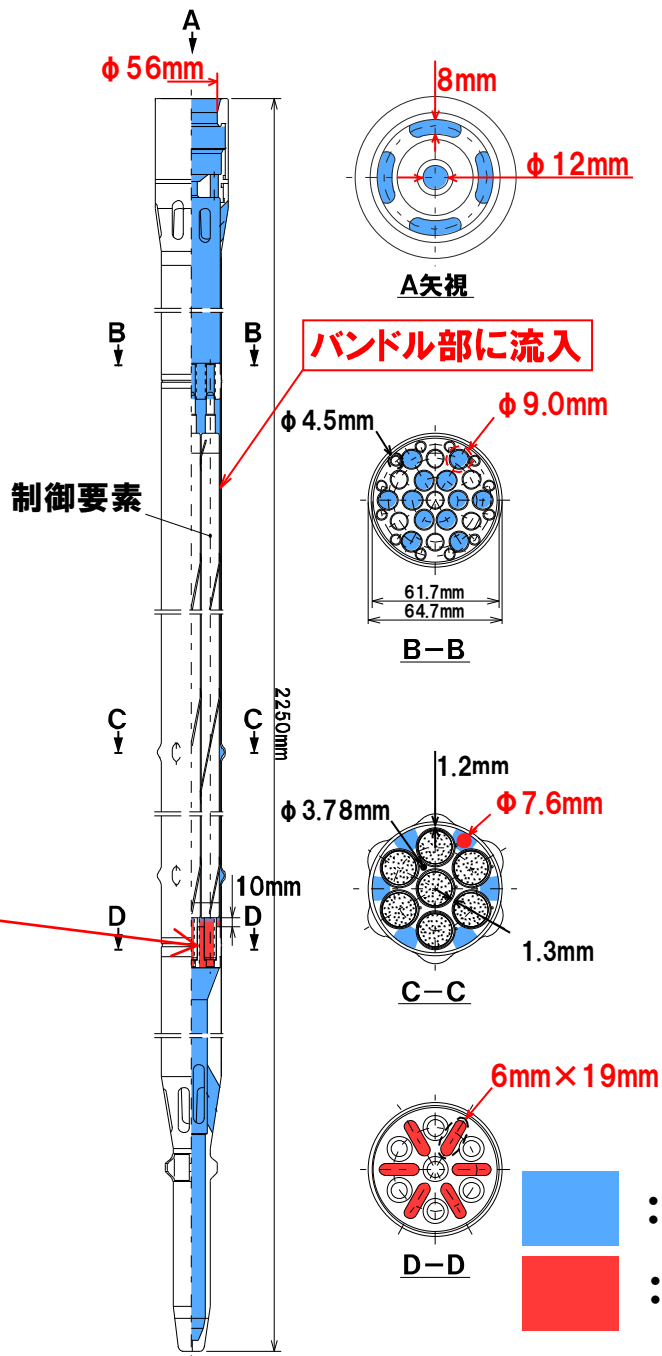
炉心燃料集合体内 流速分布

(**運転中 (定格流量) : 約1.5m/s**
停止中 (20%流量) : 約0.3m/s)

ルースパーツ(13mm、2mm)は寸法的には、バンドル頂部まで流入する可能性があるが、原子炉の運転中(定格流量時)には、流速により流入しない。なお、原子炉の停止中(20%流量以下時)には沈降する。



制御棒内流速分布

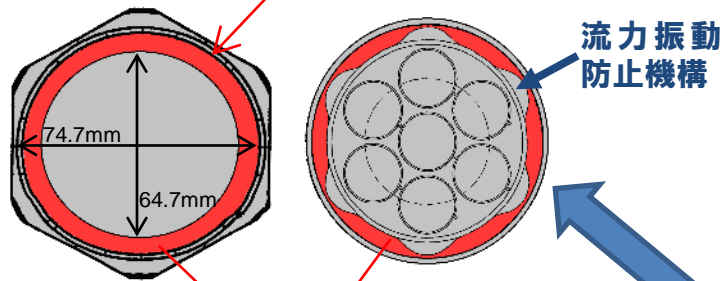


(**運転中 (定格流量) : 約 1.2m/s**
停止中 (20%流量) : 約 0.2m/s)

ルースパーツ(13mm、2mm)は寸法的には、下部グリッド板上部まで流入する可能性があるが、原子炉の運転中(定格流量時)には、流速により、下部グリッド板より下には流入しない。なお、原子炉の停止中(20%流量以下時)には流入する。

制御棒下部案内管内流速分布

(**運転中 (定格流量)**) : 約1.4m/s
停止中 (20%流量) : 約0.3m/s)

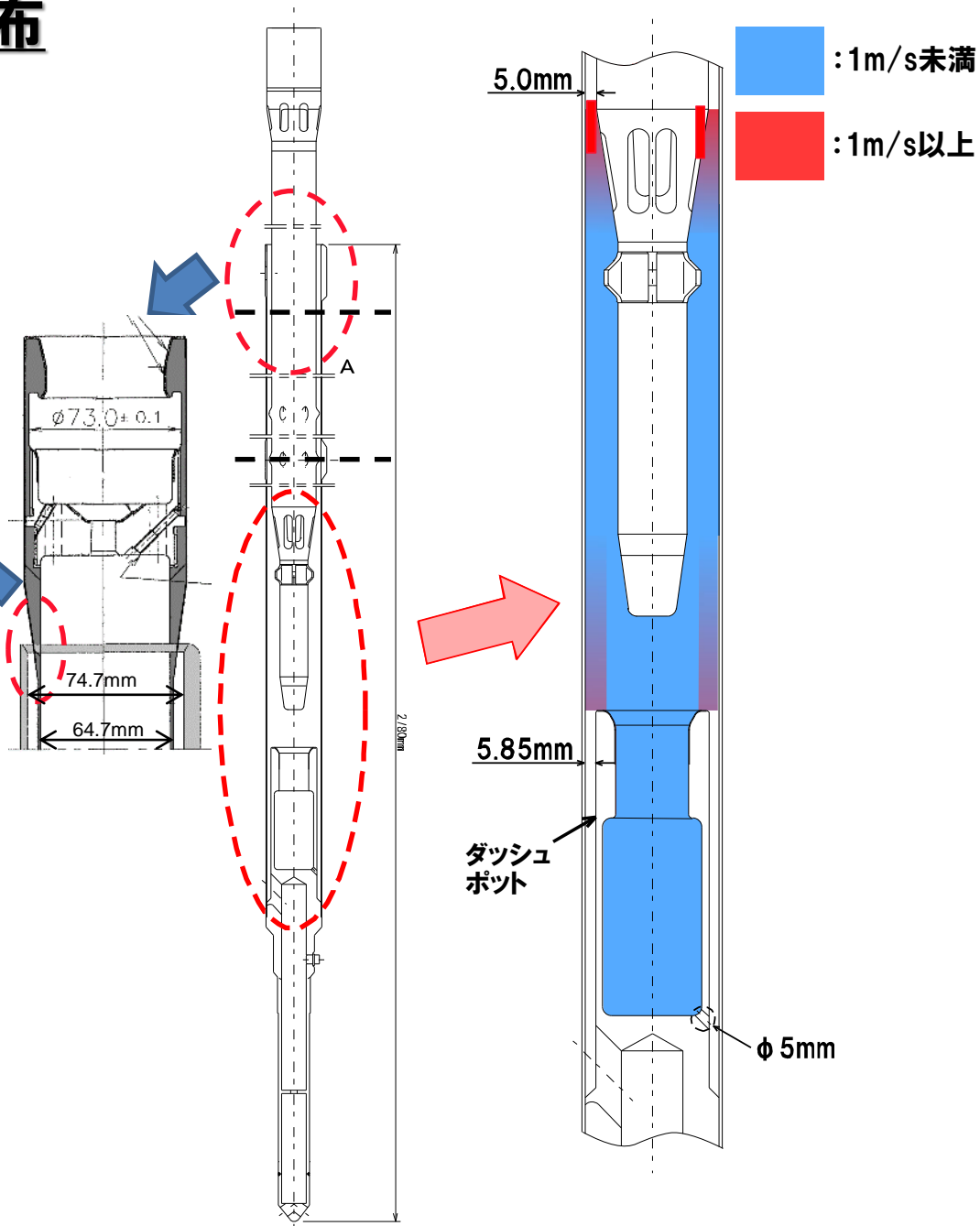


制御棒と制御棒下部案内管の間隙 :

