

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-007 改 08
提出年月日	2023年6月29日

補足-007 工事計画に係る補足説明資料
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	1. 燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位、燃料プール水位（S A）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について 2. 燃料プール監視カメラ（S A）について 3. 大量の水の漏えいその他要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について	
2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について 2. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方 3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 4. 未臨界性評価の条件 5. 未臨界性評価における不確定性 別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価 別添 2 使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について 別添 3 未臨界性評価の保守性及び妥当性について	

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	1. 燃料プール周りの主要な重量物の配置 2. 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンの待機場所について 3. 原子炉建物天井クレーンのインターロックについて 4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策 5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における燃料プールへの影響 6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について 7. 燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果 別添 1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について	
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（50日）の妥当性 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について 3. スpray設備に係る安全性向上対応 4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図 別添 1 燃料プールへのスプレイ量の評価 別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 別添 3 燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="762 293 1224 376">1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況 <li data-bbox="762 383 1224 524">2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について <li data-bbox="762 530 1224 613">3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価 <li data-bbox="762 620 1224 703">4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について <li data-bbox="762 710 1224 792">5. 使用済燃料の線源強度の比較について 	

使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の
構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に
関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位，燃料プール水位（S A）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について	1
1.1 燃料プール温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	1
1.2 燃料プール冷却ポンプ入口温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	2
1.3 燃料プール水位・温度（S A）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	3
1.4 燃料プール水位・温度（S A）の設定点	5
1.5 燃料プール水位・温度（S A）の測定方法	6
1.6 燃料プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	10
1.7 燃料プール水位（S A）（計測範囲）	11
1.8 燃料プール水位（S A）の検出原理	12
1.9 燃料プールライナドレン漏えい水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	13
1.10 先行プラントとの設備構成比較	14
2. 燃料プール監視カメラ（S A）について	15
2.1 燃料プール監視カメラ（S A）の視野概要	15
2.2 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（S A）の監視性	16
2.2.1 可視カメラと赤外線カメラの映像比較	16
2.2.2 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状況での監視	17
2.3 燃料プール監視カメラ用冷却設備	18
2.3.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ，冷却器，エアクーラの機能及び原理	19
3. 大量の水の漏えいその他要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について	21

1. 燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール水位・温度（SA），燃料プール水位，燃料プール水位（SA）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について
- 1.1 燃料プール温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プール温度は，熱電対からの起電力を検出することにより，温度を連続的に計測する。

燃料プール温度の計測範囲は，燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～150℃の温度を計測可能とする。また，燃料プール水位の水位低警報設定（EL 42290mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（図 1-1「燃料プール温度の設置図」参照。）

警報動作は，0～150℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室（「1，2号共用」（以下同じ。））に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52℃以下で維持されており，燃料プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，燃料プールの運転上の制限値（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

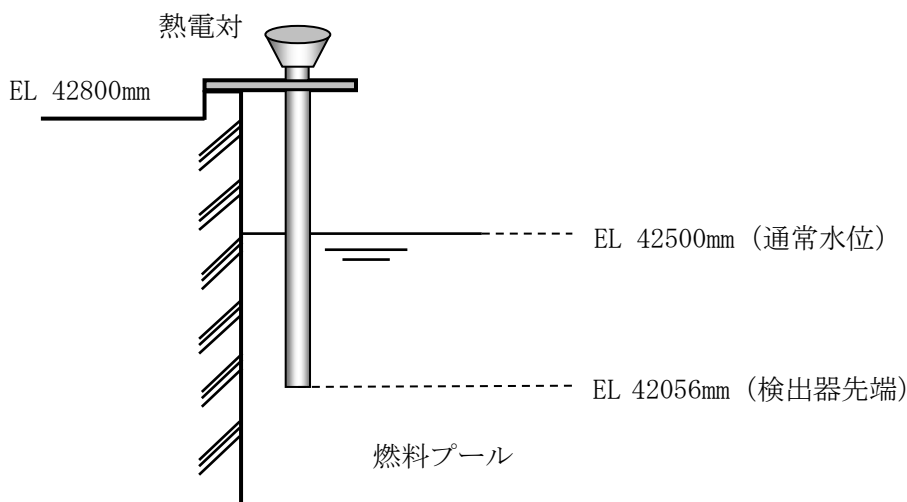


図 1-1 燃料プール温度の設置図

1.2 燃料プール冷却ポンプ入口温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プール冷却ポンプ入口温度は，熱電対からの起電力を検出することにより，温度を連続的に計測する。

燃料プール冷却ポンプ入口温度の計測範囲は，燃料プール冷却ポンプ入口における冷却水の過熱状態を監視できるように，0～150℃の温度を計測可能とする。（図 1-2「燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図」参照。）

警報動作は，0～150℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52℃以下で維持されており，燃料プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，燃料プールの運転上の制限値（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

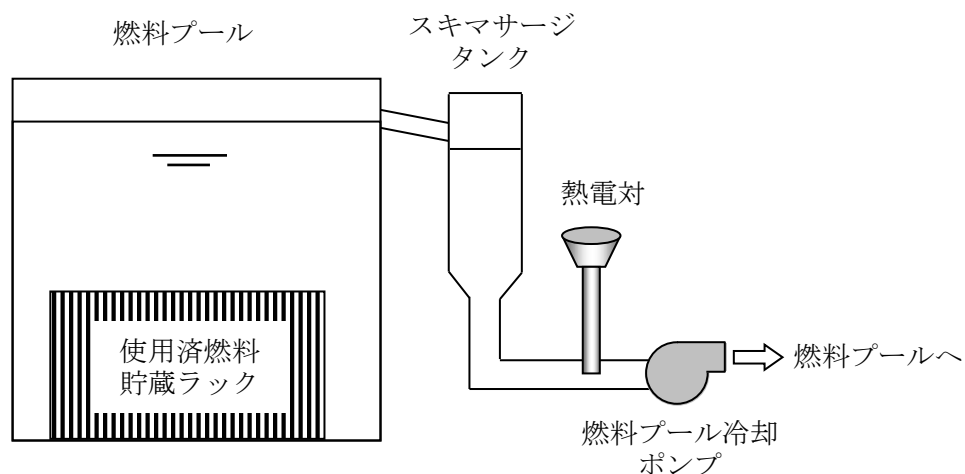


図 1-2 燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図

1.3 燃料プール水位・温度（S A）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

(1) 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測は， -1000mm^* （EL 34518mm）から6箇所に設置した熱電対のヒータ加熱による温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を計測する。

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測範囲は，想定事故1，想定事故2及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック上端近傍（ -1000mm^* （EL 34518mm））から燃料プール上部（ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm））を計測範囲とする。

警報動作は， -1000mm^* （EL 34518mm）～ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm）の範囲における検出点6箇所で設定可能であり，燃料プール水位が警報設定値以下に低下した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では，警報表示状態を継続する。（図1-3「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却ポンプが停止した場合の水位より下の水位（ $+6710\text{mm}^*$ （通常水位 -272mm ：EL 42228mm））とする。

注記*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）

(2) 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測は，熱電対からの起電力を検出することにより，温度を連続的に計測する。

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測範囲は，燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう， $0\sim 150^{\circ}\text{C}$ の温度を計測可能とする。また，想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位（EL 42150mm）においても温度計測できる設置位置とする。

警報動作は， $0\sim 150^{\circ}\text{C}$ の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。（図1-3「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52°C 以下で維持されており，燃料プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，燃料プールの運転上の制限値（ 65°C ）に余裕を見た温度（ 55°C ）とする。

温度高の警報検出箇所は，想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位（EL 42150mm）においても温度高の警報出力ができる設置位置（EL 41318mm）とする。

●：ヒータ付熱電対（水位・温度計測用：温度高警報なし）

○：熱電対（温度計測用：温度高警報発報）

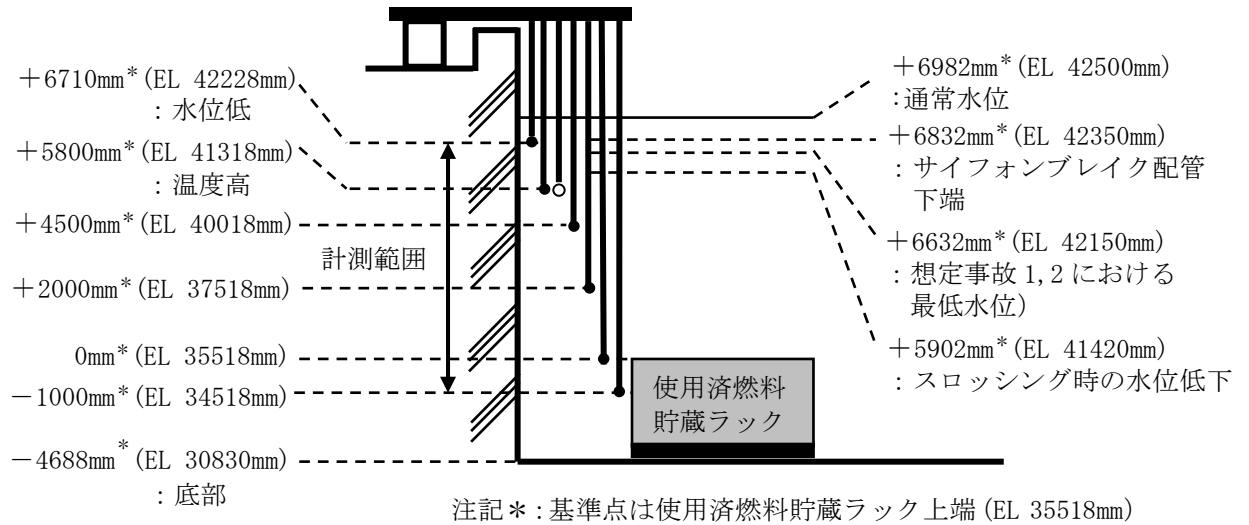


図 1-3 燃料プール水位・温度 (SA) の設置図

1.4 燃料プール水位・温度（S A）の設定点

(1) 目的

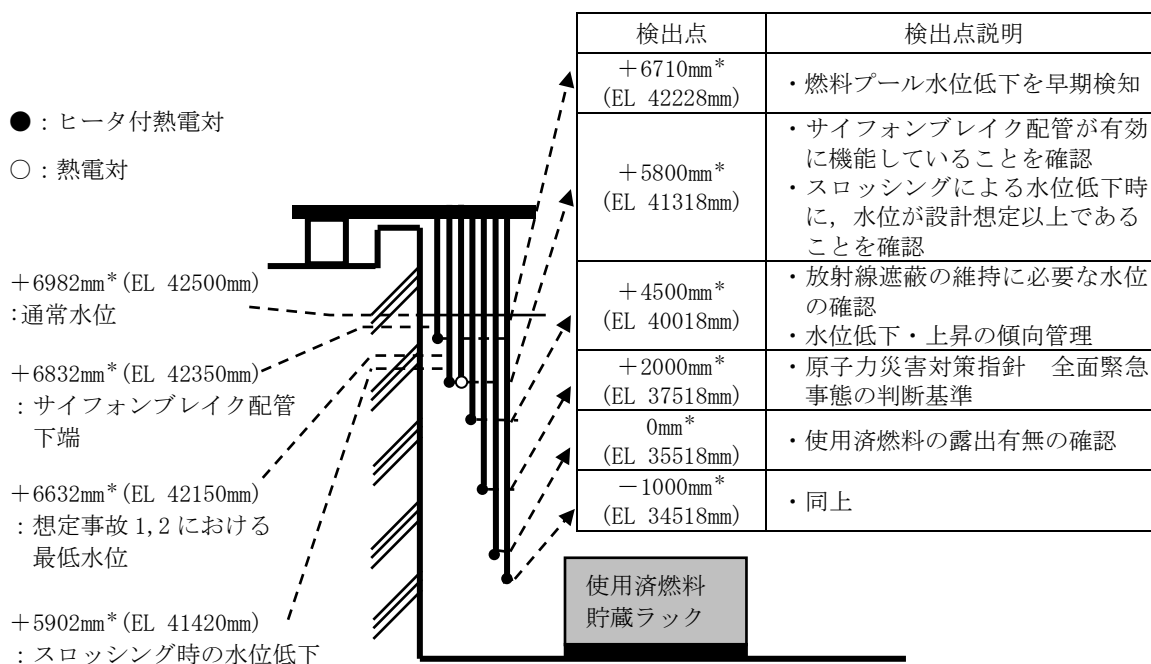
燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度（S A）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

- ・燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること
- ・燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること

(2) 設定点

燃料プール水位・温度（S A）の各設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、図1-4のとおり設定する。



注記* : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL 35518mm)

図1-4 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点

1.5 燃料プール水位・温度（SA）の測定方法

(1) 検出原理

燃料プール水位・温度（SA）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。

ヒータ加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると、熱伝達率の違いから気中にある場合の方が、温度上昇量が大きくなる。

この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点を燃料プールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔で燃料プール水位を計測することができる。（図1-5「ヒータ付熱電対による水位検出原理」参照。）

ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加熱時間は 60 秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

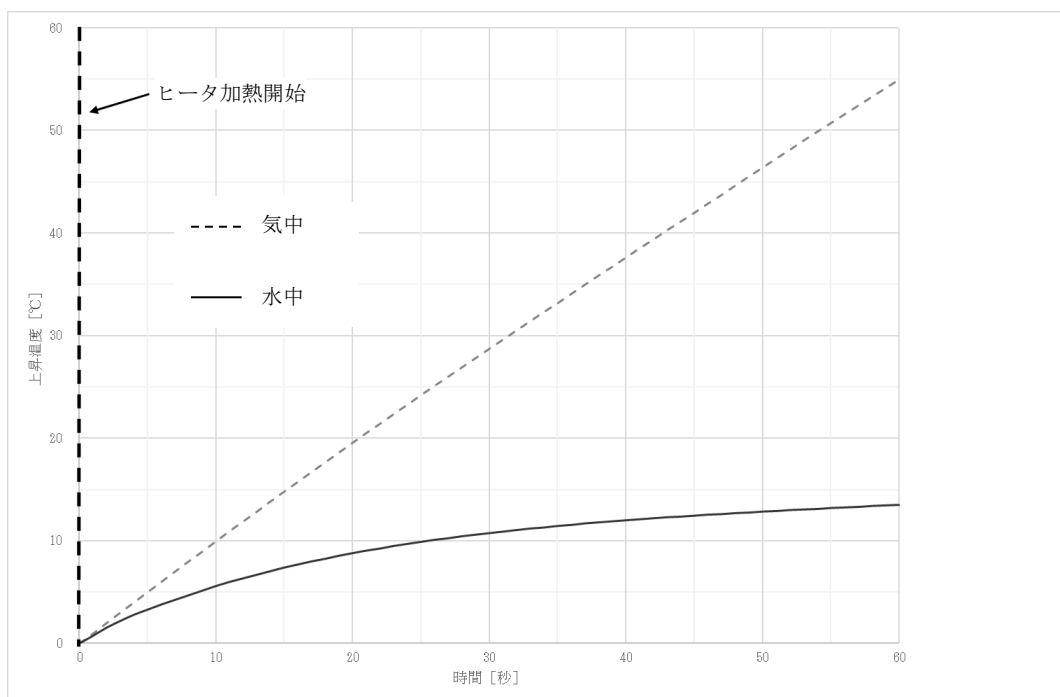
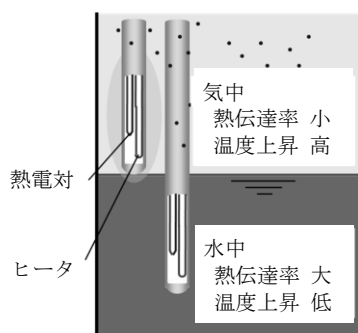


図1-5 ヒータ付熱電対による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性

燃料プールの重大事故等時において、燃料プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気中部分のセンサが蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を沸騰状態である 100℃まで加熱した場合と常用最高温度として 52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から 50 mm 上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対 (TC1)、水面から 250 mm 下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対 (TC2) の応答性について比較を行った。気中 (TC1)、水中 (TC2) の順で 1 分間隔でヒータ加熱を開始している。水温 100℃、52℃のどちらの場合でも、60 秒間のヒータ加熱により気中 (TC1) は約 50℃の温度上昇、水中 (TC2) は約 10℃の温度上昇が確認でき、水中／気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ加熱による水位判定は 60 秒であり、その後ヒータを OFF とすることで、水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約 60 秒で復帰する。(図 1-6「高温状態の試験概要」及び図 1-7「高温状態の試験結果」参照。)

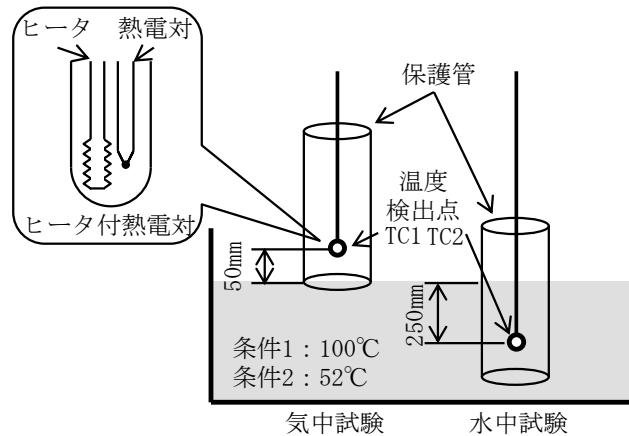


図 1-6 高温状態の試験概要

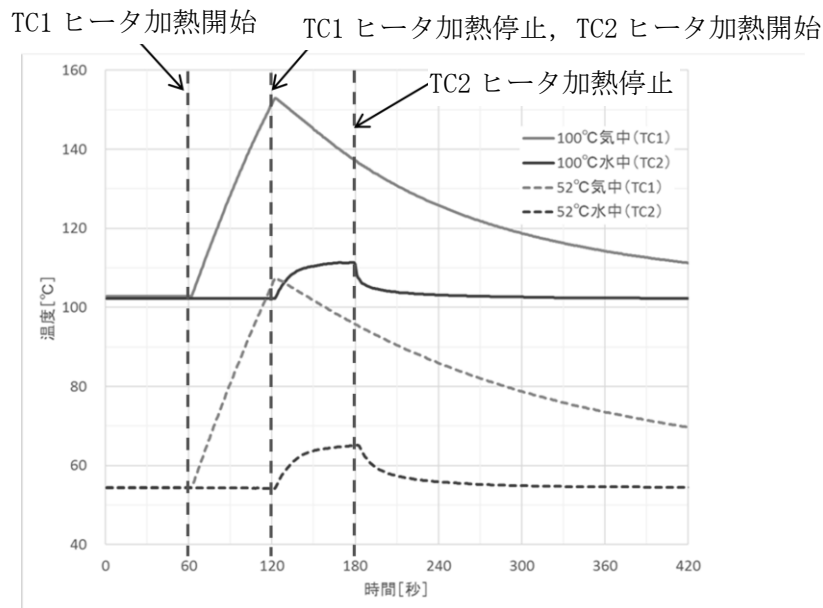


図 1-7 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持

燃料プール水位・温度（S A）は、熱電対による温度にて水温及び水位を計測する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、水中にある 7 箇所の温度を計測することで多重性を持つ設計とする。また、7 箇所のうち 6 箇所はヒータ付熱電対であるがすべての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで燃料プールの温度については連続して計測が可能である。また、7 箇所のうち 1 箇所は、ヒータが付いていない熱電対であり、温度を連続で計測が可能である。なお、ヒータが付いていない熱電対については、温度計測において、同じ設置高さの検出点のヒータ加熱による影響を受けない設計とする。

水位計に関しては、ヒータ加熱による熱電対の温度上昇によって熱電対が気中又は水中にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温計測が不可とならないように、常時各熱電対に対して、順番に一定時間（1 分間）ヒータ ON/OFF を自動的に繰り返して実施することで、同時に水位及び温度の常時計測が可能となる設計とする。（6 個のヒータ付熱電対を上方から順に 1 分ずつヒータに電流を流し、各熱電対について 6 分に 1 回加熱させる計画：図 1-8「燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル」参照。）

燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準事象施設及び重大事故等対処設備であるため、燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は水温及び水位を常時（点検時を除く）計測している。

また、下記を検知した場合には中央制御室に音とともに警報表示を行う。

- ①熱電対の断線：記録計にて各熱電対からの起電力を監視している。
- ②電源異常：制御盤内の電源装置から給電される電源電圧を監視している。

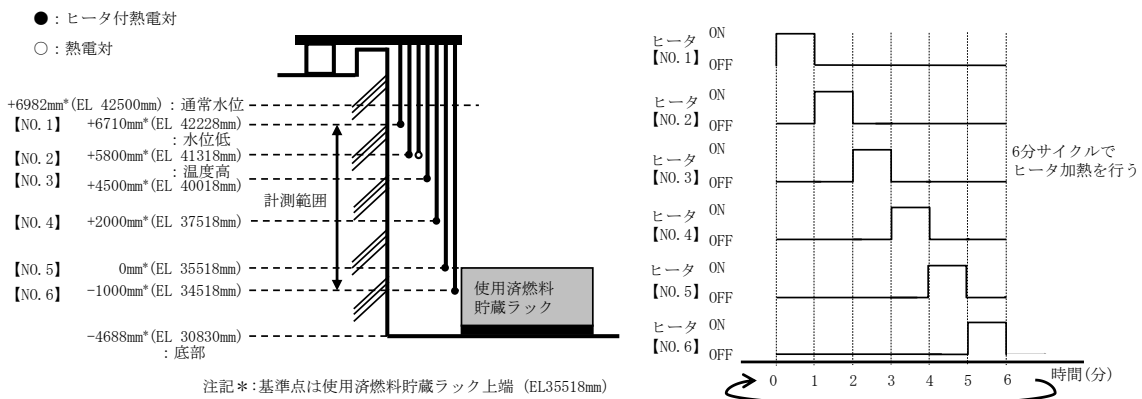


図 1-8 燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル

なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 69 条第 1 項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に係る想定事故（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故））における燃料プールの水位低下速度は表 1-1 のとおりと想定しており，上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

表 1-1 想定事故時における燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	6 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 8mm
想定事故 2	約 0.08m/h	約 8mm

注：水位低下速度及び 6 分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。

1.6 燃料プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プール水位は，フロート式水位検出器で計測され，燃料プール水位が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料プール水位高警報については通常最大負荷時水位（EL 42543mm）から原子炉建物 4 階（EL 42800mm）の間とする。燃料プール水位低警報についてはスキマサージタンク開口部下端（EL 42350mm）より下とする。（図 1-9「燃料プール水位の設置図」参照。）

水位低の警報動作水位以下又は水位高の警報動作水位以上の水位では，警報表示状態を継続する。

水位高の警報設定値は，燃料プール水位の異常な上昇によって原子炉建物 4 階へプール水が溢れるのを事前に検知する水位（通常水位+60mm（EL 42560mm））とする。

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位-210mm（EL 42290mm））とする。

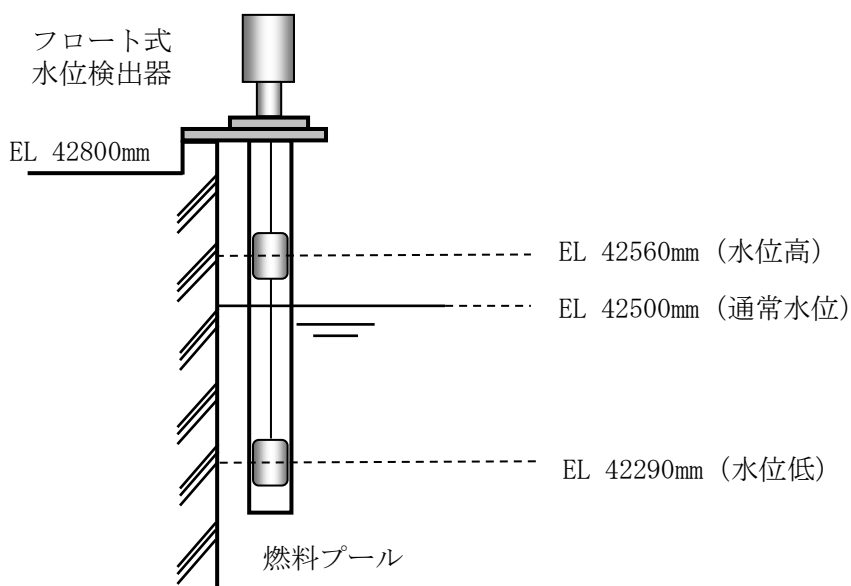


図 1-9 燃料プール水位の設置図

1.7 燃料プール水位（S A）（計測範囲）

燃料プール水位（S A）は、断続的に発信したパルスを探測に伝播し、水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を計測することで、水位を連続的に計測する。

また、燃料プール水位（S A）の計測範囲は、想定事故1、想定事故2及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック下端近傍（ -4.30m^* （EL 31218mm））から燃料プール上端近傍（ $+7.30\text{m}^*$ （EL 42818mm））を計測範囲とする。（図1-10「燃料プール水位（S A）の設置図」参照。）

燃料プール水位（S A）は、重大事故等対処設備であるが、燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は水位を常時（点検時を除く）計測している。

注記*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）

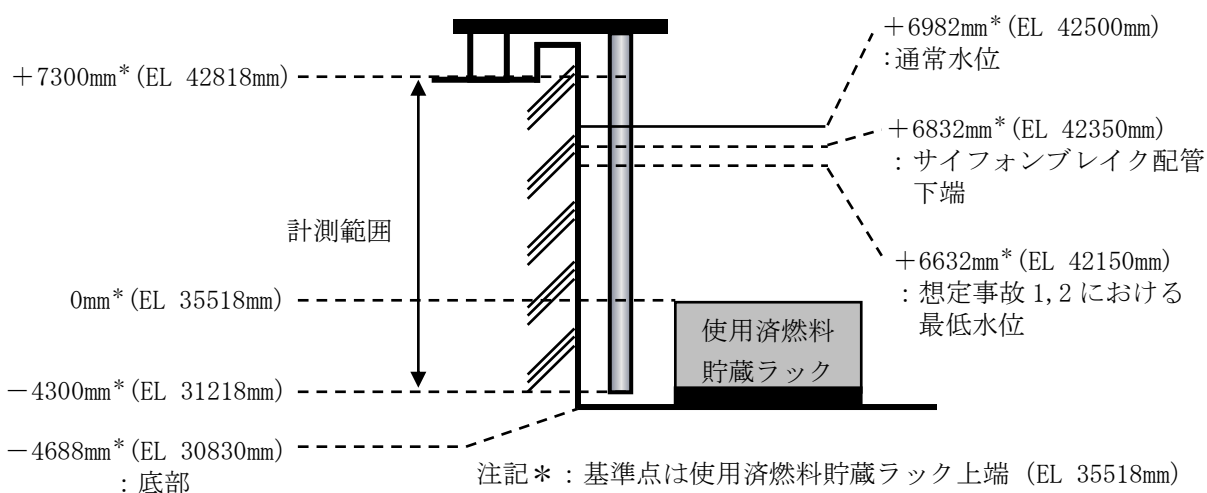


図1-10 燃料プール水位（S A）の設置図

1.8 燃料プール水位（SA）の検出原理

燃料プール水位（SA）（ガイドパルス式）は、パルス（電気信号）がインピーダンス（抵抗）の変化点で反射する性質を利用した検出器であり、演算装置からパルスを発生させ、検出器内部のプロープによりパルスを伝送し、空気と水のインピーダンスの差により、水面で反射したパルスが演算装置に戻るまでの時間を計測し、そのパルスの反射時間を演算装置にて水位に換算して計測する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒（プローブ）が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められた構造となっており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位計測が可能である。（図 1-11「ガイドパルス式水位計による水位検出原理」参照。）

