

福島第一原子力発電所第2号機原子炉圧力容器底部における
温度上昇を踏まえた対応に係る報告について

平成24年2月15日
東京電力株式会社

本報告書は、「福島第一原子力発電所第2号機原子炉圧力容器底部における温度上昇を踏まえた対応に係る報告の徴収について」（平成24・2・13原院第20号 平成24年2月13日）にて報告徴収命令にて指示のあった内容について報告を行うものである。

1. 概要

福島第一原子力発電所2号機の原子炉圧力容器（以下、RPVと言う。）底部温度については、平成24年2月2日以降、底部ヘッド上部の温度計の1箇所（TE-2-3-69H1：RPV0°方向）において、緩やかな上昇傾向を示していることから、原子炉注水量の変更操作ならびに温度の傾向監視を行ってきている。

（流量操作の時系列）

- ・ 2月3日に注水流量のバランス変更（炉心スプレイ系注水量を2m³/h減少、給水系注水量を2m³/h増加）を実施〔給水系と炉心スプレイ系を合わせた注入量（以下、総注入量と言う。）：約9m³/h〕。
- ・ 2月5日及び2月6日に、給水系（FDW）からの注水量を各1m³/hずつ増加〔総注入量：約11m³/h〕。さらに7日に、ホウ酸水の注入を実施したうえで、炉心スプレイ系からの注水量を3m³/h増加させ監視を継続〔総注入量：約14m³/h〕。
- ・ 2月11日に再度温度指示値が上昇したため、給水系からの注水量をさらに1m³/h増加〔総注入量：約15m³/h〕。
- ・ その後も温度指示値の上昇傾向が続き、2月12日午後2時15分頃、当該温度計指示値が82℃に到達したことから、原子炉施設保安規定で定める「運転上の制限」を満足していないと判断。
- ・ このため、注水量増加による再臨界防止対策としてホウ酸水の注入を実施したうえで、炉心スプレイ系からの注水量を約6.9m³/hから約9.9m³/hに増加する操作を実施〔総注入量：約18m³/h〕。また、給水系からの注水量に変動が見られたことから、本操作にあわせて、注水量を約7.2m³/hから約7.5m³/hに調整。

2号機 RPV 底部ヘッド上部の指示値について、当該の1箇所においては上昇しているが、温度指示値の上昇箇所が1箇所であり他の箇所については注水量増加により温度が低下傾向にあること（図1参照）、RPV 周辺および原子炉格納容器（以下、PCV と言う。）内の温度指示値は低下傾向にあり全体的には冷却されていると考えられること（図2参照）、原子炉再循環系の入口圧と給水系の注水量の関係から当該部位近傍は水が存在すると考えられそれにより冷却されていることから（図3、図4参照）、総合的には原子炉の冷却は維持されているものと判断している。

本事象に伴い、2号機 PCV のガスサンプリングを継続的に実施しているが、その結果、短半減期核種であるキセノン (Xe) はいずれも検出限界未満であり、Xe-135 については再臨界判定基準 (1 Bq/cm^3) を超えておらず、未臨界であることを確認するとともに粒子状放射性物質であるセシウム (Cs) 134、137 の値も増加していないことを確認している（表1参照）。

また、当該温度計の指示値上昇に伴い、2号機原子炉建屋ブローアウトパネル開口部からの放出量の上昇有無を確認するため、放射能濃度データの測定を追加で実施した（測定日：2月6日、13日）。測定された放射性濃度はいずれも $1.0 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$ 以下であり、過去に測定した濃度の範囲内であった（図5参照）。

RPV 及び原子炉格納容器に設置されている他の温度計指示値や RPV 底部ヘッド上部近傍の温度計である RPV 支持スカートジャンクション上部温度指示値が低下傾向を示していることから（図1参照）、実際に RPV の温度が上昇した可能性よりも温度計の不具合が発生している可能性が高いと考え、2月13日に当該温度計の健全性確認（直流抵抗測定等）を行った。

その結果、点検後の温度が約 340°C を指示（図6-1、図6-2参照）、直流抵抗値の結果を踏まえると当該温度計は断線状態に達したものと判定した（表2参照）。

温度計指示値上昇の原因としては、燃料デブリに対する注水の冷却効果が減少し実際に温度が上昇した場合と温度計の不具合により見かけ上温度指示値が上昇した場合の二つの要因が考えられる。

前者の要因について、原子炉の当該温度計の箇所を簡易体系で解析を行ったところ、実事象として温度上昇が発生する可能性は低いとの結論に至った。

一方、後者の要因について、当該温度計の一連の指示値の挙動に関連して想定される要因について検討し、モックアップ試験によりその妥当性について確

認を行った。

モックアップ試験の結果、今回の当該温度計における事象で確認された短い周期での指示変動（ハンチング）及び温度指示の上昇について、それぞれ別の試験結果ではあるものの、同様の挙動が起りうることを確認できた。

従って、今回の事象は当該温度計が故障していたものと判断した。このため、当該温度計は保安規定第 138 条に定める原子炉压力容器底部温度の監視対象から除外することとした。