- 3.7mm (制御棒下部案内管上端部、着座時)
- 5.0mm (制御棒下部案内管上部、引抜時)
- 6.0mm (制御棒下部案内管上部、制御棒偏心時※1)

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(13mm、2mm)が流入する可能性があるが、原子炉の運転中(定格流量時)には、流速により流入しない。なお、原子炉の停止中(20%流量以下時)には流入するが、流入した場合の影響は、29ページに記載のとおりである。

※1: 制御棒は上部で把持され、下方から冷却材が流入するため、原子炉の運転中に、流力振動により、制御棒下部案内管内で振動する。流力振動による原子炉出力の振動を防止するため、制御棒の下部に突起状の流力振動防止機構を設けており、これにより、制御棒の偏心は、1mm以下に抑制される。



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

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

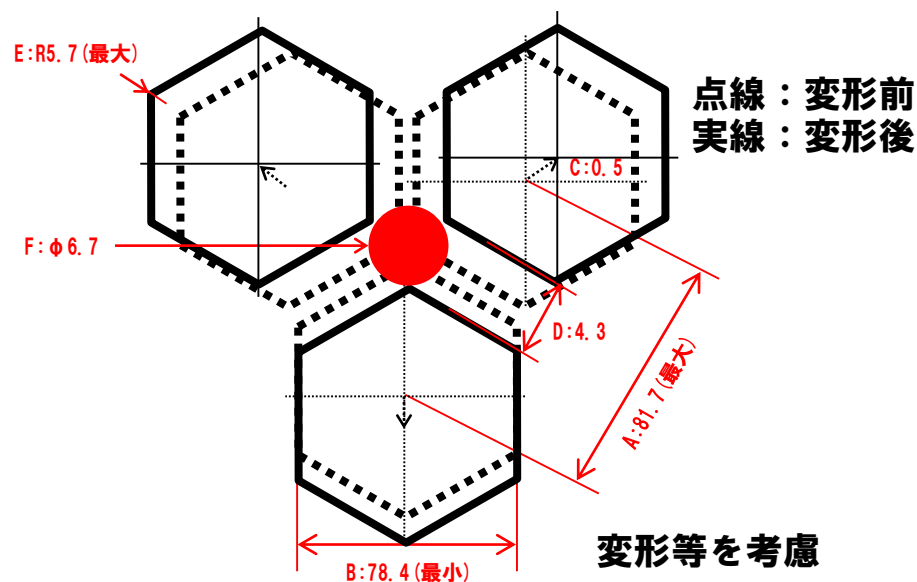
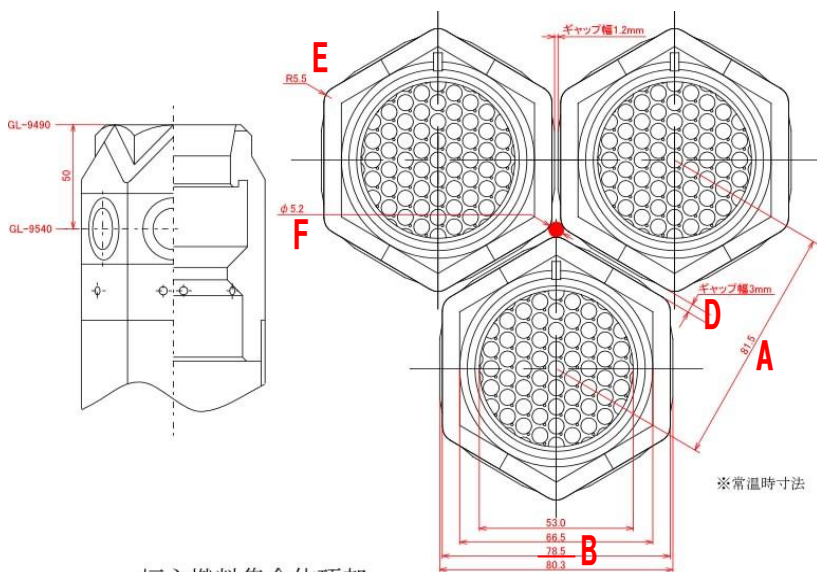
ノミナル寸法・変形無しを想定した場合、ギャップの最大径は、5.2mmとなるが、寸法公差・変形を考慮した場合、6.7mmとなる。ギャップ寸法がルースパーツの直径以上となることから、ルースパーツが集合体頂部からギャップに落下する可能性がある。

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			5.2
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			6.7