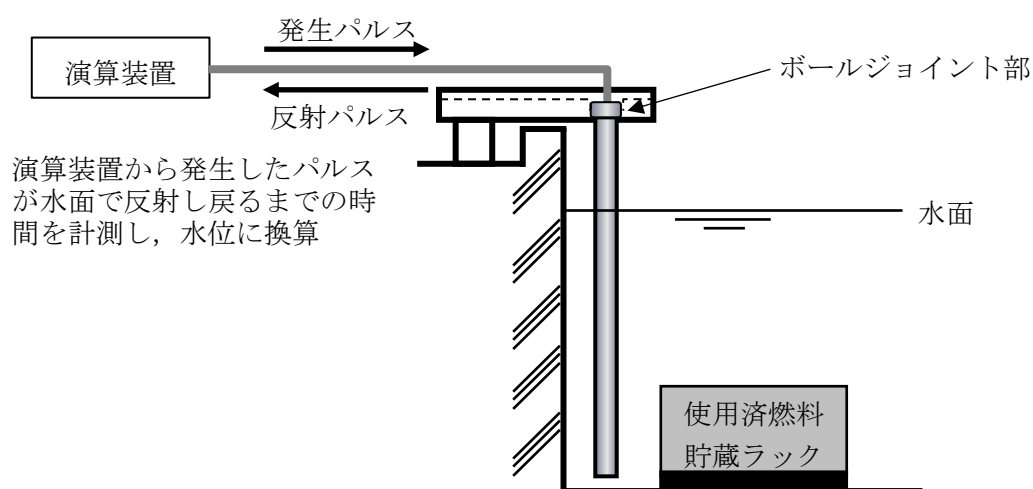


図 1-11 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

1.9 燃料プールライナドレン漏えい水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プールライナドレン漏えい水位は，フロート式水位検出器で計測され，水位が警報設定値に達した場合に，中央制御室に音とともに警報表示を行う。

燃料プールライナドレン漏えい水位高警報は燃料プールライナからの微小漏えいを監視するためドレン止め弁（EL 28750mm）より上とする。（図 1-12「燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図」参照。）

水位高の警報動作水位以上の水位では，警報表示状態を継続する。

水位高の警報設定値は，漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により微小漏えいを検知するため，計器の設置スペースを考慮しドレン止め弁（EL 28750mm）より+400mm（EL 29150mm）とする。なお，ドレン止め弁は常時「閉」運用としており，弁の分解点検時に開閉試験を行うとともに，毎定期事業者検査における系統構成時に「閉」を確認している。

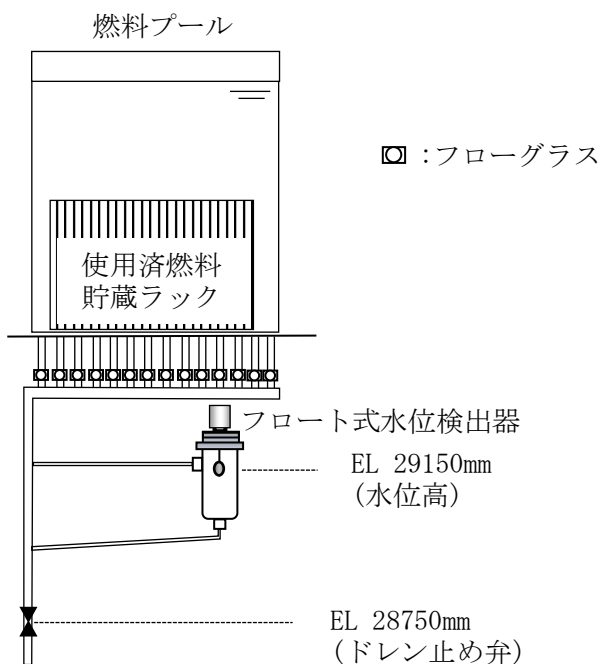


図 1-12 燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図

2. 燃料プール監視カメラ（SA）について

2.1 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概要

燃料プール監視カメラ（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても燃料プールの状態が監視できる赤外線監視カメラとする。

燃料プールの水位が低下した場合、水面は一様に低下するため、一部の水面が燃料プール監視カメラ（SA）の視野外にあっても燃料プールの状態を監視することが可能である。また、使用済燃料貯蔵ラック上端が確認できる角度にあることから、燃料プール監視カメラ（SA）の設置位置は妥当である。

燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図を図2-1に示す。

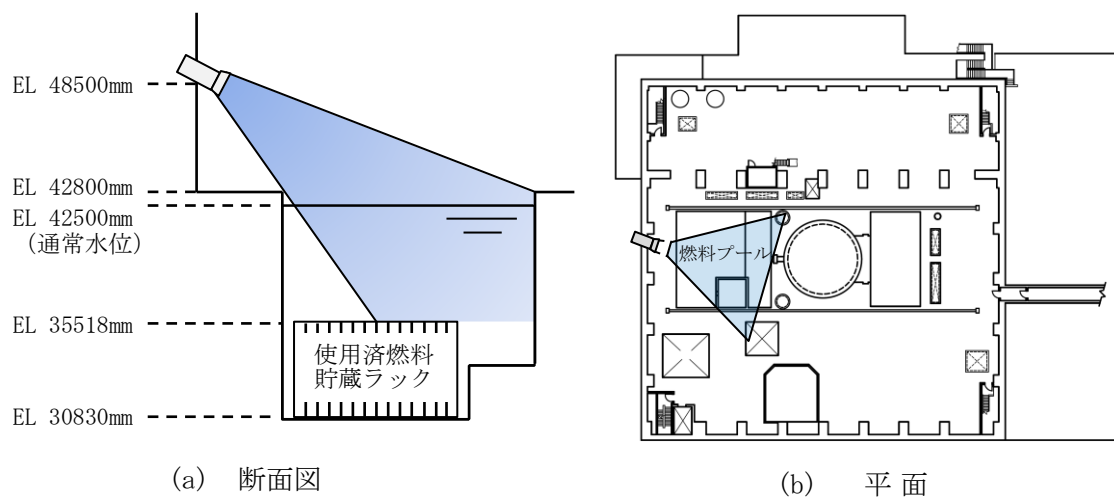


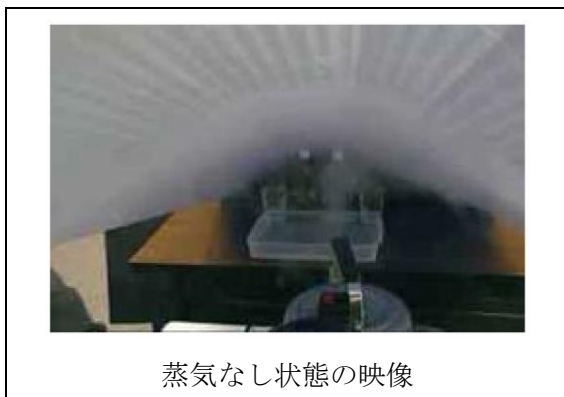
図2-1 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図

2.2 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（SA）の監視性

2.2.1 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。（図2-2「可視カメラと赤外線カメラの映像比較」参照。）

① 可視カメラ



② 赤外線カメラ

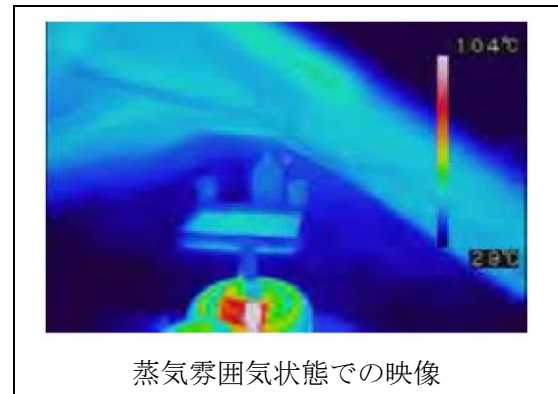
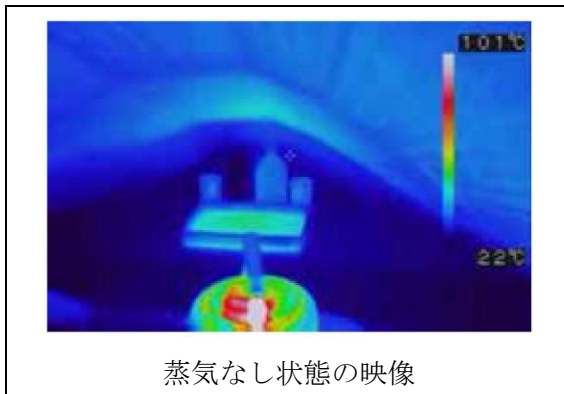


図2-2 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

2.2.2 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状況での監視

燃料プール監視カメラ（SA）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが、燃料プール監視カメラ（SA）が設置されている原子炉建物原子炉棟4階の温度は100℃と想定されることから温度差による結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（図2-3「赤外線カメラのレンズに結露が発生した状態での監視」参照。）

③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬

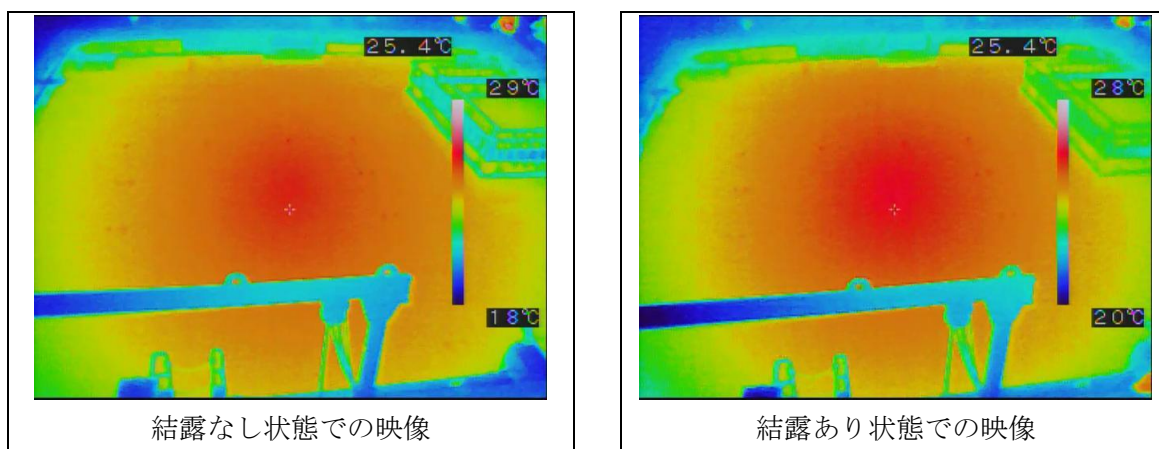


図2-3 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状態での監視

2.3 燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサ、冷却器、エアクーラ等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上用の空気を供給する。コンプレッサ及び冷却器は2台設置し、コンプレッサは2台で必要流量330ℓ/min以上を確保する。（図2-4「燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図」参照。）

燃料プール監視カメラ用冷却設備は常設設備とし、燃料プール監視カメラ（S A）の冷却に必要な空気を設置場所（原子炉建物附属棟内）での操作のみで確保できる。試験等により必要流量が確保されていることを確認し、試験後は流量等に影響を与える操作をしないことで必要な流量を確保する。

なお、燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。

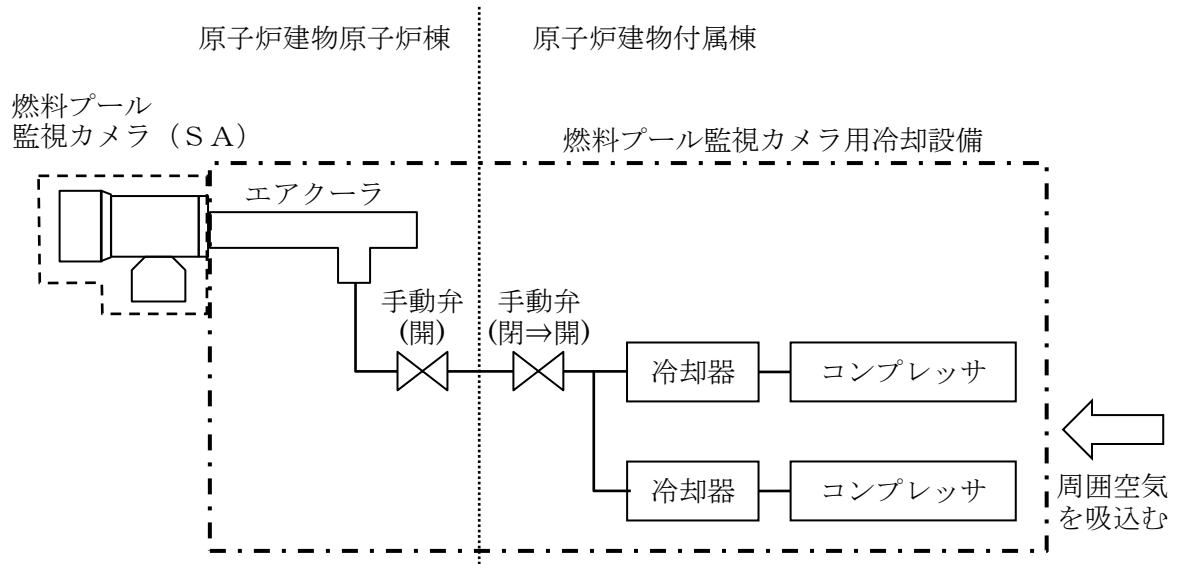


図2-4 燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図

2.3.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ、冷却器、エアクーラの機能及び原理

(1) コンプレッサ

コンプレッサは、コンプレッサ内を往復するピストンの作用で、内部の空間容積を変化させることにより、空気を圧縮し、圧縮された空気を冷却器に送り出す。コンプレッサは、交流電源を必要とする。

(2) 冷却器

冷却器では、コンプレッサより送られてくる空気の湿分を除去するため、冷却器内を循環する冷媒によりコンプレッサから送られてくる空気を冷却する。冷却器は交流電源を必要とする。冷却器の概要図を図2-5に示す。

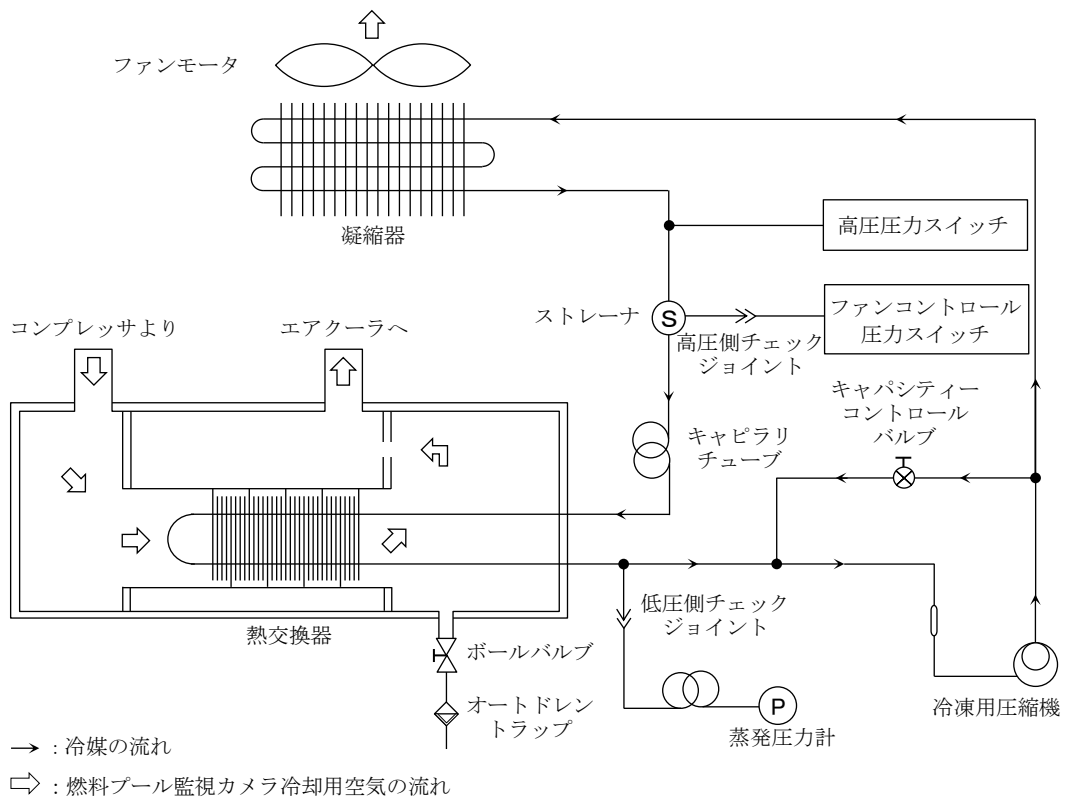


図2-5 冷却器の概要図

(3) エアクーラ

a. エアクーラの仕様

エアクーラの基本仕様を表 2-1 に示す。

表 2-1 エアクーラの基本仕様

項目	仕様
圧縮空気圧	0.3～0.7MPa
消費空気量	165～390ℓ/min
冷風率	25～75%*
重量	380g

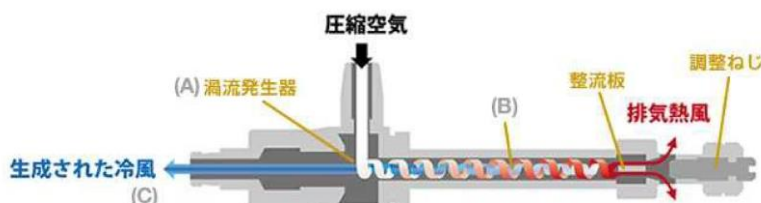
注記*：冷風率は調整ねじによりあらかじめ 25% で固定とする。

b. エアクーラの機能及び原理

コンプレッサから供給された圧縮空気は、渦流発生器（ゼネレータ）により接線方向に音速で吐出され、膨張すると共に高速回転し渦流となって、(A) から (B) の方向へ移動する。

この時、整流板と調整ねじの間の空間によって熱風排出口から排出される空気量（冷氣比率）が定まる。

一方、排気されない残留空気は渦流の遠心力によってできた内側の空洞内を外側の渦流と同方向に回転しながら冷風となって、冷風出口 (C) の方へ流れる。



(東浜工業株式会社, 東浜商事株式会社 HP より)

図 2-6 エアクーラの構造

器内に発生した渦流には大きな遠心力が働いて圧力、密度が急上昇し、抵抗を増加して温度が上昇する。この時に渦流の外側ほど周速は大きく、また温度も高くなり渦流の中心部との間に大きな圧力差を生じる。渦流の中心部を空気が (B) から (C) 冷風出口の方向へ移動する時に膨張しながら減速による制動作用のため外側の渦流に対して仕事を行うため、外側では温度が上がり、中心部には低温の空気ができる。また、暖かい空気に供給された熱量と冷たい空気から持ち去られた熱量は常に等しいので調整ねじから外側の熱量の排出量を多くすることにより、内側の冷氣量が少なくなり、温度の低下は大きくなる。

3. 大量の水の漏えいその他要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、燃料プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、燃料プール監視カメラ(SA)により燃料プールの状態を監視する。

- ・燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため、燃料プール水位(SA)を配備する。

【水位監視】

燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

【温度監視】

水位監視を主として、燃料プール水位・温度(SA)にて温度監視を行う。(温度は沸騰による蒸発状態では、燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。)

燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、図3-1「燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。

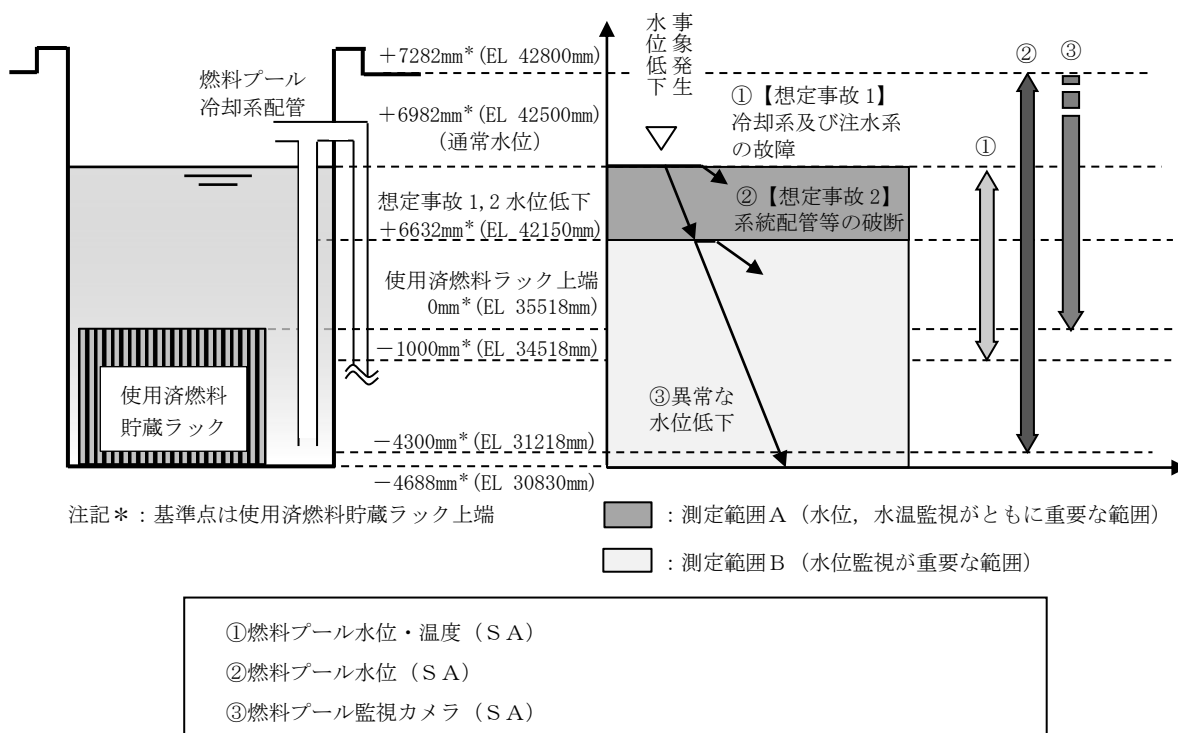


図3-1 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

核燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の
核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書に係る
補足説明資料

目 次

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について	1
2. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方	2
3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性	3
4. 未臨界性評価の条件	4
5. 未臨界性評価における不確定性	11
別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価	別 1-1
別添 2 使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について	別 2-1
別添 3 未臨界性評価の保守性及び妥当性について	別 3-1

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について

燃料プールは、燃料プール冷却系、残留熱除去系の故障等により燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が低下した場合に、技術基準規則第 69 条第 1 項及び解釈により施設が要求されている燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計としている。

仮に燃料プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間ではラックのボロンによる中性子吸収が減少して、実効増倍率を増加させる効果が生じる。低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、島根原子力発電所第 2 号機の燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0 \sim 1.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を 10 年（合計 70 年間）と仮定しても効果の低下はごく僅かであると考えられる（別添 1 参照）。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

2. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における計算体系は、水平方向及び垂直方向に無限に広がりを持つ体系と設定している。

本評価の計算モデルを図 2-1 に示す。本評価の計算モデルは、使用済燃料貯蔵ラックセルを設定し、周囲での境界条件を完全反射（高さ方向は無限に相当）と設定することで中性子の漏れがない保守的な条件としており、燃料集合体、使用済燃料貯蔵ラックの幾何学形状及び配置を模擬した使用済燃料貯蔵ラックとし、燃料集合体が配置されていない空間を含めた燃料プール全体をモデル化することよりも、保守的な計算モデルとなっている。

なお、本計算モデルにおいては、使用済燃料貯蔵ラックと隣の使用済燃料貯蔵ラックの中間が計算モデルの境界となるように設定することで、実設計の使用済燃料貯蔵ラック間距離を反映している。

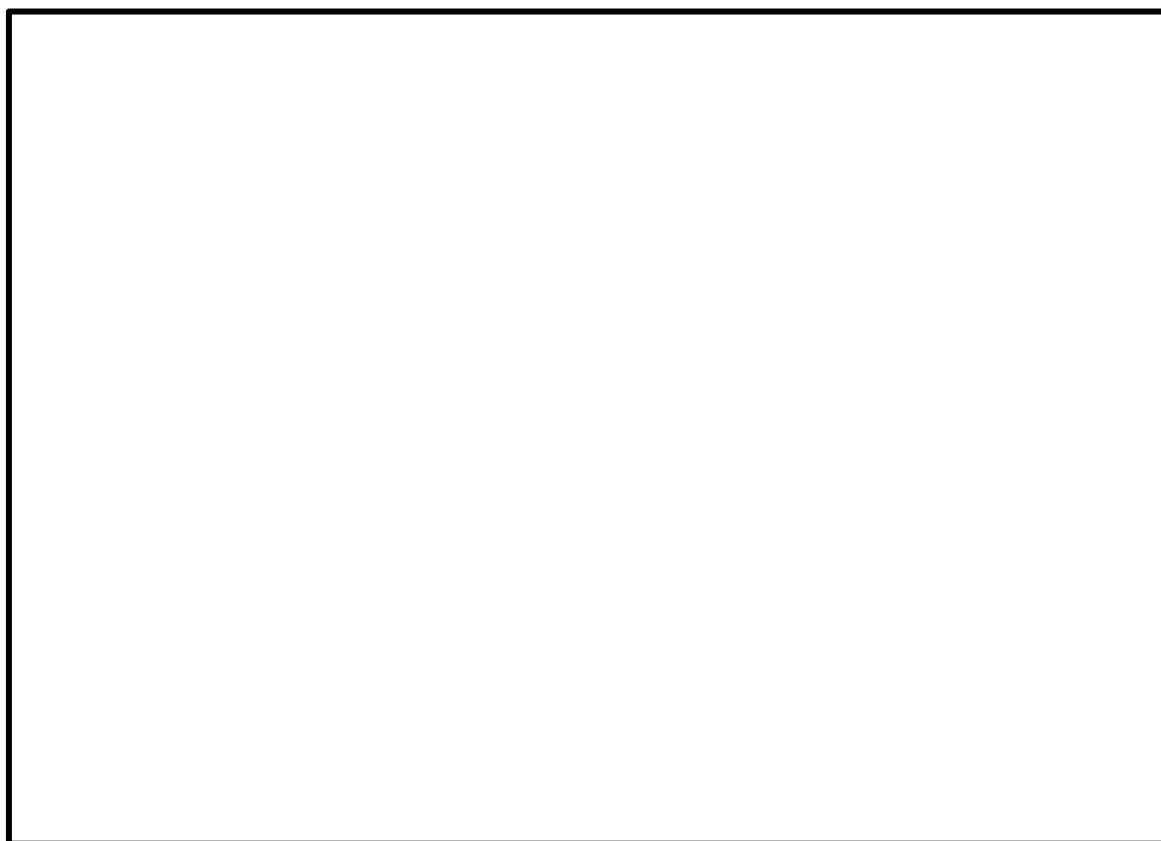


図 2-1 未臨界性評価の計算モデル

3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性

大規模漏えい時の未臨界性評価は、燃料プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）にてラック及び燃料体等を冷却し、臨界とにならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認する。このスプレイや蒸気条件の想定として燃料プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させることとしている。