以下に、今回の温度計指示値上昇の推定原因の詳細と今後の対応策を述べる。

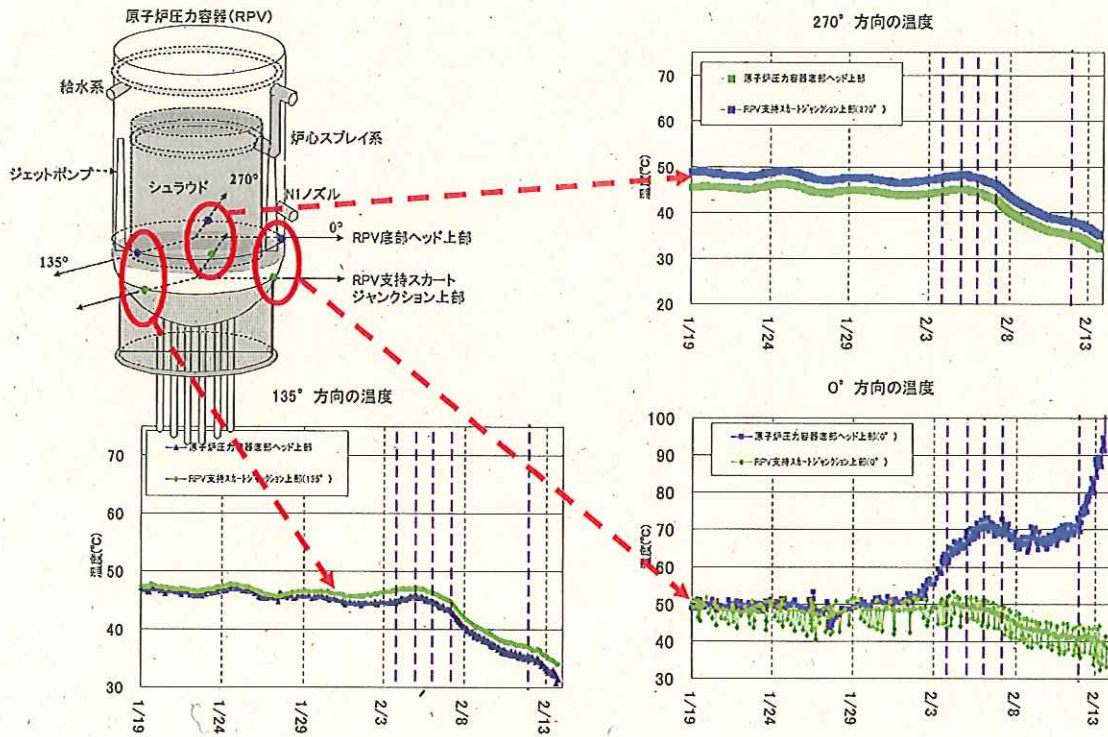


図1 RPV 底部周辺温度の推移

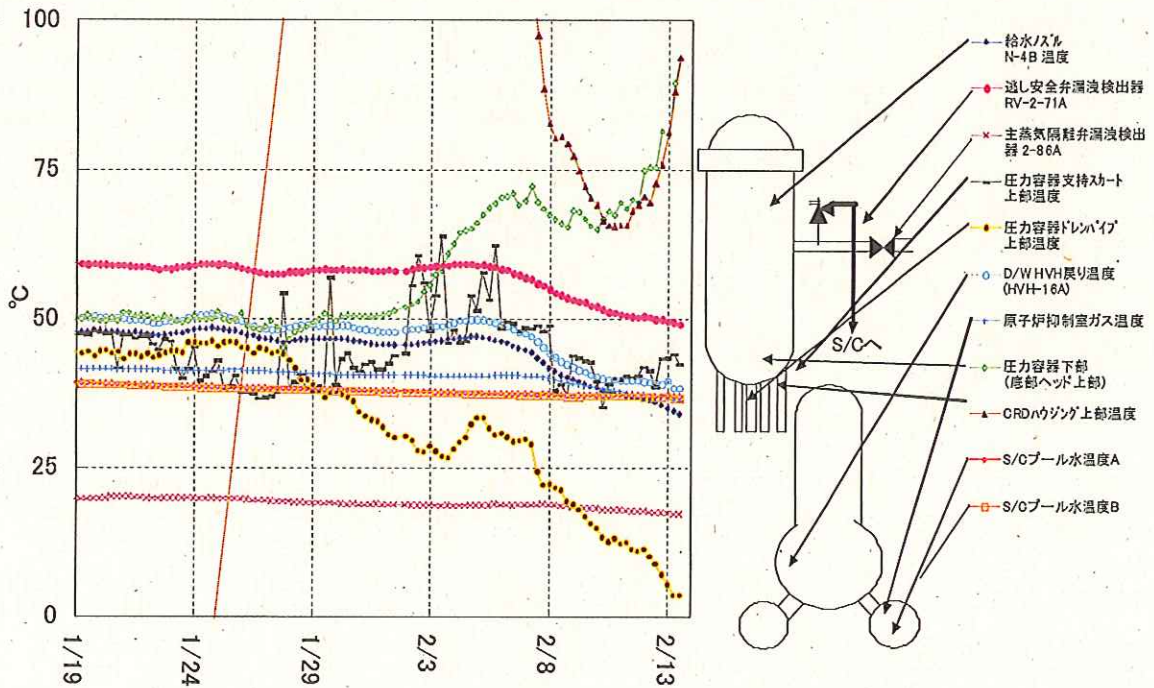


図2 RPV・PCV 温度の推移

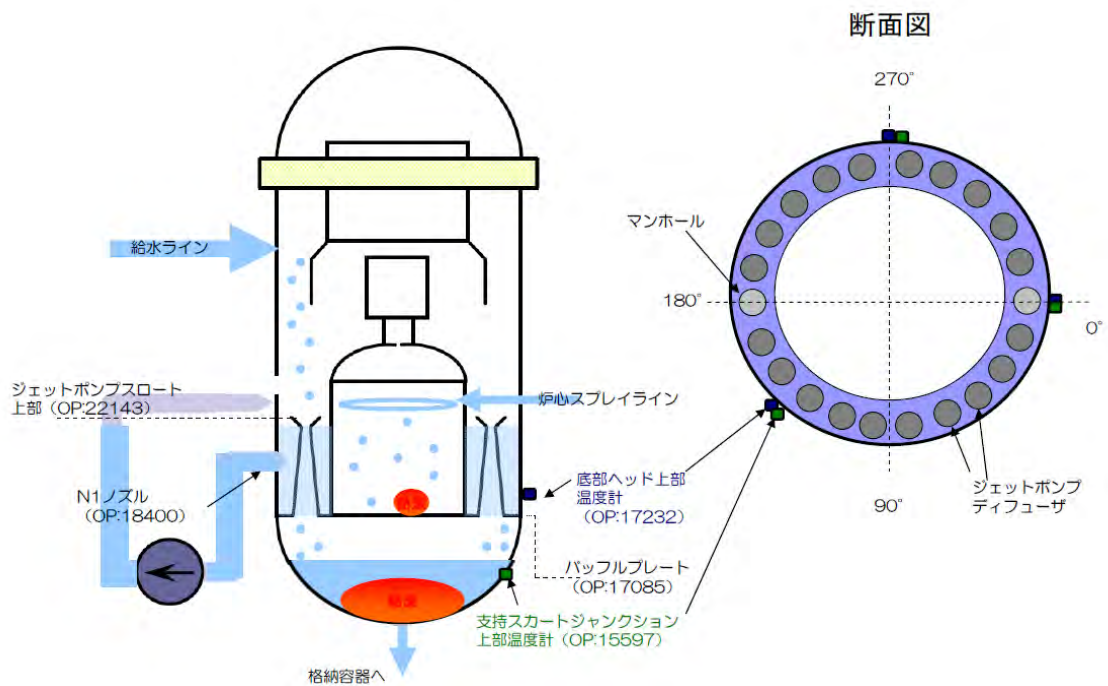


図3 RPV 断面図及び注水系

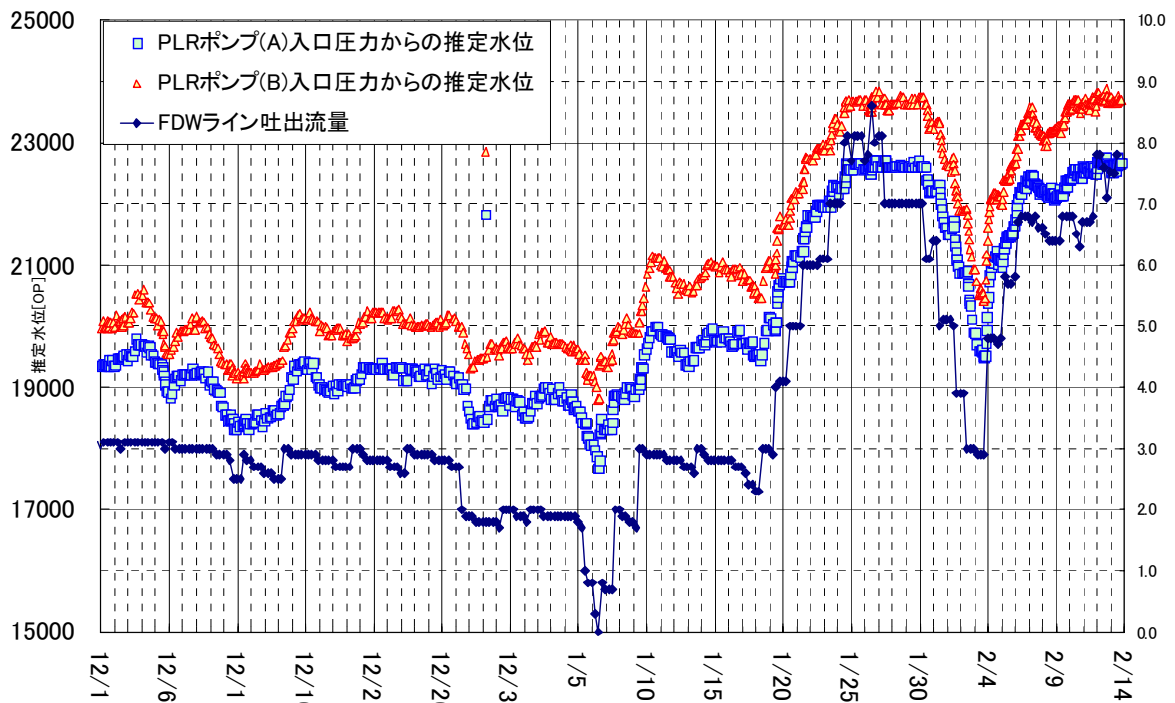


図4 アニュラス部*推定水位と給水系注水量
 *アニュラス部：底部ヘッド上部温度計がある領域

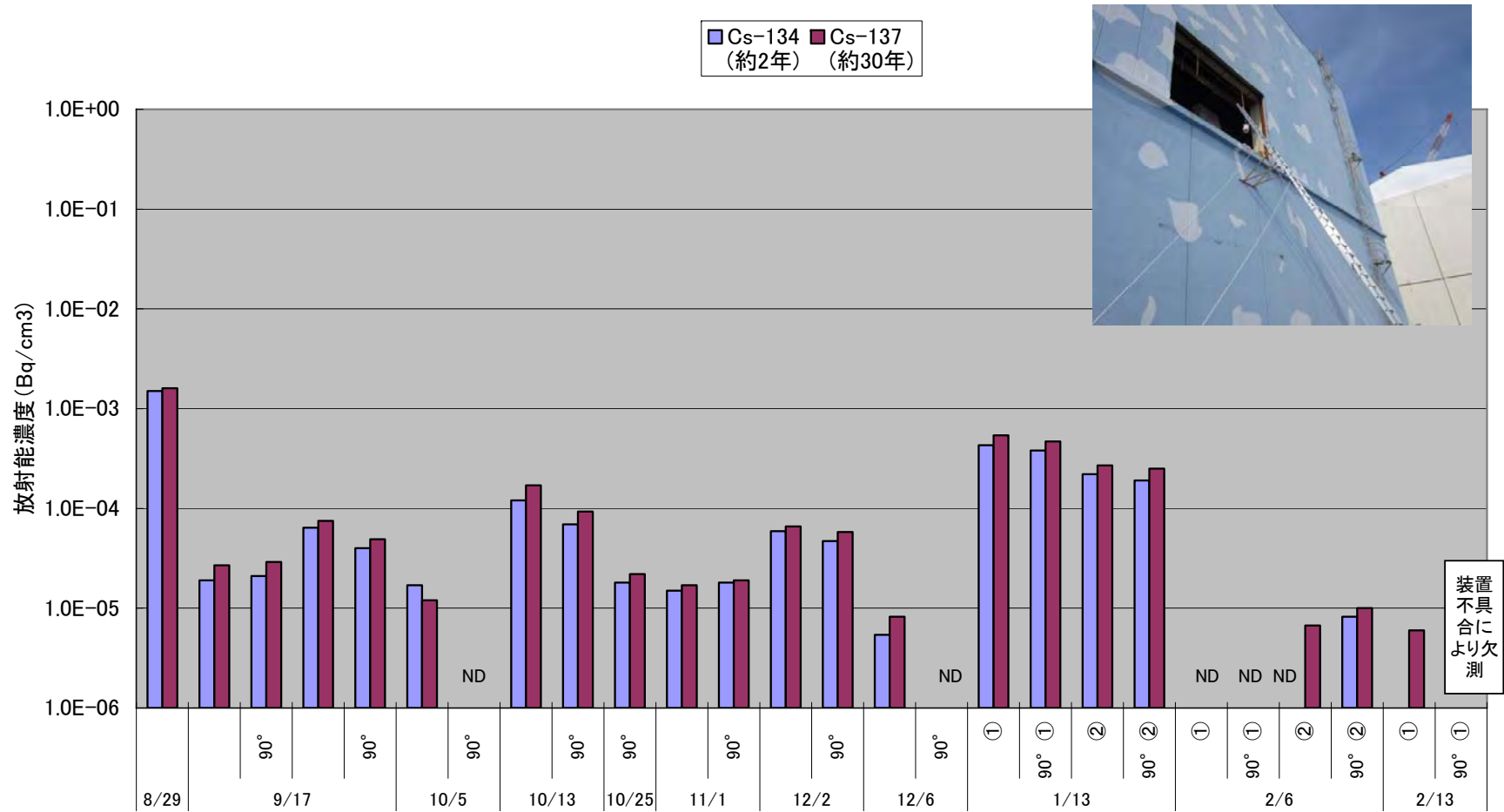


図5 2号機原子炉建屋ブローアウトパネル開口部 放射能濃度測定結果

※60～95℃のレンジ幅で表示

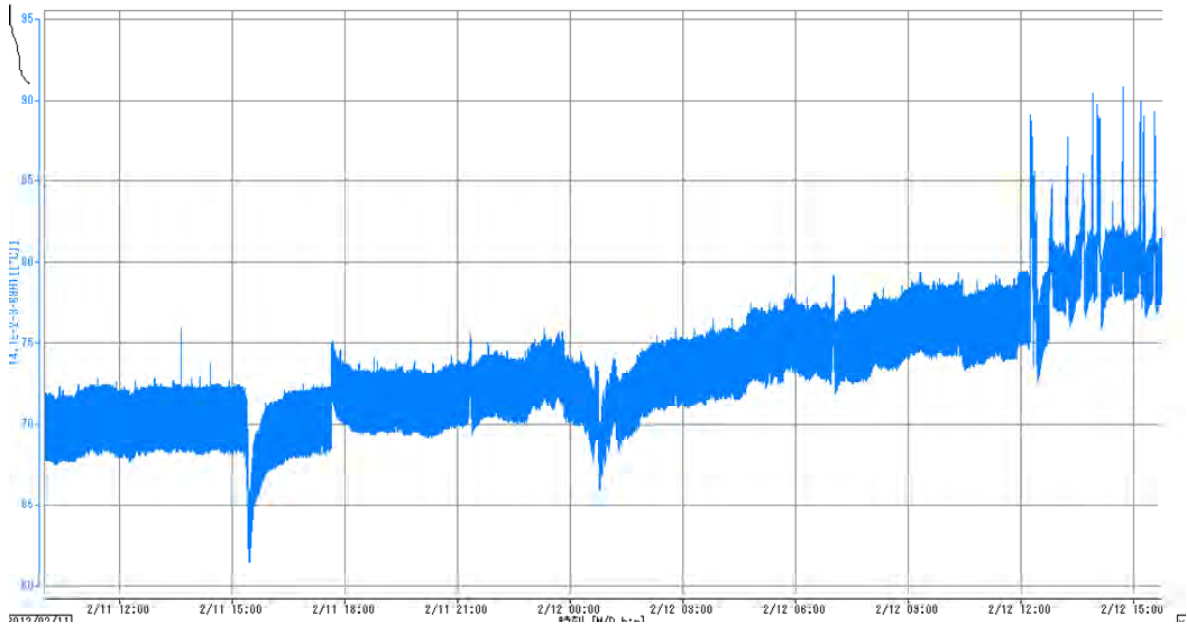


図 6-1 RPV 底部ヘッド上部温度計指示値 (0°) (1 秒サンプリング) 挙動例

※65～400℃のレンジ幅で表示

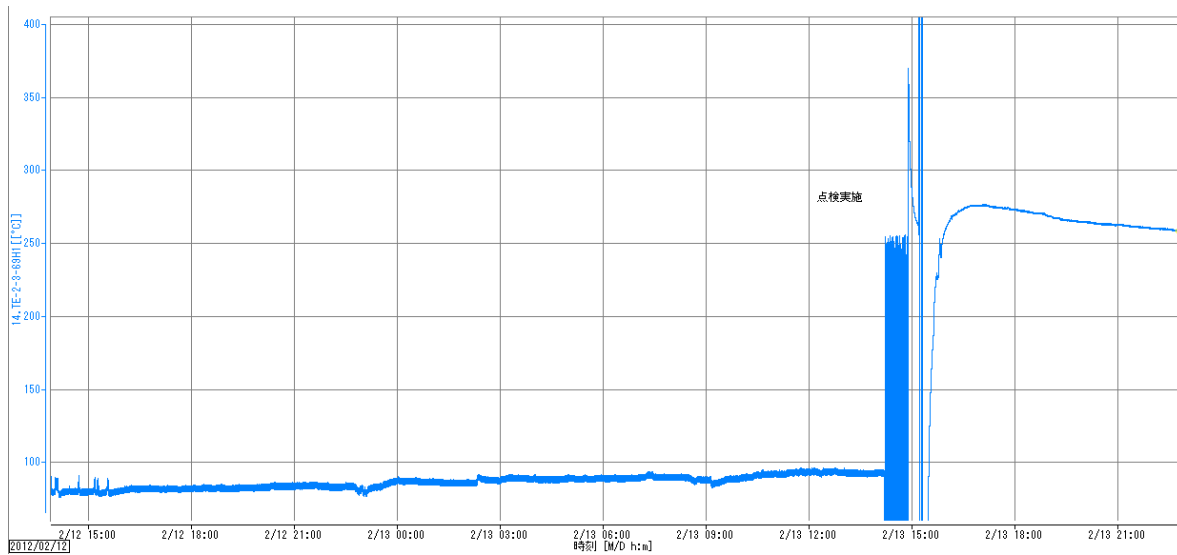


図 6-2 RPV 底部ヘッド上部温度計指示値 (0°) (1 秒サンプリング) 挙動例

表1 2号機 PCV 内の気体のサンプリング結果 (バイアル瓶)

(Bq/cm³)

核種 (半減期)	原子炉格納容器ガス管理設備(バイアル瓶(入口側))					
	平成24年 2月12日 3:22	平成24年 2月12日 17:01	平成24年 2月13日 11:12	平成24年 2月13日 17:10	平成24年 2月14日 10:52	平成24年 2月15日 11:08
I-131 (約8日)	N.D. ($<1.3 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.2 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.3 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.5 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.2 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.5 \times 10^{-1}$)
Cs-134 (約2年)	N.D. ($<3.1 \times 10^{-1}$)	3.6×10^{-1}	N.D. ($<3.1 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<3.3 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<3.2 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<3.3 \times 10^{-1}$)
Cs-137 (約30年)	N.D. ($<3.7 \times 10^{-1}$)	6.4×10^{-1}	4.3×10^{-1}	4.7×10^{-1}	5.1×10^{-1}	4.0×10^{-1}
Kr-85 (約11年)	N.D. ($<2.6 \times 10^1$)	N.D. ($<2.7 \times 10^1$)	N.D. ($<2.6 \times 10^1$)	N.D. ($<2.7 \times 10^1$)	N.D. ($<2.7 \times 10^1$)	N.D. ($<2.5 \times 10^1$)
Xe-131m (約12日)	N.D. ($<3.0 \times 10^0$)	N.D. ($<3.0 \times 10^0$)	N.D. ($<2.9 \times 10^0$)	N.D. ($<3.4 \times 10^0$)	N.D. ($<3.0 \times 10^0$)	N.D. ($<3.6 \times 10^0$)
Xe-133 (約5日)	N.D. ($<2.4 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<2.4 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<2.6 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<2.4 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<2.3 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<2.4 \times 10^{-1}$)
Xe-135 (約9時間)	N.D. ($<9.5 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<9.3 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<9.9 \times 10^{-2}$)	N.D. ($<1.0 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.0 \times 10^{-1}$)	N.D. ($<1.1 \times 10^{-1}$)

表2 RPV 底部ヘッド上部温度計 (TE-2-3-69H1) の直流抵抗測定結果

対象	測定日	①直流抵抗値 (Ω)	①/②	判定
RPV底部ヘッド上部 (0°) (TE-2-3-69H1)	H23.9.30 (報告書評価時)	175.47	0.58	絶縁低下
	H24.2.3 (指示上昇後)	244.25	0.81	絶縁低下
	H24.2.13 (今回)	500~535	1.65~1.76	断線
	②定検時平均	303.37		
RPV底部ヘッド上部 (135°) (TE-2-3-69H2)	H23.9.29 (報告書評価時)	151.71	0.50	絶縁低下
	H24.2.13 (今回)	155.32	0.52	絶縁低下
	②定検時平均	300.47		
RPV底部ヘッド上部 (270°) (TE-2-3-69H3)	H23.9.29 (報告書評価時)	148.64	0.51	絶縁低下
	H24.2.13 (今回)	144.65	0.49	絶縁低下
	②定検時平均	292.30		

2. 想定原因と評価

(1) 解析等に基づく原子炉内状態の評価

1) はじめに

今回の温度上昇事象を実事象として考えて、流量変更等のタイミングに何らかの理由によって、当該温度計付近のデブリに対する注水の冷却効果が減少し、当該温度計の温度指示が上昇したという事象を想定した評価を実施する。ここでは、原子炉の当該箇所を簡易体系で模擬した評価を実施することにより、今回の温度上昇事象の成立性について検討する。具体的には以下の2ケースについて評価を実施する。

ケース①: シュラウド内側のデブリからの発熱によりアニュラス部の給水系 (FDW) 注水の水温が上昇し、当該温度計の温度が上昇するケース (図1)

ケース②: シュラウド内側のデブリからの発熱によりバッフルプレートが伝熱され、当該温度計の温度が上昇するケース (図2)

上記2ケースでは、当該温度計付近のアニュラス部には水が存在しているとして評価している。図3にアニュラス部の推定水位 (再循環系 (PLR) ポンプ入口圧力とドライウエル圧力の差分) と FDW 注水量を合わせて示しているが、推定水位は FDW 注水量の増減に応じた応答を示しており、アニュラス部には水位が形成されているものと考えられる。デブリの位置については、アニュラス部に水位形成がなされていることから、デブリはシュラウド (シュラウドサポートを含む) 内側にとどまり、シュラウド内側の当該温度計に近い位置に存在しているものとして評価している。

2) ケース① (アニュラス部の FDW 注水の水温上昇ケース)

評価に用いた手法や前提条件は以下のとおりである。

- (a) 当該温度計付近に存在するシュラウド内側のデブリからの発熱によりアニュラス部の FDW 注水の水温が上昇するとし、FDW 注水の水温上昇に必要な熱量を求める。
- (b) FDW 注水は、0 度方向と 180 度方向の再循環水出口ノズル及びバッフルプレートマンホールを経由してアニュラス部から RPV 下部ヘッド等へ流れると考えられるため、考慮する水量は FDW 注水の 50% の注水量 (0 度方向に流れる水量) とする。
- (c) アニュラス部の水温は、RPV 底部ヘッド上部温度 (0 度方向) と同じであると仮定する。

(d) 各評価日での RPV 底部ヘッド上部温度 (0 度方向) は平均的な値を丸めた値とし、また、FDW 注水の水温は 10°C とする。

(e) 評価に用いる式を以下に示す。

$$Q = (h_T - h_m) \times \rho \times 0.5 \times W_{FDW} / 3600 / 1000$$

- Q : 水温上昇に必要な熱量 (MW)
 h_T : FDW 注水のエンタルピ° (RPV 底部ヘッド上部温度 (0 度方向) の温度) (kJ/kg)
 h_m : FDW 注水のエンタルピ° (温度 10°C) (kJ/kg)
 ρ : 水密度 (kg/m³)
 W_{FDW} : FDW 注水量 (m³/h)

評価結果を下表に示す。

評価日	1/17	2/11	2/12	2/13
FDW 注水量 (m ³ /h)	3	6.7	7.6	7.8
RPV 底部ヘッド上部温度 (0 度方向) (°C)	50	70	80	90
水温上昇に必要な熱量 (MW) (崩壊熱に対する割合)	0.07 (11%)	0.23 (39%)	0.31 (52%)	0.36 (61%)

本ケースは以下に示す矛盾点があるため、想定ケースとしての成立性は低いと考えられる。

- 水温上昇に必要な熱量が最大で崩壊熱の 60% 以上と評価されていること。
→ 当該温度計に近いシュラウド内側に熔融燃料の半分以上が集積しているという状況は考えにくい。
- 水温上昇に必要な熱量が日々増加していること。
→ 大規模なデブリの配置変化や極端な冷却不全が、この期間に生じているという状況は考えにくい。

3) ケース② (バッフルプレート伝熱ケース)

評価に用いた手法や前提条件は以下のとおりである。

- (a) シュラウド (シュラウドサポートを含む) 内側のデブリからの発熱によりバッフルプレートが伝熱され、RPV 壁の当該温度計の温度が上昇するとして、シュラウドサポート内側から RPV 壁までのバッフルプレートの熱伝導式よりバッフルプレート部の温度を評価する。
- (b) バッフルプレートからアニュラス部液相への熱伝達を考慮する。
- (c) シュラウド側の温度は、液相が沸騰する温度として 100°C と設定する。ま

た、アニュラス部液相温度は、RPV 底部ヘッド上部温度（135 度、270 度）の平均的な温度を丸めた値である 40℃と設定する。

(d) 評価には平板定常一次元熱伝導を元にした以下の式を用いる。

$$\lambda \frac{d^2 T}{dx^2} + Q = 0$$

Q : 液相への熱伝達量 (W/m³)
 T : 温度 (K)
 x : 径方向長さ (m)
 λ : バッフルプレートの熱伝導度 (W/mK)

また、液相への除熱量 Q は以下の式で求める。

$$Q = h \times \Delta T / L$$

h : 液相への熱伝達率 (W/m²K)
 ΔT : バッフルプレートと液相の温度差 (K)
 L : バッフルプレート厚さ (m)

評価結果は図 4 に示すとおりである。バッフルプレートからアニュラス部への熱伝達量が大きいため、デブリからの熱は液相部に流れることとなり、シュラウドサポートが高温であると仮定しても、シュラウドサポートから 0.2m 程度離れた位置でバッフルプレート温度は液相温度と同程度となり、RPV 壁の温度は全く上昇しないという結果となっている。よって、本ケースの想定ケースとしての成立性は低いと考えられる。

4) まとめ

以上のように、今回の温度上昇事象を実事象として考え、2つのケースを想定して簡易体系での評価を実施したが、いずれも想定ケースとしての成立性は低いという評価結果であり、今回の事象は実事象としては考えにくいという結論が得られたものとする。

今後は、当該温度計だけでなく他の温度計の指示値との整合性も含めて、今回の事象の実事象としての成立性を検討することを目的に、より現実的な三次元体系での詳細評価を実施することを計画している (図 5)。詳細評価の結果は、類似の事象が生じた場合のメカニズム推定にも資するものであると考える。

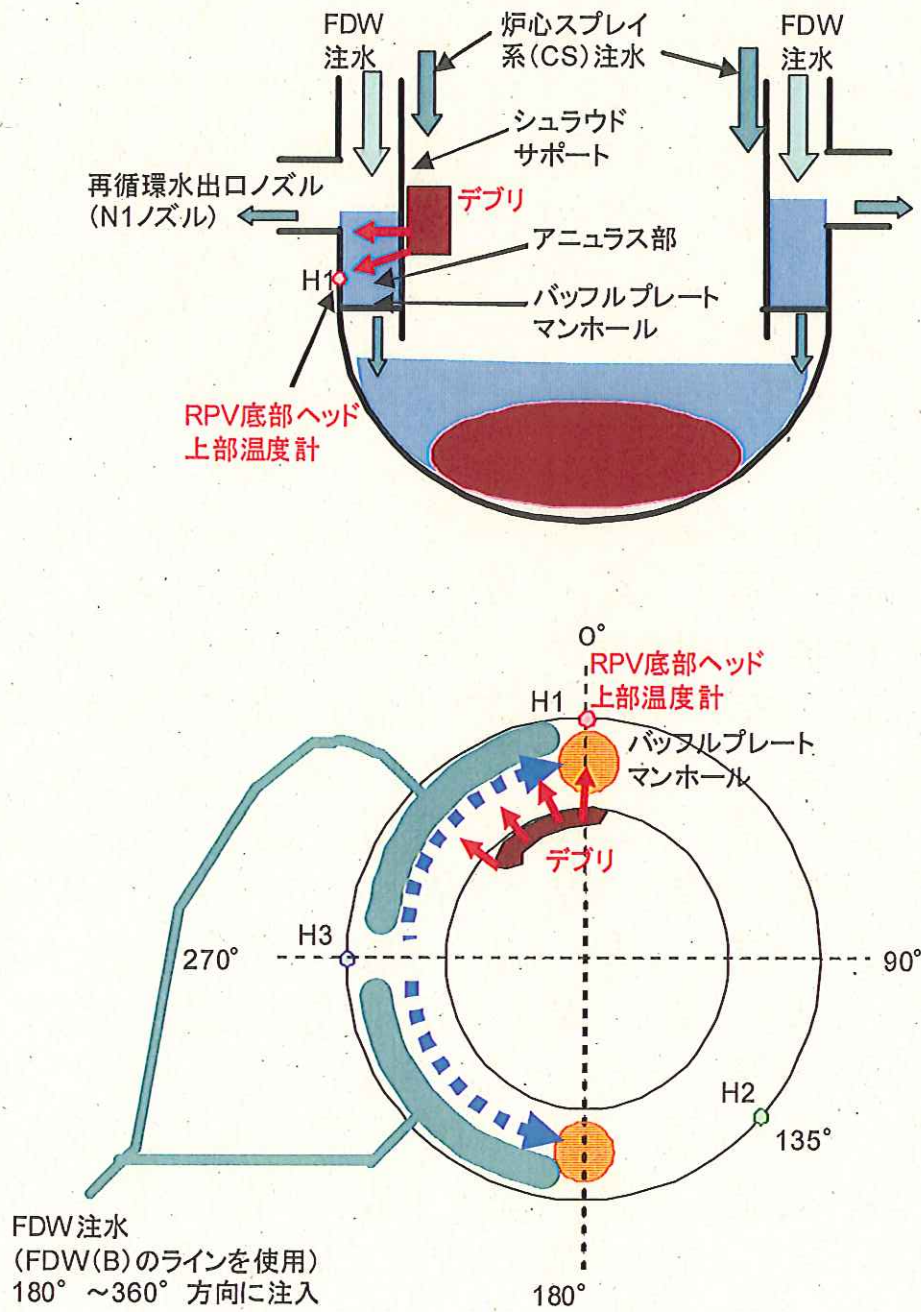


図1 ケース①の評価概要図
(上図が縦断面、下図が横断面)