原子炉容器内の流速分布（定格流量時）

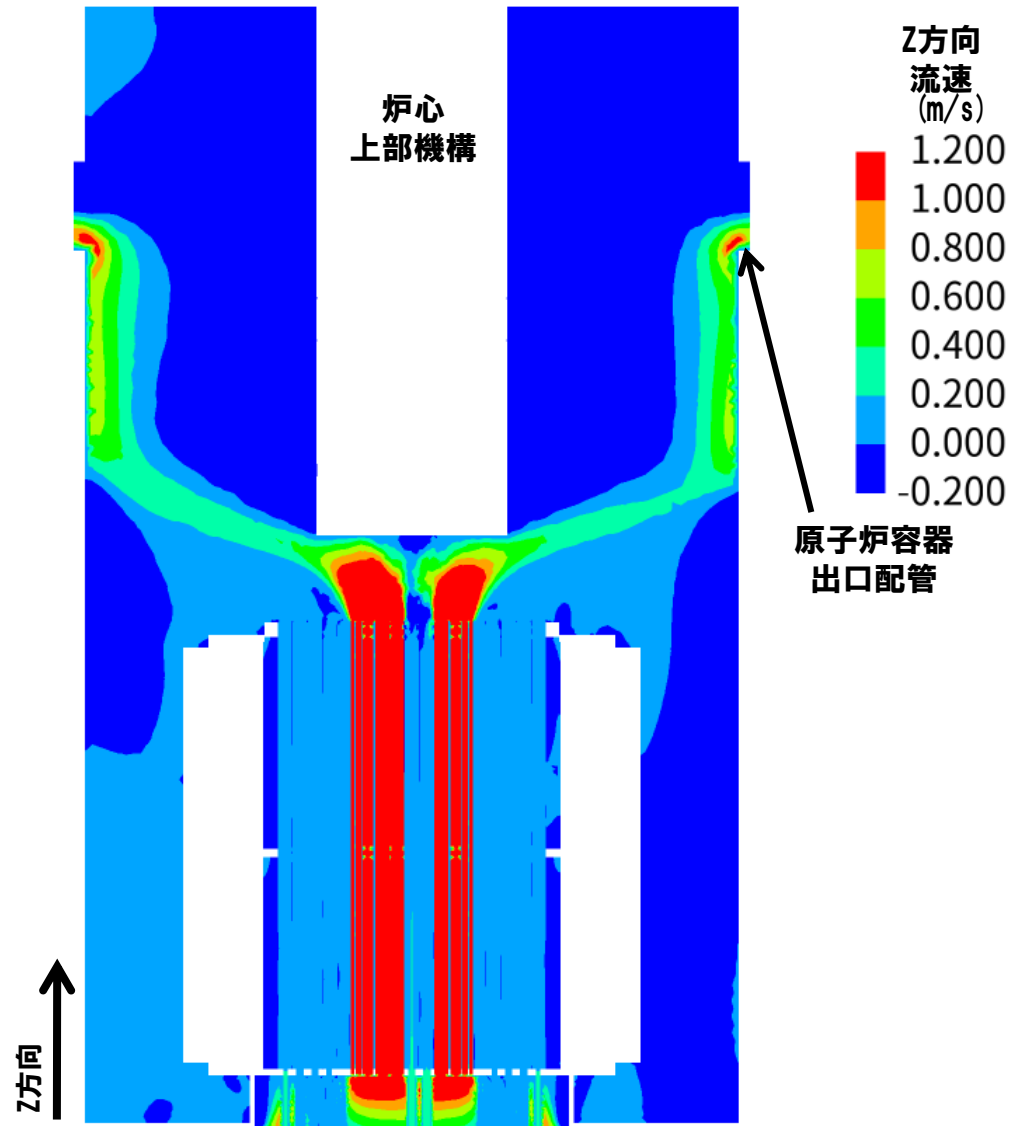
冷却材上昇速度（Z方向）分布＜一例：垂直断面＞

・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。

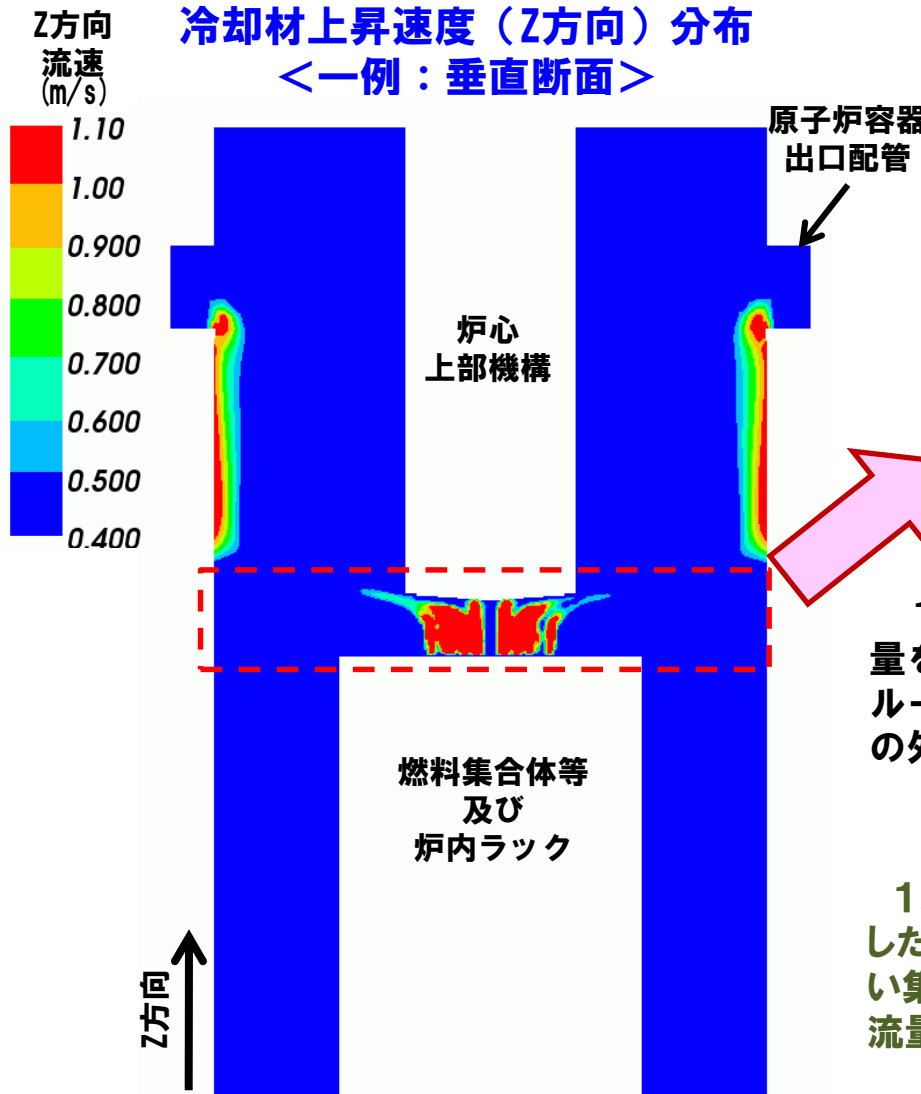
→炉心燃料集合体に落下・沈降したルースパーツは、冷却材の流動により、炉心燃料集合体出口から流出し、炉心燃料集合体以外の領域に落下・沈降する。



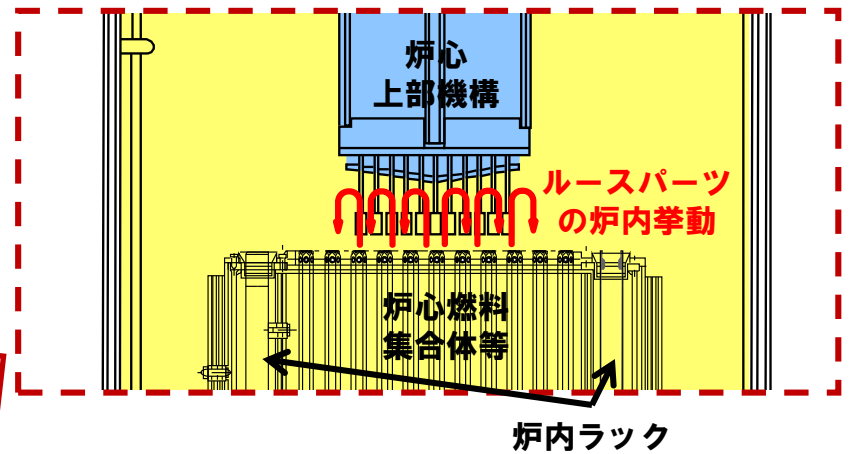
炉心燃料集合体内のルースパーツの挙動予測

解析条件

- (1) 解析コード： AQUA
- (2) 解析モデル： 3次元モデル



炉心燃料集合体内に落下したルースパーツの 1次冷却材流量上昇時の原子炉容器内挙動イメージ



1次主循環ポンプの回転数を増大させ、1次冷却材流量を増大させれば、炉心燃料集合体内に落下していたルースパーツは流出し、炉心上部機構との隙間から炉心の外側に流出する。



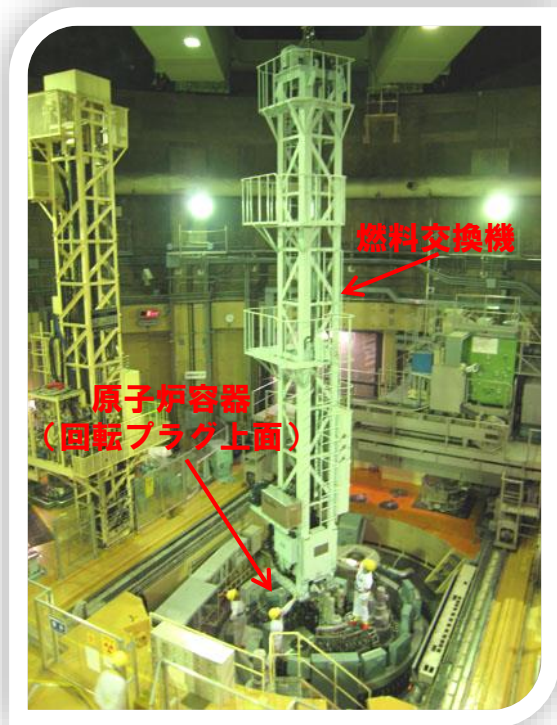
1次冷却材流量の増大時に、炉心燃料集合体内から流出したルースパーツは、冷却材上昇速度が小さい反射体、遮へい集合体、炉内ラック又は炉心外周槽に落下・沈降し、定格流量到達後も浮き上がることはない。