大規模漏えい時には、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール全体に注水する手順となっており、ラックを構成する一部のセルに水が偏ることはない。また、燃料プール水が喪失していく過程や再冠水過程においてもラック底部からラック内に水が流れ込む構造になっている。このため、燃料体等からの崩壊熱によりラック内外で水密度の濃淡が生じるものの、ラック内外で著しい水位差は生じない。以上より、偏った水密度分布となることは考え難い。したがって、スプレイや蒸気条件における未臨界性評価条件として、水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させることは妥当である。

4. 未臨界性評価の条件

4.1 燃料条件

「TGBLA」*1/「NEUPHYS」*2にて評価した無限増倍率を図4-1～5に示す。9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及び高燃焼度8×8燃料等の炉心装荷時の無限増倍率は、それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを対象に、その各軸方向断面について、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料においても低Gd燃料の上部、又はGd濃度の低い燃料上部において無限増倍率が最大となり、運転期間中のガドリニア効果によるピークを考慮しても1.30を超えることはない。したがって、十分大きな保守性をもつモデルバンドルとして、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定した。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

モデルバンドルは、部分長燃料の有無により軸方向の濃縮度分布を上下2領域に分け、無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し、未燃焼組成で無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布をウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いを考慮し、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は低濃縮度にする）に基づいて、9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの平均濃縮度は□wt%（軸方向下部断面で□wt%、上部断面で□wt%）となる。一般に、B-SUSラックはボロンの強い中性子吸収効果により、熱中性子が欠乏した減速不足の状態にある。このため、水対ウラン比が大きいモデルバンドル上部断面を用いたほうが、ラック体系における中性子の減速不足状態が緩和されるため実効増倍率が高く評価される。以上から、より保守的な条件としてモデルバンドルの上部断面を未臨界性評価に用いた。また、いずれの燃料においても燃焼が進み燃焼末期に近づくにつれて無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料（A型）を用いたが、いずれの燃料を用いてもこの大きな保守性に包絡され、燃料条件としては保守的な設定となる。

注記*1：沸騰水形原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法，TLR-006改訂1，株式会社東芝，平成20年9月

*2：BWRの燃料集合体核特性計算手法について，NLR-01，原子燃料工業株式会社，平成6年4月

4.2 ラック条件

解析使用値としては実効増倍率が最も大きくなる公差の組み合わせの条件を用いる。具体的には、ラックの製作公差において、ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくし、ラックピッチ及び内のは燃料がより接近するよう小さくした。ラックの製作公差は以下のとおり（公称値±公差）であり、最小値、公称値、最大値にて実効増倍率を計算した結果、それぞれ上述の条件によって最も保守的になることを確認した（図4-6～8）。

ラック板厚： \square mm + \square , - \square mm

ラックピッチ： \square mm ± \square mm

ラック内のは： \square mm ± \square mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（ \square wt%～ \square wt%）の下限值を使用した。ラック配列については、保守的に鉛直方向は無限長、水平方向は無限配列とした。

なお、ラックは板同士を溶接して製造しており、溶接部分にはボロンの減損が生じる可能性があるが、実効増倍率に有意な変化はない。

以上より、ラック条件は保守的な設定となっている。

ラック製造公差を踏まえた上で、実効増倍率の評価が最も保守的になるラック寸法及びボロン濃度の整理を表4-1に示す。

表4-1 実効増倍率の評価が最も保守的になるラック寸法及びボロン濃度の条件

	項目	保守的となる解析条件
使用済燃料貯蔵ラック	ラックピッチ	\square mm
	ボロン濃度	\square wt%
	ラック板厚	\square mm
	ラック内のは*	\square mm

注記*：ラック内のはは、ラックの構造から、ラックピッチからラック板厚を引くことで計算される。

4.3 プール水条件

燃料プール水条件のうち、水温については4℃の時に密度が大きく評価結果が最も厳しくなる。水温を0～100℃まで変化させても、水密度は0.95g/cm³を下回らない。水密度については、0g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, \square g/cm³, 1.0g/cm³の11点を評価した。

4.4 その他の条件

(1) チャンネルボックス

未臨界性評価において、チャンネルボックスは装着した状態を想定している。チャンネルボックスを装着した条件で解析を実施した大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価において、実効増倍率は統計誤差3σ (0.001) を加えて最大で0.927である。一方で、この評価条件からチャンネルボックス装着有無のみを変更して実施した解析において得られた実効増倍率は、統計誤差3σ (0.001) を加えて0.916である。

したがって、チャンネルボックスを装着した条件は保守的である。

(2) ラックセル内の燃料配置

ラックセル内で燃料が偏心すると、中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより、燃料領域の熱中性子が減少し実効増倍率が低くなる。したがって、燃料をラックセル内の中央配置とした設定は保守的である。（別添2参照）

4.5 燃料条件，ラック条件及びその他の条件の保守性について

燃料条件，ラック条件及びその他の条件が保守的になるよう，上述のとおり設定し，実効増倍率が最も厳しくなる条件とした。（別添3参照）



図4-1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率

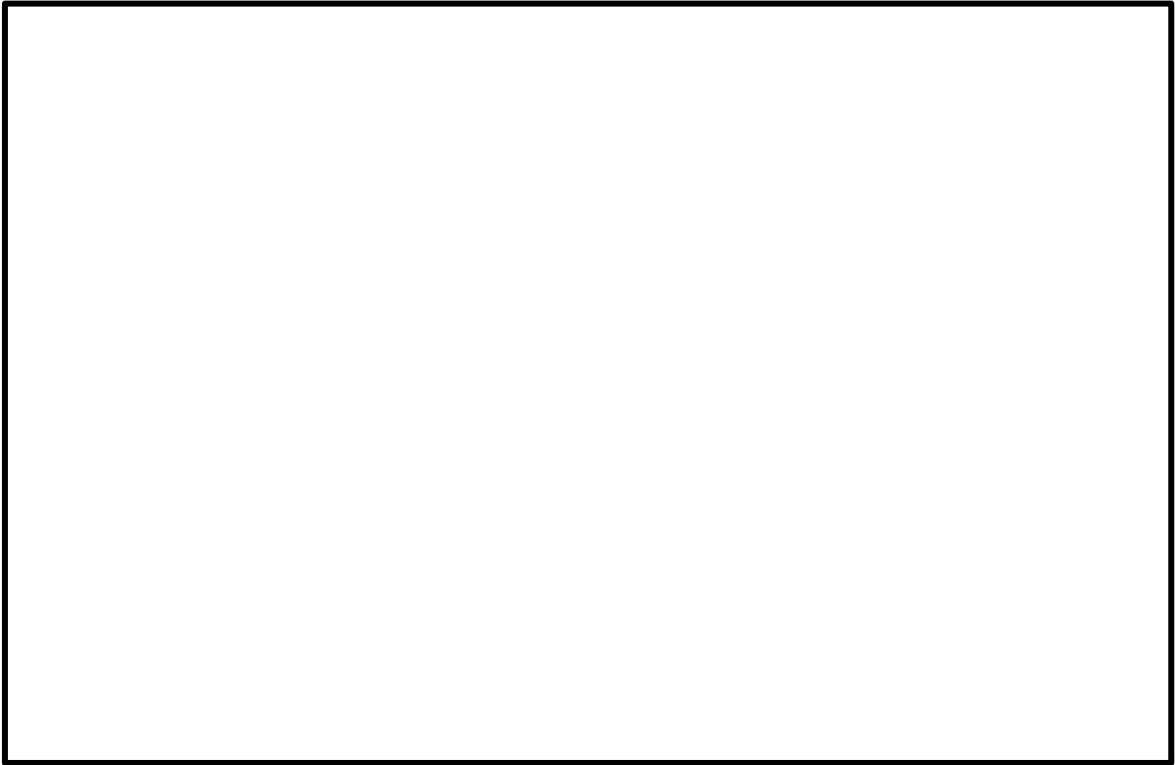


図4-2 9 × 9燃料 (B型) の冷温時無限増倍率

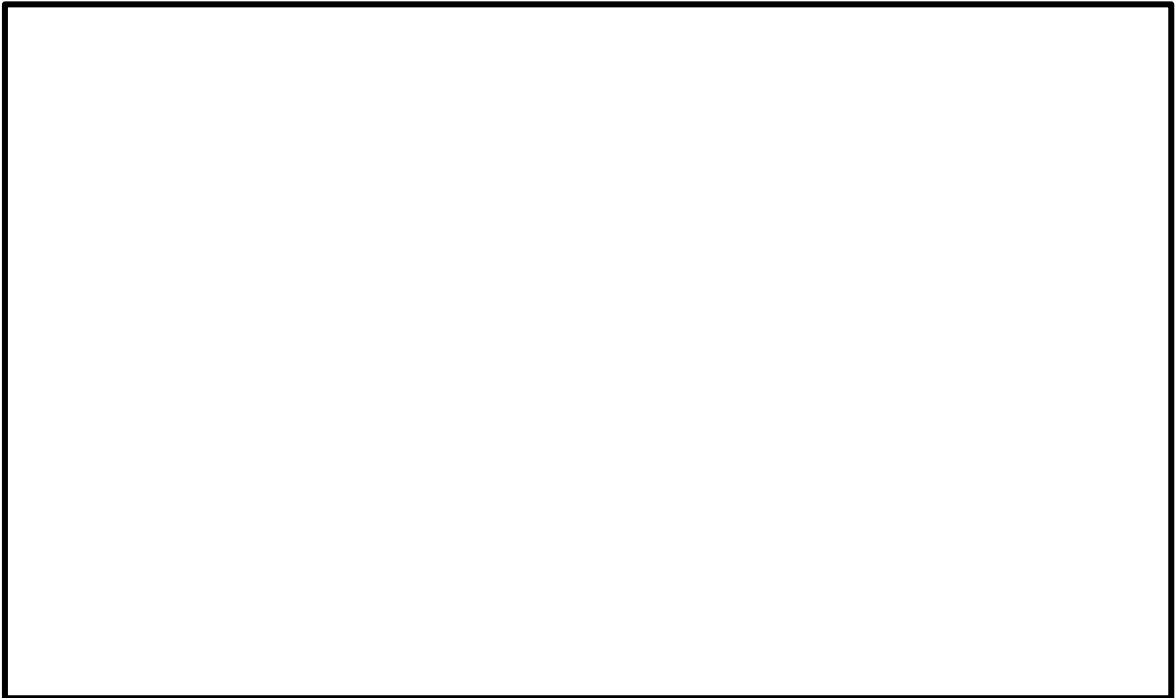


図4-3 高燃焼度 8 × 8燃料の冷温時無限増倍率



図4-4 新型8×8ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率

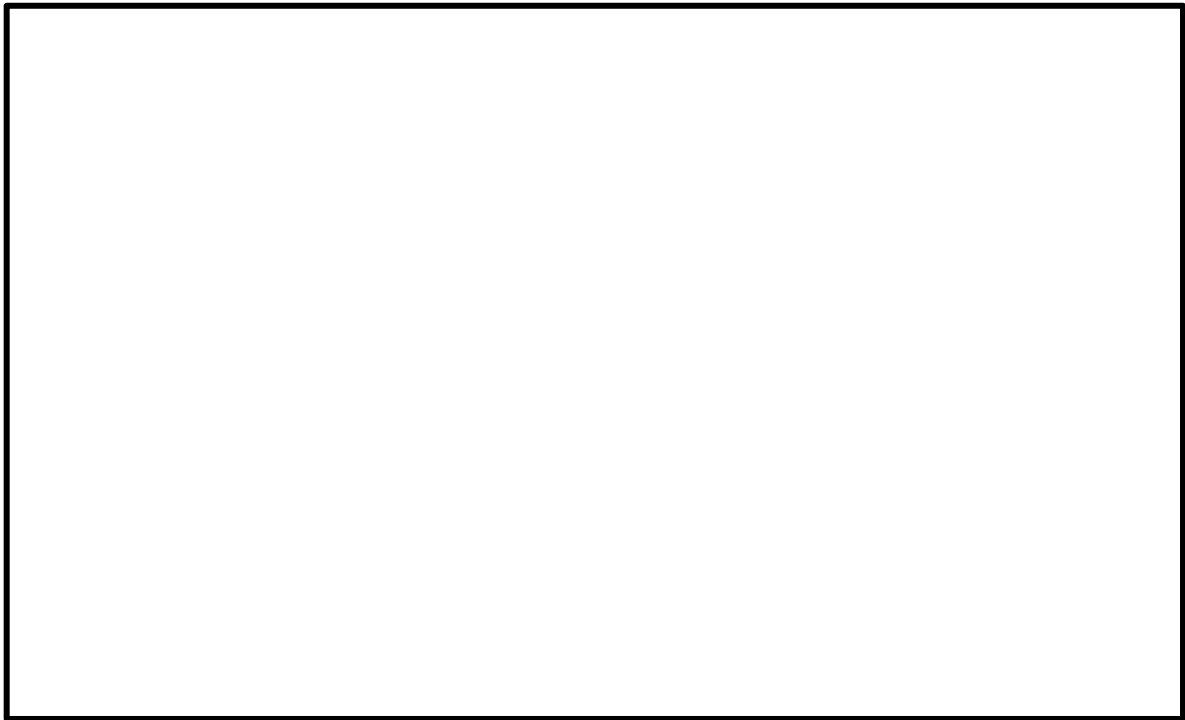


図4-5 新型8×8燃料の冷温時無限増倍率*

注記*：初装荷燃料は、タイプ1及びタイプ2の2種類の燃料からなり、Gd濃度はタイプ2の方が小さいため、より低い燃焼度でGdが燃え尽きることから無限増倍率のピーク値は大きくなる。

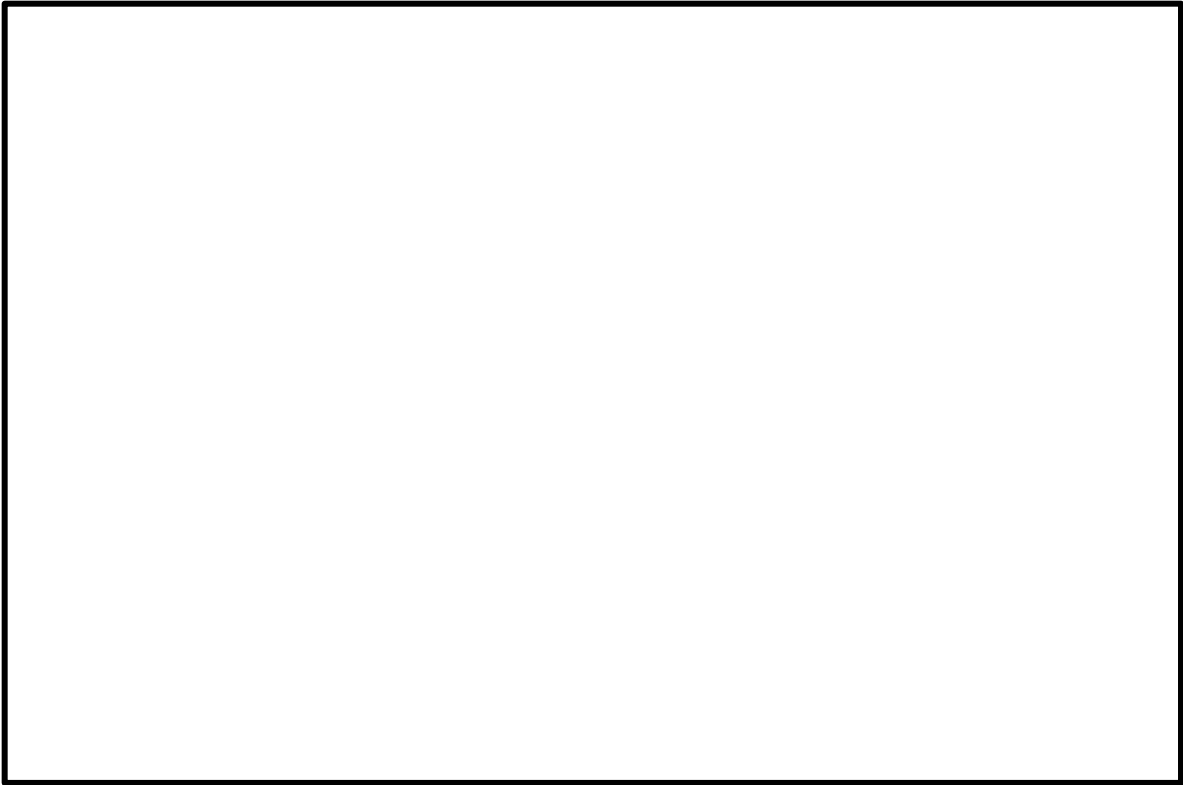


図4-6 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化

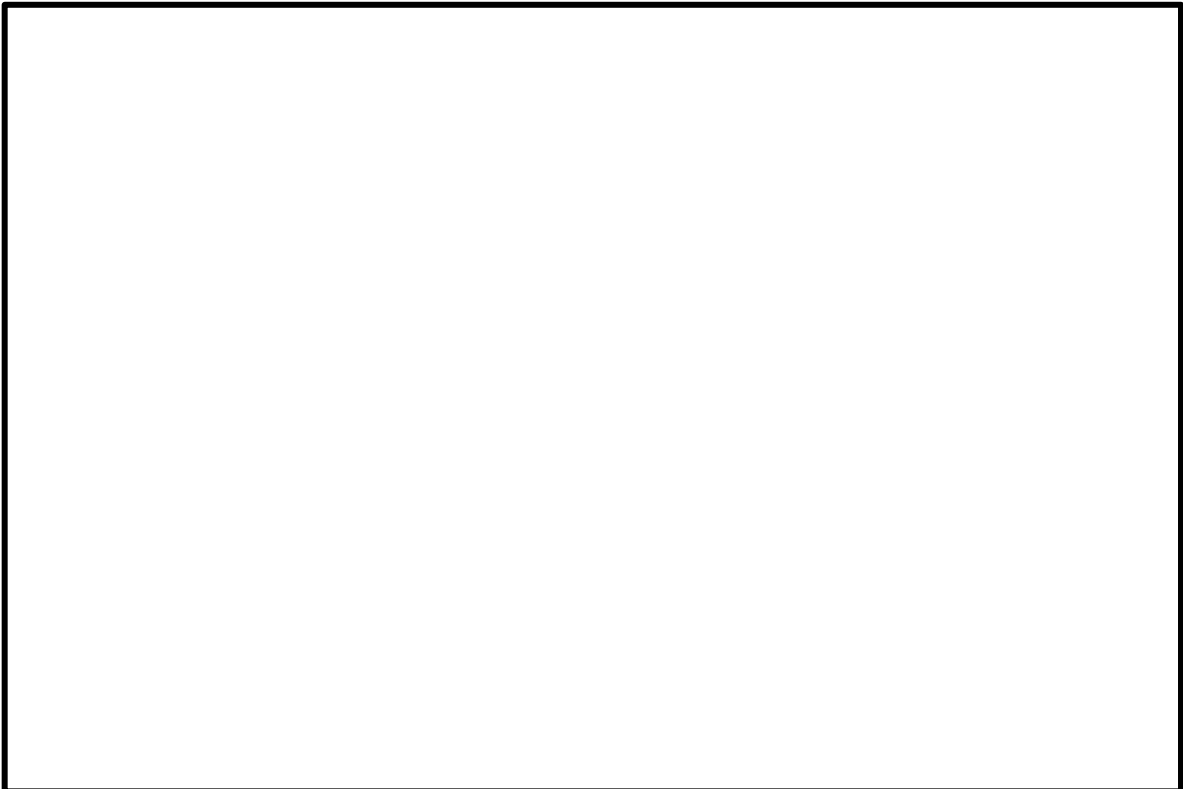


図4-7 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化

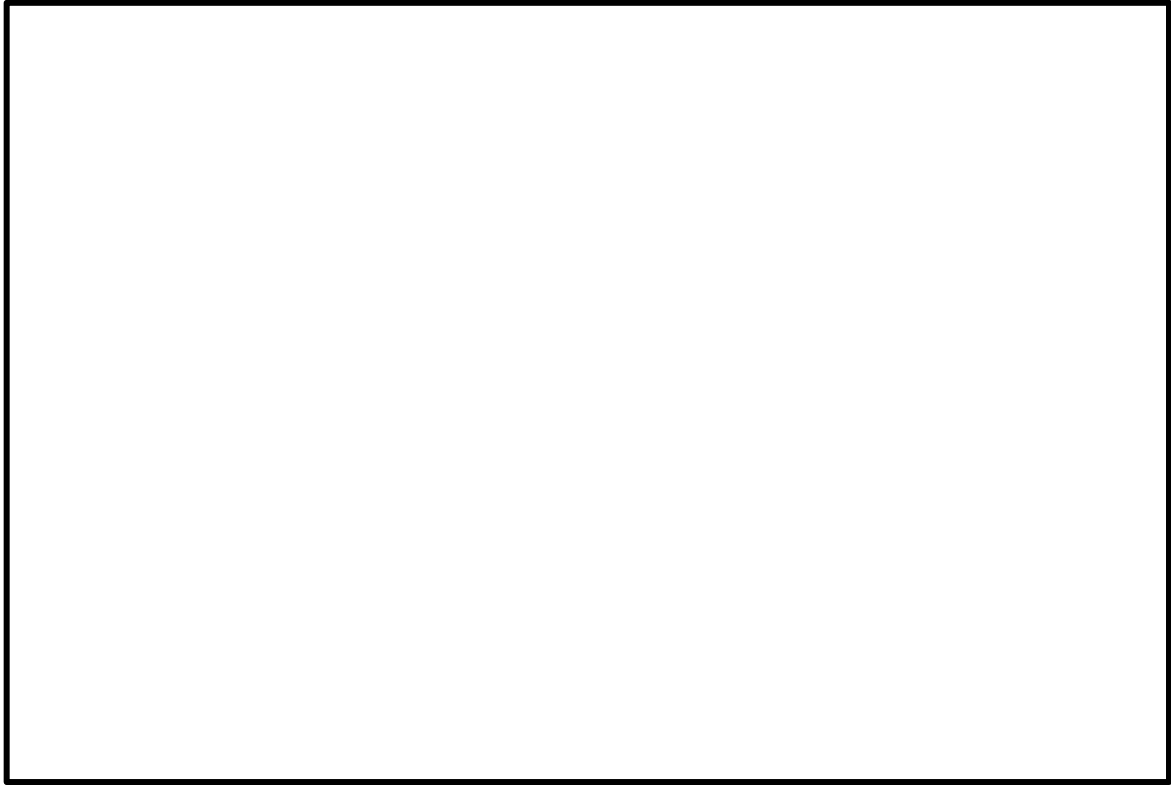


図4-8 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化

5. 未臨界性評価における不確定性

5.1 計算コード等の不確定性

計算コード等の不確定性は、計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料配置は実効増倍率が高くなる配置）及び統計誤差からなる。計算コードの不確定性は、実験値と計算値の平均的なずれ（平均誤差）が []、分散の95%信頼度から求められる標準偏差の上限に、95%の確率で実験結果が計算値を上回らない条件を考慮した値（95%信頼度×95%確率）が [] である。当該値は、米国PNLで実施されたPNL-3602臨界実験のうち、吸収材の種類や濃縮度等、燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（表5-1）がBWR燃料ラックの条件に近い32ケースを対象としたベンチマーク解析により評価済である。選定した臨界実験は、対象の実験の中ではBWRの燃料プールの体系に近いものであり、パラメータ範囲に入らない項目もあるものの、燃料棒寸法については異なる値に対して解析を実施しばらつきが小さいこと、濃縮度についてはその平均値が臨界実験のパラメータ範囲内にあること、被覆管の中性子吸収割合は燃料集合体全体で見れば少ないこと等から、パラメータ範囲逸脱の影響は小さく、ケース数としても十分と考えられる。製作公差に基づく不確定性（燃料製造公差とラック製作公差（+燃料配置影響））については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果に含まれている。統計誤差 3σ （実効増倍率 [] に対し、統計誤差 3σ は []）についても「SCALE」の解析結果として実効増倍率に加えた値を評価結果としている（表5-2）。

5.2 「KENO-V. a」及び「KENO-VI」における評価モデルの違いと実際の評価結果の違いの影響

PWRでは「KENO-VI」を用いて評価を実施しているが、島根原子力発電所第2号機では「KENO-V. a」を用いている。「SCALE」を開発したORNLの文献ORNL/TM-2001/110*¹があり、それによると、V. aとVIのモデルの違いは、主に幾何形状モデルであるが、臨界計算における解析結果のバージョン間の差異は0.001~0.002と小さく、統計誤差0.002~0.004と比較して有意でない。

5.3 評価方法

島根原子力発電所第2号機の燃料プール未臨界性評価条件としては、ラック製作公差や燃料配置等の厳しい条件を用いて実効増倍率を計算するのに対し、PWRでは公称値により実効増倍率を計算した結果に、不確定性として、製作公差等それぞれのばらつきに基づく実効増倍率の誤差を未臨界性評価上厳しくなる側に統計的に加算する。

PWRでは公称値に基づく実効増倍率に、不確定性（計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料材の直径、密度等比較的詳細な項目に及ぶ製作公差。燃料配置は未臨界度が厳しくなる配置）、統計誤差）を考慮し、実効増倍率0.98以下で評価している。一方、BWRでは厳しい条件に基づく実効増倍率に、コードの不確定性を含まない等、誤差項目について比較的詳細に扱っていないが、統計誤差については標準偏差の3倍を考慮した上、0.95以下で評価している*²。また、「臨界安全ハンドブック第2版」（日本原子力研究所 1999年）においては「モンテカルロコードを用いた場合には、計算された平均増倍

率に標準偏差の3倍の値を加えた値を推定臨界下限増倍率または0.95と比較し、未臨界を判定する。」とされている。

注記*1: Validation and Comparison of KENO V.a and KENO-VI

*2: ANSI/ANS-57.2-1983 Design Requirements for LWR SF Storage Facilities at Nuclear Power Plants

表5-1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ (抜粋)

項目	単位	燃料貯蔵設備及び BWR 燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲		
		MIN	MAX	MIN	MAX	
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U 濃縮度	wt%				
	MOX 燃料 Pu 含有率	wt%	—			
	燃料材径	mm	9.6			
	燃料要素径	mm	11.2			
	被覆材材質	—	ジルカロイ-2			
	燃料要素ピッチ	mm				
	燃料体内の減速材体積／燃料体積	—				
	燃料要素配列条件	—	正方配列			
	体系条件	—	燃料体配列体系			
減速材	減速材	—	無/軽水			
	減速材密度	g/cm ³	0	約 1.0		
	減速材中のほう素濃度	ppm	0			
ラックセル	ラックセル材質	—	B-SUS			
	B-SUS 製ラックセルのほう素添加量	wt%				
反射体	反射体材質	—	軽水			