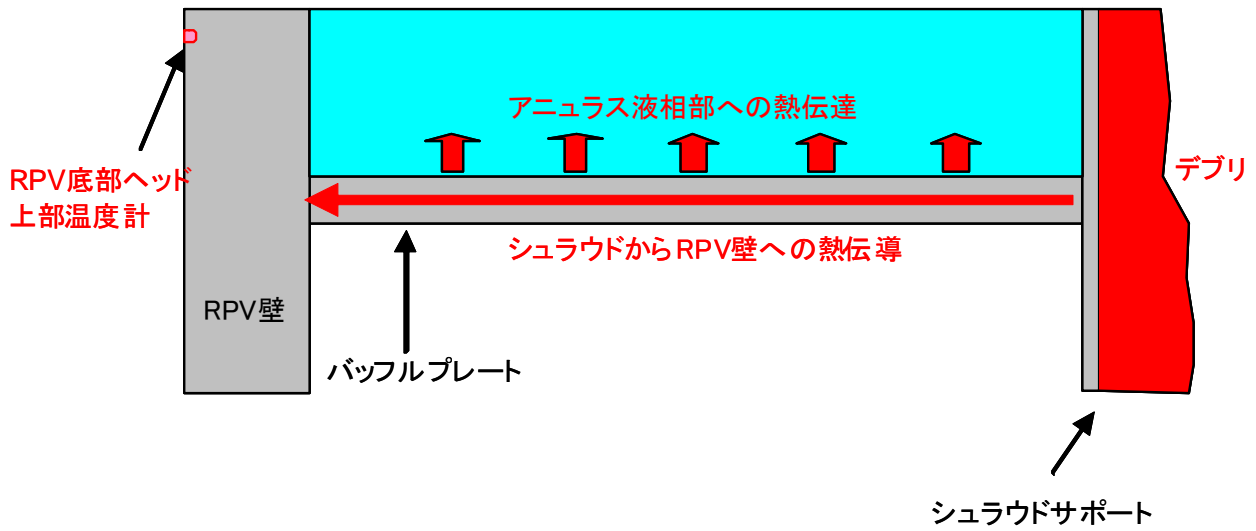


図2 ケース②の評価概要図

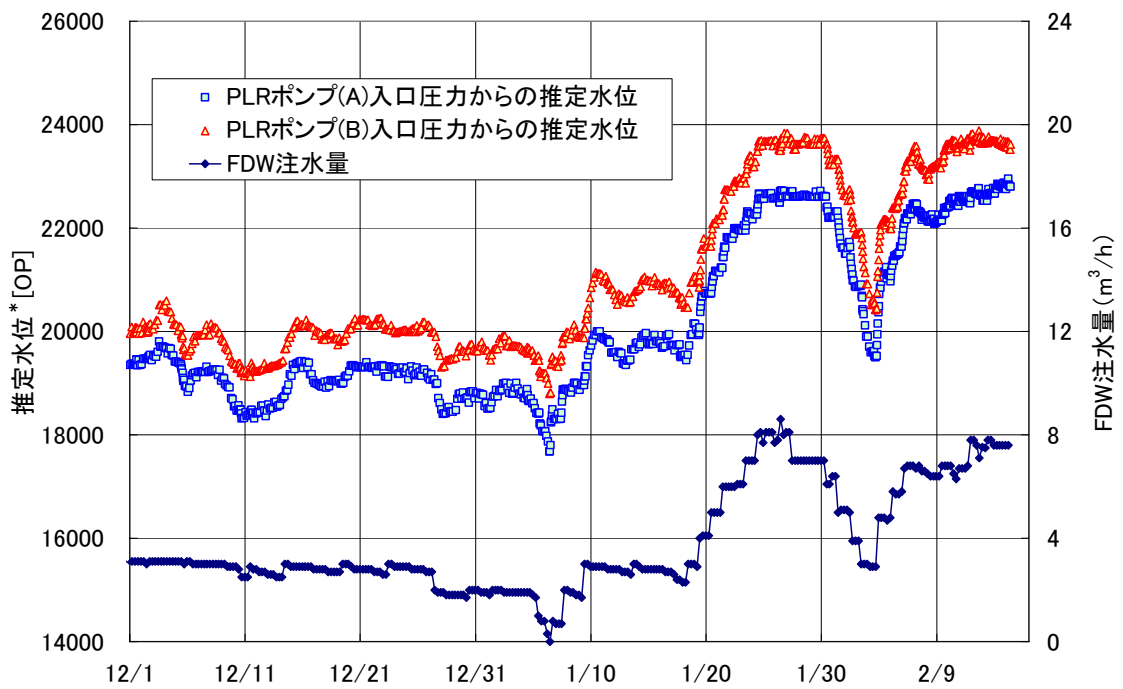


図3 アニュラス部推定水位とFDW注水量

*：推定水位とは、再循環系（PLR）ポンプ入口圧力とドライウェル圧力の差をPLRポンプ入口の水頭圧として水位換算して推定した水位のこと

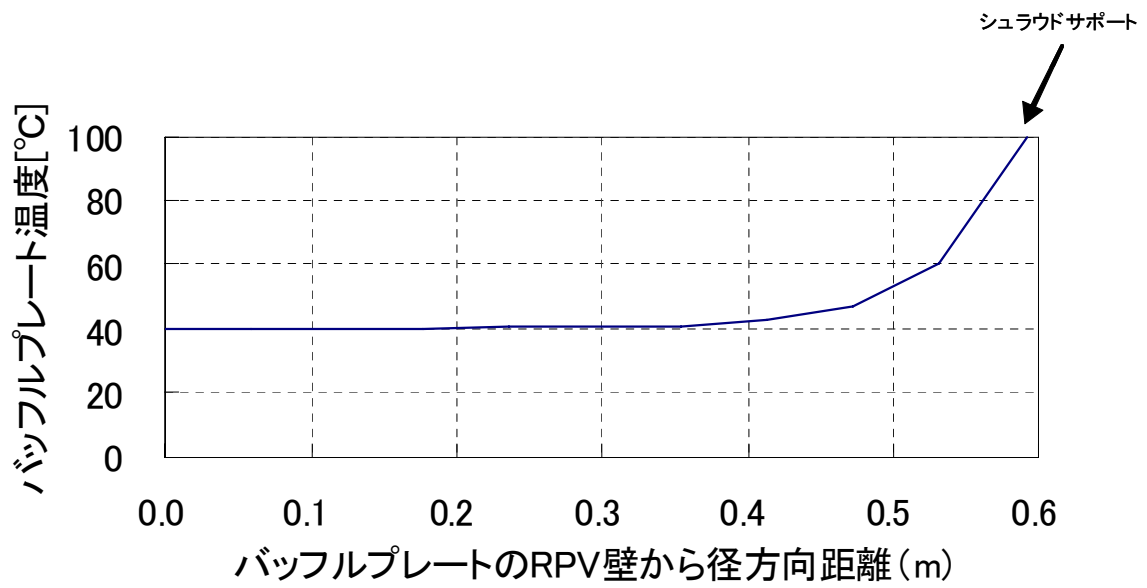


図4 ケース②の評価結果図

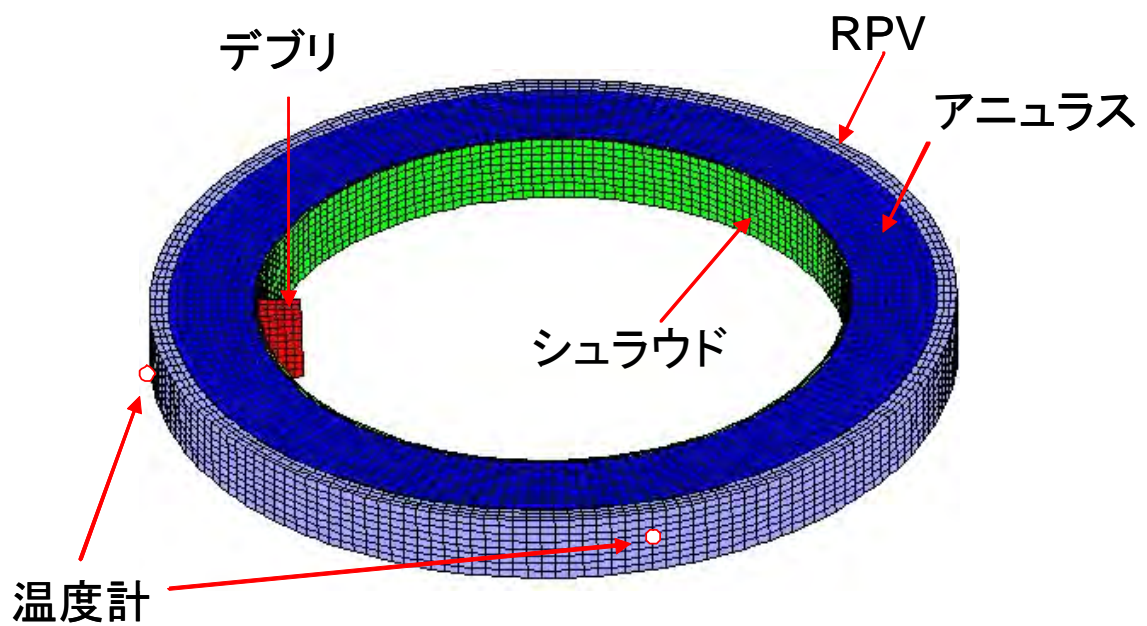


図5 詳細評価での解析体系案

2. (2) 当該温度計の指示値の一連の挙動に関する想定要因

a. はじめに

福島第一原子力発電所 2 号機原子炉压力容器底部温度計 (TE-2-3-69H1) (以下、「当該温度計」という。) については、平成 24 年 2 月 2 日以降指示値が短い周期で変動 (ハンチング) しながら上昇傾向 (約 50°C から上昇) が継続した。その後、2 月 12 日には指示値が 80°C を超えたことから保安規定に定める運転上の制限の逸脱を宣言した。

そこで 2 月 13 日に当該温度計の点検のために直流抵抗測定を実施したところ、断線傾向^(※) (直流抵抗値の増加傾向) が確認されたことから、当該温度計の故障を判断した。

(添付資料-1)

ここでは、当該温度計の一連の指示値の挙動に関連して想定される要因について検討し、モックアップ試験によりその妥当性について確認する。

(※) 断線傾向：定期検査時に採取した直流抵抗値から 1.1 倍を超える抵抗値となったもの

【表 1】 2 号機原子炉压力容器底部温度計 (TE-2-3-69H1) 点検結果

測定日	①直流抵抗値 (Ω)	②定期検査時の直流抵抗値 (Ω)	①/②
H23. 9. 30	175. 47	303. 37	0. 58
H24. 2. 3	244. 25		0. 81
H24. 2. 13	500~535		1. 65~1. 76

b. 想定される要因の検討

当該温度計は格納容器内にあるため現時点においては、当該温度計の状況を直接確認することができない。また、現場端子台でケーブルを解線し、故障箇所の範囲を特定していく方法も考えられるが、ケーブル解線箇所である現場端子台が原子炉建屋 1 階 T I P 室上の格納容器貫通部付近にあり、非常に高線量のため接近できないことから範囲の特定も実施できない状況である。

そこで、現状想定される要因について可能な範囲で検証を行いつつ、想定される当該温度計の環境や劣化の傾向を模擬した上でモックアップ試験を行うこととした。

①想定される要因の検討

a. デジタルレコーダの特性不良

1) 端子台での誤接続、端子間での接触

中央制御室において接続状態を確認した結果、異常は確認されなかった。

- 2) デジタルレコーダ入力回路の不良
デジタルレコーダを外し、別の温度計の指示値（起電力を温度換算）と比較した結果、指示値に相違はなく、デジタルレコーダの入力回路に異常は確認されなかった。
- b. 温度検出器の特性不良
- 1) 熱劣化による材料特性変化による指示不良
『福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その1）』において600℃までの加熱試験で温度検出器の特性に問題のないことを確認している。
 - 2) 異種金属を媒体とした絶縁低下による起電力の影響
熱電対の原理から、当該温度計（型式：T型）の金属材料である銅－コンスタンタン以外の金属材が接触したとしても熱起電力の増減は発生しない（中間金属の法則）。
 - 3) 検出器回路の断線傾向（直流抵抗値の増加傾向）による指示上昇
直流抵抗測定の結果、断線傾向（直流抵抗値の増加傾向）にあることを確認したが、TDR測定（時間領域反射率測定）の結果からは断線箇所の特定には至らなかった。
しかし、ケーブル劣化に伴い温度計回路の抵抗が増加することにより指示値に影響が出る可能性は否定できない。
 - 4) 苛酷な環境条件を経験したことによる劣化に伴う指示上昇
苛酷な環境条件を経験したことにより、当該温度計が劣化して指示値の上昇に至る可能性は否定できない。
- c. 外乱（ノイズ）の影響
- 1) デジタルレコーダ電源へのノイズ混入
デジタルレコーダ電源へノイズが混入した場合には他の温度計も指示変動すると考えられるが、同じデジタルレコーダの他の温度データは当該温度計と同様の温度上昇挙動を示していないことから、デジタルレコーダ電源へのノイズ混入の可能性はない。
 - 2) 本設記録計からのノイズ混入
当該温度計が接続されている記録計と同じ盤内の全ての温度記録計の電源をオフにしたが、指示値に変化はみられなかったことから、本設記録計からのノイズ混入の可能性はない。
 - 3) 信号ケーブルへのノイズ混入
調査にあたり必要なケーブル解線箇所である現場端子台が原子炉建屋1階TIP室上の格納容器貫通部付近にあり、非常に高線量のため接近できないことから、調査が実施できない。

（添付資料－2）

以上のことから、想定される要因としては、検出回路の断線傾向（直流抵抗値の増加傾向）による指示上昇および当該温度計が苛酷な環境条件を経験したことによる劣化に伴う指示上昇が考えられる。

②想定される当該温度計の環境や故障を模擬したモックアップ試験

当該温度計は格納容器内に設置されており、事故後の苛酷な環境を経験していると考えられることから、当該温度計の環境や劣化の傾向を模擬した上でモックアップ試験を行い一連の指示値の挙動との関連性について確認を行った。

a. 短い周期での指示変動（ハンチング）に関する検証

1) 試験状態

温度計の回路の線間に可変抵抗を接続して指示値の確認を行った。

2) 試験結果

可変抵抗を線間接続し断線傾向（直流抵抗値が増大）を模擬した結果、温度指示値の短い周期での指示変動（ハンチング）が確認された。

（添付資料－3）

b. 温度指示の上昇に関する検証

1) 試験条件

当該温度計の環境と劣化状態を想定し、以下の試験条件でモックアップ試験を実施した。

- 当該温度計と同型のT型の温度計を使用
- 直流抵抗測定の結果を受けて抵抗増加を模擬
- ケーブル被覆に傷を入れ銅線を1本残した状態としてケーブル劣化を模擬
- 事故初期においては海水を注入していることから検出部が塩分を含んだ水に浸されていると仮定
- 検出部は多湿の状態にあると想定されることから多湿の状態を模擬

2) 試験結果

試験条件のもと温度指示値の推移をデジタルレコーダで確認したところ、多湿状態を模擬（蒸気暴露）した際の温度は、感温部の基準温度が約80℃前後であるのに対して、模擬直後に50～180℃で変動した後、約170℃で安定し徐々に温度が上昇した。3.5分後には約230℃となり、ほぼ安定した状態（若干の上昇傾向）となった。

当該試験については3回実施したが、いずれにおいても温度上昇の傾向が確認された。

（添付資料－4）

c. まとめ

原子炉圧力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）の一連の指示値の挙動に関連して想定される要因について検討し、モックアップ試験によりその妥当性について確認を行った。

モックアップ試験を行った結果、今回の当該温度計における事象で確認された短い周期での指示変動（ハンチング）及び温度指示の上昇について、それぞれ別の試験結果ではあるものの、同様の挙動が起こりうることを確認できた。

従って、今回の事象においては、

- 上下・円周方向近傍に設置されている温度計の温度が上昇していないこと
- モックアップ試験により指示変動（ハンチング）及び温度指示の上昇について同様の挙動が起こりうることを確認できたこと

から、平成24年2月2日以降から原子炉圧力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）が故障していたものと判断する。

原子炉圧力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）については、温度計の故障と判断したことから、保安規定第138条に定める原子炉圧力容器底部温度の監視対象から除外する。

d. 今後の予定

モックアップ試験の結果から今回の事象と同様の挙動が起こりうることは確認できた。今後、今回のモックアップ試験結果を踏まえ実機で起こった事象との整合性を検証し、発生メカニズムの解明に努めていく。

(添付資料)

- 添付資料－1 原子炉圧力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）に関する時系列
- 添付資料－2 原子炉圧力容器底部温度計の構造図
- 添付資料－3 短い周期での指示変動（ハンチング）に関するモックアップ試験結果
- 添付資料－4 温度指示の上昇に関するモックアップ試験結果

原子炉压力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）に関する時系列

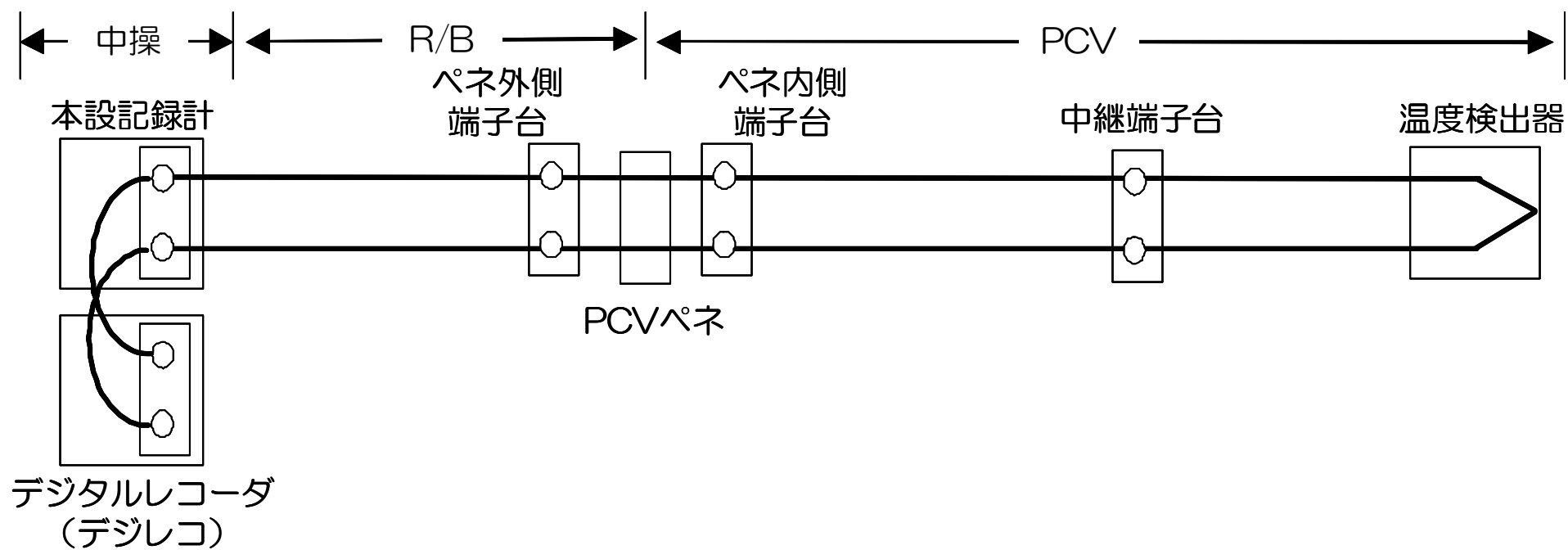
平成23年

- 3 / 20 : 中操で起電圧測定により温度計指示値の採取を開始（1回／約5時間）
- 3 / 26 : 温度計の電源を復旧し、指示値確認。以降中操記録計で指示を1回／約5時間 データ採取
- 5 / 29 : デジタルレコーダに接続。以降、免震重要棟でデジタルレコーダにてデータ監視。1回／1時間記録採取。
- 9 / 30 : 電気特性試験 絶縁低下傾向を確認
- 12 / 1 : 電気特性試験
- 12 / 6 : 上記絶縁低下の影響について評価し、報告徴収「東京電力株式会社福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告の徴収について（平成23年10月3日付、平成23・09・30原第12号）」に基づき、報告書「福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）原子炉压力容器・格納容器注水設備 添付資料－1 原子炉の冷却状態を監視する温度計の信頼性について」として報告
- 12 / 7 : 電気特性試験
- 12 / 12 : 電気特性試験