ルースパーツ探索に係る現状の技術

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炉心第6' サイクルの運転終了
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	崩壊熱減衰後にナトリウムをドレンし、ファイバースコープで観察した結果、画像が不明瞭であったが、R16上部に干渉物を確認
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試料部の撤去
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

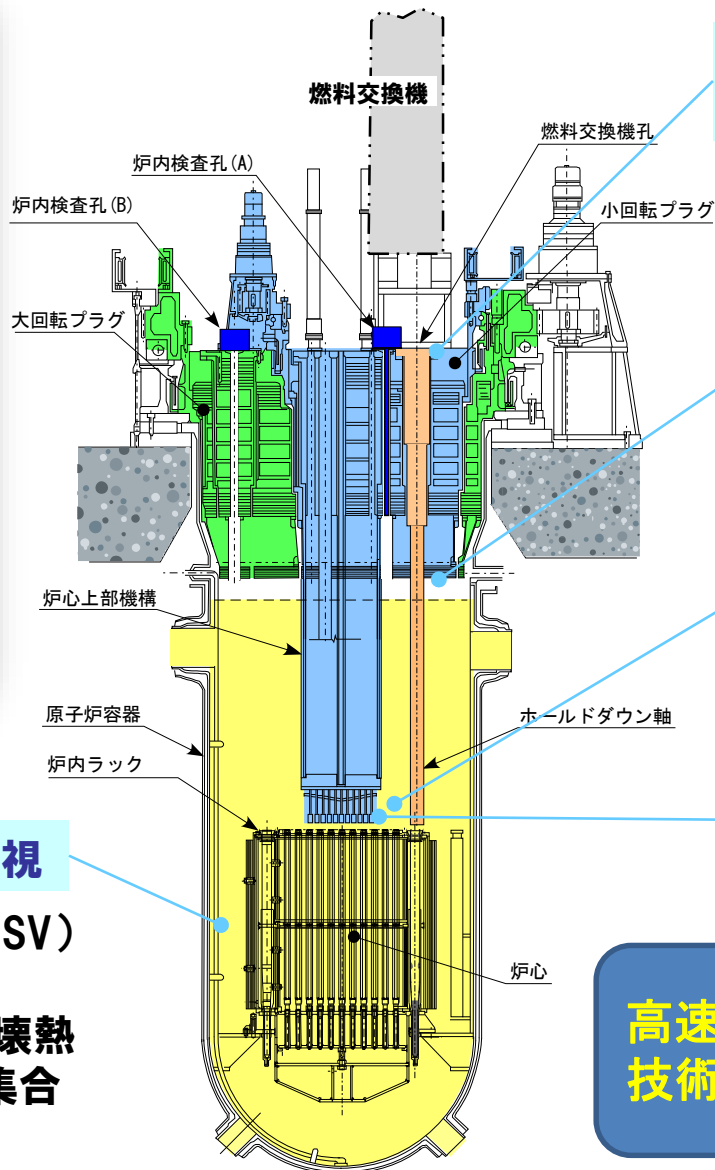
「常陽」原子炉容器内観察における装置、作業への要求事項



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

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（ $\sim 300\text{Gy/h}^*$ ）

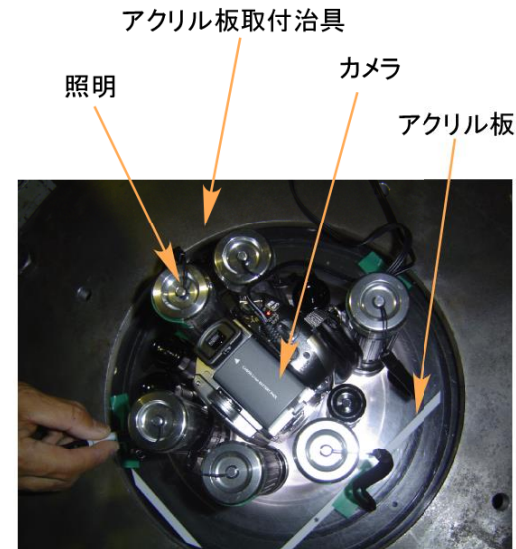
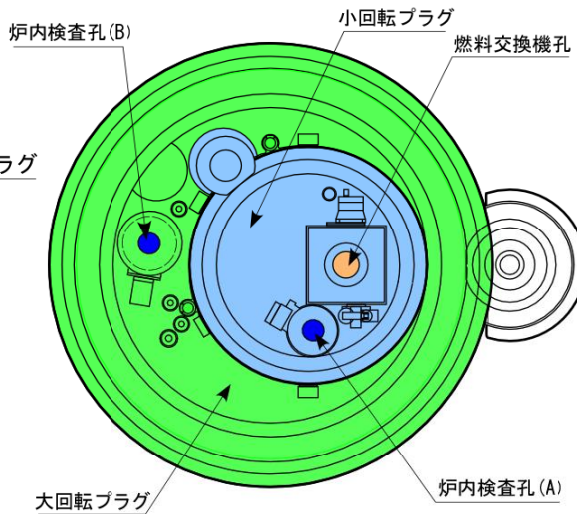
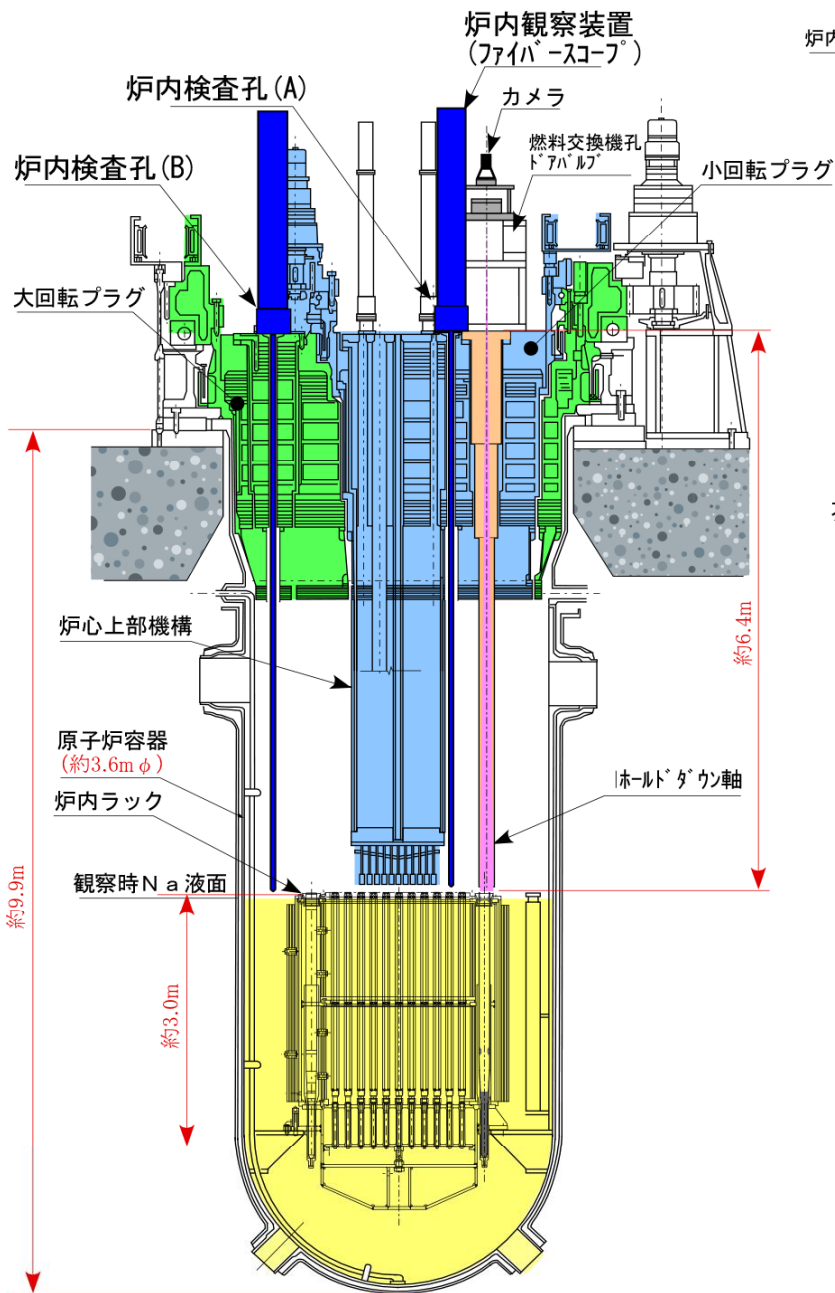
- ・装置の耐放射線性
- ・作業時の被ばく対策