注記*1：モデルバンドルのバンドル平均濃縮度

*2：チャンネルボックス内での減速材と燃料ペレットの体積比

*3：燃料棒格子での減速材と燃料ペレットの体積比

表5-2 未臨界性評価における不確定性評価結果

臨界計算上の不確定性評価項目			不確定性
計算コードの不確定性	平均誤差	Δk	
	平均値の不確定性	ϵ_c	
製作公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	ϵ_f	— *1
	ラック製作公差 (+燃料配置影響)	ϵ_r	— *1
統計誤差*2		3σ	

実効増倍率は $k_{\text{eff}} + \epsilon = k_{\text{eff}} + \Delta k + \sqrt{(\epsilon_c)^2 + (\epsilon_f)^2 + (\epsilon_r)^2 + (3\sigma)^2}$ と計算できる*3が、 Δk 及び ϵ_c は0としている。 k_{eff} の計算の入力に炉心装荷時無限増倍率1.30のほか、ラック製作公差を実効増倍率が保守的になるよう見込み、標準偏差の3倍を考慮して0.95以下を確認している。

注記*1：製作公差に基づく不確定性のうち、燃料製造公差については、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定し、ラック製作公差（+燃料配置影響）については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果（実効増倍率 k_{eff} ）に含まれている。

*2：入力値である乱数（追跡する中性子）から計算した実効増倍率の平均値と、個々の実効増倍率の計算値の差から標準偏差を求め、臨界安全ハンドブックの考え方に従い、標準偏差の3倍としている。

*3：ANSI/ANS-8.17-2004 criticality safety criteria for the handling, storage, and transportation of LWR fuel outside reactors

ラックセル中のボロンの減損割合の評価

1. 概要

中性子の強吸収体である使用済燃料貯蔵ラックセル中のボロン (^{10}B) は供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるため、供用期間及び供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を想定した場合における使用済燃料貯蔵ラックセル中の ^{10}B の減損率を評価する。

2. 評価方法

使用済燃料貯蔵ラックセル中の ^{10}B の中性子吸収減損率は以下の式により評価される。

$$\begin{aligned} & (^{10}\text{B原子1個あたりの中性子吸収減損率}) [\%] \\ & = (\text{中性子照射量}) [\text{cm}^{-2}] \times (^{10}\text{B原子1個あたりの吸収反応断面積}) \\ & \quad [\text{cm}^2] \times 100 [\%] \end{aligned}$$

評価にあたっては、類似の評価事例として、乾式キャスクのバスケット（燃料を収納する部分）における評価事例をもとに以下のとおり評価した。

乾式キャスクにおける60年間の供用期間中に受ける放射線照射量は $10^{14}[\text{cm}^{-2}] \sim 10^{16}[\text{cm}^{-2}]$ と評価されている*1。

ここで、 ^{10}B の減損率を安全側に評価するため、放射線照射は全て熱中性子によるものとし、中性子照射量を $1 \times 10^{16}[\text{cm}^{-2}]$ として評価する。なお、 ^{10}B 原子1個あたりの吸収反応断面積は $3838 \times 10^{-24}[\text{cm}^2]$ *2を使用する。

以下のとおり、乾式キャスクにおける供用期間中（60年間）の ^{10}B 原子1個あたりの中性子吸収減損率は約0.004%とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) [\text{cm}^{-2}] \times (3838 \times 10^{-24}) [\text{cm}^2] \times 100 [\%] = 3.84 \times 10^{-3} [\%]$$

また、使用済燃料搬出までの期間を想定し評価期間を仮に70年間とした場合でも以下のとおり、中性子吸収減損率は約0.004%とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) [\text{cm}^{-2}] \times (70/60) [-] \times (3838 \times 10^{-24}) [\text{cm}^2] \times 100 [\%] = 4.48 \times 10^{-3} [\%]$$

3. 評価結果

以上のとおり、乾式キャスクにおいて、評価期間を60年間及び70年間とした場合で評価しても、 ^{10}B の減損率は約0.004%であり、ごく僅かである。なお、使用済燃料貯蔵ラックセルでは水による中性子の減速・吸収効果があるため、中性子束は乾式キャスクよりも減少することが見込まれる。

したがって、使用済燃料貯蔵ラックセルにおいても同様に ^{10}B の中性子吸収体の効果低下は無視できるほど小さいと考えられる。

注記*1: リサイクル燃料備蓄センター その他の安全対策について(長期貯蔵に対する考慮),

平成22年2月，原子力安全・保安院

*2：アイソトープ手帳 11 版（公益財団法人日本アイソトープ協会発行）

使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について

使用済燃料貯蔵ラックにおいて、燃料をラックセルの中央に配置した基本配置及び図 1 の全体的に偏心したパターンについて、実効増倍率を評価した。評価の結果、基本配置の場合が実効増倍率が高い結果となった。表 1 に評価結果を示す。

表 1 評価結果

燃料配置	実効増倍率 ($k_{\text{eff}} + 3\sigma$)
基本配置	0.927
偏心配置	



図 1 使用済燃料貯蔵ラック中の燃料の偏心状況

未臨界性評価の保守性及び妥当性について

未臨界評価の保守性及び妥当性について、表 1 に示す。

未臨界評価の評価条件は、表 1 の 1～5 について、実効増倍率が大きくなる保守的な条件としている。「6 プール水条件の設定」については、燃料プールスプレイ系によるスプレイを想定し、いかなる密度条件においても臨界を防止できることを示すために水密度を 0～1.0g/cm³ に設定しており、妥当な条件である。

表 1 未臨界性評価の保守性及び妥当性

評価条件		保守性及び妥当性	
1	未臨界性評価における計算体系	ラックセルを計算体系と設定	ラックセルの計算体系を単位格子とし、単位格子の水平方向、鉛直方向を完全反射に設定していることから、中性子の漏れがなく、保守的な条件となる。
		水平方向：完全反射	
		鉛直方向：完全反射	
2	燃料条件	無限増倍率が 1.30 となるように濃縮度分布を設定	いずれの燃料においても無限増倍率は、1.30 より小さいため、保守的な条件となる。
3	ラック条件	ラックの製造公差を考慮し、最も保守的な設定を採用	ラック製造公差の中で最も評価結果が厳しくなる組み合わせのため、保守的な条件となる。
		B-SUS のボロン濃度として、製造範囲 (<input type="text"/> wt% ～ <input type="text"/> wt%) の下限値を採用	B-SUS のボロン濃度を、製造範囲の下限値 (<input type="text"/> wt%) としているため、保守的な条件となる。
4	その他の条件	チャンネルボックス	燃料は、チャンネルボックスを装着した状態の方が実効増倍率が大きくなるため、保守的な条件となる。
5		ラックセル内燃料配置	ラックセル内中央に燃料が配置する基本配置の場合が、評価結果が厳しくなるため、保守的な条件となる。
6	プール水条件の設定	水密度を 0～1.0 g/cm ³ まで変化させる	燃料プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系によるスプレイを実施した場合の条件を想定し、いかなる密度条件においても、臨界を防止できることを確認できるため、妥当な条件となる。

燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の
燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失
の防止に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 燃料プール周りの主要な重量物の配置	1
2. 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンの待機場所について	2
3. 原子炉建物天井クレーンのインターロックについて	4
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策	6
5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における燃料プールへの影響	10
6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について	13
7. 燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果	17
別添 1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について	別 1

1. 燃料プール周りの主要な重量物の配置

落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある主要な重量物の配置を図 1-1 に示す。



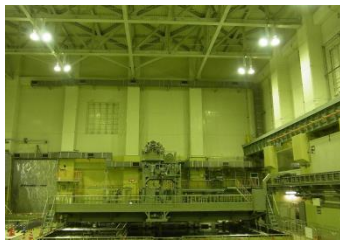
原子炉建物原子炉棟内オペフロ全体



原子炉建物天井



原子炉建物壁面



燃料取替機



原子炉建物原子炉棟4階 概略平面図



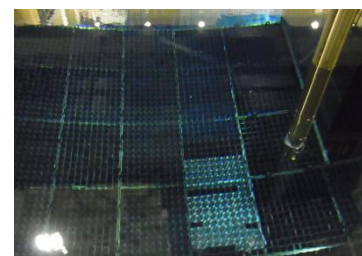
原子炉建物天井クレーン



①燃料プール側面



②燃料プール側面



③燃料プール内
(使用済燃料貯蔵ラック側)

図 1-1 燃料プール周りの主要な重量物の配置

2. 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、燃料プール上へ待機配置しない運用とすることで、燃料プールへの落下は防止される。また、レールからの落下を防止するよう、ストッパから基準地震動 S_s での滑りを考慮した距離をとる、又はストッパにより脱線を防止できる設計とする。図 2-1 及び図 2-2 に燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンの待機場所を示す。

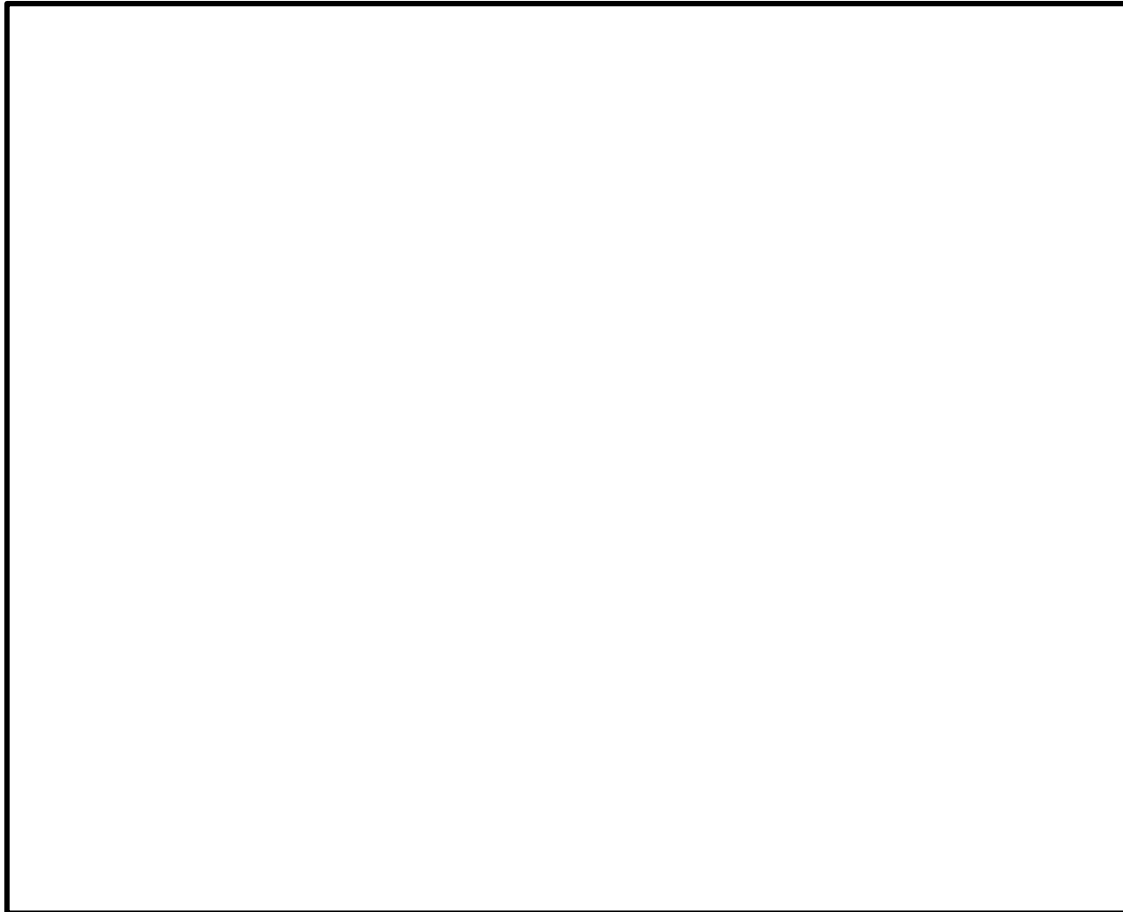


図 2-1 燃料取替機待機場所

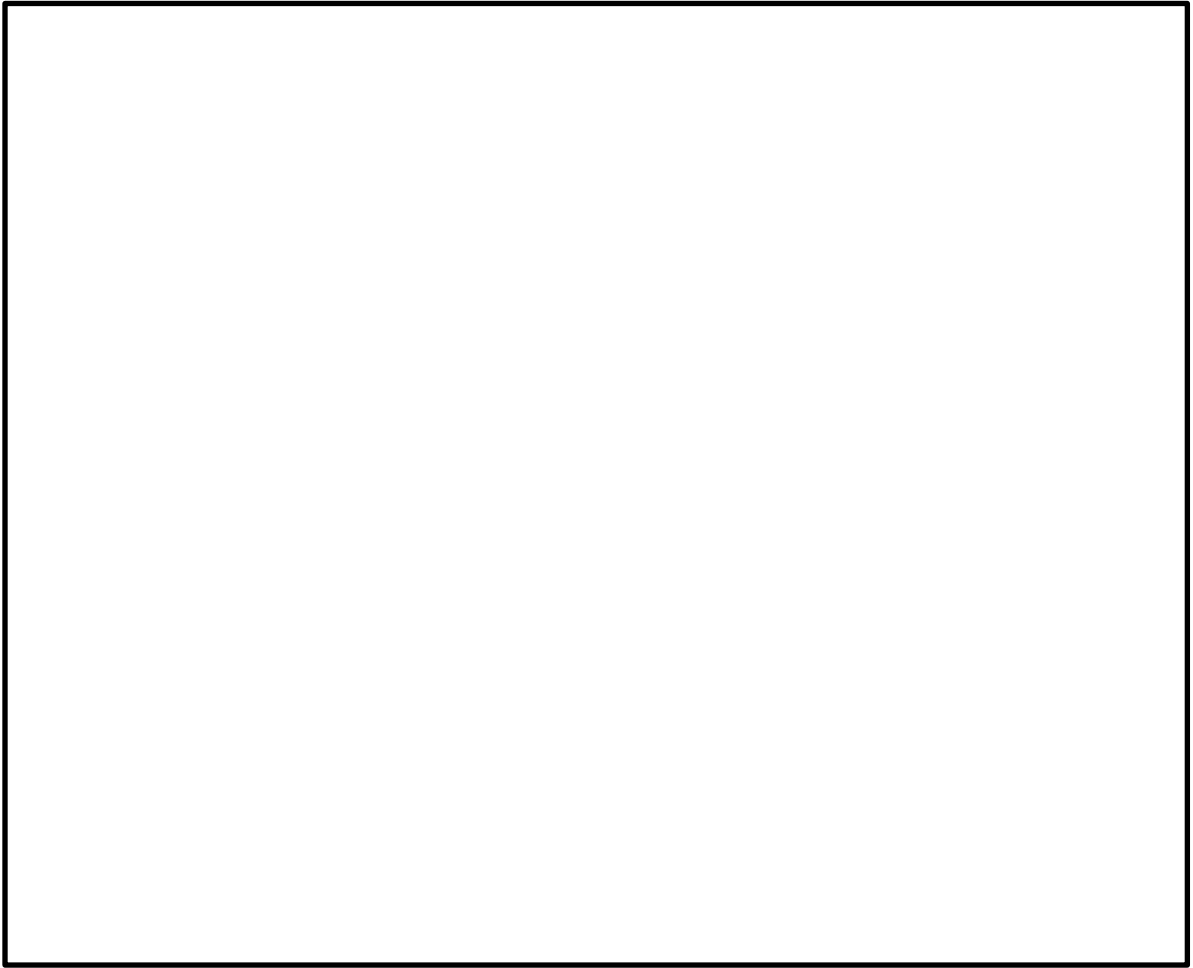


図 2-2 原子炉建物天井クレーン待機場所

3. 原子炉建物天井クレーンのインターロックについて

原子炉建物天井クレーンは、燃料プール上を使用済燃料輸送容器及び重量物が走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建物天井クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建物原子炉棟 4 階を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及び使用済燃料輸送容器の移動を行う際には、重量物及び使用済燃料輸送容器が燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、燃料プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

インターロックには 3 つのモード (A～C モード) があり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、燃料プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止している。なお、モード切替は運転室内の操作盤上のモード切替スイッチにより行う。

原子炉建物天井クレーンのインターロックによる重量物移送範囲の関係を図 3-1～3 に示す。なお、C モードは燃料プール上へアクセス可能なモードではあるが、使用済燃料輸送容器や重量物を移送する場合には使用しない。

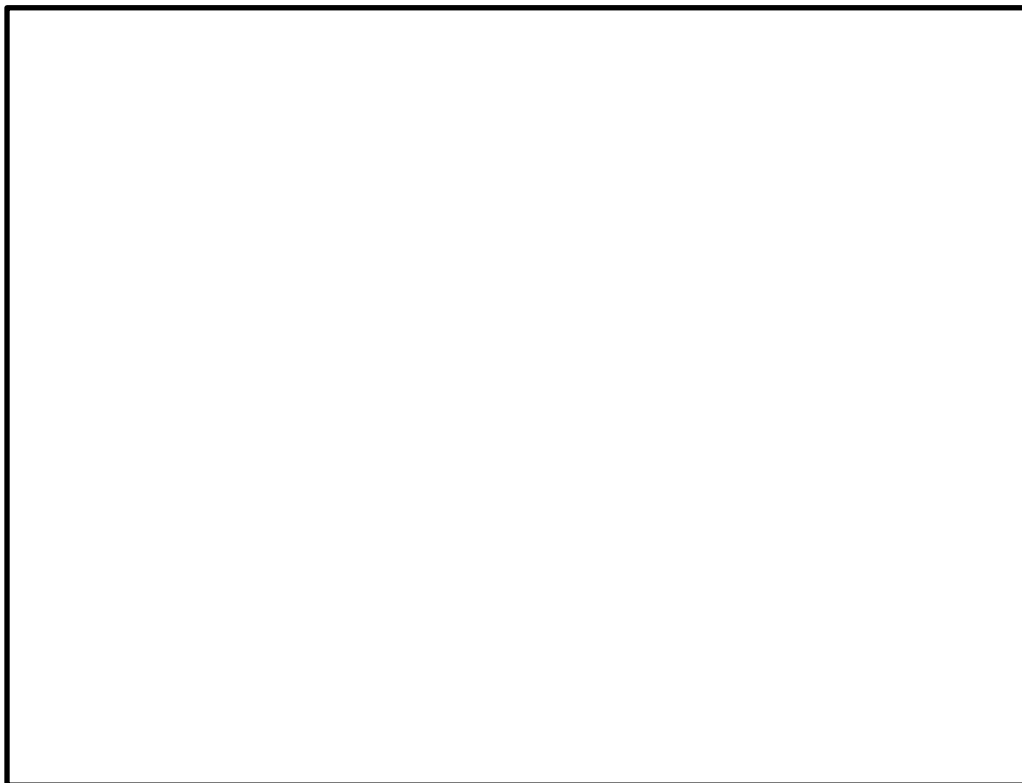


図 3-1 原子炉建物天井クレーンのインターロック (A モード) による使用済燃料輸送容器移送範囲

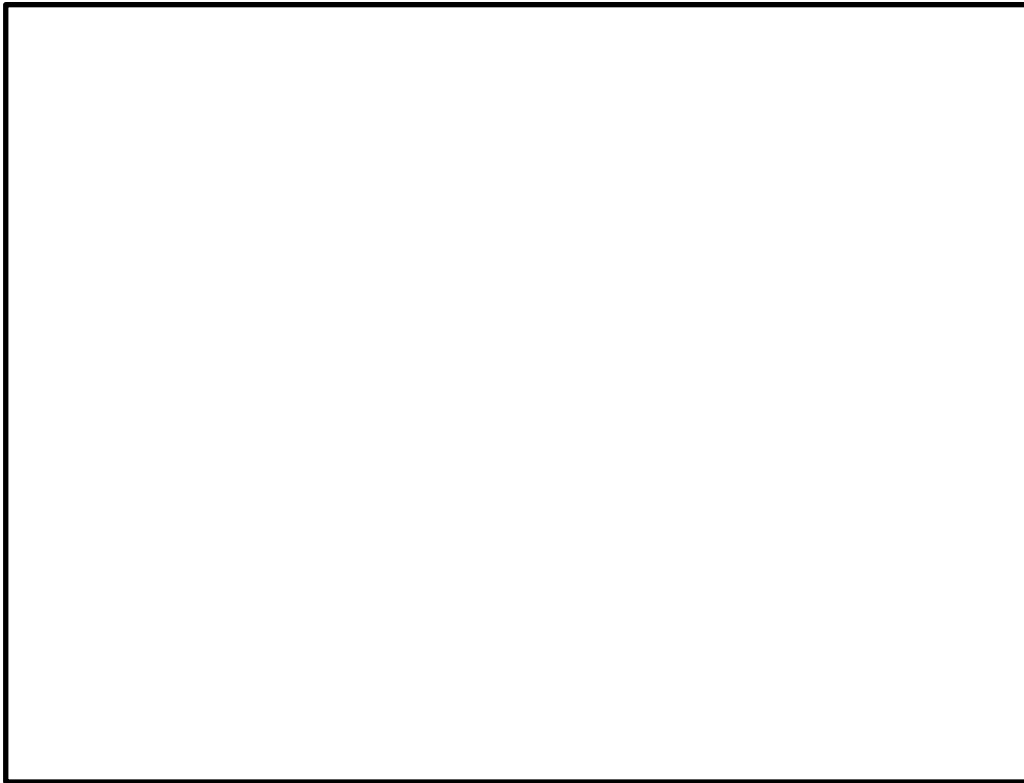


図 3-2 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Bモード) による重量物移送範囲

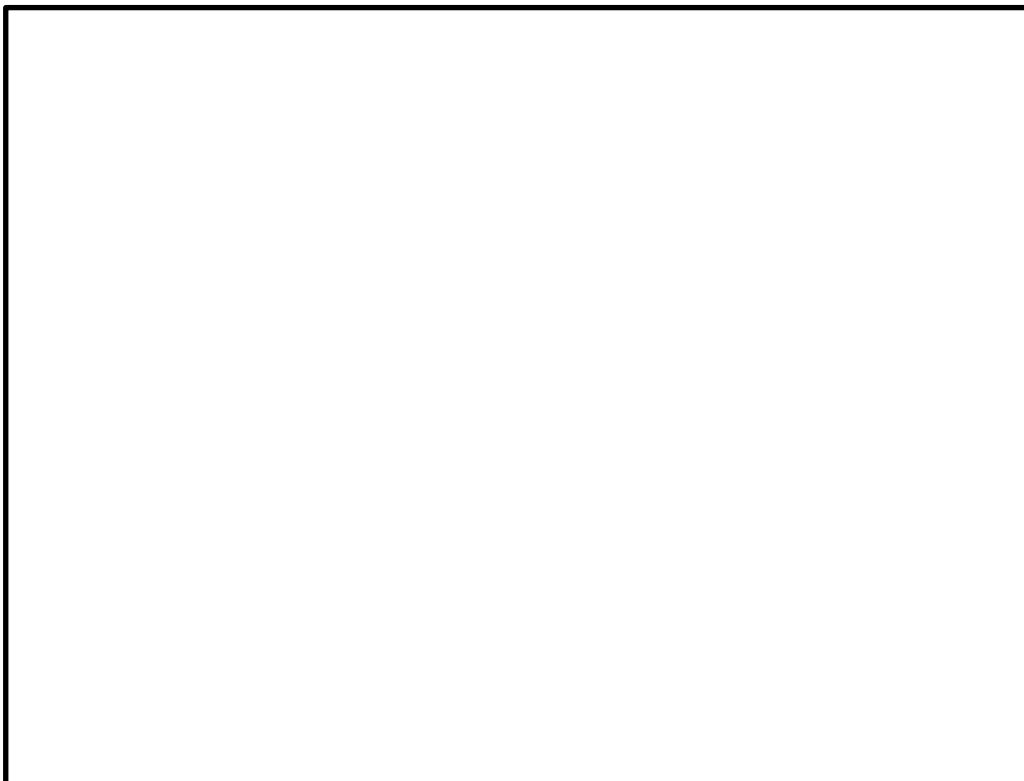


図 3-3 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Cモード) による移送範囲

4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、新燃料輸送容器に2体ずつ収納され原子炉建物天井クレーン（補巻）によって原子炉建物原子炉棟4階へ搬入する。新燃料輸送容器から新燃料検査台へは新燃料を1体ずつ原子炉建物天井クレーン（補巻）によって移送し、受入検査を実施するとともにチャンネルボックスを装着する。新燃料検査台から新燃料貯蔵庫又はチャンネル着脱装置へ原子炉建物天井クレーン（補巻）にて移送する。新燃料貯蔵庫からチャンネル着脱装置への移送にも原子炉建物天井クレーン（補巻）を用いる。吊具として使用するワイヤロープは気中作業で確実な装着を確認し、安全率は、6以上を確保している。チャンネル着脱装置から燃料プールのラック、ラック間及びラックー炉心間の移送は燃料取替機にて取り扱われる。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図4-1に示す。

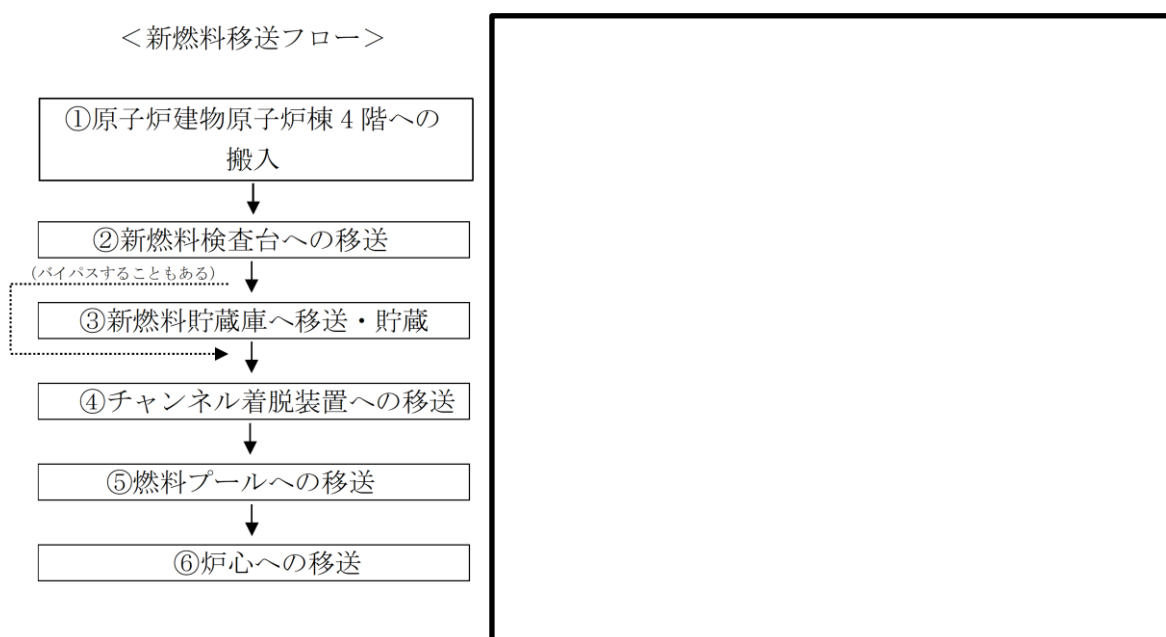


図4-1 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

図4-1に示すとおり、新燃料を燃料プールへ移送する際は、可能な限り燃料プール上を移送しない運用とし、燃料プール上への落下を防止している（「【参考】新燃料の入水作業」参照）。