平成24年

- 1 / 27 : 電気特性試験
- 2 / 3 : 電気特性試験
- 2 / 13 : 電気特性試験。直流抵抗が上昇しており断線傾向であることから、指示値の不良と判断。

原子炉压力容器底部温度計の構成図



短い周期での指示変動（ハンチング）に関するモックアップ試験結果

2号機 原子炉压力容器底部温度計（TE-2-3-69H1）における直流抵抗増加に伴う温度上昇事象に関して、下記のとおり、線間抵抗増加時の挙動について確認した。

1. 試験回路構成

図1に試験回路構成図を示す。

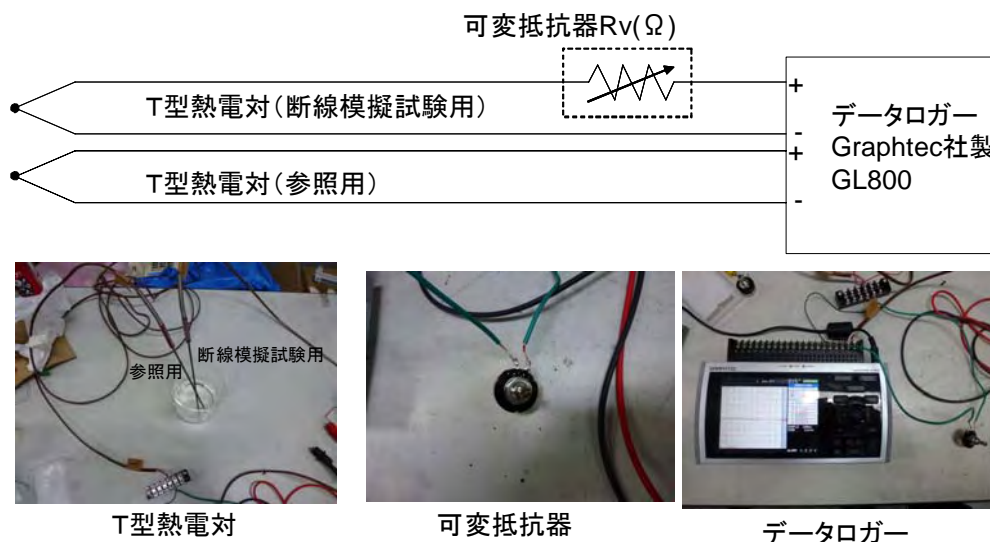
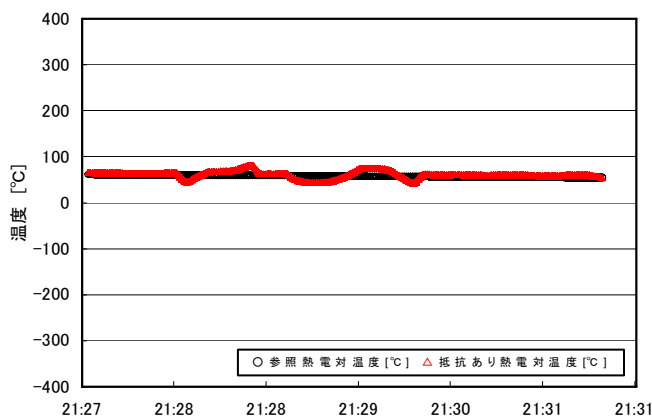


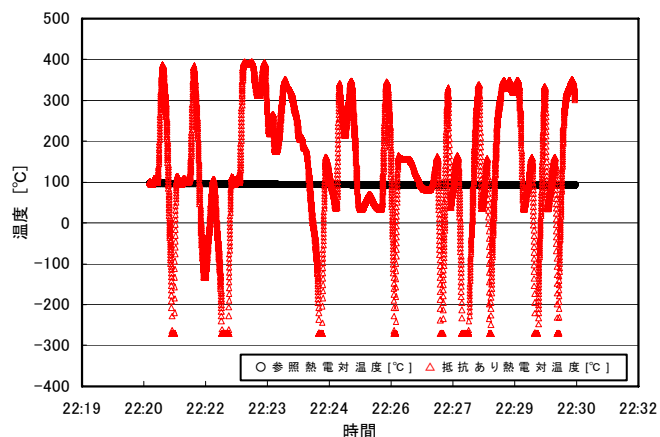
図1. 試験構成図

2. 試験結果

図2、図3に試験結果を示す。



参照用熱電対温度平均値:59[°C], 抵抗あり熱電対温度平均値:57[°C]



参照用熱電対温度平均値:95[°C], 抵抗あり熱電対温度平均値:123[°C]

図2. 可変抵抗1. 2 k Ω時の挙動

図3. 可変抵抗8 k Ω時の挙動

3. まとめ

可変抵抗を線間接続し断線傾向（直流抵抗値が増大）を模擬した結果、温度指示値の短い周期での指示変動（ハンチング）が確認された。

以上

温度指示の上昇に関するモックアップ試験結果

2号機 原子炉圧力容器底部温度計における直流抵抗増加に伴う温度上昇事象に関して、下記のとおり、モックアップ試験を実施した。

1. 試験方針

当該温度計構成部品（補償導線、端子台等）が事故後の高い温度、圧力、湿分環境に曝された可能性があること、また、温度検出回路に絶縁低下及び断線傾向が発生していることから、極力その状態を模擬することとする。また、事故初期において、海水を注入していることから、検出部が塩分を含んだ水に浸されているものと仮定する。

2. 試験方法

図1に試験回路概要図を示す。

試験体として、当該温度計と同型のT型補償導線を使用し、上記試験方針に示した状態により近づけるため、T型補償導線の被覆（銅側、コンスタンタン両方）を剥き素線を露出（※1）させたものを海水（※2）につけ蒸気にさらした状態で、温度の計測を行った。

（※1）銅側素線は1本を残し切断／コンスタンタン側素線は切断なし

（※2）海水に関しては、塩分濃度3.5%の塩水を使用

なお、断線状態を模擬するため銅側補償導線に40kΩの抵抗器を接続し、温度トレンドをデジタルレコーダ（1秒サンプリング）にて測定する（感温部は電気ポット内、液層部にセットする）。あわせて可変抵抗を40kΩとした際の、銅、コンスタンタン間の直流抵抗値を採取する（温度変化がない場合は省略する）。

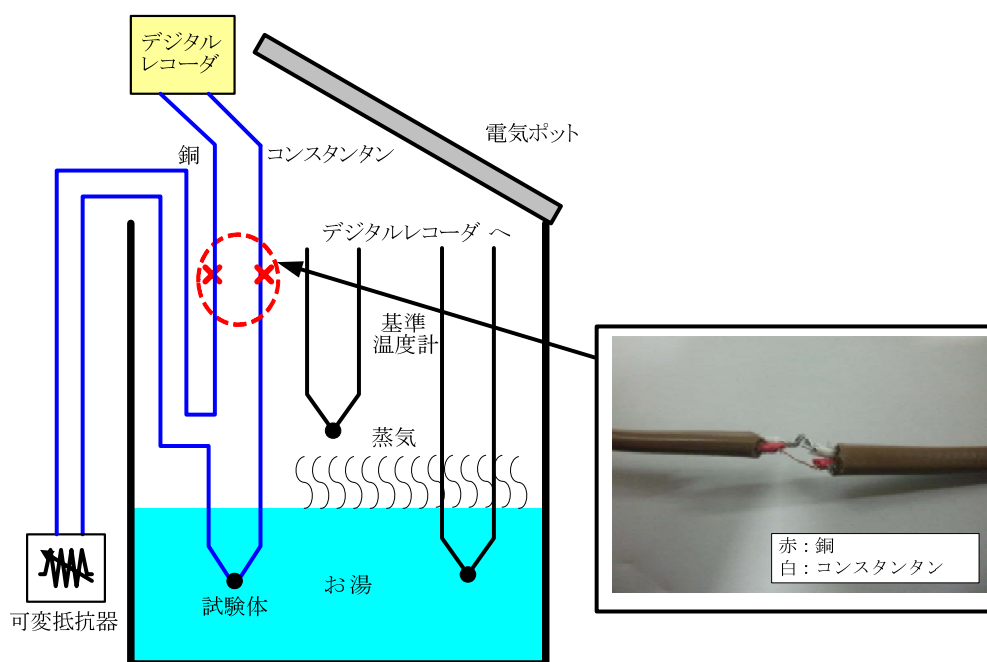


図1. モックアップ試験概要図

3. 試験結果

a) 直流抵抗測定の結果（平成24年2月15日測定）

表1. 直流抵抗測定の結果

接続抵抗値	直流抵抗			
	試験前	海水に浸した時	海水から引き上げた場合	蒸気暴露
40kΩ	40.3kΩ	11.2kΩ	40.3kΩ	16.5kΩ

b) 温度トレンド（平成24年2月15日測定）

蒸気暴露した際の温度は、感温部の基準温度が80℃前後であるのに対して、暴露直後に50～180℃で変動した後、約170℃で安定し徐々に温度が上昇した。暴露後、3.5分後には約230℃となり、ほぼ安定した状態（若干の上昇傾向）となった。

さらに、同じ条件のもとで試験を3回実施した結果、3回とも同様の温度上昇傾向が確認された。

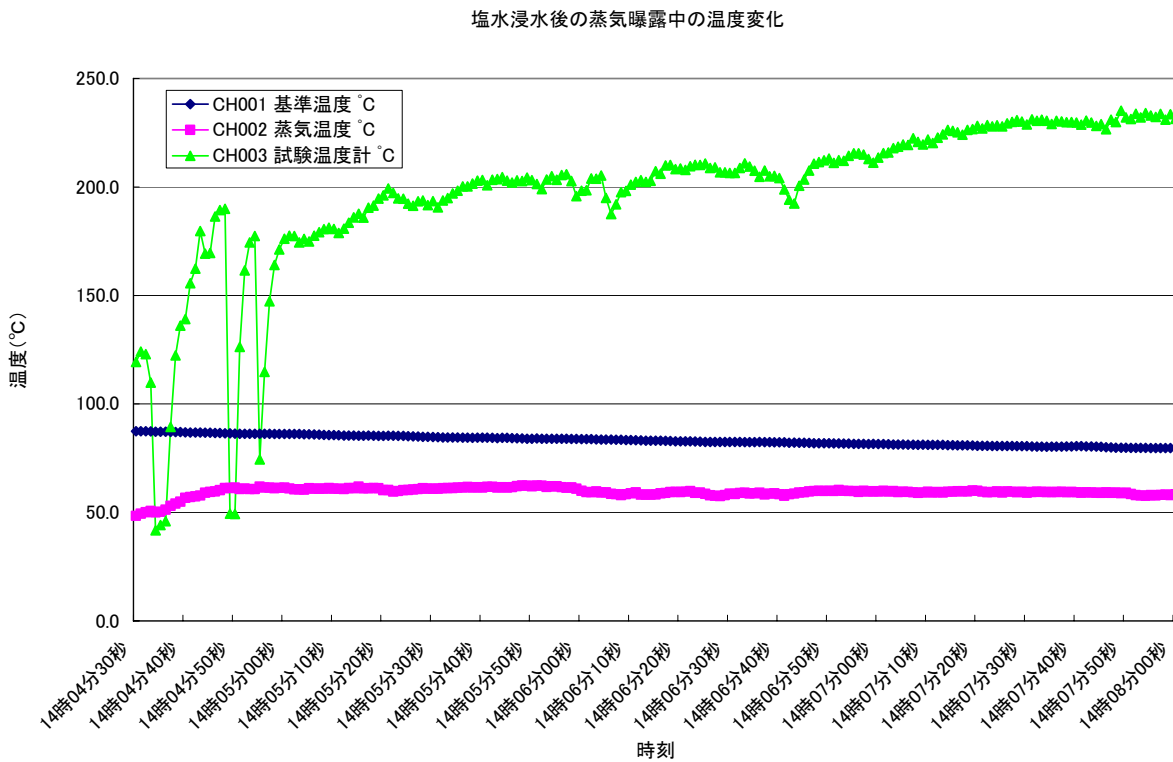


図2. 温度トレンド

4. 考察

今回のモックアップ試験の結果、T型補償導線の被覆（銅側、コンスタンタン両方）を剥き素線を露出させたものを海水につけ、約60℃の蒸気環境に曝した場合、温度が徐々に上昇する結果が3回得られた。

モックアップの結果から、今回の温度上昇は、以下の可能性が考えられる。

- ①温度計構成部品（補償導線、端子台等）が事故後の高い温度、圧力、湿分環境に曝されたことにより、使用条件を超え、温度検出回路に絶縁低下及び断線傾向が発生した。その後、海水注水等により絶縁低下箇所には海水等の腐食電位を発生させる物質（電解質溶液）が付着したため、電解質溶液と湿分の影響により腐食を生じ電位差が発生し、温度計回路に微弱電位として寄与。
- ②並行して、温度計構成回路上、断線傾向箇所が、湿分環境等により劣化し断線傾向が進行し抵抗増加。
- ③①及び②の影響により温度計の見かけの指示値が、緩やかに実際の温度よりも高めに指示。

以 上

3. 今後の対応策

(1) 冷温停止状態の維持を確認するための指標及び適用の考え方
平成23年12月、福島第一1～3号機は冷温停止状態にあると判断しているが、その際には、①圧力容器底部及び格納容器内の温度は概ね100℃以下であること、②格納容器からの放射性物質の放出を管理し、追加的放出による公衆被ばく線量を大幅に抑制（敷地境界において0.1ミリシーベルト/年。目標の1ミリシーベルト/年以下）、③循環注水冷却システムの中期的安全が確保されていることを根拠としている。

原子炉圧力容器の温度監視にあたっては、温度計単体の挙動のみに注目するのではなく、同じエレベーションで異なる角度方向に設置されている温度同士の相関、同じ角度方向で別エレベーションに設置されている温度同士の相関を確認する等の視点で総合的に判断している。実際に温度が上昇していると考えられる場合においては、蒸気発生が考えられることから格納容器圧力を確認する。その際、温度上昇の要因として再臨界が考えられるため、希ガス濃度の確認を行う。また、並行して蒸気発生に伴う放射性物質の環境への放出量の有無の確認を行う。

現在まで2号機においては、保安規定上の温度監視ポイントとして、原子炉圧力容器底部にて5カ所、原子炉格納容器雰囲気温度にて9カ所で温度測定をしてきている。今回断線が確認された温度計は、原子炉圧力容器底部5カ所のうちの1カ所である。

今後、冷温停止状態の維持、プラントの安定を判断する上では、上記の温度監視による局所的な除熱不足状態の把握に加え、全体的な放出量の異常確認等を目的とし、各号機にて以下のプラントパラメータの監視を引き続き実施する。

- ①原子炉圧力容器底部温度（保安規定対象）
- ②原子炉格納容器雰囲気温度（保安規定対象）
- ③ドライウェル圧力
- ④ガス管理設備排気温度
- ⑤ガス管理設備フィルタユニット表面放射線量／排気フィルタ入口出口放射性物質濃度
- ⑥ガス管理設備排気希ガス濃度
- ⑦原子炉建屋から大気中への放射性物質の放出量

今後、現在測定している温度計指示値が異常な挙動を示した場合には、上記の挙動を分析し、原子炉内の状態の把握に努める。（【参考1】）

なお、上記のほか、冷温停止状態を裏付けるための補足として、その他のパラメータについても測定に伴う被ばく、アクセス性、計器の状態を勘案しつつ、

監視を行うことを検討する。

○補足として採取する例

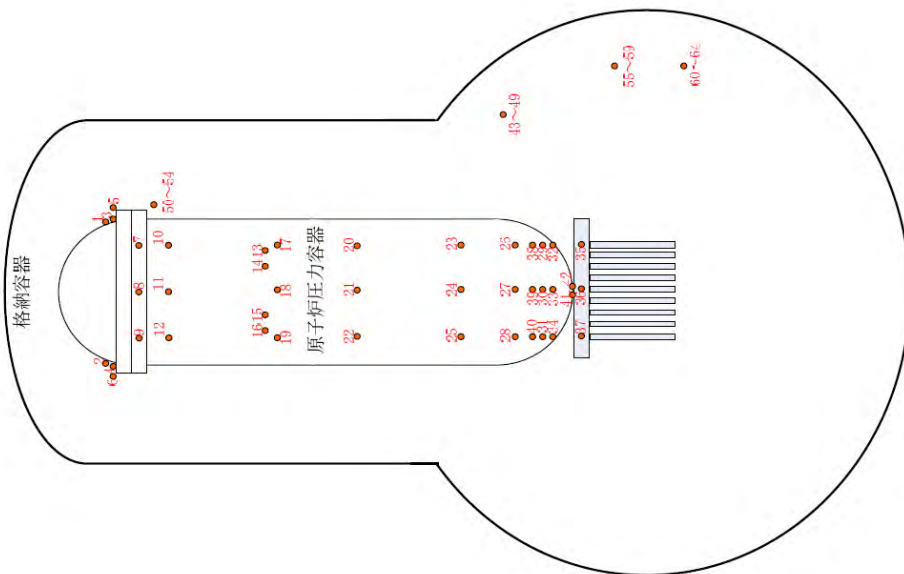
- ・原子炉内の水位（原子炉圧力容器内にある熱源の冷却状態の監視、冷却不足兆候の把握のため）
- ・格納容器水位（原子炉格納容器内にある熱源の冷却状態の監視のため）
- ・原子炉圧力容器各部温度（炉内蒸気発生の有意味な変化を確認できる可能性があるため）【参考2】
- ・S/C プール水温（原子炉内および格納容器内熱源の熱交換量の異常が検知できる可能性があるため）
- ・0° 近傍の各部温度（RPV 底部ヘッド上部温度計の除外を補完するため。2号機のみ）