④高温環境（ $\sim 200^\circ\text{C}$ ）

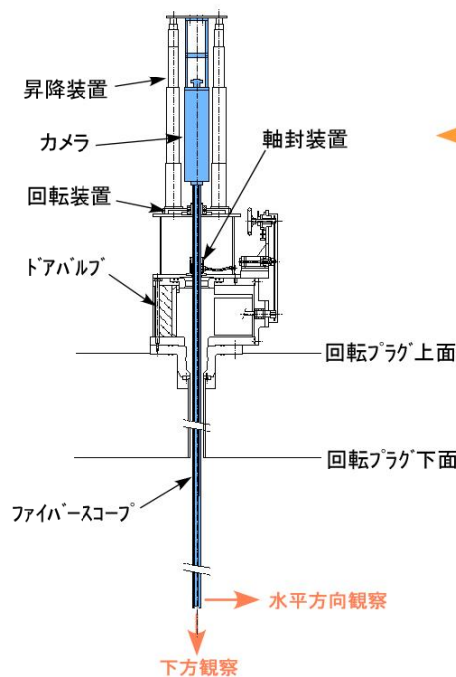
- ・装置、機器の耐熱性

高速炉に適した炉内観察技術を用いる必要がある。

「常陽」における原子炉容器内観察



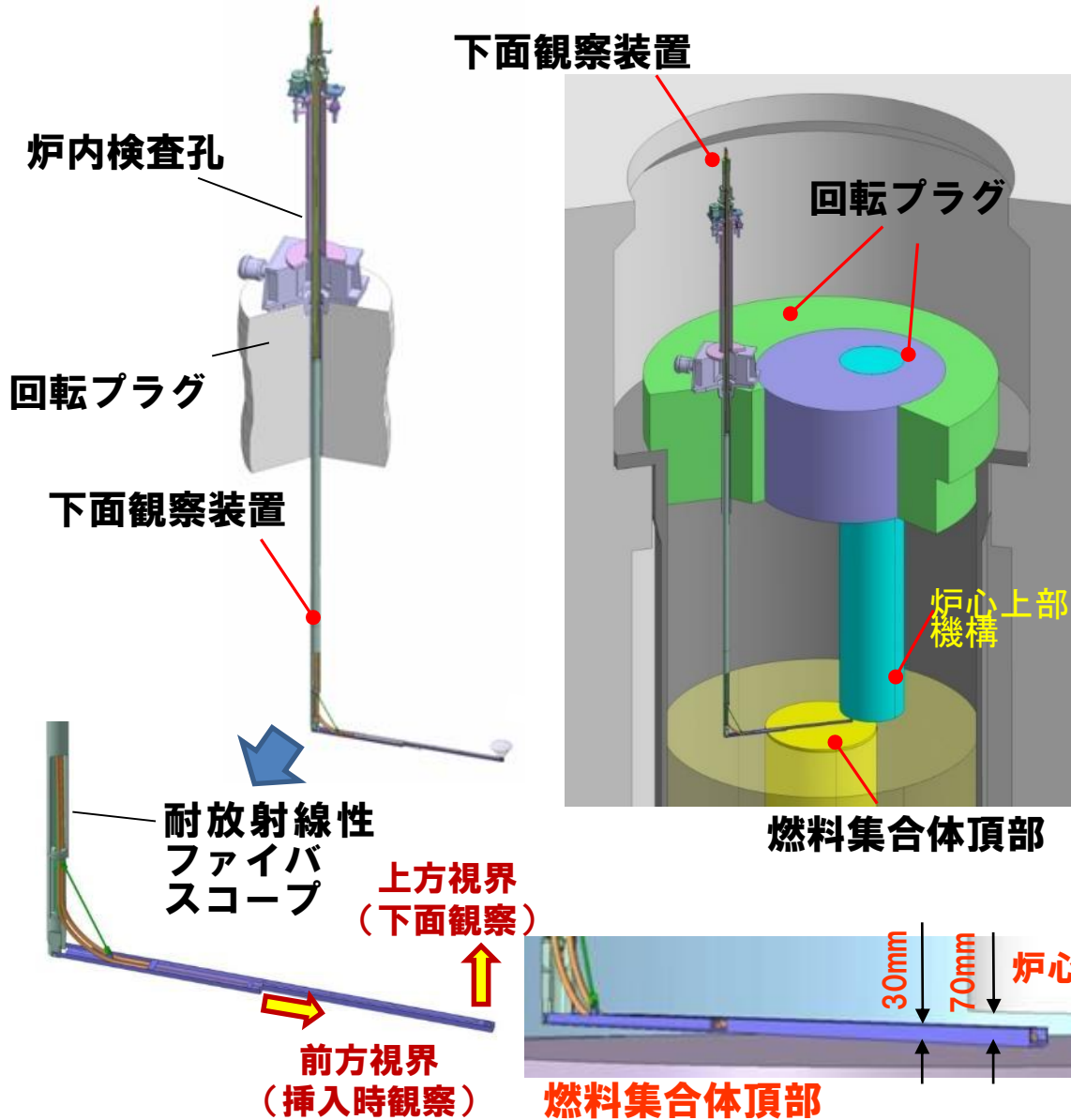
燃料交換機孔からの観察



炉内検査孔 (A) からの観察

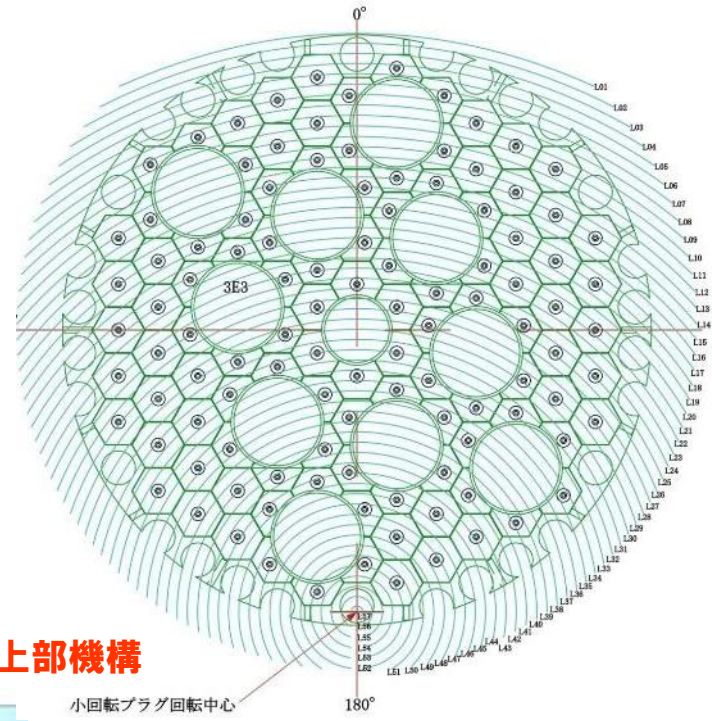
炉心上部機構の下面観察

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。

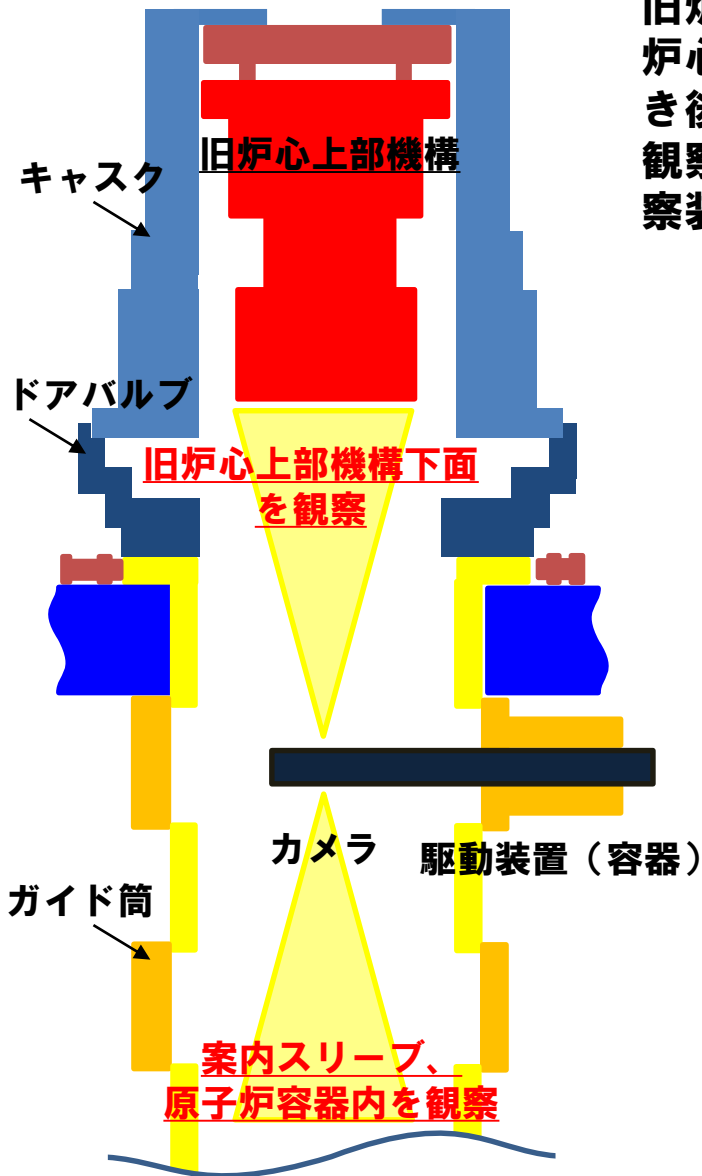