原子炉建物天井クレーンは、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め装置を装備し、新燃料の落下を防止する構造としており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、動力電源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の落下は防止される。

チャンネル着脱装置（図4-2）は、燃料プールの側面に設置され、ガイドレールがプール壁面の金物に差し込まれており、上部でボルト固定されている。チャンネル着脱装置は、1体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっている。カートはガイドレールに支持されており、ローチェーンを介して最上限ストッパから下限ストッパの位置までの間を昇降（図4-3）し、

直接燃料プールライニングに衝突しないため、燃料プールライニングを損傷させることはない。なお、チャンネル着脱装置のカートは通常時は燃料プール底部で待機しており、燃料集合体外観検査時に燃料体等の昇降を行う際には、線量低減の観点から、機械的なインターロックにより、上限ストッパの位置までに上昇を制限し、遮蔽水深として 2460 mmを確保できる構造とする。また、燃料集合体外観検査時には、チャンネル着脱装置上部において放射線量を測定し、線量を管理する運用とする。電源遮断時には、電磁ブレーキで駆動軸を保持する構造とする。

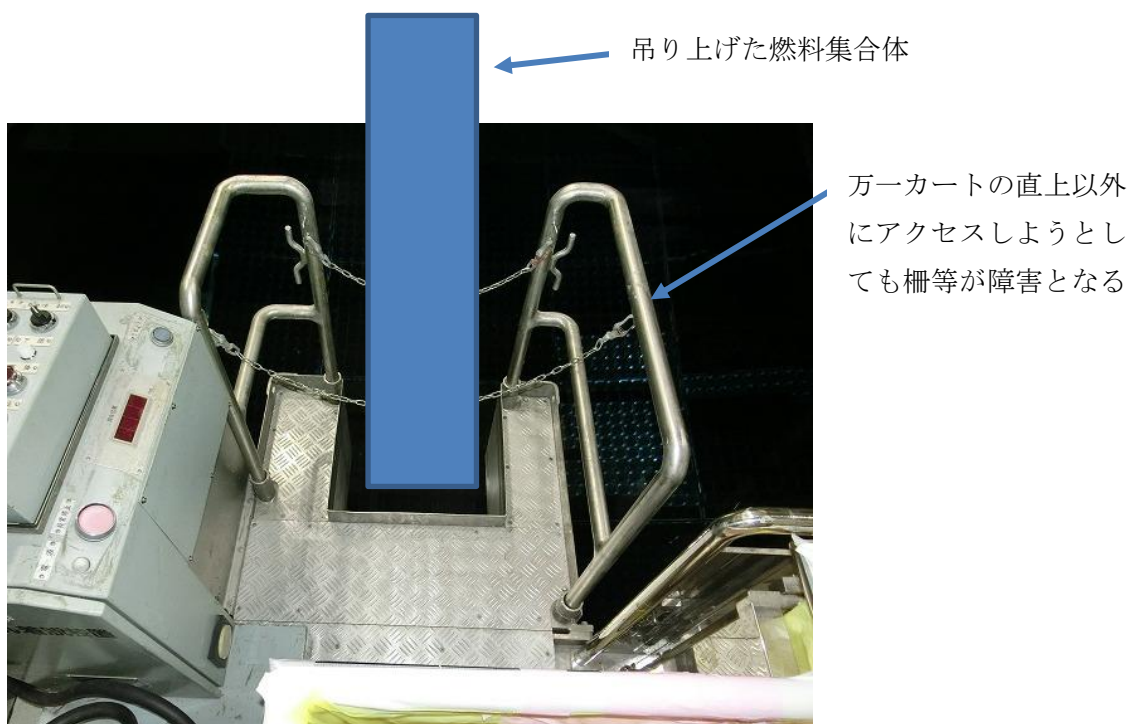
【参考】新燃料の入水作業

新燃料取扱時においては、原子炉建物原子炉棟 4階に搬入された新燃料輸送容器から、原子炉建物天井クレーン（補巻）によって、燃料集合体を 1 体ずつ吊り上げ、新燃料検査台にて受入検査しチャンネルボックスを装着した上で、再び原子炉建物天井クレーン（補巻）にて吊り上げて移動し、(場合によっては新燃料貯蔵庫に貯蔵した後同様に吊り上げて移動し)、燃料プールに入水し、チャンネル着脱装置に載せ、燃料取替機に受け渡す。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫にて、原子炉建物天井クレーン（補巻）は、安全率 6 以上のワイヤロープに装着された落下防止装置付きのフックに、安全率 6 以上のワイヤロープを気中作業にて確実に取り付けた新燃料をゆっくり吊り上げる。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫からチャンネル着脱装置の直近までは、新燃料の動線上にある構造物を避けるために必要な高さ（最大約 1.2 m）に吊り上げながら移動する。新燃料は、燃料プールのチャンネル着脱装置上に移動し、参考図のように、金属製の柵に囲まれたチャンネル着脱装置の吊り下ろしエリアへ、作業員が直接手で触れ監視しつつクレーン操作者に指示を出して移動する。チャンネル着脱装置の吊り下ろしエリアでは、新燃料をチャンネル着脱装置近くまで吊り下ろす。

チャンネル着脱装置のカートが、水面から深さ cm 程度の高さまで上昇した状態で待機しているところへ、作業員が直接手でサポートしながらクレーン操作者に指示を出し、新燃料をカート直上にゆっくりと移動させる。カートの真上に来たことを作業員が目視で確認し、ゆっくりと確実にカートの上面にある燃料をホールドする四角形の孔に目視をしながら下部タイプレートの下端から挿入し、カート下方の台座まで新燃料を降下し着座させる。



参考図 チャンネル着脱装置のカートへ吊り下ろす直前の状況（イメージ）

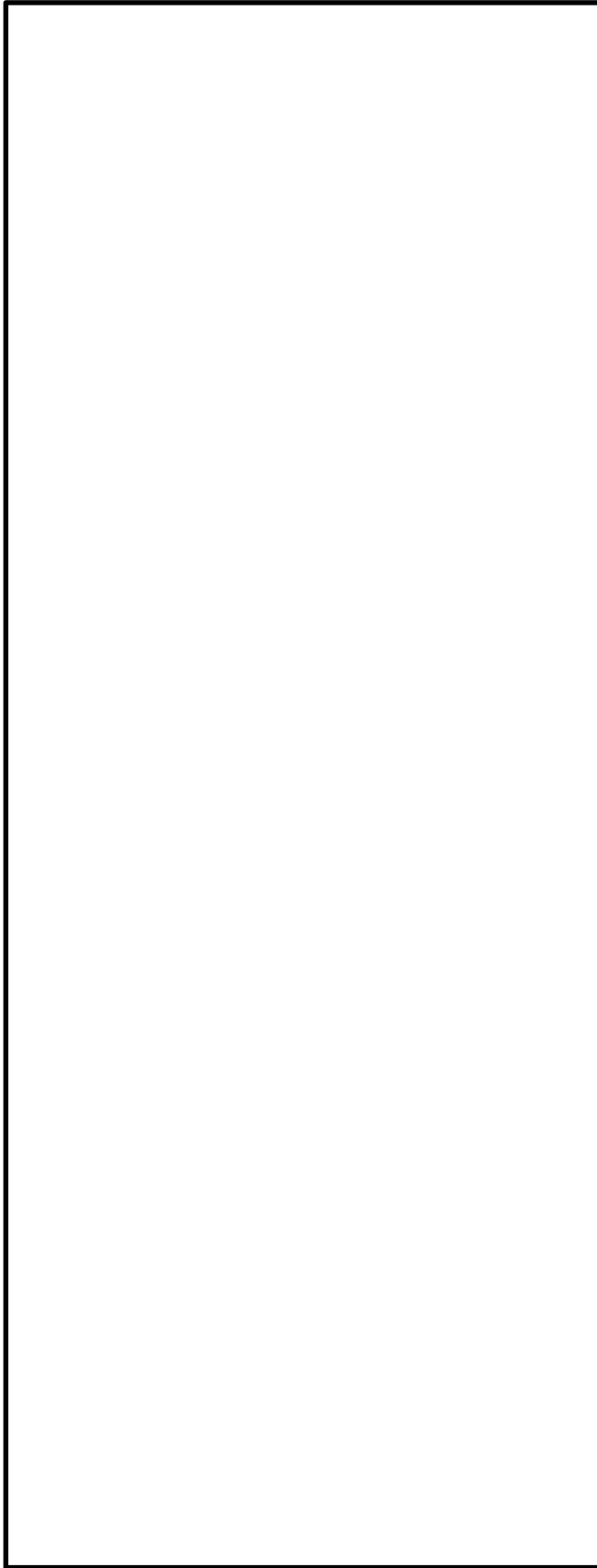


図 4-2 チャンネル着脱装置概要図

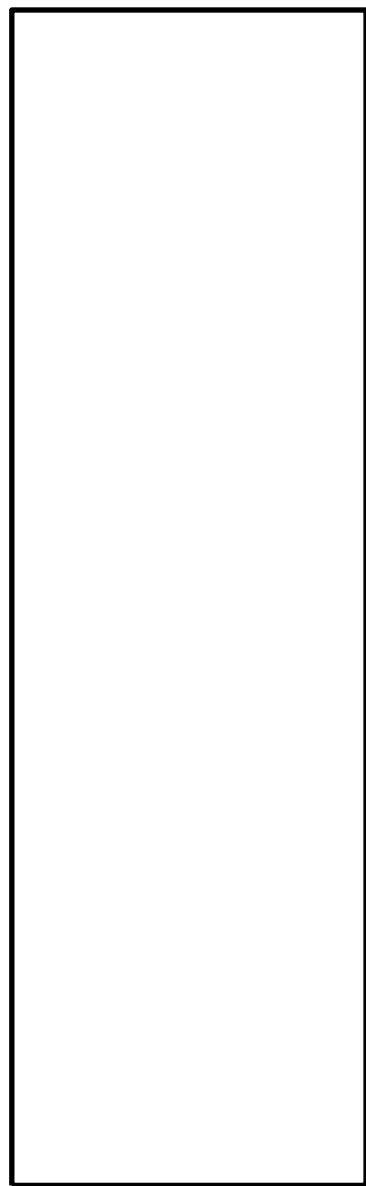


図 4-3 ストッパーの位置

5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における燃料プールへの影響

使用済燃料輸送容器の取扱い作業は原子炉建物天井クレーン（主巻）を使用し、機器搬出入口ハッチより原子炉建物原子炉棟4階へ使用済燃料輸送容器の移送を行い、キャスク置場にて使用済燃料の収納作業が行われる。ラックからキャスク置場の使用済燃料輸送容器への使用済燃料の移送には燃料取替機を用いる。作業概要について図5-1に示す。

本作業時における原子炉建物天井クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が燃料プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、燃料プールへの使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。

また、原子炉建物天井クレーンはインターロックによる運転の他、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。

なお、キャスク置場での使用済燃料輸送容器取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建物天井クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、使用済燃料輸送容器は横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、使用済燃料輸送容器をキャスク置場にて取り扱う際には、キャスク置場を燃料プールと隔離して、キャスク置場単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、使用済燃料輸送容器が横行、走行方向及び鉛直方向に滑った^{*1,2}としても、燃料プール水位維持のための燃料プールライニング健全性は維持される。使用済燃料輸送容器とキャスク置場の上から見た位置関係を図5-2に示す。

使用済燃料を燃料取替機にて使用済燃料輸送容器に収納する際は、キャスク置場にアクセスするため燃料取替機のモードをキャスクモードに切り替える。通常燃料を約5.2mしか吊り上げられないインターロックとなっているが、これによって、最大で約5.6mまで吊り上げられるようになる。図5-3に使用済燃料輸送容器とキャスク置場を横から見た位置関係を示す。

キャスク置場から取り出した使用済燃料輸送容器は、燃料プールとは隔離されたキャスク除染ピットにおいて、転倒防止装置を取り付けることにより固縛する。

注記*1：使用済燃料輸送容器取扱い時は、インターロックにより可動範囲が制限されること及びキャスク置場はキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、使用済燃料輸送容器がキャスク置場内に吊り下ろされている状態で横行、走行方向に滑ったとしても使用済燃料輸送容器とキャスク置場壁の隙間は約70cmであり、燃料プールライニングを損傷させない。

*2：鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量は補足-027「工事計画に係る説明資料（機器配管系の耐震性についての説明書）」にて説明する。

<キャスク取扱い作業移送フロー>

(バイパスすることもある)

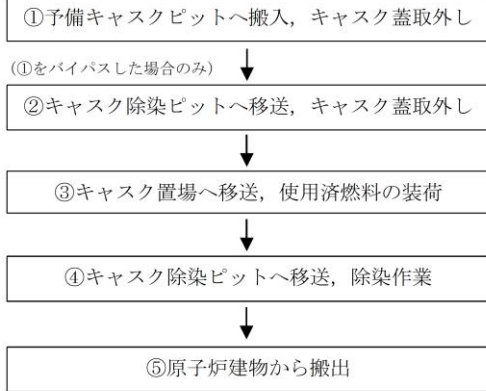


図 5-1 使用済燃料輸送容器取扱い作業フロー (例)

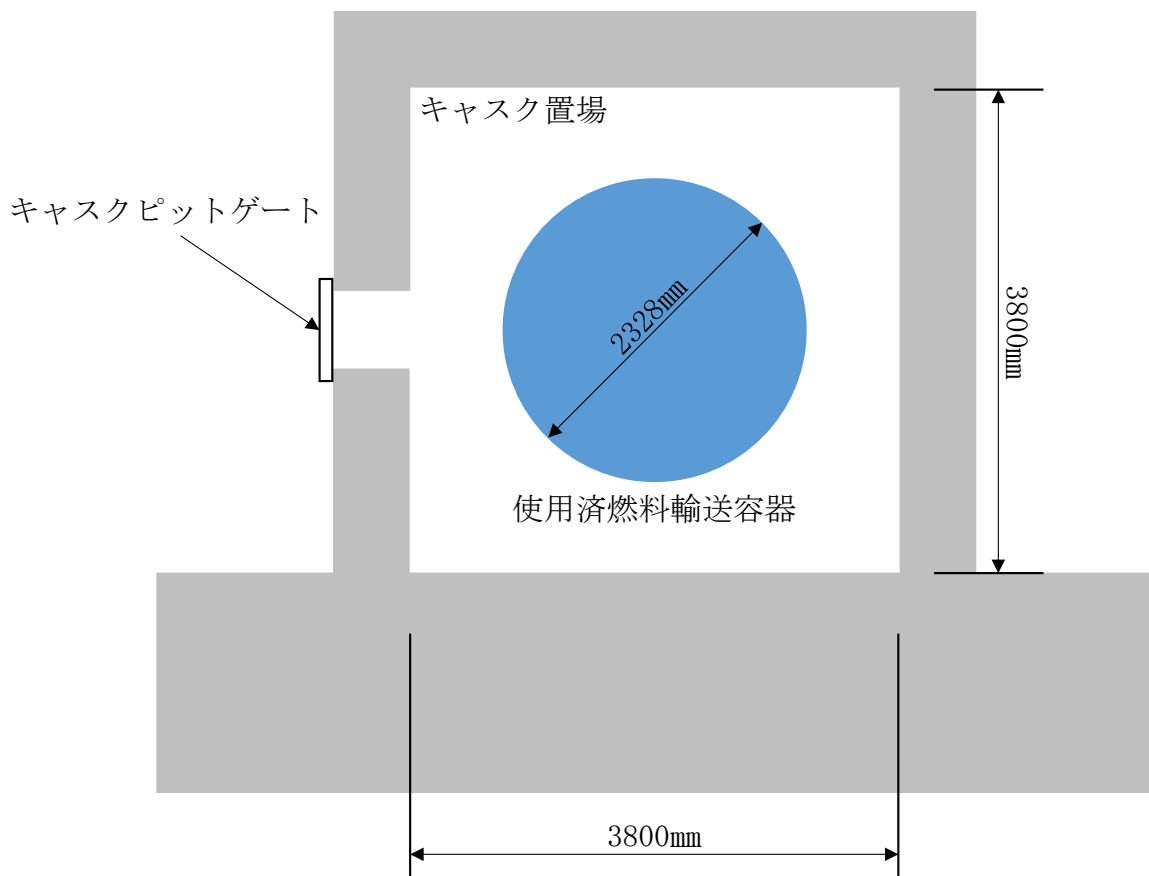


図 5-2 使用済燃料輸送容器とキャスク置場の位置関係 (上から見た図)

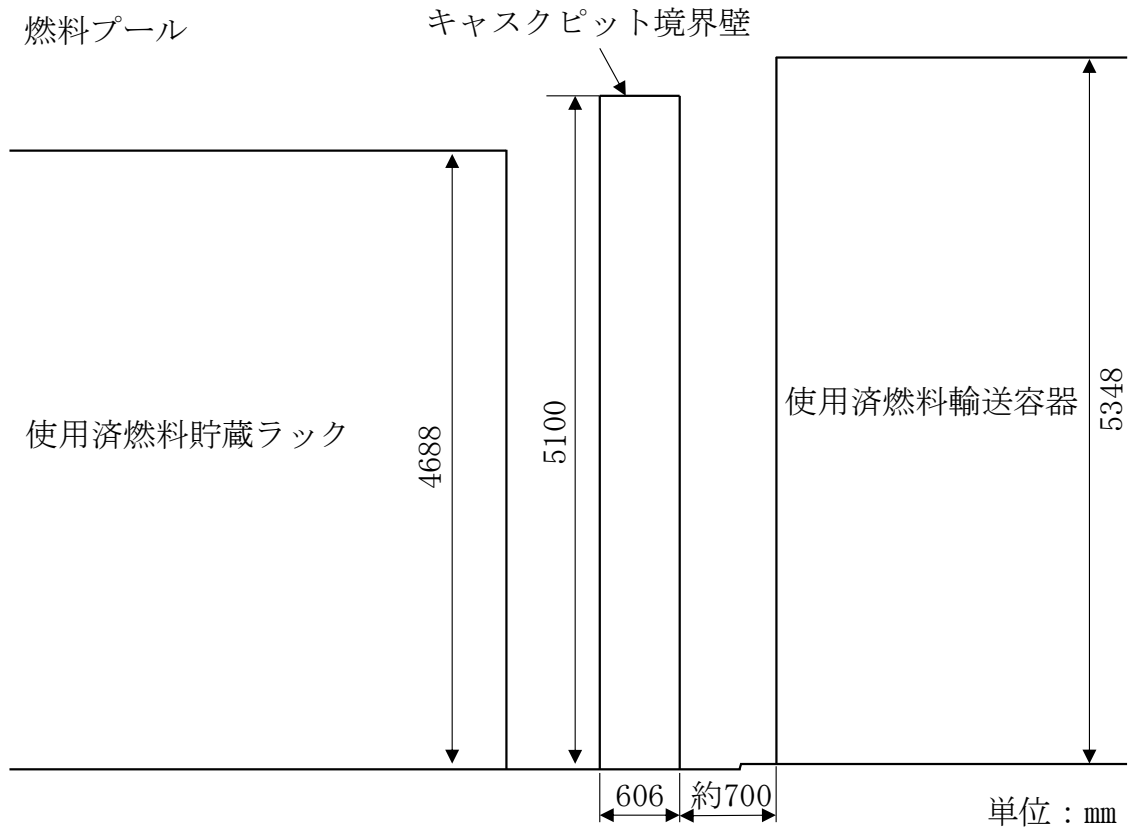


図 5-3 使用済燃料輸送容器とカスク置場の位置関係（横から見た図）

6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について

燃料取替機は、ワイヤロープを2本有しており、1本のワイヤロープ（グラップル側）が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本のワイヤロープ（伸縮管側）が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている（図6-1参照）。

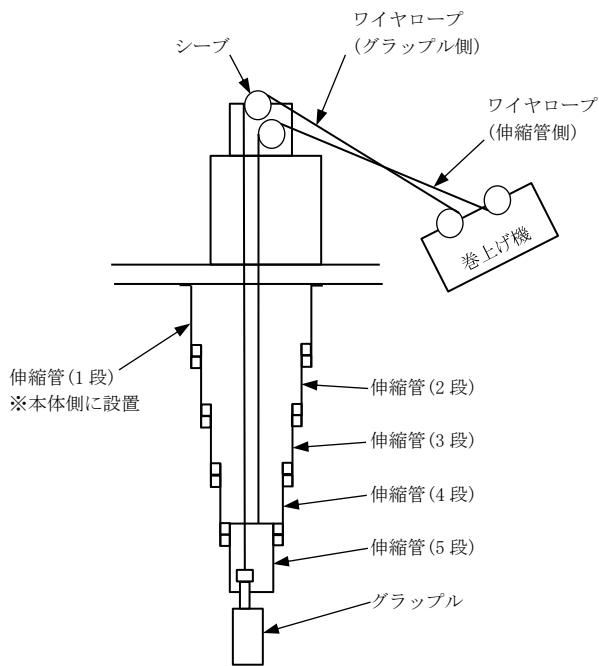
燃料取替機は、定格荷重を450kgとしており、0.5t未満のためクレーン構造規格適用除外揚重機となるが、ホイスト、走行レール、ガーダの設計については、クレーン構造規格を準用し、その他の部品は、JIS及びメーカー社内基準等に基づいた設計としており、各ワイヤロープは、当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。

万が一どちらかのワイヤロープが切断した場合でも、残り1本のワイヤロープで吊り荷（燃料集合体 約 kg）、伸縮管（本体側に設置（固定）された第1段を除く第2段～5段の荷重；約 kg）及びグラップル（約 kg）を保持可能な設計としている。

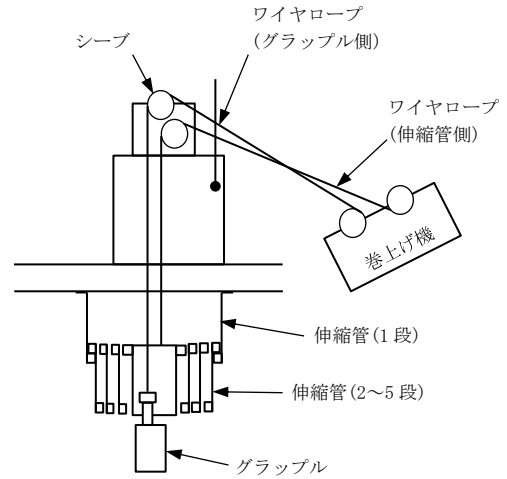
ワイヤロープの破断荷重（ kN）に対し、使用上の最大荷重は11.3kN（定格荷重450kg、グラップル約 kg、伸縮管（第2段～5段の荷重）約 kg：合計約 kg）で、安全率は約6.7であり、クレーン構造規格要求（安全率3.55）を満足した設計となっている。

また、燃料吊り荷重伝達ルートにおける、ワイヤロープ以外の主要強度部材（フック、グラップルシャフト、ワイヤロープ取付部等）においても、クレーン構造規格に定めるワイヤロープと同等以上の安全率を有する設計としている。

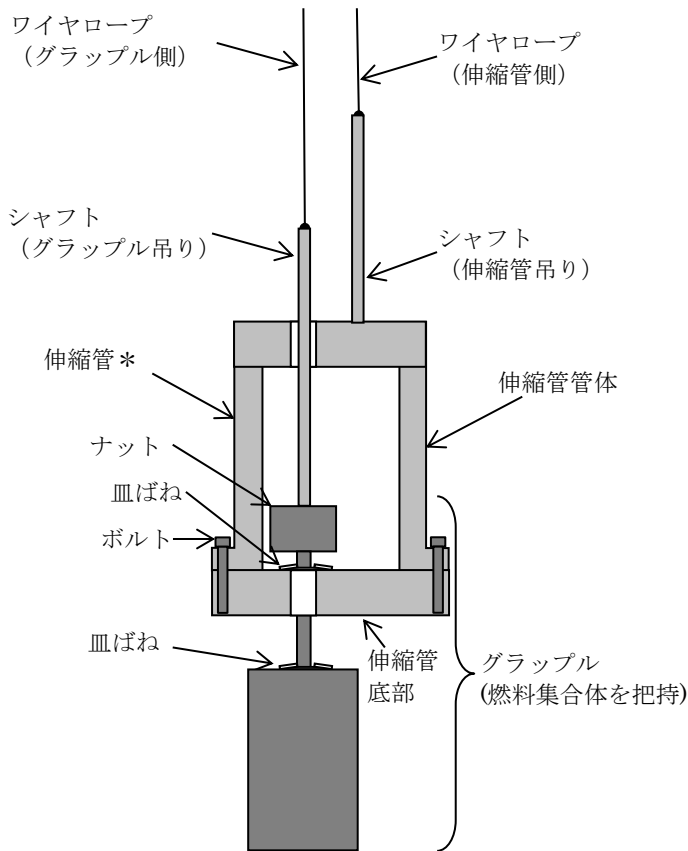
なお、ワイヤロープ（グラップル側）が切断した場合、伸縮管（5段）の底部とグラップルのナットが衝突するが、グラップルのナットはグラップルシャフトにねじ込みで固定されていること、また、伸縮管の底部は 本のボルトで固定されており、ボルトの引張強さ520N/mm²に対し、発生応力は約 N/mm²であることから、衝撃に対し十分な強度を有し、吊り荷及びグラップルを保持可能な設計としている。



燃料取替機概略 (伸縮管伸長時)



燃料取替機概略 (伸縮管収縮時)



*伸縮管は模式図とし、先端の管 (5段) のみを記載しています。

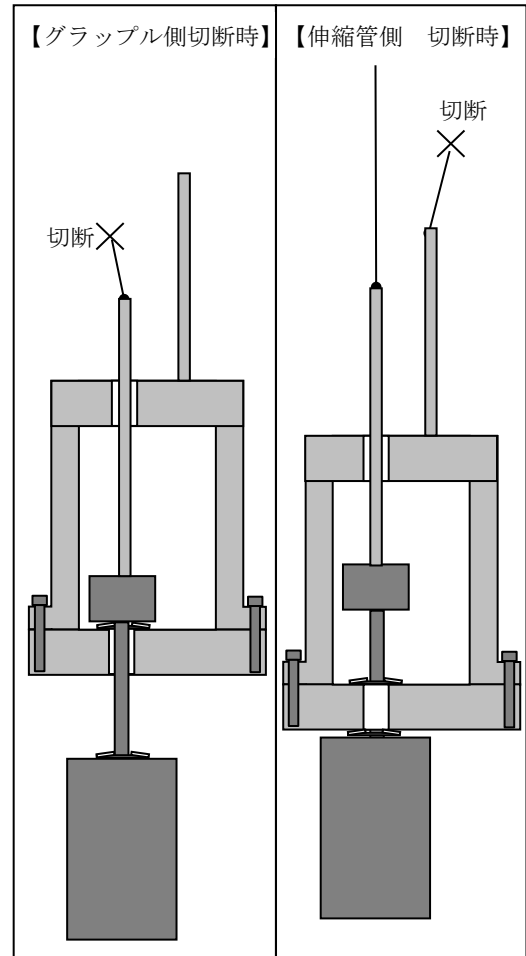


図 6-1 ワイヤロープ概略図

・片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重について

先に示したクレーン構造規格要求の安全率 3.55 は、静荷重に対して定められたものであるため、片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重が加わっても、残りの片側ワイヤロープが保持可能であることについて以下のとおり確認した。