【参考1】各プラントパラメータの冷温停止状態との関連性について

プラントパラメータ	冷温停止状態との関連性	備考
①原子炉圧力容器底部温度	熱源が多く存在すると想定される部位であり、ここの冷却状態が確認できれば、冷温停止状態であると判断できる。	保安規定対象
②原子炉格納容器雰囲気温度	燃料が炉外に落下し熱源は原子炉格納容器底部に存在すると想定され、これらの熱源が冷却不足であれば、原子炉格納容器雰囲気温度が上昇する。 原子炉格納容器雰囲気の冷却状態が確認できれば、冷温停止状態であると判断できる。	保安規定対象
③ドライウエル圧力	原子炉圧力容器内あるいは原子炉格納容器内にある熱源の冷却が不足していた場合、蒸気温度が上昇し、発生した蒸気により格納容器内が加圧され、ドライウエル圧力が上昇する可能性がある。 ドライウエル圧力が有意な上昇を示していなければ、蒸気発生は著しく大きくない場合のみ適用可能)	ドライウエル圧力は蒸気発生以外にも、以下のパラメータ等に依存し変動することが確認されていることから、監視にはこれらパラメータを勘案する必要あり。 ・窒素封入量 ・ガス管理設備排気風量 ・外気圧 ・PCV 水位
④格納容器ガス管理設備排気温度	原子炉圧力容器内あるいは原子炉格納容器内にある熱源の冷却が不足していた場合、蒸気温度が上昇し、発生した蒸気により格納容器内が加熱され、格納容器雰囲気温度が上昇する。 格納容器ガス管理設備の排気温度が有意な上昇を示していなければ、蒸気発生が著しくないと判断できる。	格納容器ガス管理設備排気温度は蒸気発生以外にも、以下のパラメータ等に依存し変動することが確認されていることから、監視にはこれらパラメータを勘案する必要あり。 ・窒素封入量／温度 ・ガス管理設備排気風量 ・外気温 (格納容器ガス管理設備系統概略図については【参考3】参照)
⑤格納容器ガス管理設備フィルタユニット表面放射線量／排気フィルタ入口出口放射性物質濃度	原子炉圧力容器内あるいは原子炉格納容器内にある熱源の冷却が不足していた場合、蒸気温度が上昇し、蒸気に随伴したセシウム等の放射性物質が格納容器ガス管理設備にて吸着	ガス管理設備排気ダスト濃度は蒸気発生以外にも、以下のパラメータ等に依存し変動することが確認されていることから、監視

	<p>され、更に大量の場合にはフィルタ出口の放射性物質濃度も上昇する可能性がある。</p> <p>格納容器ガス管理設備の排気フィルタユニットの表面放射線量及び排気フィルタ出口ダスト濃度（マルチチャンネルアナライザの波形）が有意に上昇（変動）していなければ、格納容器内からの放射性物質放出が有意に増加していないと判断できる。</p>	<p>にはこれらパラメータを勘案する必要あり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・窒素封入量 ・ガス管理設備排気風量 <p>なお、サンプリング測定に伴う要員の作業被ばく線量の観点から、排気フィルタ入口のサンプリングは、他のパラメータが有意に変動した際に確認を行う。</p>
⑥ 格納容器ガス管理設備排気希ガス濃度	<p>原子炉圧力容器あるいは原子炉格納容器内にて再臨界が発生した場合、希ガス濃度が上昇する。</p> <p>希ガス濃度が有意に上昇していなければ、再臨界の発生がないと判断できる。</p>	<p>1号機は連続監視可能。</p> <p>2、3号機については、希ガスモニタ導入以降、連続監視可能となる。</p>
⑦ 原子炉建屋から大気中への放射性物質の放出量	<p>原子炉圧力容器内あるいは原子炉格納容器内にある熱源の冷却が不足していた場合、蒸気温度が上昇し、蒸気に随伴したセシウム等の放射性物質が格納容器から漏えいする可能性がある。</p> <p>原子炉建屋上部のダスト濃度が有意に上昇していなければ、環境への放射性物質の放出が増加していないと判断できる。</p>	<p>各号機の状況については【参考4】参照</p>

1号機

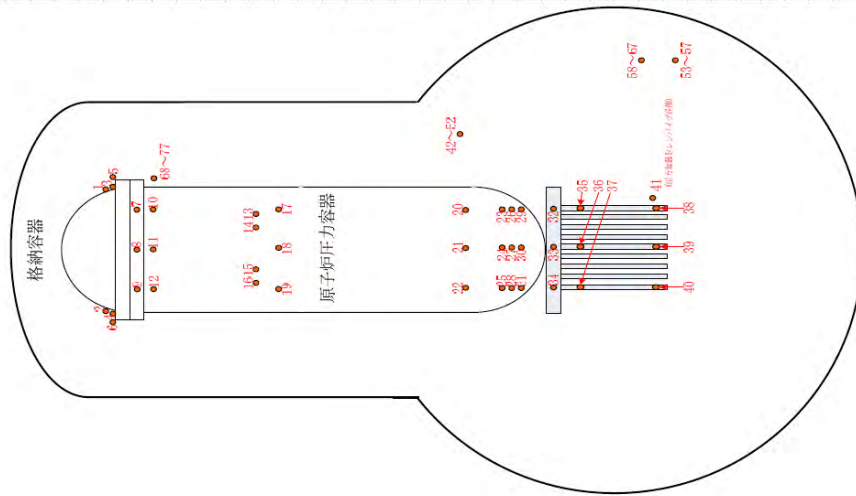


No.	Tag. No.	サービス名称
1	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
2	TE-263-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
3	TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
4	TE-263-66B2	VESSEL HEAD FLANGE
5	TE-263-67A1	VESSEL STUD
6	TE-263-67A2	VESSEL STUD
7	TE-263-69A1	原子炉フランジ
8	TE-263-69A2	原子炉フランジ
9	TE-263-69A3	原子炉フランジ
10	TE-263-69B1	原子炉蒸気
11	TE-263-69B2	原子炉蒸気
12	TE-263-69B3	原子炉蒸気
13	TE-263-69D1	N-4B ノズル END
14	TE-263-69D2	N-4B ノズル END IN BOARD
15	TE-263-69E1	N-4C ノズル END
16	TE-263-69E2	N-4C ノズル END IN BOARD
17	TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL
18	TE-263-69C2	VESSEL BELOW WATER LEVEL
19	TE-263-69C3	VESSEL BELOW WATER LEVEL
20	TE-263-69F1	VESSEL CORE
21	TE-263-69F2	VESSEL CORE
22	TE-263-69F3	VESSEL CORE
23	TE-263-69G1	VESSEL DOWN COMMER
24	TE-263-69G2	VESSEL DOWN COMMER
25	TE-263-69G3	VESSEL DOWN COMMER
26	TE-263-69H1	原子炉 SKIRT COMMER
27	TE-263-69H2	原子炉 SKIRT COMMER
28	TE-263-69H3	原子炉 SKIRT COMMER
29	TE-263-69K1	原子炉 SKIRT JOINT 上部
30	TE-263-69K2	原子炉 SKIRT JOINT 上部
31	TE-263-69K3	原子炉 SKIRT JOINT 上部
32	TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
33	TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
34	TE-263-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD

No.	Tag. No.	サービス名称
35	TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
36	TE-263-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
37	TE-263-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
38	TE-263-69N1	CRDハウジング 上端
39	TE-263-69N2	CRDハウジング 上端
40	TE-263-69N3	CRDハウジング 上端
41	TE-263-69P#1	N-12 VESSEL BOTTOM
42	TE-263-69P#2	N-12 VESSEL BOTTOM
43	TE-261-13A	安全弁-4A
44	TE-261-13B	安全弁-4B
45	TE-261-13C	安全弁-4C
46	TE-261-14A	RV-203-3A(フローダウンバルブ)
47	TE-261-14B	RV-203-3B(フローダウンバルブ)
48	TE-261-14C	RV-203-3C(フローダウンバルブ)
49	TE-261-14D	RV-203-3D(フローダウンバルブ)
50	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
51	TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
52	TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
53	TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
54	TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BERROWS SEAL AREA
55	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR
56	TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR
57	TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR
58	TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR
59	TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR
60	TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR
61	TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR
62	TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR
63	TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR
64	TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR

【参考2】各号機温度計設置位置（灰塗りは未使用計器または使用不可計器）

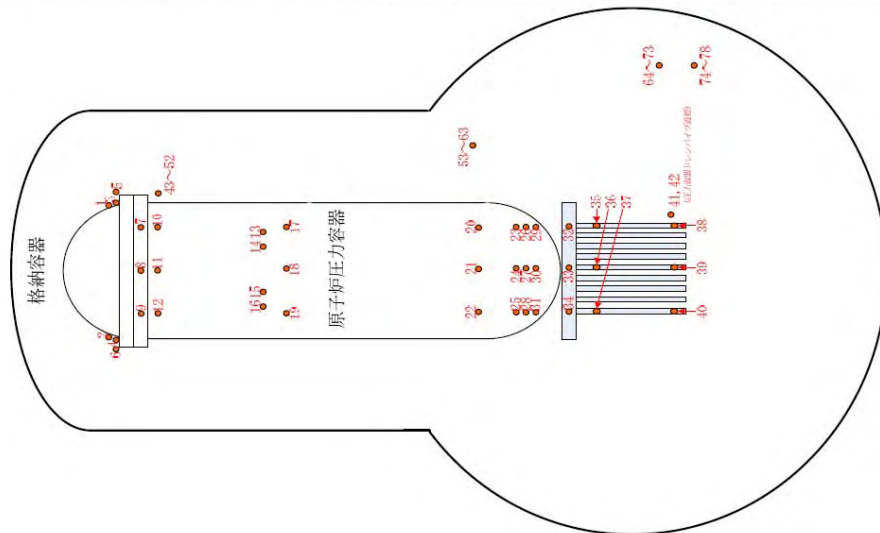
2号機



No.	Tag No.	サ-ビス名称
1	TE-2-3-66A1	VESSEL HEAD ADJ.AC. TO FLANGE
2	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJ.AC. TO FLANGE
3	TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
4	TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE
5	TE-2-3-67A1	VESSEL STUD
6	TE-2-3-67A2	VESSEL STUD
7	TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE
8	TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE
9	TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE
10	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
11	TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
12	TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
13	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END
14	TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD
15	TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END
16	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD
17	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE
18	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE
19	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE
20	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
21	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
22	TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
23	TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
24	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
25	TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
26	TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP
27	TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP
28	TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP
29	TE-2-3-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
30	TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
31	TE-2-3-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD
32	TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
33	TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
34	TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
35	TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
36	TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
37	TE-2-3-69N3	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
38	TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
39	TE-2-3-69P2	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
40	TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING

No.	Tag No.	サ-ビス名称
41	TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN
42	TE-2-112A	SAFTY VALVES RV 2-70A
43	TE-2-112B	SAFTY VALVES RV 2-70B
44	TE-2-112C	SAFTY VALVES RV 2-70C
45	TE-2-113A	Blowdown Valves A
46	TE-2-113B	Blowdown Valves B
47	TE-2-113C	Blowdown Valves C
48	TE-2-113D	Blowdown Valves D
49	TE-2-113E	Blowdown Valves E
50	TE-2-113F	Blowdown Valves F
51	TE-2-113G	Blowdown Valves G
52	TE-2-113H	Blowdown Valves H
53	TE-16-114A	RETURN AIR DRYWELL COOLER
54	TE-16-114B	RETURN AIR DRYWELL COOLER
55	TE-16-114C	RETURN AIR DRYWELL COOLER
56	TE-16-114D	RETURN AIR DRYWELL COOLER
57	TE-16-114E	RETURN AIR DRYWELL COOLER
58	TE-16-114F#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16A
59	TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16A
60	TE-16-114G#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16B
61	TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16B
62	TE-16-114H#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16C
63	TE-16-114H#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16C
64	TE-16-114I#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16D
65	TE-16-114I#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16D
66	TE-16-114J#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16E
67	TE-16-114J#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH2-16E
68	TE-16-114L#1	RPV BELLOW SEAL AREA
69	TE-16-114L#2	RPV BELLOW SEAL AREA
70	TE-16-114M#1	RPV BELLOW SEAL AREA
71	TE-16-114M#2	RPV BELLOW SEAL AREA
72	TE-16-114N#1	RPV BELLOW SEAL AREA
73	TE-16-114N#2	RPV BELLOW SEAL AREA
74	TE-16-114P#1	RPV BELLOW SEAL AREA
75	TE-16-114P#2	RPV BELLOW SEAL AREA
76	TE-16-114R#1	RPV BELLOW SEAL AREA
77	TE-16-114R#2	RPV BELLOW SEAL AREA