観察装置で位置を調節し、回転プラグを回転させて観察画像を取得する。



炉心上部機構下面の構造図と観察ライン

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

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。

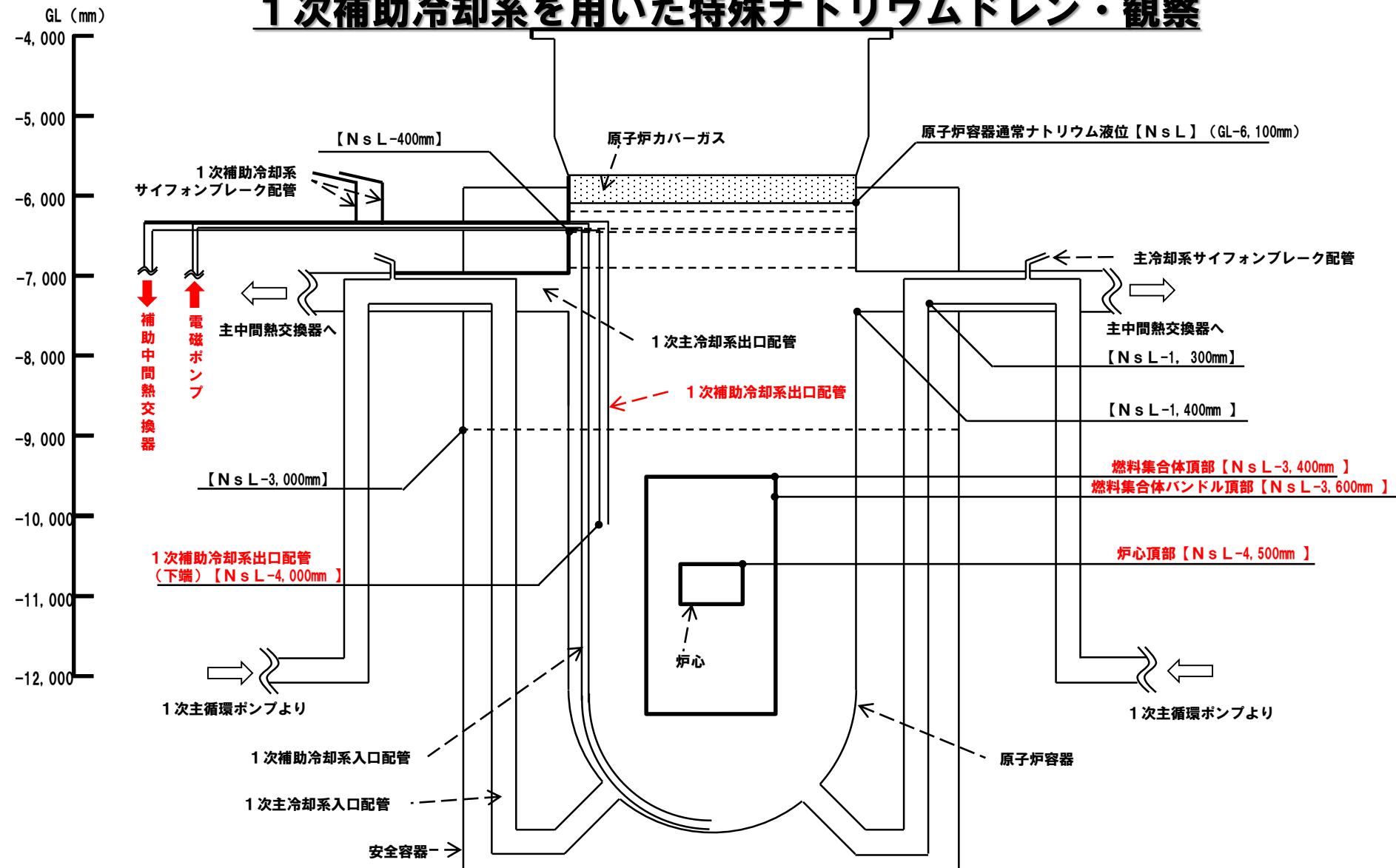


耐放射線性PTZカメラシステム

- ・ 許容線量 : 10^6 Gy
- ・ 許容線量率 : 3×10^3 Gy/h
- ・ 最高使用温度 : 55°C
- ・ 視野角 : 25.8°
- ・ 照明方式 : ハロゲンランプ