ワイヤロープの破断荷重が、衝撃荷重と負担荷重の和よりも大きいことを確認する。

ワイヤロープ 2 本の内、伸縮管側のワイヤロープが切断したと仮定する。この場合の衝撃荷重 F は、

$$\int F dt = m \cdot v$$

で表される。ここで、 m ：伸縮管荷重（約 \square kg）、 v ：速度である。ワイヤロープの固有周期を T とすれば、

$$F = 2\pi mV/T$$

となる。ここで、 π ：円周率、 V ：落下距離到達時の速度である。

固有周期 T は、以下の式で表せる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{m}{k}}$$

となる。ここで、 k はワイヤロープのばね定数で、

$$k = E \cdot A/L$$

E ：ワイヤロープの弾性係数 約 \square N/mm²

A ：ワイヤロープの断面積 \square mm²

L ：ワイヤロープの長さ（巻出し長さ） 約 \square m

落下距離は（伸縮管－グラップル間）として 46mm であり、落下距離到達時の速度 V は重力加速度を 9.8m/s² とすれば 0.95m/s と計算でき、衝撃荷重 F = 約 \square N となる。

ワイヤロープの負担荷重は、定格荷重 450kg とグラップル約 \square kg の合計とし、衝撃荷重 F には余裕をみて $F = 25000$ N とすると、ワイヤロープの破断荷重： \square N より、

$$\begin{aligned} \text{破断荷重} / (\text{衝撃荷重} + \text{負担荷重}) &= \square / (25000 + \square \times 9.8) \\ &= \square > 2 \end{aligned}$$

上記結果により、片側ワイヤロープ（伸縮管側）が切断した場合においても、破断荷重が衝撃荷重と負担荷重の和を上回っており、もう片側のワイヤロープ（グラップル側）にて保持可能な設計を有している。

なお、式の出典は機械工学便覧、各パラメータは以下による。

E ：ワイヤロープメーカ値を採用。ワイヤロープはプレテンション加工*1を実施しており、経年後の硬くなった状態を想定。

A ：ワイヤロープは、約 7 倍の安全率を有した設計であり、2 定検毎に交換を行うことから、顕著な恒久的伸びは発生しないため、断面積の縮小は考慮せず、製作時の寸法を想定。

L ：グラップルを最上限位置まで巻上げ、伸縮管第 2 段～5 段の荷重が掛かった状態を想定。

注記*1：製作完了後，引張装置を使用し，所定の荷重（張力）をかけ，一定時間保持した後，荷重を元に戻すことを一定回数繰り返すことで，仕様初期に生じる初期伸び及びロープ径の細りが少なくなる。なお，加工により弾性係数が約 1.3 倍増加する。

7. 燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果

7.1 燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果

燃料プール周辺設備等の重量物について、燃料プールへの落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、燃料プールとの位置関係、作業実績を踏まえて抽出した結果の詳細を表 7-1 に示す。気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、十分な離隔距離の確保、固縛若しくは固定、又は基準地震動 S_s による地震荷重に対し燃料プールへ落下しない設計を行うことにより落下防止対策を行っている。なお、燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は、落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず、社内規定に基づき評価を行い、設置場所や固定方法について検討した上で設置する。

また、燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物のうち、燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧（表 7-2）、配置図（図 7-1）及び吊り荷の落下防止対策（表 7-3）を以下に示す。

表 7-1 燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果*1

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策	
1	原子炉建物	B	屋根トラス, 耐震壁等	ウォークダウンにより抽出	基準地震動 Ss に対する落下防止設計
		B	クレーンガーダ		
		A	水銀灯, 蛍光灯	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	原子炉建物天井クレーン昇降用及点検歩廊		離隔, 固縛等による落下防止対策
2	燃料取替機	燃料取替機	機器配置図等により抽出	基準地震動 Ss に対する落下防止設計	
3	原子炉建物天井クレーン	原子炉建物天井クレーン	機器配置図等により抽出	基準地震動 Ss に対する落下防止設計	
4	その他クレーン類	原子炉建物補助天井クレーン	機器配置図等により抽出	離隔, 固縛等による落下防止対策	
		新燃料検査台, 鋼製容器立掛台		離隔, 固縛等による落下防止対策*2	
		チャンネル取扱ブーム		基準地震動 Ss に対する落下防止設計	
5	PCVヘッド (取扱具含む)	PCVヘッド	機器配置図等により抽出	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		PCVヘッド吊具			
6	RPVヘッド (取扱具含む)	RPV上蓋	機器配置図等により抽出	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		RPVヘッド点検架台			
		スタッドボルトテンション			
		RPV取扱機器工具箱 (内容物含む)			
		RPVヘッド保温材			
7	内挿物 (取扱具含む)	B	小物廃棄物収納容器	離隔, 固縛等による落下防止対策*3	
		B	LPRM切断片バスケット		
		A	制御棒	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	制御棒 (除却分)		
		A	ブレードガイド		
		A	燃料集集体		
		A	照射燃料集集体		
		A	チャンネルボックス取扱具		
		B	MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具		離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3
		A	LPRM切断片バスケット専用吊具	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	バスケット取扱具		
		A	小物収納容器取扱具		
		A	チャンネル着脱装置		
		A	LPRM仮置ハンガー		
		A	上部格子板ガイド		
		A	LPRM据付ガイド		
		A	中央燃料支持金具取扱具		
		A	チャンネルボックス		
		B	蒸気乾燥器		離隔, 固縛等による落下防止対策*3
		B	気水分離器	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		B	改良型主蒸気管水封プラグ		
		A	水中照明灯		
		A	操作ボール		
		A	チャンネルボルトレンチ	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		B	改良型シュラウドヘッドボルトレンチ		
		A	LPRM検出器	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		B	SFPゲートブリッジ	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		A	チャンネルボックス装着治具	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	インコア取扱具		
		A	気中式LPRM切断装置		
		A	気中式LPRM切断装置		

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策		
7	内挿物（取扱具含む）	B	気中式 LPRM 切断装置用架台	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*2,3	
		A	気中式 LPRM 切断装置用架台用ベースプレート			
		A	中性子源	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
8	プール内ラック類	A	チャンネル貯蔵ラック	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	使用済燃料貯蔵ラック			
		A	制御棒・破損燃料貯蔵ラック			
		A	ブレードガイドラック			
		A	制御棒貯蔵ハンガ		離隔、固縛等による落下防止対策*3	
		B	仮設 CR ラック			
		B	仮設 CR・GT ラック			
		B	仮設 FS ラック			
9	プールゲート類		燃料プールゲート（大）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3	
			燃料プールゲート（小）			
			キャスク置場ゲート			
10	使用済燃料輸送容器（取扱具含む）		輸送容器（キャスク）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3	
			輸送容器蓋			
			キャスク吊具			
			キャスク共用架台			
			固体廃棄物移送容器			
			固体廃棄物移送容器蓋			
			制御棒専用バスケット			
			燃料内容器			
			搬入容器			
			RPV 監視試験片（バスケット） キャスク装填用遮蔽容器			
			監視試験片用容器			
11	電源盤類		チャンネル着脱装置制御盤	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*2	
			常用照明切替盤		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			天井クレーン電源盤		離隔、固縛等による落下防止対策*2	
			自動火災報知設備中継器盤		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			燃料取替機操作室変圧器盤		離隔、固縛等による落下防止対策*2	
			R/B 空気冷却機操作盤		ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
			作業用電源盤			
			監視システム制御盤 カメラ中継盤			
12	フェンス・ラダー類		燃料プール・キャスクピット廻り手摺り	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			原子炉ウエル廻り手摺り			
			除染ピット廻り手摺り			
			大物搬入口手摺り			
			気中照明用ウエル手摺り			
			ウエル梯子			
			DSP 梯子	ウォークダウンにより抽出		
			燃料プール異物混入防止フェンス			
			三角コーン・コーンパー 工事区画用フェンス			
13	装置類	原子炉補機冷却水サージタンク	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*2		
14	作業機材類	B	CR・FS 同時つかみ具収納箱 (CR・FS 同時つかみ具含む)	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*2,3	
		B	CR 梱包箱			
		B	炉内サービス機器収納ラック	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*2	
		B	ボール収納ラック			
		B	圧力容器 O リング収納箱			

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策	
14	作業機材類	B	吊具類保管箱	ウォークダウンにより抽出	隔離、固縛等による落下防止対策
		B	除染装置	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3
		B	トランス	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	チャンネルボックス検査装置	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3
		B	レイダウン機器運搬台車		隔離、固縛等による落下防止対策*2
		B	ナット置台		隔離、固縛等による落下防止対策*3
		B	GM サーベイメータ用鉛遮へい容器	ウォークダウンにより抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2
		B	LPRM 切断機	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*3
		A	LPRM 掴具		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	LPRM 切断装置水圧ポンプ		
		A	油圧ポンプ		
		A	LPRM 気中切断用架台		
		A	制御棒グラップル		
		A	サーベランスホルダ取扱具		
		A	足場材 (板, クランプ)	ウォークダウンにより抽出	
		B	切断機固定台	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3
		A	30tSUS バイブカッター	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	ナット清掃装置		
15	計器・カメラ・通信機器類	燃料プール水位	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		燃料貯蔵プール監視用カメラ			
		燃料取替階モニタ	機器配置図等により抽出		
		水素ガス検出器	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		水位監視用スケール			
		燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (高レンジ)			
		燃料取替階ユニットヒータ入口温度			
		運転監視用テレビ装置	ウォークダウンにより抽出		
		IAEA カメラ	機器配置図等により抽出		
		RCW サージタンク水位			
		燃料プール監視カメラ			
		水中カメラ装置	作業実績を踏まえ抽出		
		電話	ウォークダウンにより抽出		
		可搬型ダストサンブラ			
		汚染検査装置			
		使用済燃料プール水温度	機器配置図等により抽出		
		使用済燃料プール水位			
		燃料プール水位・温度 (S A)			
		原子炉ウエルエリア (モニタ)			
		燃料取替階西側エリア (モニタ)			
		燃料取替階東側エリア (モニタ)			
		燃料交換監視用 ITV			
静的触媒式水素処理装置入口温度					
静的触媒式水素処理装置出口温度					
火災監視カメラ					

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策	
16	試験・検査用機材類	B	模擬炉心	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3
		B	ISI用テストピース	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2
		B	天井クレーン荷重試験ウエイト	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3 落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	プラットフォーム	機器配置図等により抽出	
		A	仮置き架台（CR外観検査用）		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	原子炉ウエルシールドプラグ	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3	
		コンクリートハッチカバー			
		鋼製ハッチカバー			
		大物搬入口グレーチング			
		除染ビットカバー			
		燃料プールのスロットプラグ			
		蒸気乾燥器・気水分離器ビットカバー			
		蒸気乾燥器・気水分離器ビットスロットプラグ			
18	空調機	燃料取替階電気ヒータ	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2	
		R/B空気冷却機			
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素処理装置	機器配置図等により抽出	基準地震動Ssに対する落下防止設計	
		燃料プールのスプレイス配管			
20	その他	B	ブローアウトパネル	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策
		B	原子炉建物ダクト		
		A	電源内蔵型照明		
		A	ケーブル		
		A	鉛毛板	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	工事用足場		
		A	浮き輪		
		A	時計		
		A	放射線管理エリア区画用資材		
		A	CH-L4VK（充電器）		
		B	消防用設備	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2

注記*1：重量物の抽出に当たっては、ニューシア情報を確認し、重量物の固縛措置に関して、島根原子力発電所第2号機で反映が必要な事項はないことを確認している。

*2：燃料プールのフロアレベルに設置するものの隔離、固縛等による落下防止対策の詳細について表7-2に記載する。

*3：吊り上げ時の落下防止対策の詳細について表7-3に記載する。

*4：「抽出項目」で示す設備等のうち、落下時に燃料プールに影響を及ぼさないものと落下防止対策を実施するものがいずれも含まれる設備等については、落下時に影響を及ぼさないものを「A」、落下防止対策を実施するものを「B」とする。

表 7-2 燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

番号	抽出項目	No.	詳細	離隔の考え方 (燃料プールからの距離, 設置高さ, 重量, 形状, 床の段差)
4	その他クレーン類	1	新燃料検査台, 鋼製容器立掛台	燃料プールからの距離, 床の段差
5	PCVヘッド(取扱具含む)	2	PCVヘッド	燃料プールからの距離, 重量, 形状
		3	PCVヘッド吊具	
6	RPVヘッド(取扱具含む)	4	RPV上蓋	燃料プールからの距離, 重量, 形状
		5	RPVヘッド点検架台	
		6	スタッドボルトテンションナ	
		7	RPV取扱機器工具箱(内容物含む)	
		8	RPVヘッド保温材	
7	内挿物(取扱具含む)	9	スタッドボルトトラック	燃料プールからの距離, 床の段差
		10	MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具	
		11	改良型シュラウドヘッドボルトレンチ	
		12	SFPゲートブリッジ	
11	電源盤類	13	気中式LPRM切断装置用架台	燃料プールからの距離, 形状, 床の段差
		14	チャンネル着脱装置制御盤	
		15	天井クレーン電源盤	
		16	燃料取替機操作室変圧器盤	
13	装置類	17	R/B空気冷却機操作盤	燃料プールからの距離, 床の段差
		18	原子炉補機冷却水サージタンク	
14	作業機材類	19	CR・FS同時つかみ具収納箱 (CR・FS同時つかみ具含む)	燃料プールからの距離, 床の段差
		20	CR梱包箱	
		21	炉内サービス機器収納ラック	
		22	ポール収納ラック	
		23	圧力容器Oリング収納箱	
		24	除染装置	
		25	チャンネルボックス検査装置	
		26	レイダウン機器運搬台車	
		27	GMサーバイメータ用鉛遮へい容器	
		28	切断機固定台	
16	試験・検査用機材類	29	模擬炉心	燃料プールからの距離, 床の段差
		30	ISI用テストピース	
		31	天井クレーン荷重試験ウエイト	
		32	プラットフォーム	
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	33	原子炉ウエルシールドプラグ	燃料プールからの距離, 重量, 床の段差
		34	コンクリートハッチカバー	
		35	鋼製ハッチカバー	
		36	大物搬入ログレーチング	
		37	除染ビットカバー	
		38	燃料プールのスロットプラグ	
		39	蒸気乾燥器・気水分離器ビットカバー	
		40	蒸気乾燥器・気水分離器ビットスロットプラグ	
18	空調機	41	燃料取替階電気ヒータ	燃料プールからの距離, 床の段差
		42	R/B空気冷却機	
20	その他	43	消防用設備	燃料プールからの距離, 床の段差

表 7-3 吊り荷の落下防止対策

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・ホイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）*	適用法令・安全率の考え方
5	PCVヘッド（取扱具含む）	PCVヘッド	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		PCVヘッド吊具	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
6	RPVヘッド（取扱具含む）	RPV上蓋	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		RPVヘッド点検架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		スタッドボルトテンションナ	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
		RPV取扱機器工具箱（内容物含む）	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		RPVヘッド保温材	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		スタッドボルトラック	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
7	内挿物（取扱具含む）	小物廃棄物収納容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		LPRM切断片バスケット	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
		蒸気乾燥器	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		気水分離器	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		改良型主蒸気管水封プラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		改良型シュラウドヘッドボルトレンチ	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		SFPゲートブリッジ	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		気中式LPRM切断装置用架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・ホイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）*	適用法令・安全率の考え方
8	プール内ラック類	仮設 CR ラック	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		仮設 CR・GT ラック	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		仮設 FS ラック	回転ジブクレーン・専用吊具	回転ジブクレーンはクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
9	プールゲート類	燃料プールゲート（大）	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		燃料プールゲート（小）	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		キャスク置場ゲート	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
10	キャスク (取扱具含む)	輸送容器（キャスク）	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		輸送容器蓋	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		キャスク吊具	主巻/補巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 補巻はクレーン構造規格による
		キャスク共用架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		固体廃棄物移送容器	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		固体廃棄物移送容器蓋	主巻・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		制御棒専用バスケット	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		燃料内容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		搬入容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		RPV 監視試験片（バスケット） キャスク装填用遮蔽容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		監視試験片用容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン(主巻・補巻・ホイスト)及び吊具(専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具)*	適用法令・安全率の考え方
14	作業機材類	CR・FS 同時つかみ具収納箱 (CR・FS 同時つかみ具含む)	回転補助ホイスト・ 専用吊具	回転補助ホイストはクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		CR 梱包箱	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		除染装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		チャンネルボックス検査装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		ナット置台	主巻・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		LPRM 切断機	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		切断機固定台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
16	試験・検査用機材類	模擬炉心	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		天井クレーン荷重試験ウエイト	主巻/補巻/補助ホイスト・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 補巻及び補助ホイストはクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		プラットホーム	補巻・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	原子炉ウエルシールドプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		コンクリートハッチカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		鋼製ハッチカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		大物搬入ログレーチング	補巻, 汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		除染ビットカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン(主巻・補巻・ホイスト)及び吊具(専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具)*	適用法令・安全率の考え方
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	燃料プールスロットプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		蒸気乾燥器・気水分離器ピットカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具はクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		蒸気乾燥器・気水分離器ピットスロットプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。

注記* : 使用するクレーン及び吊具については代表ケースを示す。代表ケースで示すものと異なるクレーン及び吊具で吊り荷を取扱う場合においても、代表ケースと同様に適切な適用法令・安全率の考え方となるようにし、吊り荷の落下を防止する

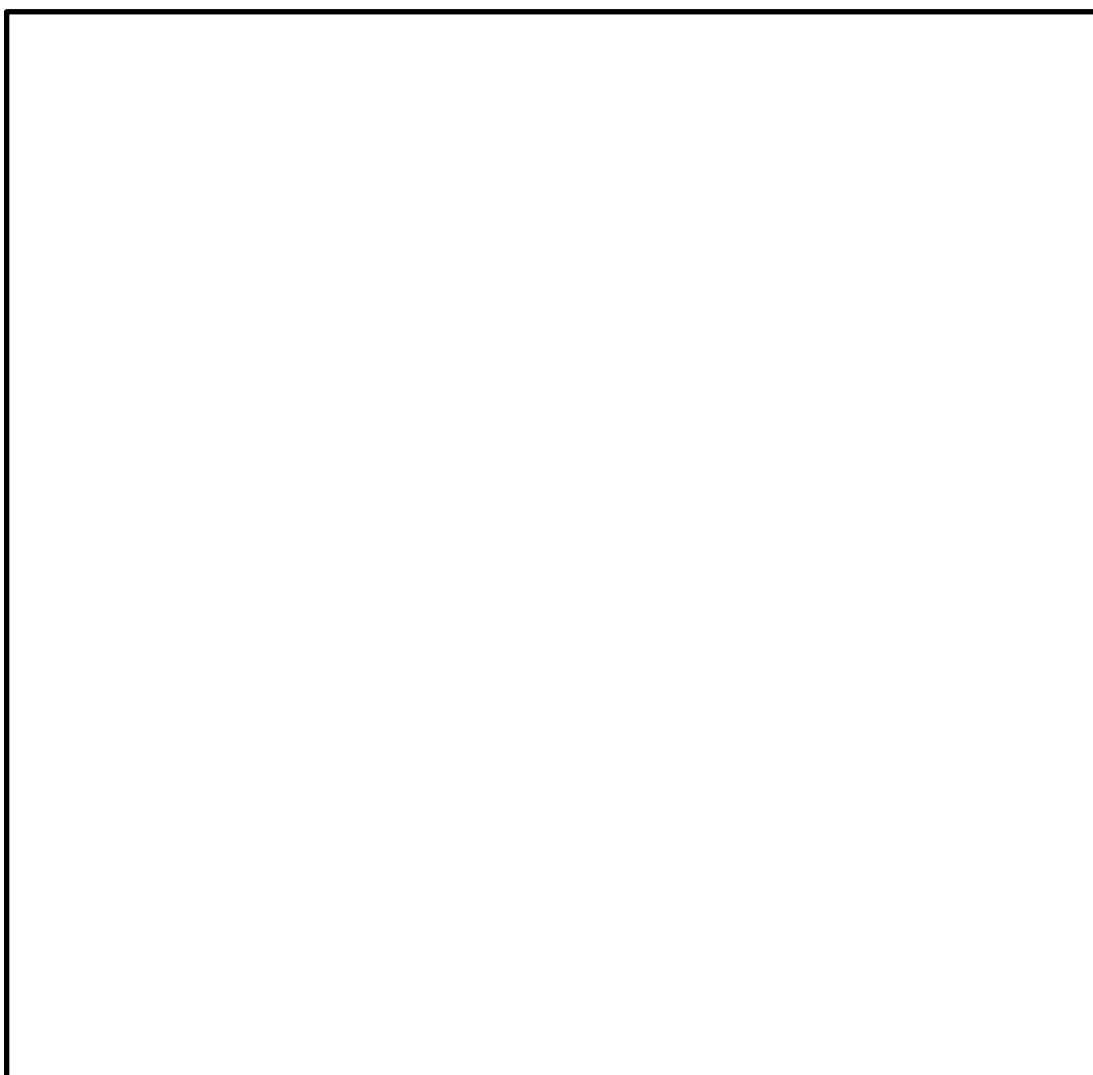


図 7-1 燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について

チャンネルボックスは、チャンネルファスナによって上部タイプレートに結合されており、重量物落下時はチャンネルファスナを通じて上部タイプレートと一体としてふるまうこととなる。このため、重量物落下時の荷重の一部はチャンネルボックスにも作用するが、その荷重は摩擦によってスペーサ及び下部タイプレートに作用する。スペーサは2本のウォータロッドのうちの1本で上下方向の位置が保持されている。したがって、重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重の一部は、下部タイプレート及びウォータロッドにかかることになる(図1-1)。

以上を考慮すると、落下物を受ける燃料集合体にチャンネルボックスを装着しない状態を仮定し、ウォータロッドへの荷重を無視して、燃料棒のみで落下物の荷重を受け止める想定は保守的であると考えられる。

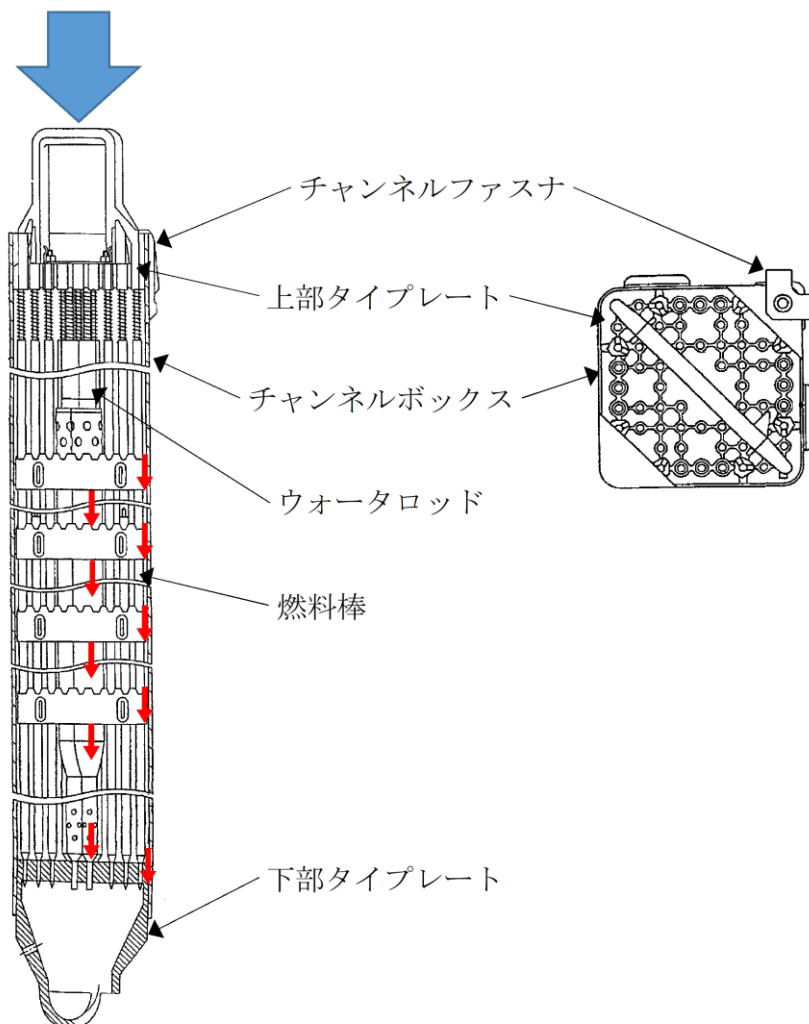


図 1-1 チャンネルボックスの受ける荷重について

使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書
に係る補足説明資料

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10 日）及び停止期間（50 日）の妥当性	1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	3
3. スpray設備に係る安全性向上対応	3
4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図	7
別添 1 燃料プールへの Spray 量の評価	別 1-1
別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	別 2-1
別添 3 燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	別 3-1

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（50日）の妥当性

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、原子炉を停止してから燃料プールへの使用済燃料の取出し完了までの期間は、保守的に10日として評価するが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・10日は、定期検査主要工程表における約10日を考慮した設定となっている(図1-1参照)。
- ・過去の全燃料取出しを行った定期検査実績と比較しても保守的な設定である(表1-1参照)。
- ・燃料プール内燃料の崩壊熱は、全燃料取出し直後が最大となる。

解列

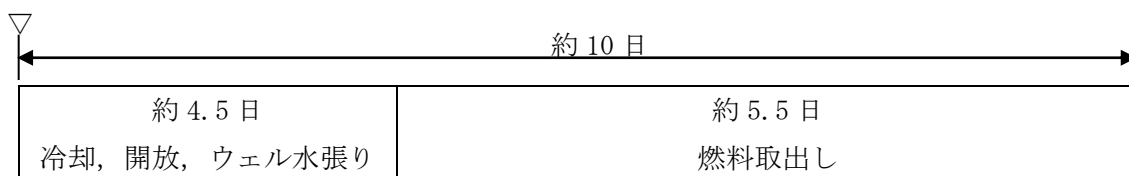


図 1-1 定期検査主要工程

表 1-1 過去の全燃料取出しを行った定期検査での燃料取出し完了までの期間（実績）

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	8日	部分燃料取出しのため除外
第2回	8日	部分燃料取出しのため除外
第3回	14日	—
第4回	13日	—
第5回	12日	—
第6回	12日	—
第7回	10日	—
第8回	10日	—
第9回	5日	部分燃料取出しのため除外
第10回	5日	部分燃料取出しのため除外
第11回	10日	—
第12回	11日	—
第13回	10日	—
第14回	11日	—
第15回	10日	—
第16回	10日	—
第17回	10日	—

(2) 停止期間（50日）の妥当性

燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は50日として評価しているが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・過去の定期検査実績と比較しても保守的な設定である（表1-2参照）。

表1-2 過去の定期検査での停止期間（実績）

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	73日	部分燃料取出しのため除外
第2回	70日	部分燃料取出しのため除外
第3回	73日	—
第4回	71日	—
第5回	75日	—
第6回	64日	—
第7回	49日	—
第8回	60日	—
第9回	43日	部分燃料取出しのため除外
第10回	45日	部分燃料取出しのため除外
第11回	109日	—
第12回	153日	—
第13回	96日	—
第14回	76日	—
第15回	199日	—
第16回	264日	—
停止日数の平均	107日	—

表1-2に示すとおり、全燃料取出しを実施した中で停止期間実績が最短となるのは、第7回施設定期検査の49日であり、評価条件の50日を下回るが、停止日数の平均の107日に対しては保守的な設定となっている。

また、原子炉停止時の燃料プールの崩壊熱において支配的なのは定検時取出燃料であり、1サイクル以上冷却された燃料体の影響は小さい。そのため、燃料取出し期間（10日）の設定に比べて、停止期間（50日）の設定が崩壊熱評価に与える影響は小さいといえる。

なお、崩壊熱評価で得られた値から求められる燃料プール水の蒸発量に対して、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドにより燃料プール内へ注水又はスプレイできる水の量には余裕があるため、停止期間が49日となった場合においても、十分な冷却能力を有している。

2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について

燃料プール水の蒸発量の評価条件における、燃料プール内の発熱量は、使用済燃料の崩壊熱を用いて算出している。

燃料プール内には、使用済燃料の他に線源として使用済制御棒が存在するが、使用済制御棒が発熱の上昇に寄与すると仮定した場合でも、その発熱量は数 10kW 程度*であり、使用済燃料の崩壊熱である約 6.8MW と比較して十分小さく、燃料プール水の発熱量に有意な影響を与えない。

注記 *：制御棒による発熱量は下式により算出した。

$$\text{発熱量} = \text{制御棒放射能} \times (\text{ガンマ線エネルギー} + \text{ベータ線エネルギー}) \times 1.6 \times 10^{-19}$$

ここで制御棒放射能は添付書類「VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」で示すガンマ線の線源強度に基づき算出している。なお、主要な放射性核種が¹⁸¹Hf、¹⁸²Ta、⁵⁸Co、⁵⁴Mn 等であることから、ベータ線については、ガンマ線エネルギー以下と考えられるため、ベータ線エネルギーはガンマ線エネルギーと同じ値として算出している。

3. スプレー設備に係る安全性向上対応

米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）は、2001年の同時多発テロを受け、「暫定防護・安全補償対応」命令（Interim Safeguards and Security Compensatory Measures）を2002年2月25日付で事業者に出しており、この命令の添付書類2（暫定補償対策：非公開）のうち、B.5.b項（非公開）で「航空機衝突を含め、大規模火災、爆発等により施設の大部分が損なわれた場合に、炉心、格納容器、燃料プールの冷却能力を維持又は復旧させるための緩和措置の策定」を要求している。（このため、緩和措置は「B.5.b」と称されている。）

その後、B.5.bの要求は、NRC規則10CFR50.54(hh)項に取り込まれている。

10CFR50.54(hh)(2)

Each licensee shall develop and implement guidance and strategies intended to maintain or restore core cooling, containment, and spent fuel pool cooling capabilities under the circumstances associated with loss of large areas of the plant due to explosions or fire, to include strategies in the following areas;

(i) Fire fighting;

(ii) Operations to mitigate fuel damage; and

(iii) Action to minimize radiological release.