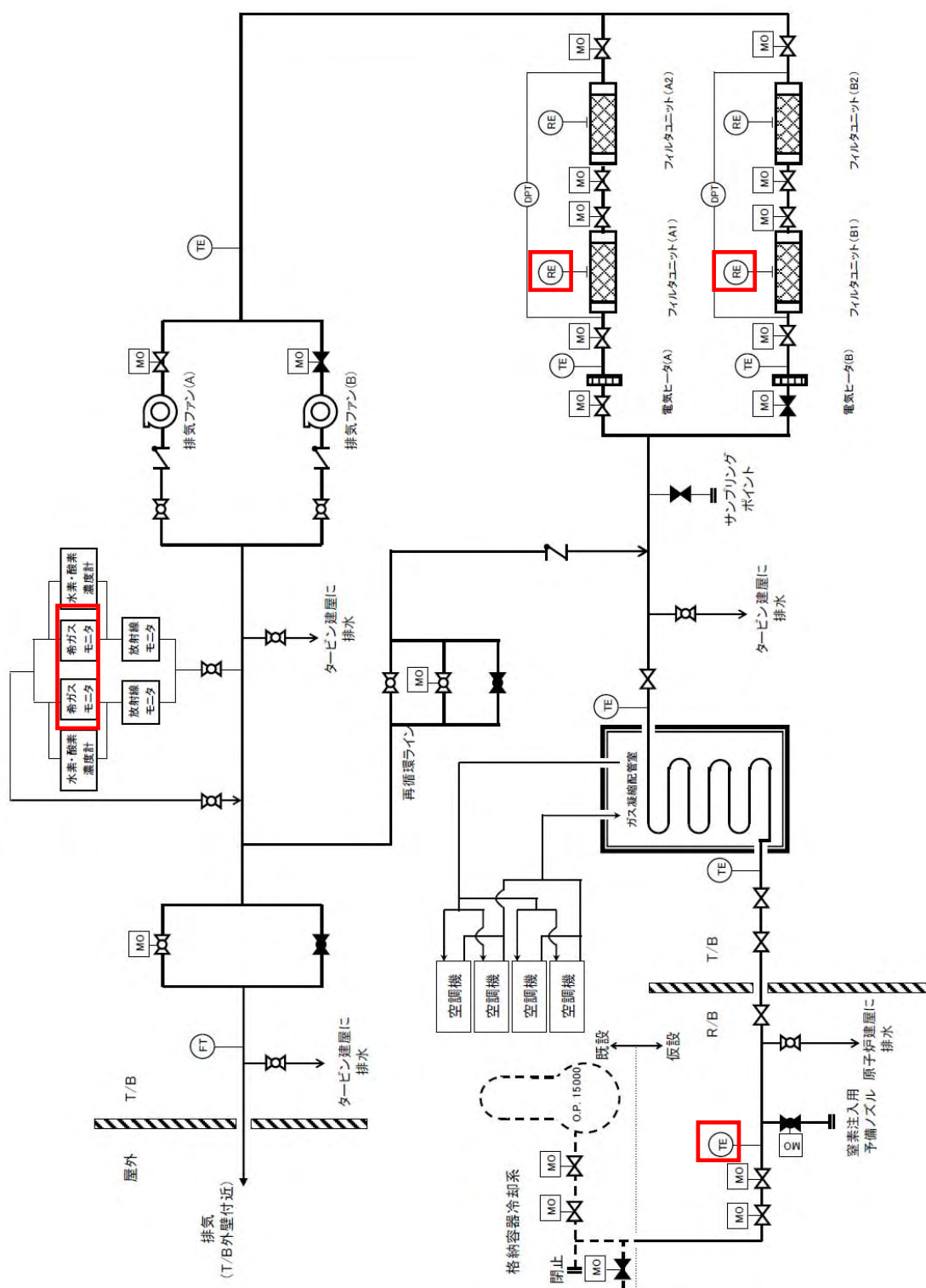
3号機



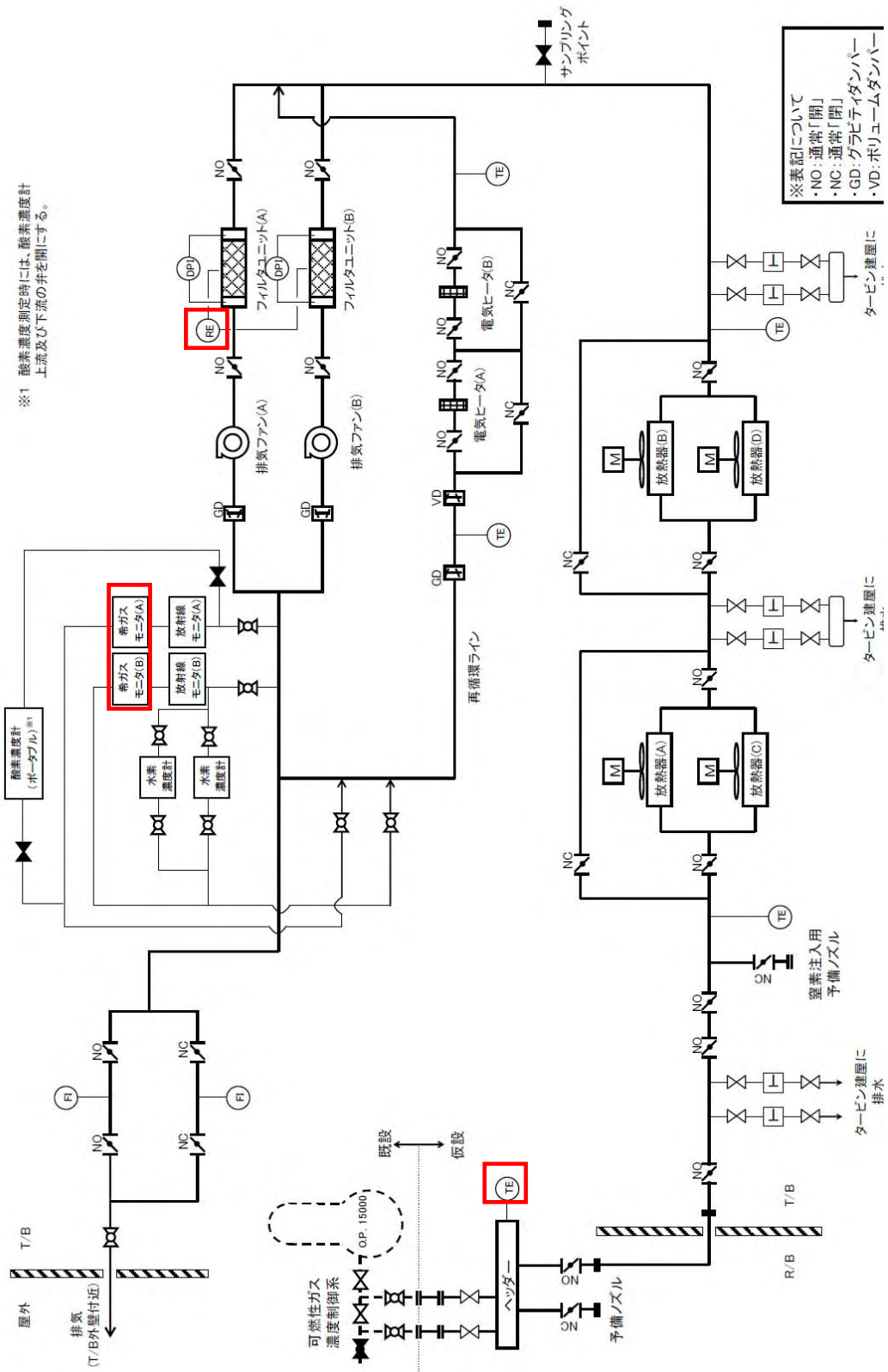
No.	Tag No.	サーベイス名称
1	TE-2-3-66A1	RPV 上蓋フランジ周辺温度
2	TE-2-3-66A2	RPV 上蓋フランジ周辺温度
3	TE-2-3-66B1	RPV 上蓋フランジ温度
4	TE-2-3-66B2	RPV 上蓋フランジ温度
5	TE-2-3-67A1	RPV スタックボルト温度
6	TE-2-3-67A2	RPV スタックボルト温度
7	TE-2-3-69A1	RPV フランジ温度
8	TE-2-3-69A2	RPV フランジ温度
9	TE-2-3-69A3	RPV フランジ温度
10	TE-2-3-69B1	RPV フランジ周辺温度
11	TE-2-3-69B2	RPV フランジ周辺温度
12	TE-2-3-69B3	RPV フランジ周辺温度
13	TE-2-3-69D1	RPV 給水ノズルN4B 温度
14	TE-2-3-69D2	RPV 給水ノズルN4B 温度
15	TE-2-3-69E1	RPV 給水ノズルN4D 温度
16	TE-2-3-69E2	RPV 給水ノズルN4D 温度
17	TE-2-3-69J1	RPV 給水ノズル下部温度
18	TE-2-3-69J2	RPV 給水ノズル下部温度
19	TE-2-3-69J3	RPV 給水ノズル下部温度
20	TE-2-3-69H1	RPV 底部ヘッド上部温度
21	TE-2-3-69H2	RPV 底部ヘッド上部温度
22	TE-2-3-69H3	RPV 底部ヘッド上部温度
23	TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度
24	TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度
25	TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度
26	TE-2-3-69K1	RPV スカート上部温度
27	TE-2-3-69K2	RPV スカート上部温度
28	TE-2-3-69K3	RPV スカート上部温度
29	TE-2-3-69L1	RPV 下部ヘッド温度
30	TE-2-3-69L2	RPV 下部ヘッド温度
31	TE-2-3-69L3	RPV 下部ヘッド温度
32	TE-2-3-69M1	RPV 支持スカートフランジ温度
33	TE-2-3-69M2	RPV 支持スカートフランジ温度
34	TE-2-3-69M3	RPV 支持スカートフランジ温度
35	TE-2-3-69N1	CRD ハウジング頂部温度
36	TE-2-3-69N2	CRD ハウジング頂部温度
37	TE-2-3-69N3	CRD ハウジング頂部温度
38	TE-2-3-69P1	CRD ハウジング底部温度
39	TE-2-3-69P2	CRD ハウジング底部温度
40	TE-2-3-69P3	CRD ハウジング底部温度

No.	Tag No.	サーベイス名称
41	TE-2-106	RPV トリン温度
42	TE-2-112A	安全弁漏えい検出
43	TE-2-112B	安全弁漏えい検出
44	TE-2-112C	安全弁漏えい検出
45	TE-2-113A	遮し安全弁 A 出口温度
46	TE-2-113B	遮し安全弁 B 出口温度
47	TE-2-113C	遮し安全弁 C 出口温度
48	TE-2-113D	遮し安全弁 D 出口温度
49	TE-2-113E	遮し安全弁 E 出口温度
50	TE-2-113F	遮し安全弁 F 出口温度
51	TE-2-113G	遮し安全弁 G 出口温度
52	TE-2-113H	遮し安全弁 H 出口温度
53	TE-16-114L#1	原子炉ヘロ-シールド部温度
54	TE-16-114L#2	原子炉ヘロ-シールド部温度
55	TE-16-114N#1	原子炉ヘロ-シールド部温度
56	TE-16-114N#2	原子炉ヘロ-シールド部温度
57	TE-16-114N#1	原子炉ヘロ-シールド部温度
58	TE-16-114N#2	原子炉ヘロ-シールド部温度
59	TE-16-114F#1	原子炉ヘロ-シールド部温度
60	TE-16-114F#2	原子炉ヘロ-シールド部温度
61	TE-16-114R#1	原子炉ヘロ-シールド部温度
62	TE-16-114R#2	原子炉ヘロ-シールド部温度
63	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
64	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
65	TE-16-114C#1	格納容器空調機供給空気温度
66	TE-16-114C#2	格納容器空調機供給空気温度
67	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
68	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
69	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
70	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
71	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
72	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
73	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度
74	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度
75	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度
76	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度
77	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度

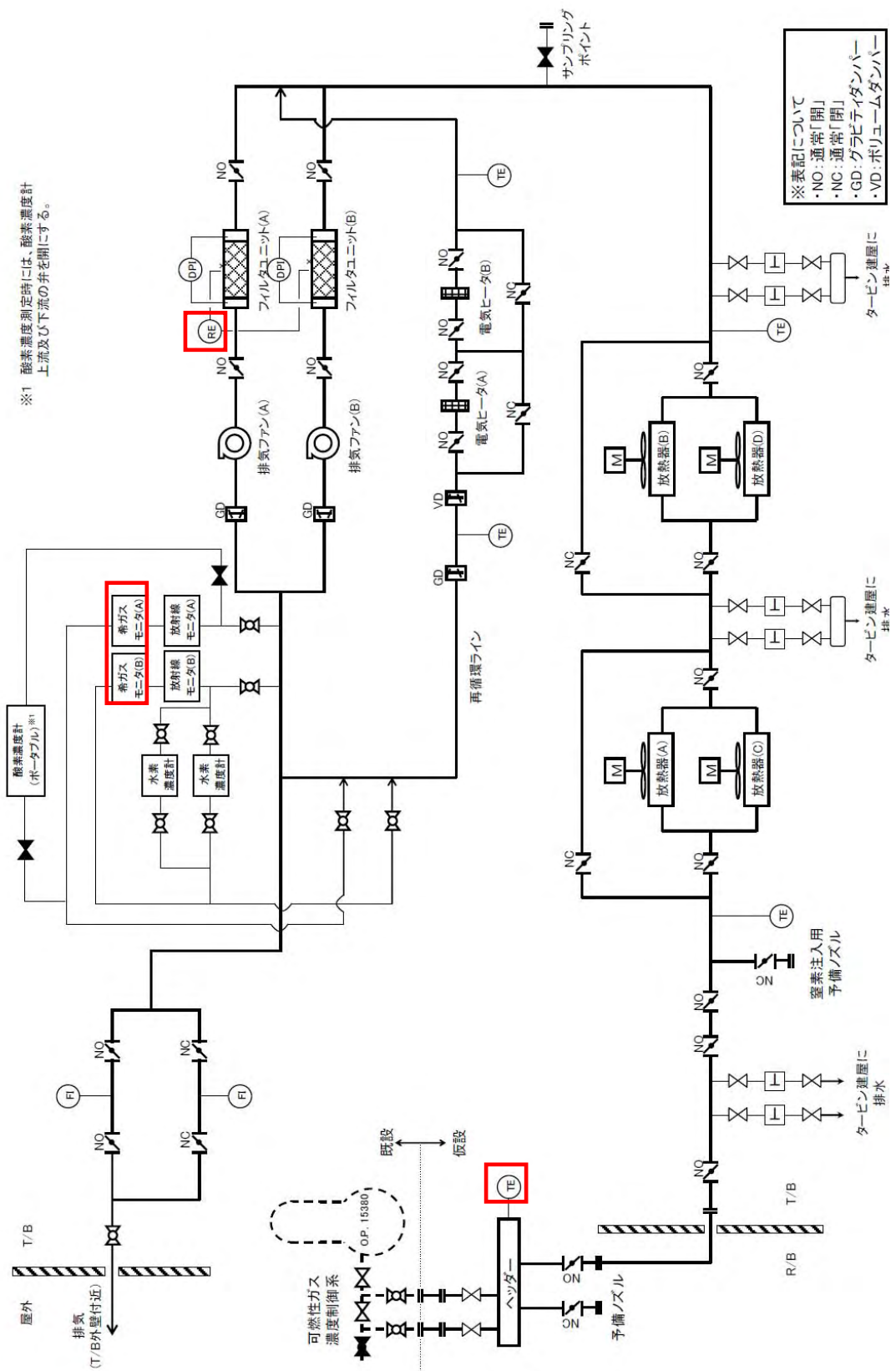
【参考3】格納容器ガス管理設備系統概略図（赤枠が監視対象）



(1号機)



(2号機)



(3号機)

【参考4】外部へ放出される放射性物質の監視、評価

格納容器ガス管理設備による格納容器から抽出される気体中の放射性物質（希ガス、放射性物質濃度）の監視に加え、各号機原子炉建屋から大気中への放射性物質の放出量の確認のために、平成23年9月より実施している各原子炉建屋上部の主な開口部における空気中の放射性物質濃度（ダスト濃度）の測定について、以下の通り段階的に測定の頻度を増やしていく。

1号機

平成23年10月より原子炉建屋カバーが設置され、カバー内原子炉建屋上部及び排気設備フィルタ出口においてダストを採取してダスト放射線モニタにより連続監視を行っている。

2号機

現状、月1回、原子炉建屋上部の主な開口部であるブローアウトパネル開口部の下方より採取機器を吊り上げてダスト濃度と風速を測定し、放出量を算出している。当面は、冷温停止状態が維持されていることを確認するための各監視パラメータを総合的に判断した結果から放出量の増加が想定される場合に、追加のダスト濃度測定を行う。採取頻度については、採取作業による被ばく線量を考慮する。今後、空間線量率の低いエリアでの採取作業を可能とするため、ブローアウトパネル開口部からの採取ライン、採取装置を設置し、定期的な測定頻度を増やしていく（4月末日途）。引き続き、連続監視が可能となるダスト放射線モニタの設置を進め、免震重要棟での監視を行えるようにする（9月以降目途）。

3号機

現状、月1回、原子炉建屋上部（原子炉上、機器ハッチ開口部内）において、大型クレーンで採取機器を吊り下げてダスト濃度と風速を測定し、放出量を算出している。当面は、冷温停止状態が維持されていることを確認するための各監視パラメータを総合的に判断した結果から放出量の増加が想定される場合に、追加のダスト濃度測定を行う。採取頻度については、採取作業による被ばく線量を考慮する。今後、原子炉建屋上部の瓦礫撤去作業用の構台上においてダストを採取してダスト放射線モニタにより連続監視を行う予定となっている（構台設置後の10月以降目途）。

3. 今後の対応方針

(2) 既設温度計以外の原子炉内温度監視手段の検討

1) はじめに

現在使用されている温度計以外に原子炉内の温度を監視するための代替手段について、具体的な手段の抽出及びその適用可能性について検討し概略評価を行った。本検討に当たっては、以下を前提条件とした。

- ① 冷温停止状態の判断条件であり、保安規定で運転上の制限として 80°C 以下であることが定められている原子炉圧力容器底部温度を測定する方法を代表として検討すること
- ② 温度監視の代替手段としては、温度計設置に限らず多面的に検討すること
- ③ 現時点では不可能と考えられる手段であっても、技術開発等により可能となることを前提として抽出すること
- ④ 現状考えられる手段は全て検討対象とし、各々について実現のために必要となる技術課題を抽出し、その想定される困難さから成立性について検討すること

2) 代替手段の抽出結果と概略評価結果

原子炉圧力容器底部温度の監視の代替手段として、①原子炉圧力容器（以下、RPV という）に繋がる配管に温度計を挿入する方法、②原子炉格納容器（以下、PCV という）の中に入り温度計を挿入する方法、③RPV 表面温度計（または相当）以外の方法により RPV 温度を推定する方法④既設温度計を復旧する方法と大きく分けて 4 種類の手段が考えられる。

これらの代替手段の具体的なアプローチ方法、各アプローチ方法の検討概要、実現のための前提条件・技術課題、概略評価結果を図 1 に示す。

概略評価の結果をまとめると以下の通りである。

- ①：プロセス配管、計装配管を用いる方法については、RPV ノズルへの接続システムからの抽出で成立性が無いとは言えないシステムが確認されたことから、△（可能性中）の評価となった（添付資料－1 参照）。

なお、圧力容器下部につながる計装配管から格納容器外まで内部水をブローし、その温度を計測する手段も考えられることから、原子炉内の温度を監視するための代替手段の検討候補として含めている。（添付資料－4 参照）

- ②：PCV 貫通部からのアプローチ、原子炉上部からのアプローチいずれも技

術的な課題が多く、×（可能性小）という評価となった。

（添付資料－2 参照）

- ③：RPV からのペDESTALへの漏洩水温度による推定については、△（可能性中）の評価となった。
- ④：PIP（制御棒位置検出器）の温度計を活かす方法については、コネクタ損傷の可能性が高いと考えられることから、×（可能性小）という評価となった。

概略評価の結果、△（可能性中）と評価されたアプローチ方法については、今後、実現のための前提条件・技術課題についてより詳細に調査・検討し、評価の精度を上げた上で、実機適用性について評価する必要がある。

なお、原子炉圧力容器底部の温度測定方法について代表として評価を行ったが、原子炉内の他の部位（炉心や原子炉上部等）についても、同様に実機適用性の可否について検討する。

3) PCV 内温度を測定するための設備設置検討

原子炉内温度の監視に加え、RPV からペDESTALへ落下していると推定されるデブリの冷却状態について把握することを目的として、工業用内視鏡による PCV 内部状況確認時（2号機について1月19日に実施）に使用した貫通部（X-53 ペネ）等を使用して、新たに、PCV 内の滞留水温度を測定するための設備の設置を検討する。

検討事項	代替方法	具体的なアプローチ方法	検討概要	実現のための前提条件・技術課題	概略評価	添付資料
原子炉圧力容器底部の温度監視方法の検討	①RPVに繋がる配管に温度計を挿入する方法	プロセス配管を用いる	温度計挿入に対する障害物(弁、オリフィス、曲がり)評価する必要があるが、可能性はある	・温度計位置確認方法 ・感温部がメタルにふれなくて良いか ・ノズル付近の測定で良いか	△	添付資料-1
		計装配管を用いる	EFCV(過流防止逆止弁)の上流側が切断できれば、温度計挿入に対する障害物(弁、オリフィス、曲がり)評価する必要があるが、可能性はある	・温度計位置確認方法 ・感温部がメタルにふれなくて良いか ・ノズル付近の測定で良いか	△	添付資料-1
		CRD(制御棒駆動水圧系)配管を用いる	損傷燃料が炉底部へ落下しているとの想定があり、CRD駆動系配管が損傷している可能性(注)ノズルが損傷あるいは閉塞している可能性有	-	×	-
		TIP(移動式炉心内計装)案内管を用いる	TIP室のバルブアセンブリよりPCV側で、TIP案内管を切断できれば、温度計挿入の可能性はある。	・炉底部のTIP案内管が正常であること。 ・温度計位置確認方法 ・感温部がメタルにふれなくて良いか	△	-
	②PCVの中に入り、温度計を挿入する方法	PCV貫通部(X-6)からアプローチする	X-6を開放しPCV内に侵入後、生体遮へいの空調ダクト穴等を使ってRPV当該レベルにアクセスした後、RPV金属保温材を取り外して外壁面に到達するが、障害物の遠隔撤去が必要。	・アクセスルート確保のための遠隔装置開発 ・温度計の遠隔設置方法 ・ある程度人がアクセスできる環境改善	×	添付資料-2
		原子炉上部からアプローチする	ウェルカバー取り外し/PCVヘッドマンホールを開放し、バルクヘッドカバー、金属保温材などを通過して生体遮へいとRPVの隙間から下にアクセスした後、RPV金属保温材を取り外して外壁面に到達するが、障害物の遠隔撤去が必要。	・オペフロへのアクセスと天井クレーン復旧 ・アクセスルート確保のための遠隔装置開発 ・温度計の遠隔設置方法 ・ある程度人がアクセスできる環境改善	×	添付資料-2
	③RPV表面温度計(または相当)以外の方法によりRPV温度を推定する方法	赤外線カメラによる推定(サーモグラフィ、放射温度計など)	生体遮へいの外側からの赤外線カメラ(サーモグラフィ、放射温度計など)による推定方法が考えられる。	・現場環境に対する適用可否検討 ・生体遮へいの外側からの推定可否検討	×	添付資料-3
		RPVからペDESTALへの漏洩水温度による推定	RPV下部よりペDESTALに、炉水が漏洩していると考えられる。その上部から漏洩している水の温度を計測することで炉内の冷却状態を確認する方法が考えられる。	・デブリの冷却に寄与していない水の温度を検出している可能性があるため、炉水の漏洩であることの特定期間検討が必要 ・ペDESTALへのアクセス方法検討	△	-
	④既設温度計を復旧する方法	PIP(制御棒位置検出器)の温度計を活かす	・現場にある温度記録計を活かすか又は仮設デジタルを設置して、中操若しくは、免震棟へ温度出力できるようにする。 ・コネクタの損傷可能性大	-	×	-

○:可能性大
△:可能性中
×:可能性小

図1 2号機原子炉圧力容器底部の温度監視の代替手段の検討について

4) 今後のスケジュール

工事計画（案）を図2に示す。

概略評価の結果、△（可能性中）と評価されたアプローチ方法については、今後、実現のための前提条件・技術課題についてより詳細に調査・検討し、実機適用性評価（対象の絞り込み、技術開発項目及び実機適用課題の抽出）を行う。また、PCV内の滞留水温度を測定するための設備の設置を検討する。

項目		平成23年度		平成24年度			平成25年度	平成26年度以降
		2月	3月	4月	5月	6月～平成25年3月		
原子炉内温度監視の代替手段の検討	1. 実機適用性評価 ・対象の絞り込み ・技術開発項目の抽出 ・実機適用課題の抽出	■						
	2. 現場調査※ ・現地調査 ・モックアップ ※必要に応じて			---		■		
	3. 技術開発			---		■		
	4. 工事※ ※1～3の結果を踏まえて設置時期を定める							■
PCV内温度を測定するための設備設置検討	・1号機				---	■		
	・2号機			■				
	・3号機※ ※現場が高線量であるため、環境改善技術の進捗に応じて実施時期を定める					---	■	■