今後のルースパーツ探索に係る検討の整理

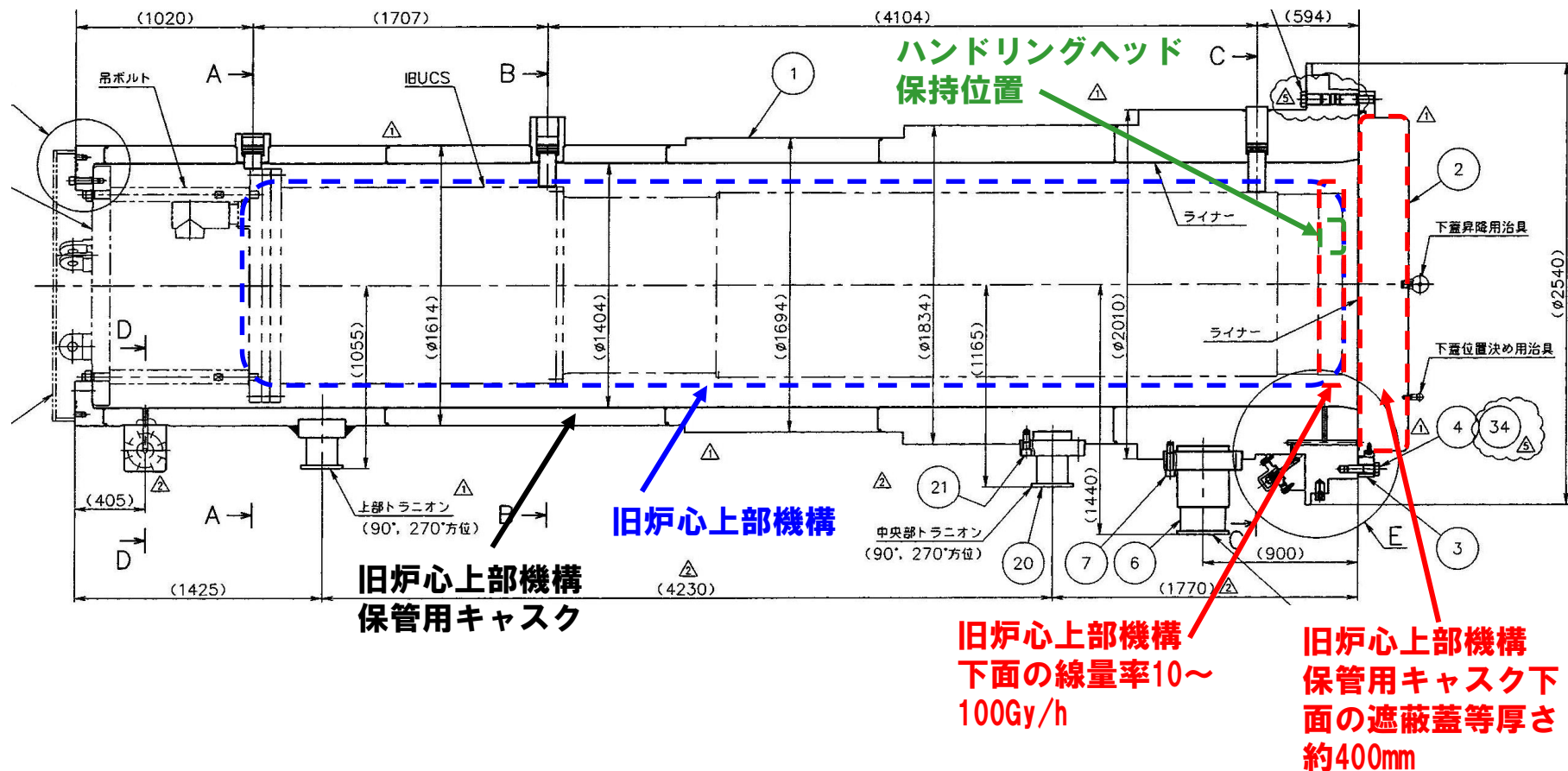
1次補助冷却系を用いた特殊ナトリウムドレン・観察



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。

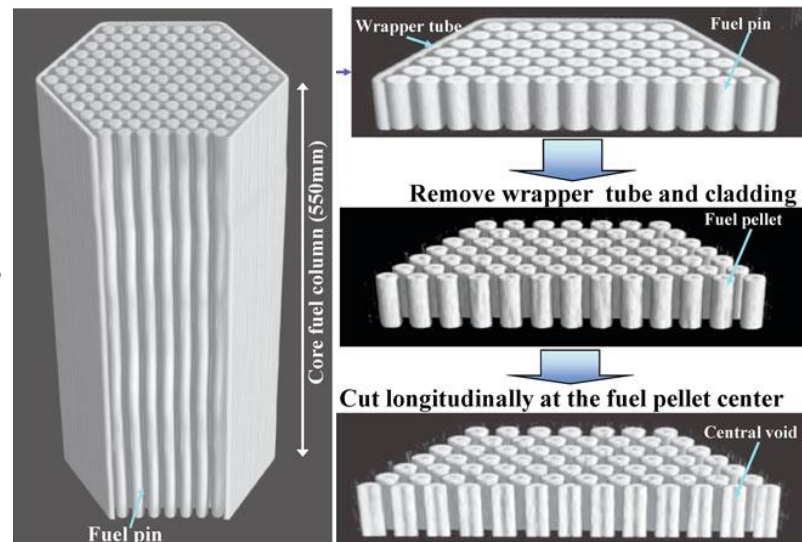
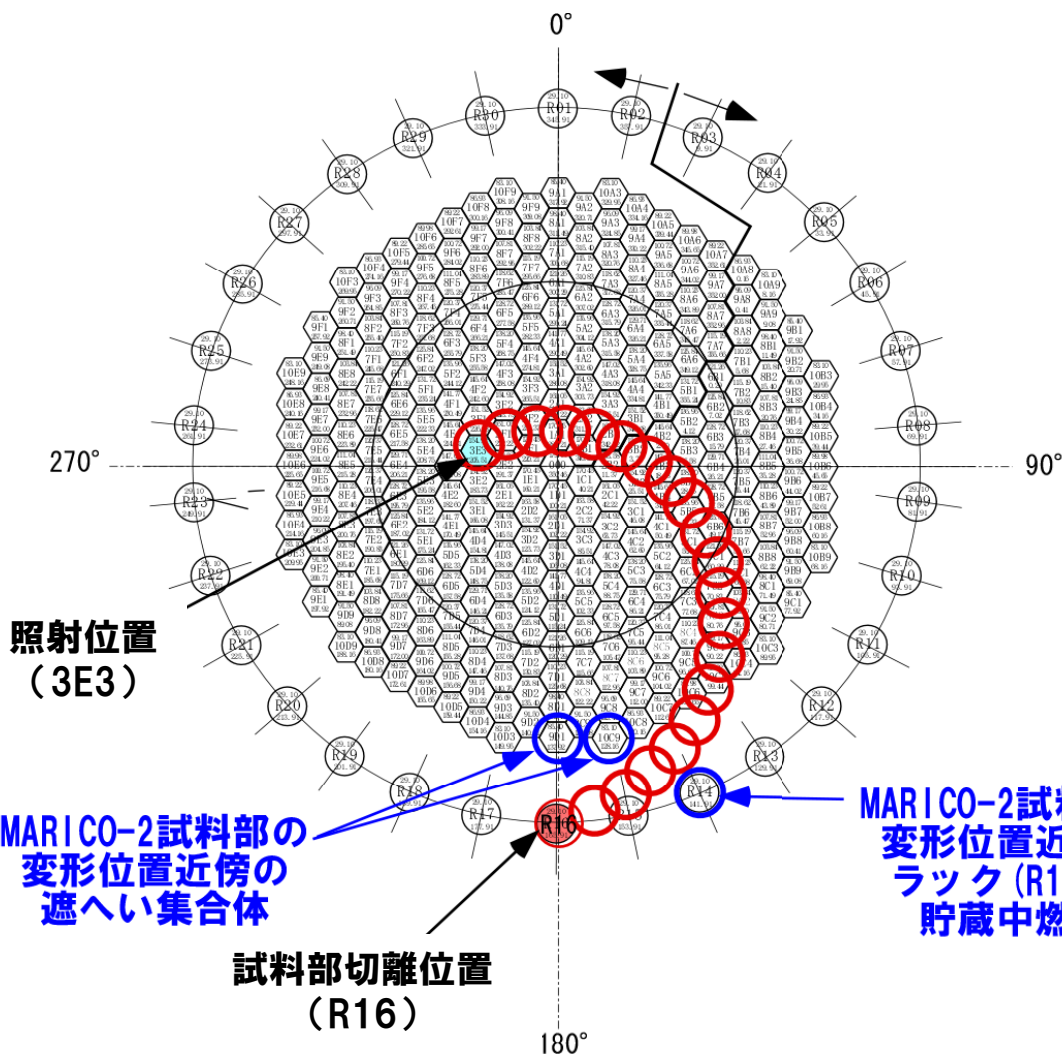
他方、燃料集合体頂部から約600mm下方まで液位を下げる実績のないプラント操作及び原子炉容器内状態を維持して、原子炉容器内に観察装置を挿入する必要があるため、実施に向けては、安全を損なわないか慎重な検討が必要である。原子炉冷却材バウンダリを通常とは異なる方法で開放し、探索するため、新たなルースパーツ発生リスクもある。燃料集合体は、定格の原子炉冷却材流量を経験しているため、バンドル部上部にルースパーツが残存している可能性は極めて低く、探索可能性とリスクを踏まえると現実的な対応ではない。