このB.5.bのフェーズ2（燃料プール）、3（炉心冷却、格納容器）への対応のため、原子力エネルギー協会（NEI）はガイドライン（NEI-06-12 B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline;以下「NEIガイド」という。）を作成し、NRCからRevision2がエンドースされている。（参考;フェーズ1は、利用可能な資材と人員。NEIガイドの最新版は、Revision3。）

NEIガイドでは、燃料プールへのスプレーに関し、以下の記載がある。

- ・独立した動力を有する可搬ポンプにより、少なくとも1ユニットあたり200gpm（約45.4m³/h）のスプレイを行うこと。
- ・燃料プール内燃料へのスプレイ量を見積もり、スプレイ量を決定する。
- ・スプレイは、高温燃料の貯蔵位置と整合させる必要がある。

ただし、これらの措置は、燃料プールが地下に設置されており、ドレンできないサイトには要求されない旨、NRCから通知されているとの注記もある。

以上を踏まえ、更なる安全性向上を目的に、以下の対応を実施する。

(1) 燃料プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイノズルは、燃料プール近傍へ設置し、約48m³/hの流量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEIガイド要求（約45.4m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添1の図1-3に、燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を別添1の図1-4及び図1-5に示す。

NEIガイド要求を上回るスプレイ量（約48m³/h）を確保することにより、燃料プールに対し蒸発量（約11.3m³/h）を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約□m³/h、北側からスプレイする場合：約□m³/h）が確保できると評価できる（可搬型スプレイノズルのスプレイ試験については別添1参照）。

常設スプレイヘッドは、燃料プール近傍へ設置し、約120m³/hの流量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEIガイド要求（約45.4m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づく燃料プールへのスプレイ分布を別添1の図1-9に示す。

スプレイ試験に基づく、別添1の図1-9と図1-4及び図1-5の比較より、常設スプレイヘッドを使用した場合、可搬型スプレイノズルを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量が確保できることから、可搬型スプレイノズルを使用した場合と同様に蒸発量（約11.3m³/h）を上回るスプレイ量が確保できると評価できる（常設スプレイヘッドのスプレイ試験については別添1参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

燃料プール内の燃料体等に向けたスプレイによる冷却効果を向上させるため、崩壊熱の大部分を占める取出燃料（高温燃料）については、施設定期検査中、燃料プール内で分散配置を考慮し貯蔵する。

これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水と直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を図3-1及び図3-2に示す。

スプレイ水は、直接スプレイされない場合でも、燃料プール周辺からの流れ込みや燃料プール雰囲気温度の冷却等、間接的に冷却に寄与できる。

また、熱交換が十分に行われる前にスプレイ水が使用済燃料内を流下する場合であっても、燃料プール下層部雰囲気温度の冷却に寄与できる。

スプレイ水の供給量が崩壊熱による蒸発量を上回ることから、燃料プール内雰囲気を100℃の飽和蒸気と仮定し、これと熱平衡状態にあるときの取出燃料の被覆管表面温度を評価したところ、200℃を下回る結果となり、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応が生じる温度（900℃以上*）を十分に下回ることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。取出燃料の燃料被覆管表面温度評価を別添2に示す。

なお、燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により、燃料プール水位がサイフォンレイク配管の下端の高さ以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し、燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

注記 *：「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（原子力安全委員会）

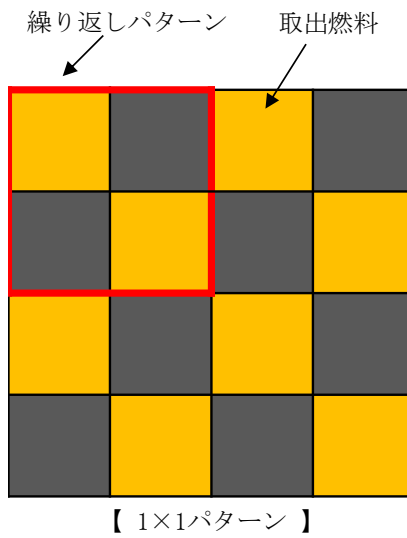


図 3-1 分散配置パターンの例

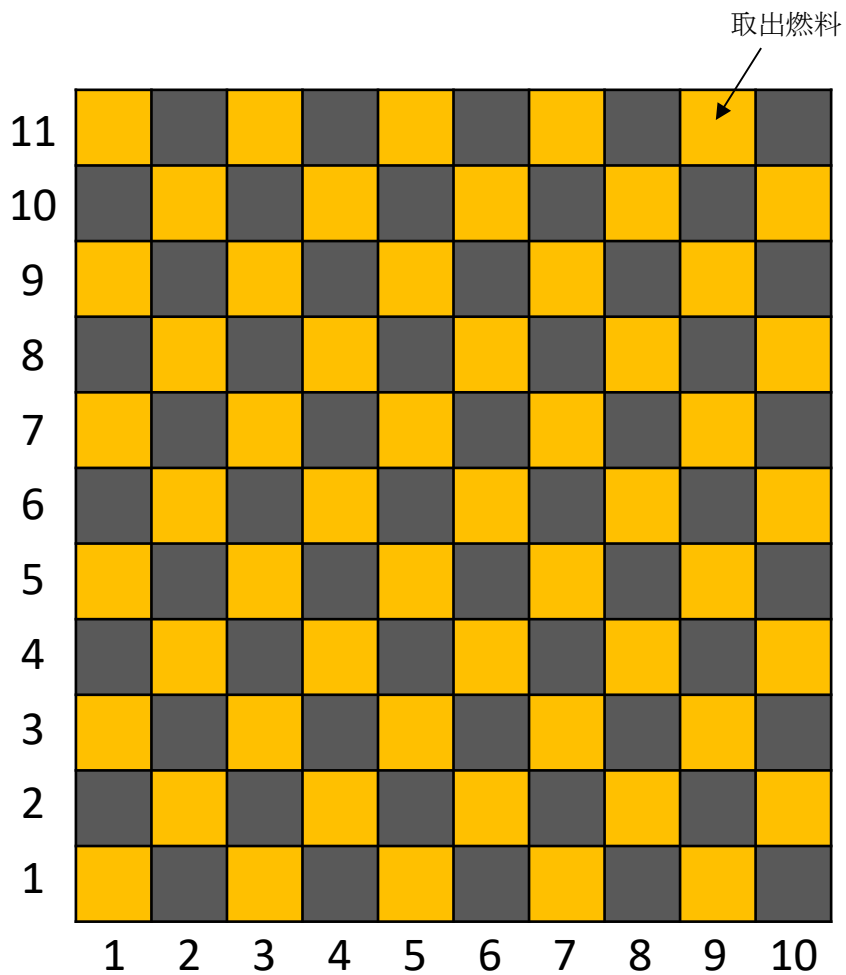


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図

VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の図 4-1 における、原子炉補機代替冷却系の系統概要図を図 4-1 及び図 4-2 に示す。

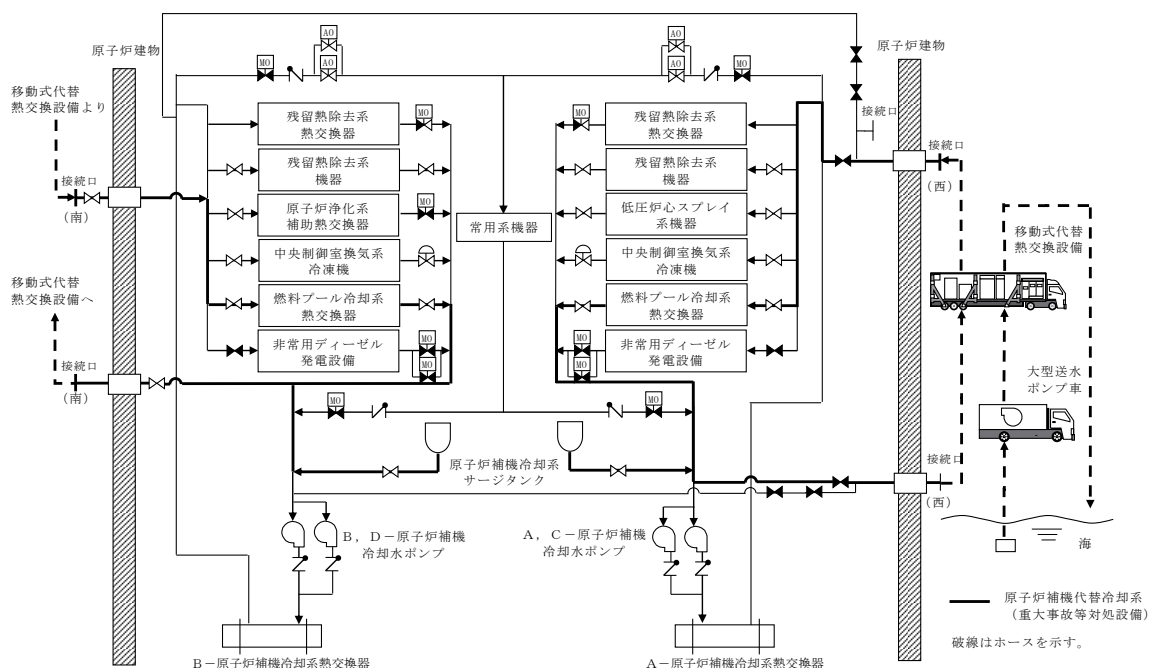


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋外の接続口を使用する場合)

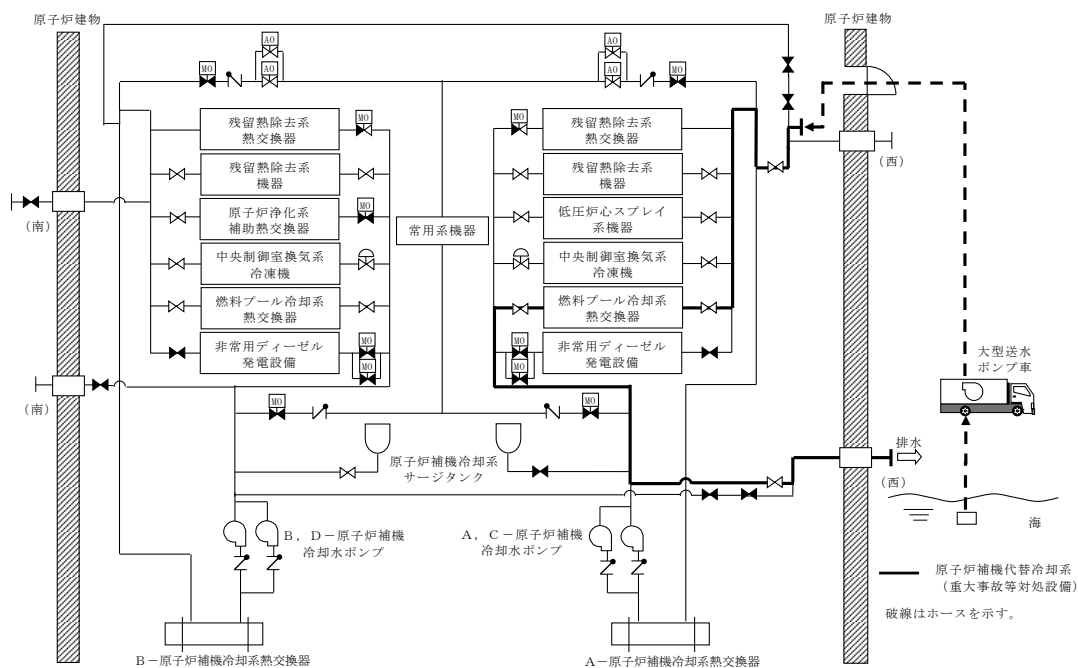


図 4-2 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋内の接続口を使用する場合)

燃料プールへのスプレイ量の評価

島根原子力発電所第2号機で採用する可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく燃料プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

1. 可搬型スプレイノズル

(1) スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

a. スプレイ試験条件

表 1-1 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量 (霧状)	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド (ノズル) 必要圧力 (霧状)	
スプレイヘッド (ノズル) 仰角	
スプレイヘッド (ノズル) 自動旋回角度	
スプレイ時間	
測定用の容器	
可搬型スプレイノズルの台数	1 台

b. スプレイ試験結果

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図 1-1、スプレイ状態の状況を図 1-2 に示す。

また、水量の計測結果は図 1-3 のとおりである。図中の○の位置に置かれた容器に、入ったスプレイ量を色分けして示す。



図 1-1 スプレイ前の状況



図 1-2 スプレイ状態の試験状況

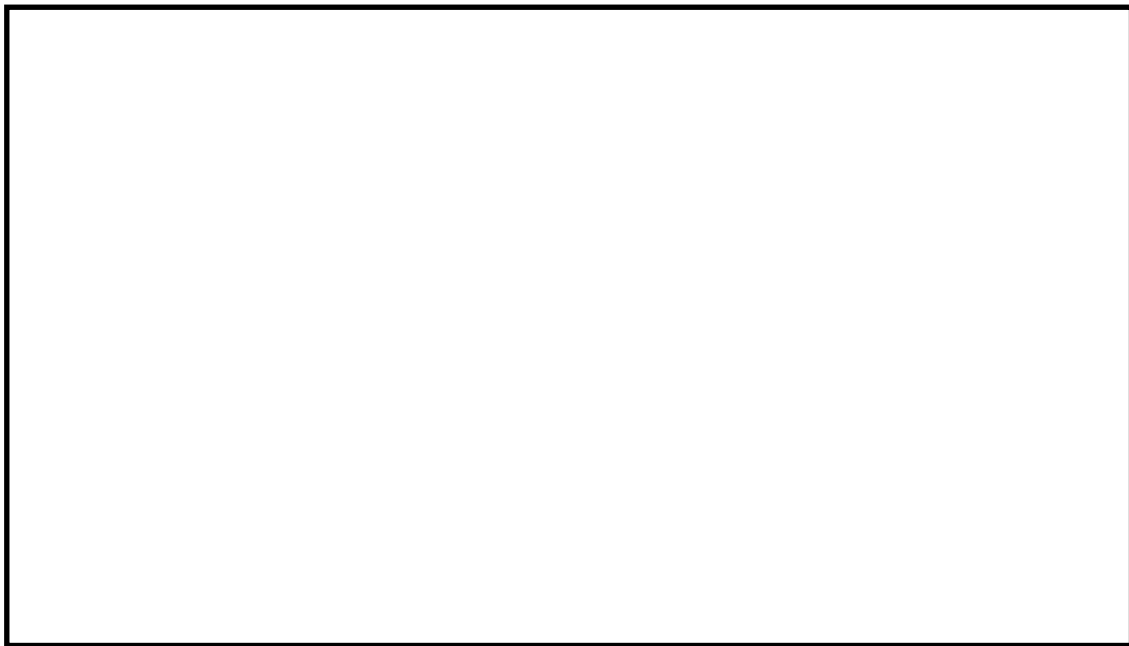


図 1-3 スpray分布


(2) 燃料プールへのスpray量の評価

図 1-3 のスpray分布に基づき、可搬型スprayノズルの設置位置から燃料プールへのスpray量を評価した。

図 1-4 及び図 1-5 に、スpray分布と燃料プールとの位置関係を示す。

スpray試験では、等間隔に配置した容器でスpray量が計量されているが、このうち燃料プールの領域に含まれる容器は、燃料プールの南側からスprayする場合、北側からスprayする場合ともに 37 個あり、図 1-3 に示すスpray量の下限値の合計から、南側からスprayする場合は平均 、北側からスprayする場合は のスpray量があった。この値から、燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積、南側からスprayする場合 126.2m²、北側からスprayする場合 122.4m²に相当するスpray量を求めたところ、南側からスprayする場合は約 m³/h、北側からスprayする場合は約 m³/h と評価される。

【算出方法】

- ①図 1-4 及び図 1-5 から燃料プールの周囲の領域に入る容器数を数える。
- ②抽出した容器の計量下限値（例： は 100cc とする）を合計する。
- ③上記の合計水量を容器数で割り、容器 1 個当たりの平均値を算出する。
- ④容器 1 個の面積と燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積の比率から注水量を算出する。

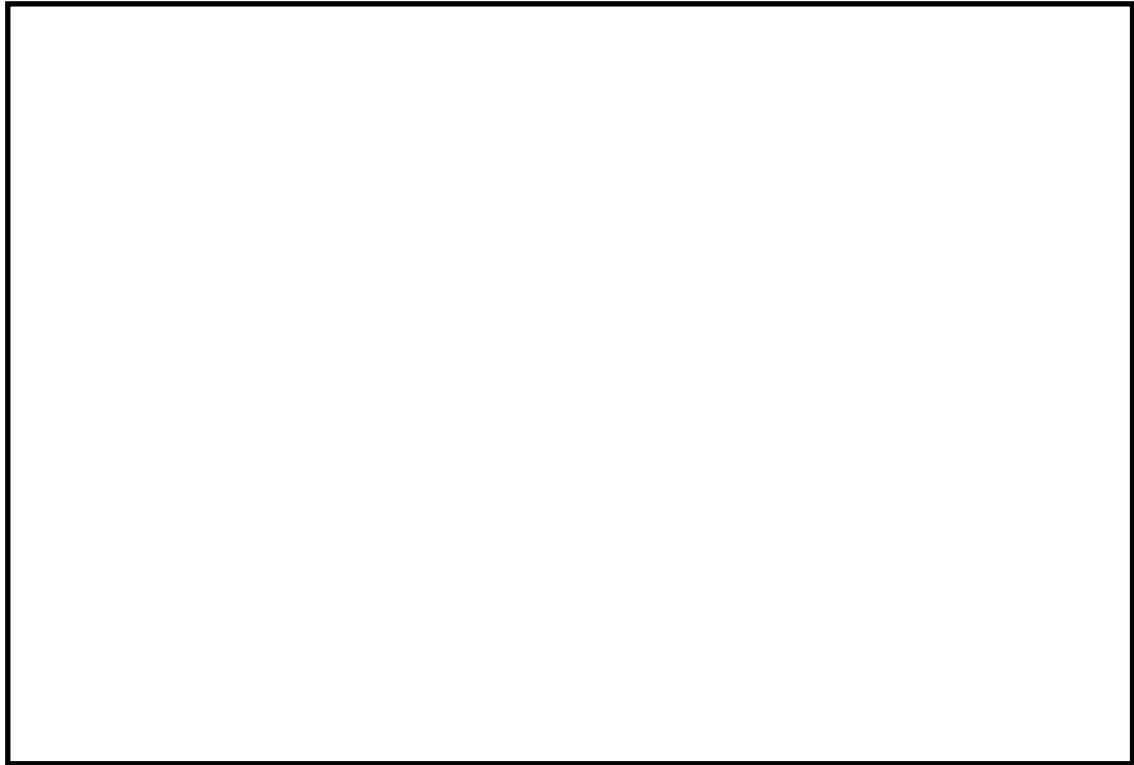


図 1-4 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(南側からスプレイする場合)

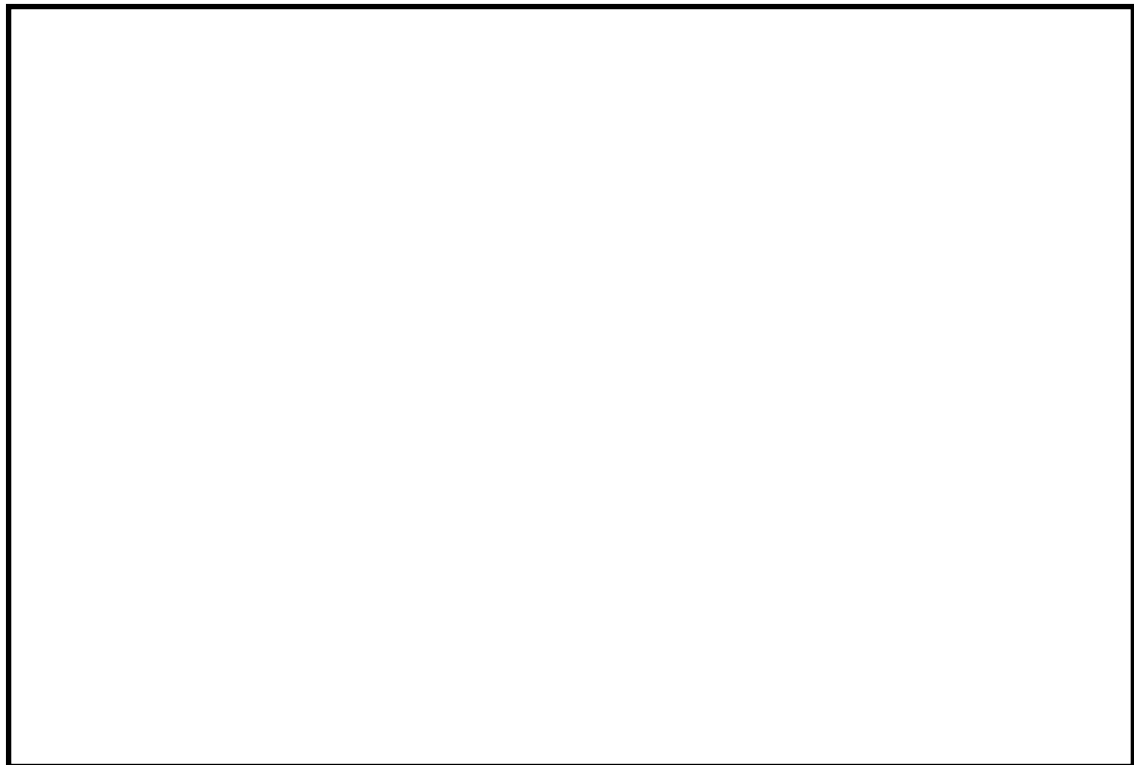


図 1-5 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(北側からスプレイする場合)

2. 常設スプレイヘッダ

(1) 設計条件

a. 燃料プール内の燃料体等の配置

燃料プール内の燃料体等を，取出し直後燃料を配置する「高温燃料域」，その他の1サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の2つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に2炉心分以上のエリアを確保する。

b. 燃料プール内の燃料体等の冷却期間

燃料プール内の崩壊熱は，1体当たりの発熱量で定義し，高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料体等で満たされ，低温燃料域は1サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料体等で満たされているとする。

c. 必要スプレイ流量

(a) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

(b) 必要スプレイ流量

必要スプレイ流量は，使用済燃料貯蔵ラック内に入るスプレイ流量とし，実機スケールの実証試験により，燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する流量を測定する（燃料プール外へ漏れるスプレイ流量や，使用済燃料貯蔵ラック外表面に付着したスプレイ水による使用済燃料貯蔵ラックを介した伝熱，燃料プール内部を冷却することによる輻射伝熱等は，崩壊熱の除去に寄与しないとする）。

(2) 燃料プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・崩壊熱計算：ORIGEN2を使用
- ・1炉心取出しまでの期間：10日間
- ・定期検査期間：50日
- ・運転期間：13ヶ月
- ・最大照射期間：5サイクル（ 1.84×10^8 秒）
- ・燃料集合体の熱出力： kW

b. 評価結果

高温燃料域及び低温燃料域の燃料体等1体当たりの最大の崩壊熱量は，以下のようになる。高温燃料域については，照射期間5サイクルの取出し直後の燃料，低温燃料域については照射期間5サイクルで1サイクル冷却された燃料の崩壊熱が最大となった。

- ・高温燃料域： kW/体
- ・低温燃料域： kW/体

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき、崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

- ・燃料プール内の燃料体等は全露出している状態を想定
- ・崩壊熱の除去効果は、スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
- ・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は 0.017545651m²/本

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

V_{AH} : 高温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

V_{AL} : 低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

Q_H : 高温燃料の 1 体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

Q_L : 低温燃料の 1 体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

H_{sh} : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 本当たりの面積[m²/本]

d. 評価結果

表 1-2 単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域 (取出し直後)	
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図 1-6 のようにポンプ、流量調整弁、流量計、スプレイヘッド、スプレイノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能とした。