図2 工事計画（案）

以上

1F-2 RPVノズルへの接続システムを考慮した原子炉圧力容器底部温度計測検討

RPVノズルへの接続システム				RPVノズルの高さ情報			機器・系統構成(構造図/P&ID)による熱電対等のホース状機器のRPV到達可能性検討 一次判定 (○:検討の余地あり、△:適さない、×:使用不可)		系統の配管、弁等の構造を考慮した 二次判定(注3) (○:成立性大、△:成立性小、×:成立しない)		
No.	系統名称	RPVノズル名称	RPVノズル位置 (上下方向)	VESSEL0からの高さ (mm)	OP換算 (Vessel0=op14320) (mm)	一次判定結果	判定の説明	二次判定結果	備考		
①	原子炉残留熱除去系	上蓋冷却スプレインズル	N6A	RPV上蓋頂部	21515	OP 35835	×	PCV内電動弁「閉」のため使用不可	-	-	
②	-	上蓋計装ノズル	N6B	RPV上蓋頂部			×	ノズルが閉止されている(流体振動試験センサ類の引き出し用ノズルであり、供用中は使用せず)	-	-	
③	主蒸気系	ペントノズル(注1)	N7	RPV上蓋頂部	RPVノズルと配管フランジ部	同左	△	RPV内容素注入にて使用中 (使用する場合にはEFCV(逆方向)の通過が必要、またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要)	△	炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 炉底部計測のため、ノズルの位置するRPV上蓋から炉内機器(ドライヤ、セパレータ)を回避し、シュラウドアニュラス部を通じて、シュラウドサポートハッフルプレートへ到達すれば炉底部近傍の温度計測が可能	
④	主蒸気系	主蒸気 A系 主蒸気 B系 主蒸気 C系 主蒸気 D系	蒸気出口ノズル	N3A N3B N3C N3D	RPV胴部上方 (主フランジ下)	16256	OP 30576	×	MSIVが「全閉」のため使用不可	-	-
⑤	水位計装	水位計装(気相) 水位計装(液相)	計装ノズル(上段:気相)	N12A N12B	NWL上	14891	OP 29211	△	水位計測系統として使用中 (使用する場合にはEFCV(逆方向)の通過が必要、またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要)	△	炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 炉底部計測のため、ノズルの位置するRPV上部胴から炉内機器(ドライヤ、セパレータ)を回避し、シュラウドアニュラス部を通じて、シュラウドサポートハッフルプレートへ到達すれば炉底部近傍の温度計測が可能
⑥	水位計装	水位計装(液相) 水位計装(液相)	計装ノズル(中段:液相)	N11A N11B	NWL下	12929	OP 27249	△	同上	△	同上
⑦	給水系	給水 A系 給水 B系(注2)	給水ノズル 給水ノズル	N4A N4B N4C N4D	気水分離器下端 スタンドパイプ上方	12281	OP 26601	○ △	PCV内外の逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能 FW系からの注水系として使用中 PCV内外の逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能	△	PCV内外の逆止弁(順方向)の通過が必須 RPVノズルまで到達した場合、その後炉底部計測のためには炉内機器(給水スパーージャ)の通過が必須 なお、スパーージャに到達した場合、炉内に至るためには、スパーージャのティで炉内周方向に分歧するヘッド管に沿って挿入し、さらにそのヘッド管上部に取り付く小口径のノズルに熱電対を導く必要がある
⑧	炉心スプレイ系	炉心スプレイ A系 炉心スプレイ B系(注2)	炉心スプレイノズル 炉心スプレイノズル	N5A N5B	スタンドパイプ上方	11811	OP 26131	○ △	(1)プロセス配管からは、PCV外の隔離弁、PCV内の逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能 (2)差圧検出ラインからはEFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要 CS系からの注水系として使用中 (1)プロセス配管からは、PCV外の隔離弁、PCV内の逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能 (2)差圧検出ラインからはEFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要	△	(1)プロセス配管の場合 PCV外隔離弁、PCV内逆止弁(順方向)の通過が必須 RPVノズルまで到達し、その後炉内機器(炉内配管、スパーージャ)を通過できた場合、シュラウドの内部に到達 (2)差圧検出ラインの場合 炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 RPVノズルまで到達し、その後炉内機器(炉内配管、スパーージャ)を通過できた場合、シュラウドの内部に到達
⑨	制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水戻しノズル	N9	N5ノズル付近	11481	OP 25801	×	PCV内手動弁が「全閉」、PCV外「盲蓋」があり使用不可	-	-	
⑩	水位計装	水位計装(液相) 水位計装(液相)	計装ノズル(下段:液相)	N16A N16B	TAF上近傍	9093	OP 23413	△	水位計測系統として使用中 (使用する場合にはEFCV(逆方向)の通過が必要、またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要)	△	炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 炉底部計測のため、ノズルの位置するRPV上部胴から、シュラウドアニュラス部を通じて、シュラウドサポートハッフルプレートへ到達すれば炉底部近傍の温度計測が可能
⑪	再循環系	再循環 A系 再循環 B系	再循環水出口ノズル 再循環水入口ノズル 再循環水出口ノズル 再循環水入口ノズル	N1A N2F N2G N2H N2J N2K N1B N2A N2B N2C N2D N2E	BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート	4120 4535 4120 4535	OP 18440 OP 18855 OP 18440 OP 18855	○ ○	(1)PLR吸込配管に接続している計装ラインからはEFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要 (2)RHRの吸込ラインはPCV内隔離弁が閉のため使用不可 (3)CUWの吸込ラインはPCV内隔離弁が閉のため使用不可 (1)計装ラインからはEFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要 (2)RHR系プロセス配管からはPCV外側隔離弁及びPCV内逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能 (3)サンプリングラインはPCV内空気作動弁が閉のため使用不可 PLR吸込配管に接続している計装ラインからはEFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要	× △ × △	(1)PLR吸込配管計装ラインの場合 PLR吸込ラインの計装は地下階であるため、アクセスが困難である (1)計装ラインの場合 炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 PLR系との合流T部で鉛直上方へ温度計を挿入できることが必須 (2)RHR系プロセス配管の場合 炉外系統構成機器(PCV外隔離弁、PCV内逆止弁、PLRクロス配管等)の通過が必須 (1)計装ラインの場合 炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 PLR系との合流T部で鉛直上方へ温度計を挿入できることが必須 (2)RHR系プロセス配管の場合 炉外系統構成機器(PCV外隔離弁、PCV内逆止弁、PLRクロス配管等)の通過が必須
⑫	JP計装	JP計装A系 JP計装B系	ジェットポンプ計装ノズル ジェットポンプ計装ノズル	N8A N8B	BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート BAF下方 RPV胴板下端 シュラウドサポート ハッフルプレート	3353 3353	OP 17673 OP 17673	○ ○	EFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要 EFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要	△ △	炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 炉外系統構成機器(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須
【参考】RPV底部ヘッド上部 温度測定位置				RPV表面	(0°,135°,270°) 69H1~H3	OP 17232	-	-	-	-	
⑬	ほう酸水注入系 差圧検出系	炉心差圧計ノズル	N10	ハッフルプレート下方 下鏡	2111	OP 16431	○	(1)SLCプロセス配管からは、PCV内外の逆止弁(順方向)を通過できれば使用可能 (2)差圧検出ラインからは、EFCV(逆方向)を通過できれば使用可能 またはバウンダリの確保を行いながらEFCVのRPV側から挿入する方法を検討要 (注)ノズルが損傷あるいは閉塞している可能性有	△	(1) 炉外障害物(逆止弁、エルボ)の通過が必須 ノズルが損傷あるいは閉塞している可能性有 (2) 炉外障害物(EFCV、手動弁、オリフィス、エルボ)の通過が必須 ノズルが損傷あるいは閉塞している可能性有	
【参考】RPV支持スカートジャンクション上部 温度測定位置				RPV表面	(0°,135°,270°) 69F1~F3	OP 17232	-	-	-	-	
⑭	原子炉冷却材浄化系	ドレンノズル	N15	下鏡下端 炉底部に開口	0	OP 14320	×	PCV内電動弁「閉」のため使用不可	-	-	
⑮	制御棒駆動系	CRDハウジング ~制御棒案内管	CRD	CRDハウジング下端	-3346	OP 10974	×	損傷燃料が炉底部へ落下しているとの想定があり、CRD駆動系配管(マカロニ配管)が損傷している可能性 (注)ノズルが損傷あるいは閉塞している可能性有	-	-	

注1: RPV内容素注入系統
注2: RPV内注入系統
注3: 工事等の成立性検討は含まれていない

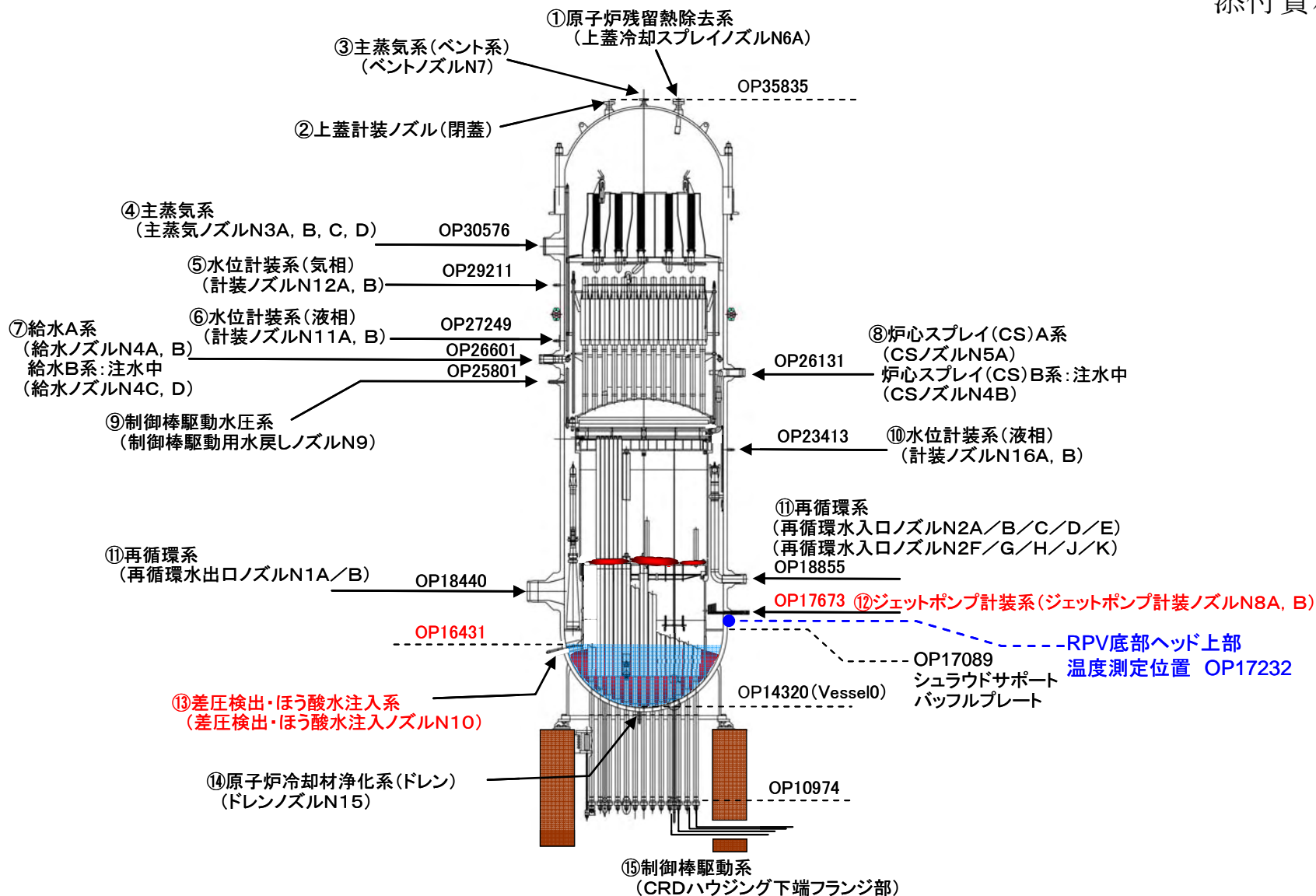
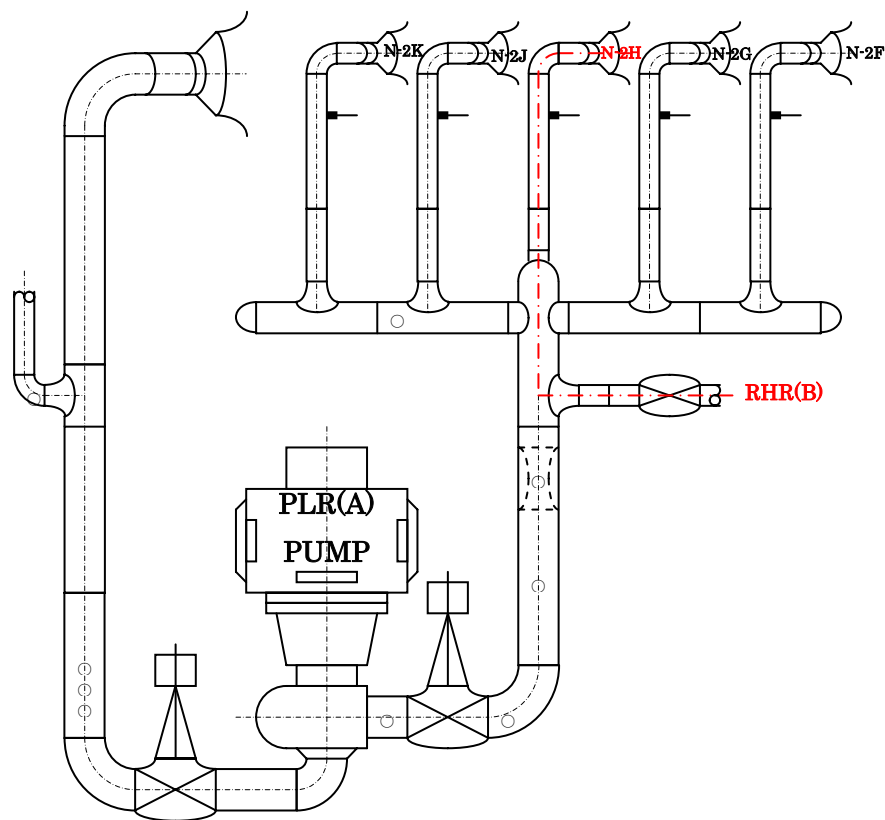
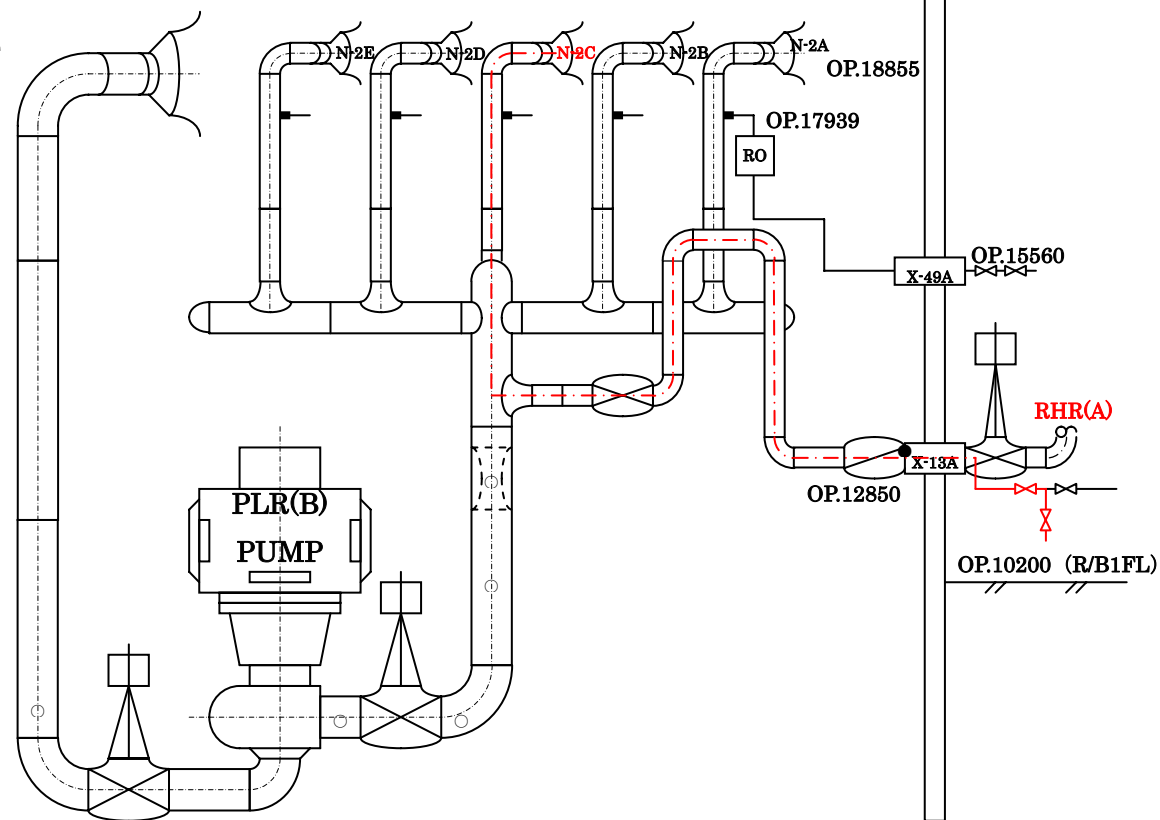