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



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。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。

炉心燃料集合体及び遮へい集合体の取出し、照射燃料集合体試験施設におけるCT撮像検査



炉心燃料集合体のX線CT撮像

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。

国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による 対策の妥当性の確認

国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による対策の妥当性の確認 (1/2)

1. 目的

「常陽」のルースパーツ対策と国外のナトリウム冷却型高速炉で発生したルースパーツへの対策を比較、検討し、「常陽」の対策が妥当であることを確認する。

2. 国外の高速炉における異物発生例の調査結果

国外の高速炉において、原子炉容器内に異物が混入又は発生した事例と、その後に運転を再開した事例を第1表に示す。情報が公開されている事例は、第1表のとおり、6件を認識している(非公開情報は1件認識している)。発生例のうち、固体の異物が炉内に混入又は発生した例は“Phenix”[1]、“Super-Phenix”[2][3]、“E. Fermi 1”[4]及び“Rapsodie”[5]の4件であった。

第1表 海外の高速炉における原子炉容器内への異物の混入例 [1] [2] [3] [4] [5] [6]

原子炉施設	原因及び異物の種類	運転再開時の対策
Phenix	原子炉容器上部蓋のボルトの脱落	ルースパーツ(ボルト)により安全性を損なわないことを確認
Super-Phenix	空気の混入	コールドトラップによるナトリウムの純化
Super-Phenix	燃料集合体内のゴム栓の混入	ゴムとナトリウムの反応物が、燃料要素バンドル下端を閉塞させることにより、高温となった燃料集合体の取り出し
E. Fermi 1	冷却材整流板が破損し、燃料集合体の冷却材入口が完全に閉塞されたため、燃料が溶融	冷却材整流板及び溶融した燃料の回収・撤去並びにバキューム装置による原子炉容器内の異物の吸引
Rapsodie	試験用集合体の冷却材オリフィスが、内部で外れた温度モニタにより閉塞されたため、2本の燃料要素が破損し、5g程度の燃料が冷却材中に放出	試験用集合体の取り出し
PFR	潤滑油の混入	油とナトリウムの反応物が、燃料集合体入口フィルタを閉塞させることにより、高温となった燃料集合体の取り出し コールドトラップによるナトリウムの純化

国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による対策の妥当性の確認 (2/2)

3. 運転再開時の対策の調査結果

第1表のPhenixの事例では、原子炉容器内で金属製のルースパーツ（ボルト）が発生しており、「常陽」のルースパーツと類似の事象であるため、Phenixの事例における運転再開時の対策を調査した。

Phenixでは、ルースパーツ（ボルト）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評価し、運転を再開したことを確認した。

4. 評価

調査できた範囲で、海外の高速炉においても、①発生状況の把握、②ルースパーツの設定、③ルースパーツの探索・回収、④ルースパーツによる安全への影響の確認を実施した上で、運転を再開しており、ルースパーツ発生時の対策は、「常陽」と概ね共通であることを確認した。

5. 参考文献

- [1]: Jean-Francois SAUVAGE. Phenix 30 years of history : the heart of a reactor. CEA/EDF
- [2]: Warinner, D. K.. LMFBR Operational and Experimental In-Core Local-Fault Experience, Primarily with Oxide Fuel Elements. Journal of Engineering for Power. 1983, Vol. 105, No. 3. doi:10.1115/1.3227468
- [3]: Bouchard J, Le Rigoleur C. The history of fast reactor safety in France. Proceeding of the International Fast Reactor Safety Meeting. Snowbird, Utah, USA, 1990 Aug 12-16, American Nuclear Society.
- [4]: Atomic Power Development Associates, Inc.. REPORT ON THE FUEL MELTING INCIDENT IN THE ENRICO FERMI ATOMIC POWER PLANT ON OCTOBER 5, 1966. 1968, doi:10.2172/4766757.
- [5]: 羽賀一男. 局所事故に関する研究の現状と展開. 動力炉・核燃料開発事業団, 1987, PNC TN2410 87-002
- [6]: M. Nishimura et al.. Updating of local blockage frequency in the reactor core of SFR and PRA on consequent severe accident in Monju. Journal of Nuclear Science and Technology. 2017, Vol. 54, No. 11. doi:10.1080/00223131.2017.1344576

まとめ

- ルースパーツは、固定ピン6本の欠損部等（約5.7g）である。
- 原子炉容器内でルースパーツが浮き上がり、流動・流出する可能性があるのは炉心燃料集合体のみであり、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が流動することはない。
- 炉心燃料集合体内に落下・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・沈降するため、その後、ルースパーツが流動することはない。
- ルースパーツは、原子炉容器出口配管より流出することはなく、冷却系機器の健全性に影響を及ぼさない。
- ルースパーツは、炉心燃料集合体及びその他の制御棒等の炉心構成要素の健全性並びに原子炉停止機能に影響を及ぼさない。
- 以上より、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。
- ただし、原子炉施設の安全を入念に確保するため、ルースパーツにより生じ得る影響(流路閉塞事象等)への対応について、原子炉施設保安規定に規定する。また、ルースパーツの流入の可能性のある炉内ラックR14内貯蔵中の炉心燃料集合体は、原子炉容器から取り出す。

参考

保安規定改定案

保安規定変更の主な内容(ルースパーツ対策に係る対応事項の反映)

(要領の作成)

第97条の2 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。

高速実験炉「常陽」運転要領に、想定される1次冷却系統内異物(ルースパーツ)への対策として以下の内容を強化する。

■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
- ・1次主循環ポンプ定格流量運転時の運転状態確認
⇒定格流量にて24時間運転を行い、運転状態の確認を行う。

■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(原子炉停止)
- ・燃料破損検出設備の監視及び異常確認時の対応(原子炉停止)
- ・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(原子炉停止)
- ・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(原子炉停止)
⇒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。

■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。

保安規定変更の主な内容(ルースパーツ対策に係る対応事項の反映)

(制御棒のスクラム時間等)

第112条 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。

別表第32 制御棒のスクラム時間(第112条)

項目	制御値	点検頻度
制御棒1本について、スクラム時間を測定する。	0.8秒以内	1回/運転開始前
スクラム時間測定しない残り5本の制御棒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



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。

保安規定変更の主な内容(ルースパーツ対策に係る対応事項の反映)

(警報装置の作動等)

第131条 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44 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。