図1 RPV 接続系統とノズル位置

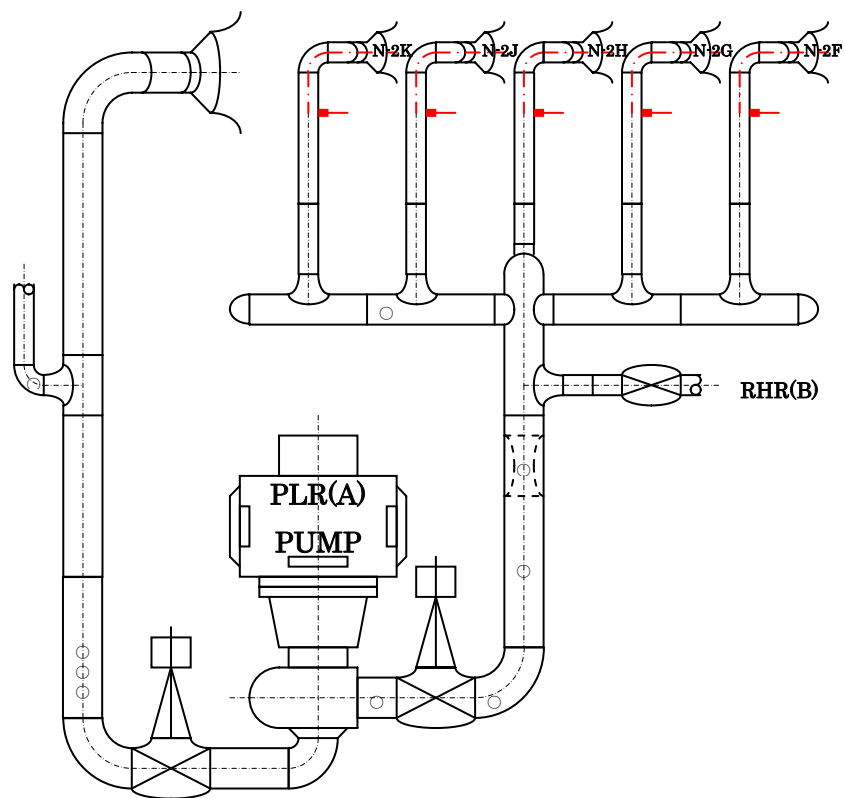


PLR(A)系

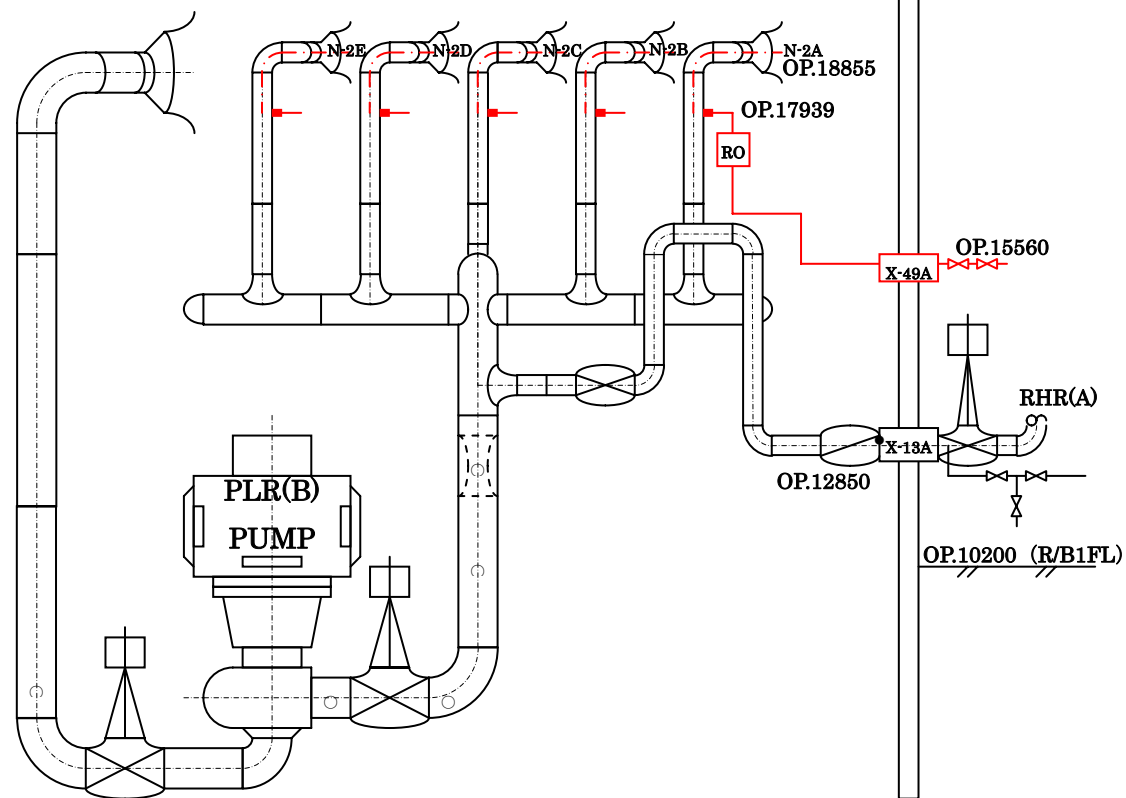


PLR(B)系

図2 ⑪再循環系配管概要図 (RHR～N-2ノズル)



PLR(A)系



PLR(B)系

図 3 ⑪再循環系配管概要図 (ライザー計装～N-2 ノズル)

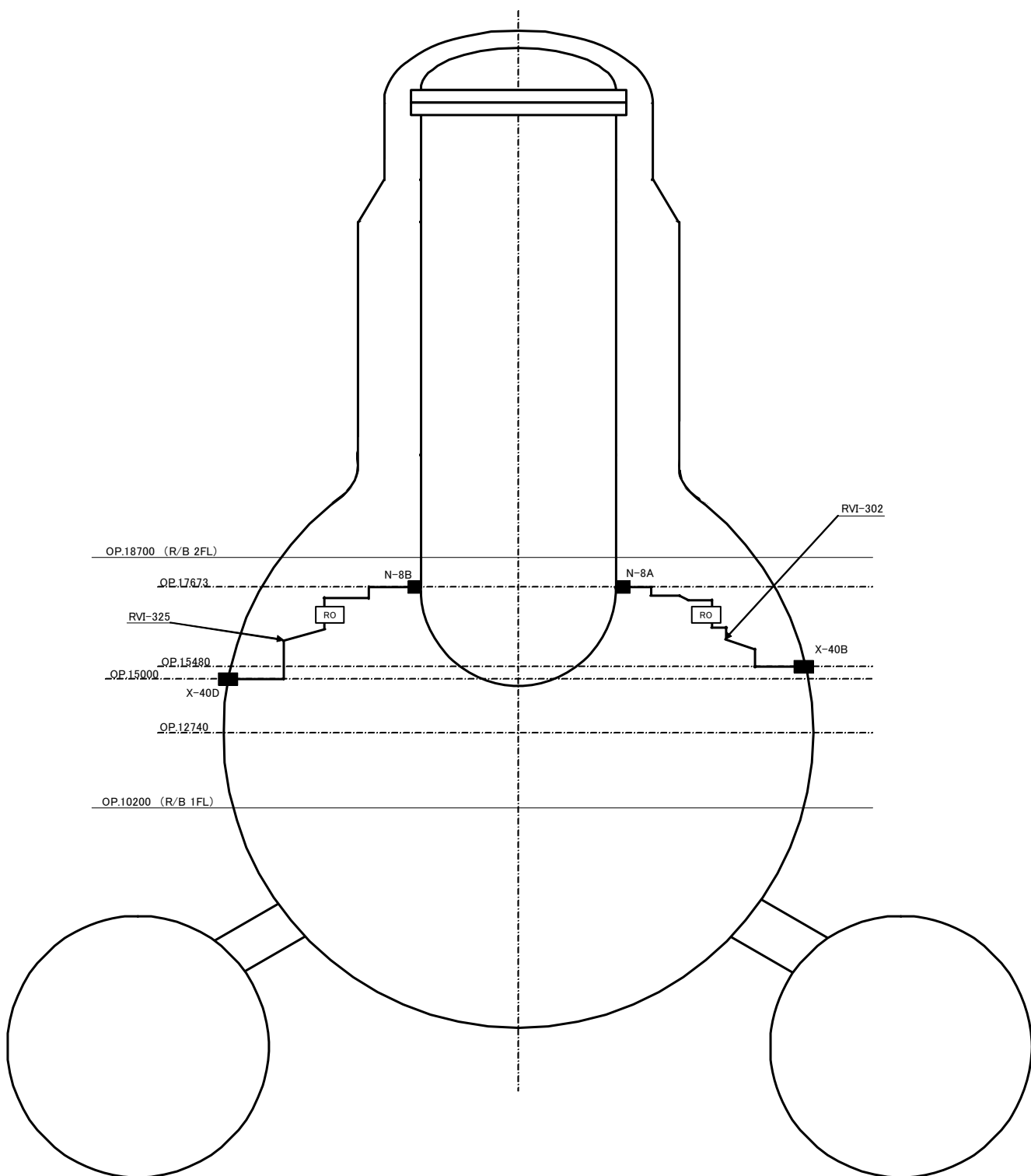


図4 ⑫ジェットポンプ計装配管概要図
(N-8 ノズル)

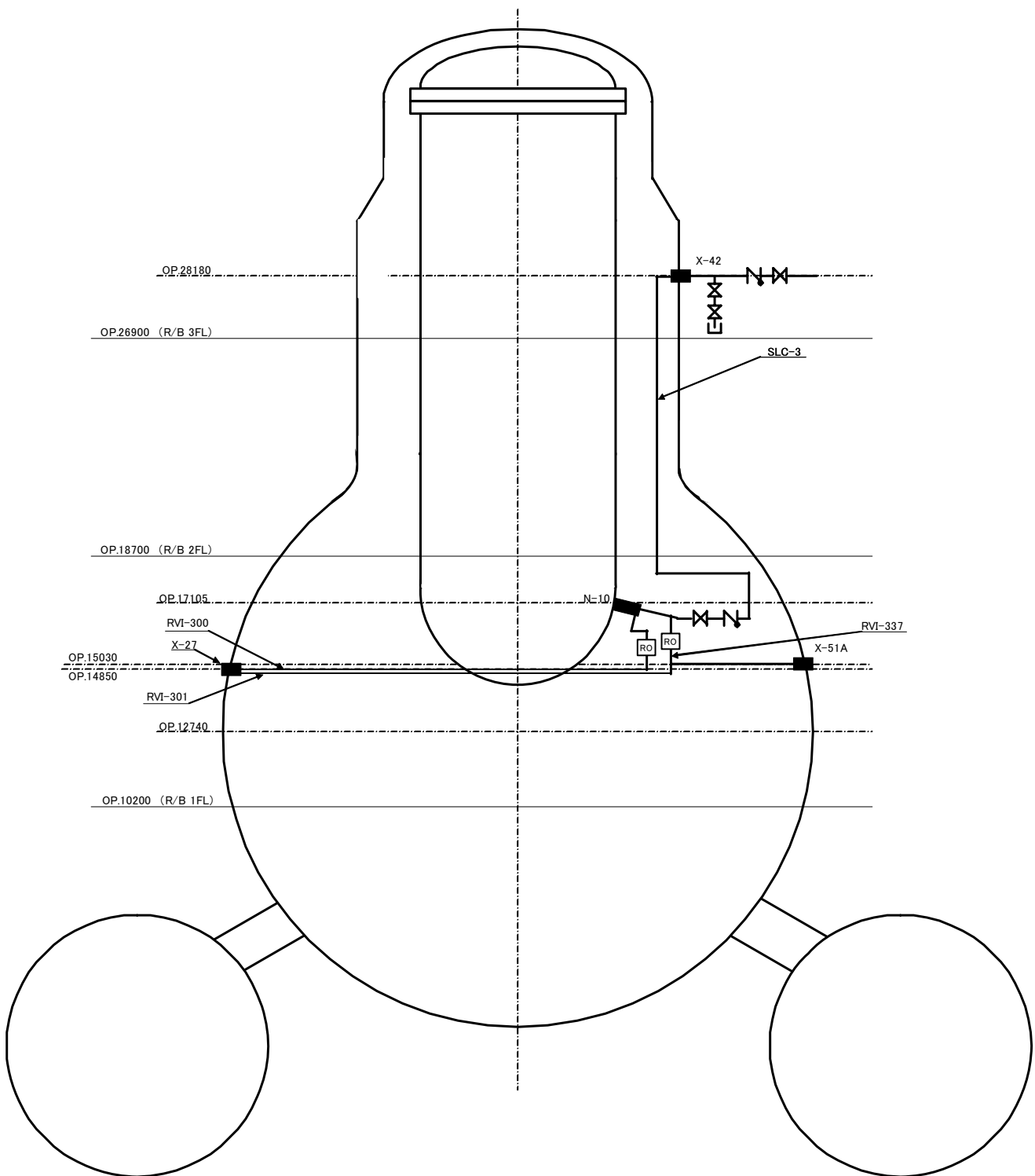


図5 ⑬ほう酸水注入系差圧検出系配管概要図
(N-10 ノズル)

×:障害物

炉上部からのアプローチ

- ① ウェルカバー取り外し(天井クレーンが必要)
- ② PCVヘッドマンホール遠隔開放または穴あけ
- ③ バルクヘッドマンホールから空調ダクトを遠隔で壊して生体遮へい上部へ侵入
- ④ 金属遮へい材取り外し(給水ノズル上部付近)
- ⑤ 生体遮へいとRPV本体胴の間隙からRPV下部へ侵入
- ⑥ RPV保温材を遠隔取り外し

X-6(CRDハッチ)からのアプローチ

- ① X-6コンクリート遮へい取り外し
- ② CRDハッチ遠隔開放または穴あけ
- ③ CRDレールから生体遮へい外側へアクセス
- ④ 基礎ボルト付近の空調ダクト取出し口を遠隔で壊してRPV下部へ侵入
- ⑤ RPV保温材を遠隔取り外し

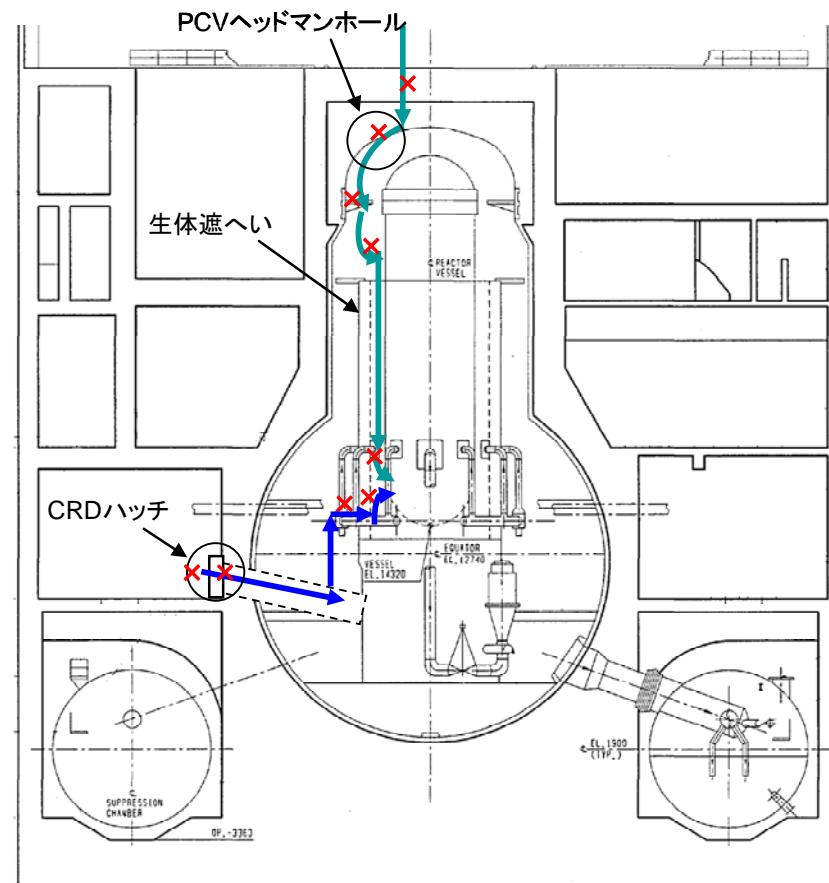


図1 RPV胴外壁へのPCV外からのアクセスルート

R P V外側温度によるR P V内面温度評価について

1次元体系の熱伝導により、R P V内面の温度が 100℃と 60℃の場合（原子炉格納容器D/W温度は 40℃）の2ケースについて、遮へい壁外側温度の評価を実施した（評価条件は以下の通り）。

- ・ 1次元体系による定常熱伝導
- ・ R P V壁・内張熱伝導率 43W/mK(@炭素鋼(300K))
- ・ 空間2部は自然対流熱伝達とし、自然対流熱伝達率：5 W/m²K
- ・ 保温材熱伝達率 0.64W/m²K(空間1部を含む)
- ・ 遮へい壁の熱伝導率 1.2W/mK（コンクリートと仮定）

評価結果を表1に示す。100℃と60℃で評価した結果、遮へい壁外側の温度は、それぞれ約44℃と約41℃となり、大きな温度差は生じない。なお、遮へい壁外面に水が浸っていた場合、温度差は更に小さくなるものと考えられる。

以上から、遮へい壁外側の温度分布をサーモグラフィ等で測定しても、明確な温度分布が生じることはない想定され、R P V内面温度の推定に用いるのは難しい。

表1 評価結果

	評価条件		評価結果
	R P V内面温度(℃)	原子炉格納容器D/W温度(℃)	遮へい壁外側温度(℃)
ケース1	100	40	44
ケース2	60	40	41

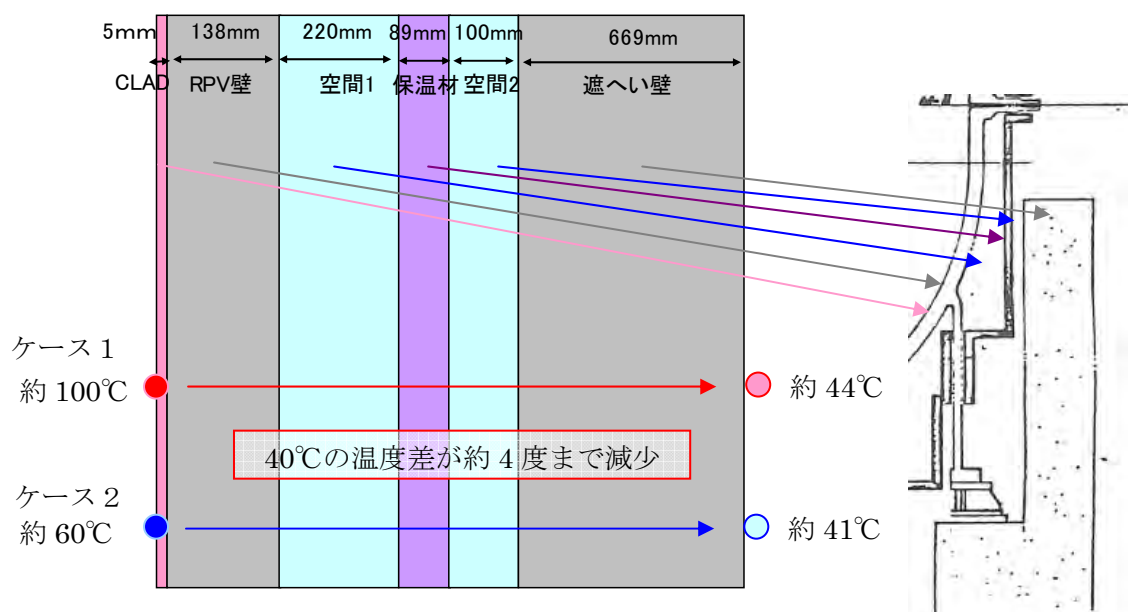


図1 評価モデルの概要

計装配管からのブローによる温度測定

圧力容器下部温度計の代替手段として、圧力容器下部につながる計装配管から格納容器外まで内部水をブローし、その温度を計測する手段が考えられる。圧力容器下部につながる計装配管としてはジェットポンプ計装配管（JPSL）とコアプレート圧力検出配管があり、内部水をブローするためには圧力容器内水位がそれぞれの圧力取り出し口より高い位置まで確保されている必要があるが、圧力容器内水位は不明であることから、その実現可能性については実際にブローを試行する必要がある。

今後は、ブローする箇所と考えられる計装ラック周囲の線量、アクセス性等を調査し、ブロー試行可能性について検討していく予定である。

以 上