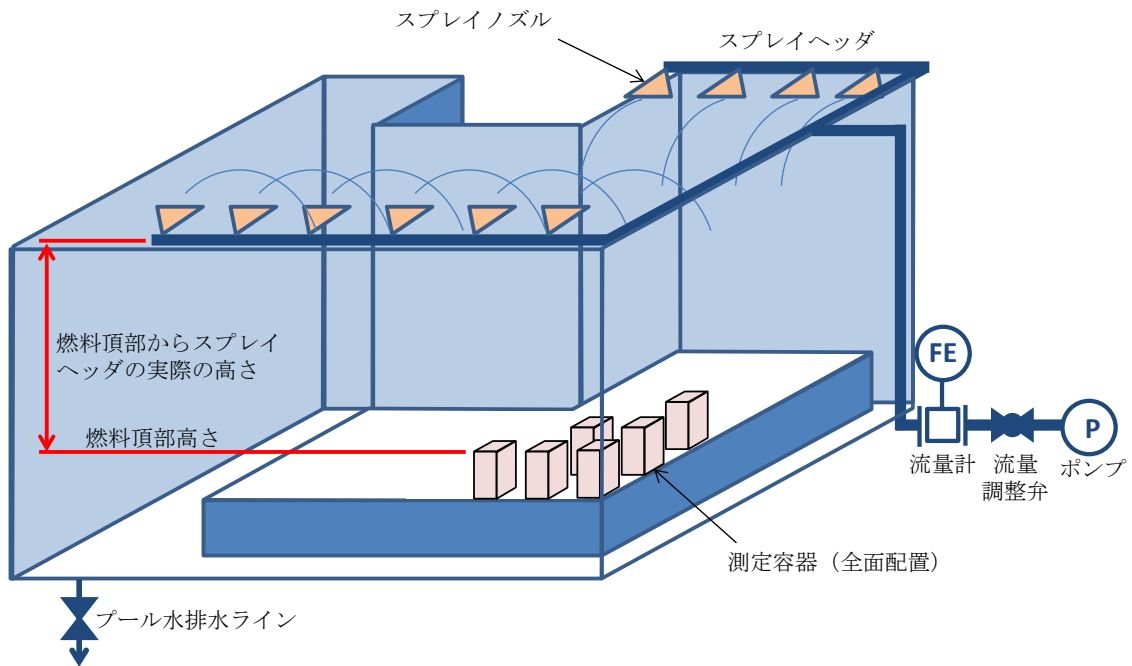


図 1-6 試験設備概要

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：10min
- ・測定容器開口面積：167mm×167mm

c. 判定基準

表 1-3 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

d. 測定結果

(a) スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図 1-7、スプレイ状態の状況を図 1-8 に示す。

図 1-8 のスプレー状態から, スプレーヘッダの複数のノズルからのスプレー水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。

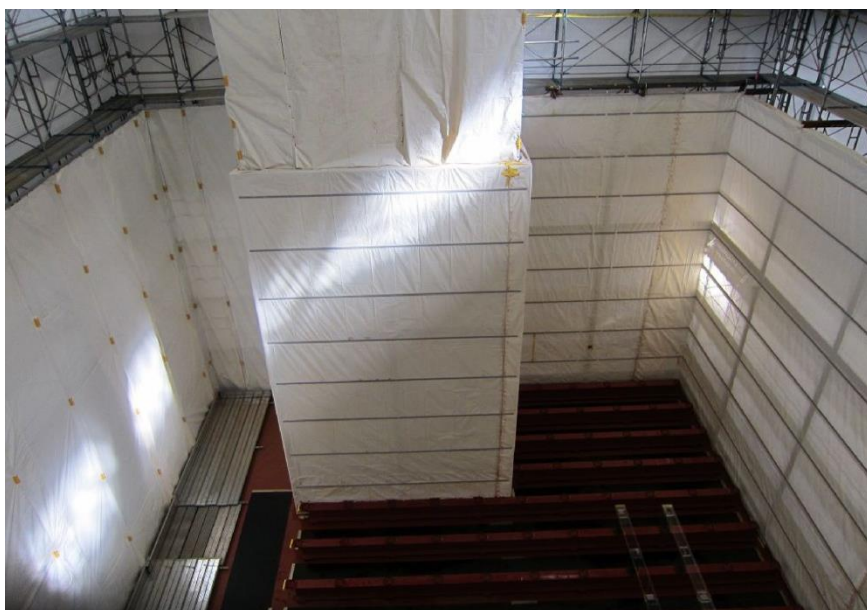


図 1-7 スプレー前の状況 (スプレー量 : 0m³/h)

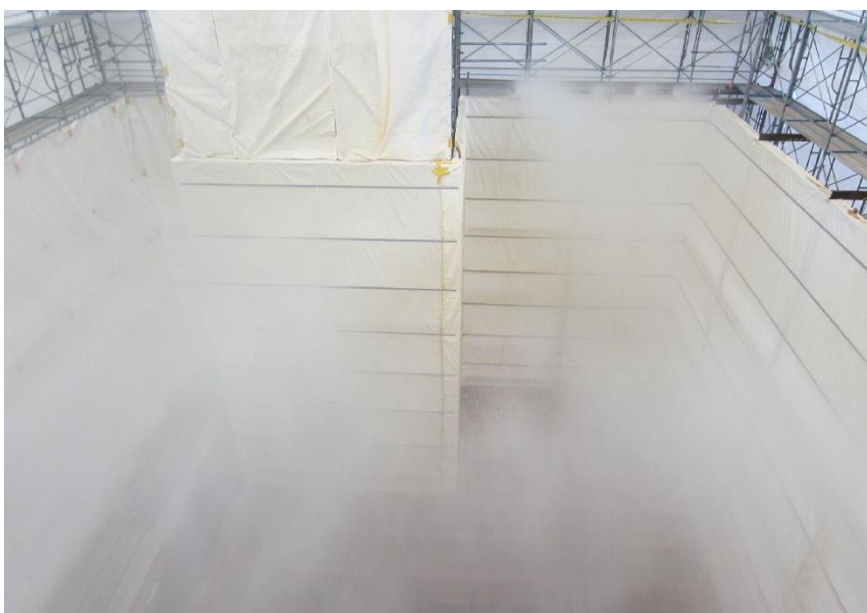


図 1-8 スプレー状態の試験状況 (スプレー量 : 120m³/h)

(b) 必要スプレー流量の測定結果

実証試験結果を表 1-4 に示す。

表 1-4 のとおり, 単位面積当たりの必要スプレー流量を満足する高温燃料域を 3.65 炉心分確保し, このうち 2 炉心分の範囲に高温燃料を分散配置 (市松配置) し保管す

る。また、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。図 1-9 にスプレイ分布と燃料配置を示す。

なお、常設スプレイヘッドはノズル角度やスプレイ範囲の異なる 4 種類のノズルで構成されており、ノズルの配置や燃料プール壁面まで到達したスプレイ水の跳ね返り等から図 1-9 に示すような分布になると考える。

- ・スプレイ流量：20000/min (120m³/h)

表 1-4 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

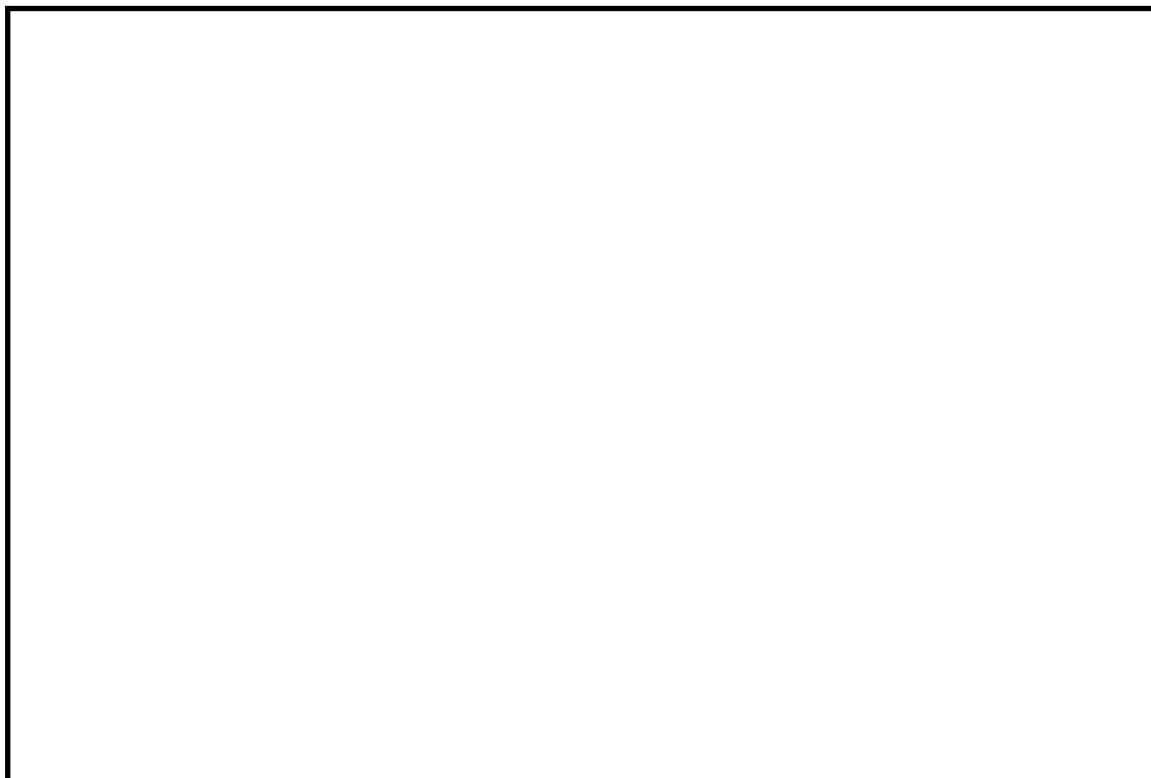


図 1-9 燃料プールスプレイ時のスプレイ分布

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

燃料プール内の燃料へのスプレーによる冷却については、スプレー水が燃料プール内燃料体等全面をカバーしていることから、スプレー水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレー水の供給能力は燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

スプレー水は、燃料等との接触により、燃料集合体周りに水蒸気を発生させ、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の対流による冷却も可能である。

したがって、スプレー量の少ない位置にある燃料においても、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の対流により冷却できる。この水蒸気の流れについて模式的に表したものを図2-1に示す。

本評価においては、スプレー水と燃料の接触による冷却の寄与がないものとし、燃料プール内雰囲気蒸気を熱伝達率がスプレー水よりも小さい100℃の飽和蒸気と仮定して、輻射及び対流のみによる燃料被覆管表面温度を評価した。

具体的には、取出燃料からの崩壊熱と輻射及び対流による除熱が熱平衡となる時の燃料被覆管表面温度を評価した。

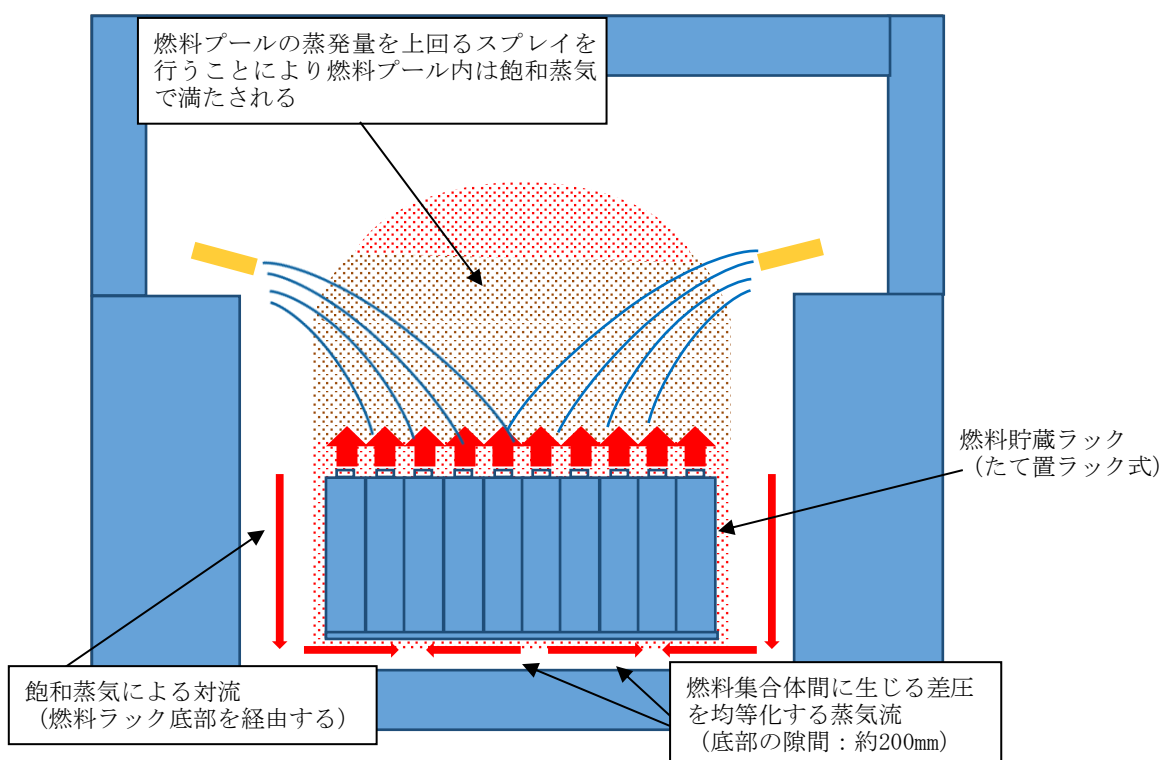


図 2-1 スプレーによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約9.20 m²) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約10.4 kW) 1 体
- ・燃料プール雰囲気 : 100 °Cの飽和蒸気
- ・放熱手段 : 対流及び輻射

3. 評価方法

(1) 放熱面積A (約9.20 m²)

$$A = \pi \times D_{rod} \times (L \times N_{rod} + L' \times N_{rod}') \times N_{fa1} \doteq 9.20 \text{ [m}^2\text{]}$$

ここで,

- D_{rod} : 燃料棒外径 (約1.12×10⁻² m)
- N_{rod} : 燃料集合体あたりの標準燃料棒数 (66 本)
- N_{rod'} : 燃料集合体あたりの部分長燃料棒数 (8 本)
- L : 長尺燃料棒有効長さ (約3.71 m)
- L' : 短尺燃料棒有効長さ (約2.16 m)
- N_{fa1} : 燃料集合体数 (1 体)

(2) 崩壊熱B (約10.4kW)

添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の「表3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)」に記載の崩壊熱を用いて,

$$B = Dh \div N_{fa2} \doteq 10.4 \times 10^3 \text{ [W]}$$

ここで,

- Dh : 定期検査時取出燃料の崩壊熱 (5.816×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])
- N_{fa2} : 燃料集合体数 (560 体: 定期検査時取出燃料体数 [9×9 (A型) 燃料])

(3) 対流及び輻射による放熱C, D (C+D=崩壊熱B)

対流及び輻射による放熱は, 以下の式を満足することから, その合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管の表面温度 (TS) を求める。

(対流) C

$$C = (TS - TA) \times A \times h$$

(輻射) D

$$D = ((TS + T_0)^4 - (TA + T_0)^4) \times A \times f \times \sigma \times F_{12}$$

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

TA : 雰囲気温度 (100 °C)

(スプレイ水が崩壊熱による蒸発量を上回ることから熱平衡状態を仮定)

h : 対流熱伝達率 (9.66 W/m²・K)

$$h = \frac{k \cdot Nu}{d}$$

k : 100°Cの空気の熱伝導率 (0.0315 W/m・k) *1
 d : チャンネル・ボックス内の等価直径 (0.0142 m)
 Nu : ヌセルト数 (4.36) *1

f : 輻射率 (0.675)

$$f = \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1}$$

ε_1 : 燃料棒の輻射率 (0.7) *2
 ε_2 : 水の輻射率 (0.95) *1

σ : Stefan-Boltzmann定数 (5.67×10^{-8} W/m²・K⁴) *1

T_0 : 絶対温度への換算値 (273.15)

F_{12} : 形態係数 (1)

(燃料被覆管からの輻射のうち、スプレイ水に吸収される割合。本評価のように燃料棒及びスプレイ水間の輻射を同軸円筒面間モデルとした場合、形態係数は1*1となる。また、同軸円筒面以外の様々な面の場合でも、本評価のように燃料被覆管表面に付着する等近距離に分布した場合スプレイ水への輻射を想定すると、形態係数は0.7~0.9の間*1となると考えられ、評価結果への影響は限定的と考えられる。)

4. 評価結果

前項の式を用いて求めた結果、対流と輻射による放熱の合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管の表面温度 (TS) は、約158°Cとなった (対流 : 約5.10 kW, 輻射 : 約5.28 kW)。

なお、輻射率について、燃料棒からスプレイ水 (水蒸気中の水滴) へ輻射する割合 (形態係数) を0.5と仮定した場合は、約176 °Cとなった (対流 : 約6.68 kW, 輻射 : 約3.70 kW)。

注記 *1 : 伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会 2009)

*2 : NUREG/CR-0497

燃料プールゲートのスロッシングに対する評価

1. 概 要

設備評価用地震動により発生するスロッシングによる燃料プールゲートの強度の評価について、以下に示す。

2. 評価対象機器

燃料プールゲート (大)

3. 評価方法

燃料プールゲートの強度評価には、基準地震動 S_s 条件でのスロッシング (液体揺動) 評価用速度応答スペクトルを用いて、地震時の各水深による全流体荷重 (全流体荷重 = 衝撃的荷重 + 対流的荷重 + 静水圧荷重) をハウスマー理論により算出し、プールゲートの部材に発生する応力を求め評価を実施した。

ここで、衝撃的荷重とは地震時流体慣性力、対流的荷重とはスロッシング時の流体力、静水圧荷重とは平常時の水圧を示す。図 3-1 に、地震時の燃料プール側壁 (プールゲート設置壁) の圧力分布形状を示す。

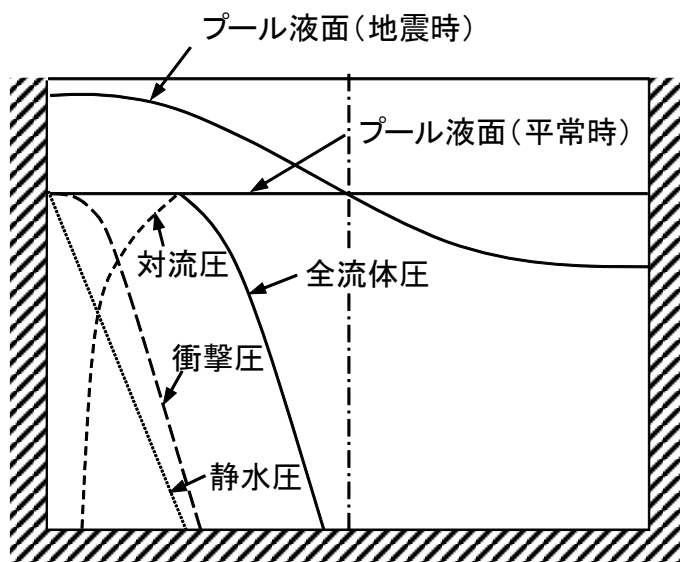


図 3-1 地震時の燃料プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

燃料プールゲートの部材に発生する応力（曲げ，せん断）が表 3-1 に示す許容応力以下であることを確認する。なお，ゲートの許容応力は，その他の支持構造物を準用して評価する。

表 3-1 部材の許容応力

許容曲げ応力 f_b	$\frac{F}{1.5} \cdot 1.5$
許容せん断応力 f_s	$\frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5$

供用状態 C : $F = \min(1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT))$

部材材料 :

評価温度 : °C（保守的な評価を行うため鋼材は環境条件の最大値を使用するが，荷重算出時の水の密度の値は 10^3kg/m^3 を使用する。）

なお，F 値は下記に示す (1) (2) (3) の最小値となる。

- (1) 最高使用温度における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 8（設計降伏点）に定める値の 1.35 倍の値。

- (2) 最高使用温度における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 9（設計引張強さ）に定める値の 0.7 倍の値。

- (3) 室温における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 8（設計降伏点）に定める値。

以上より，

表 3-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 3-2 に示す。

表 3-2 部材の許容応力値

材 料	許容応力 (MPa)	
	曲 げ	せん断
□	□	□

5. 強度評価

燃料プールゲートの評価モデルを図3-2に示す。フレームはチャンネル鋼に厚さ□mm～□mmの鋼板で補強した構造であり他の部材に比べて剛性が高いことから、評価はフレーム間に設置するプレート及びビームについて行う。各ビームの評価荷重は、対象ビームの中心レベルでの全体流体荷重を平均荷重とし、荷重範囲はビームを中心とした上下プレート高さの半分として強度評価を実施する。

また、各プレートの評価荷重はビーム間のプレート高さの中央レベルでの全流体荷重を平均荷重とし荷重範囲はビーム間として強度評価を実施する。

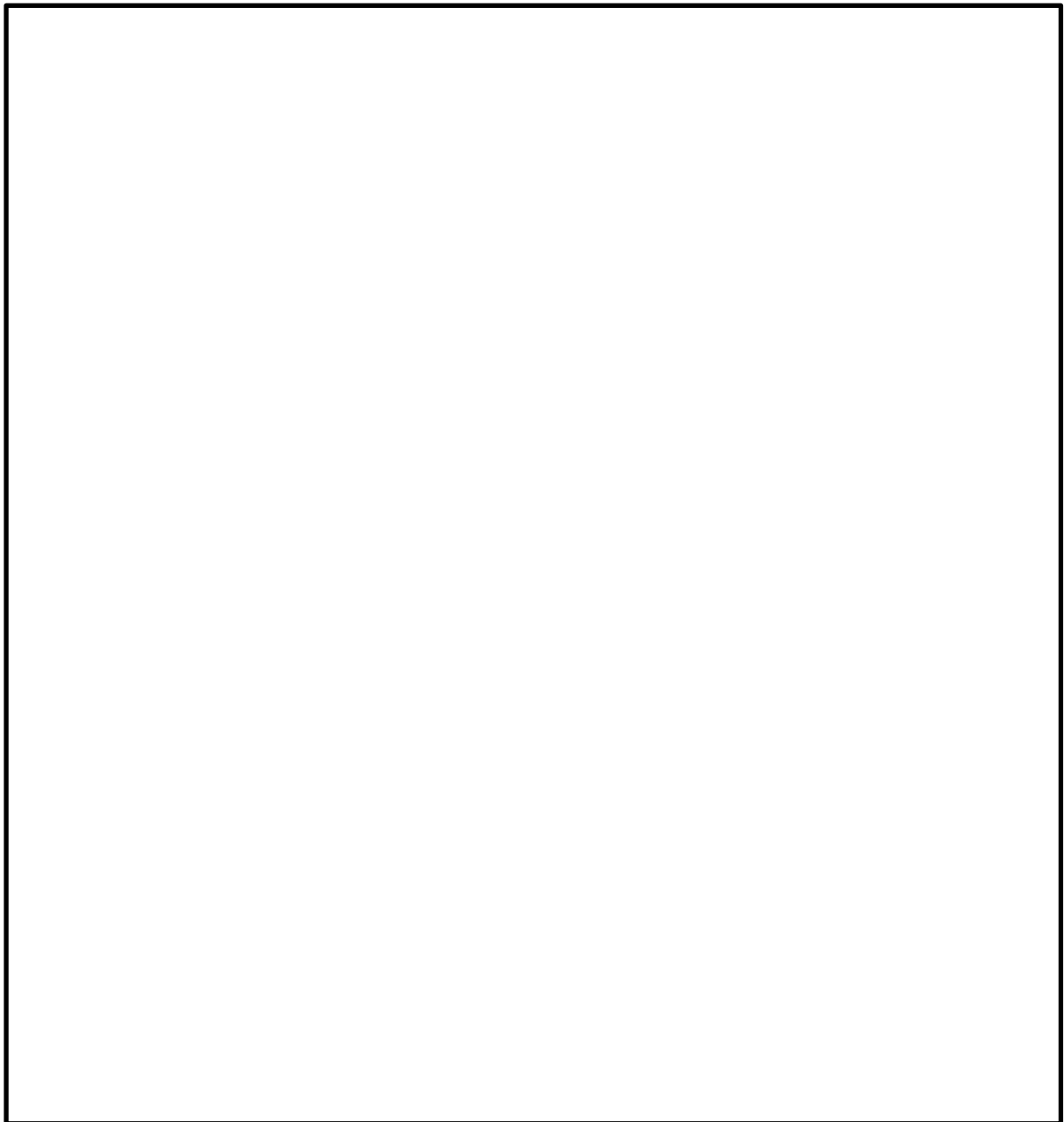


図 3-2 燃料プールゲートの評価モデル

(1) ビームの応力計算

ビームの応力は、両端支持梁の等分布荷重の計算式より求める。図 3-3 にビームの計算モデル図を示す。

荷 重	$W = P \cdot a$	
曲げモーメント	$M = \frac{Wl^2}{8}$	*
せん断力	$F = \frac{Wl}{2}$	*
曲げ応力	$\sigma = \frac{M}{Z}$	
せん断応力	$\tau = \frac{F}{A}$	

ここで、

P : 圧 力

a : 荷重範囲

l : ビーム長さ

Z : 断面係数

A : 断面積

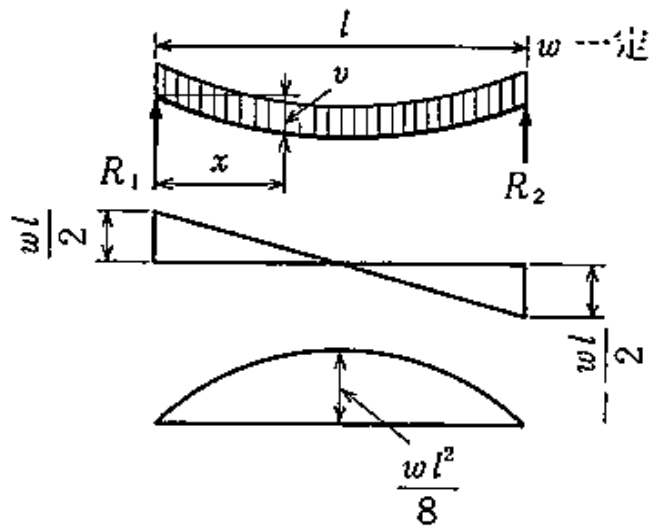


図3-3 ビームの計算モデル図*

注記 * : 機械工学便覧 A4編 材料力学

(2) プレーートの応力計算

プレートの応力は、4辺固定平板の等分布荷重の計算式より求める。

図3-4にプレートの計算モデル図を示す。

最大曲げ応力 $\sigma = \beta_2 \frac{Pa^2}{h^2}$ *

せん断応力 $\tau = \frac{PS}{2(a+b)h}$

ここで、

P : 圧力

h : プレート厚さ

a : プレート高さ

b : プレート幅

S : 荷重がかかる面積 ($a \times b$)

β_2 : 図3-4で求めた応力係数

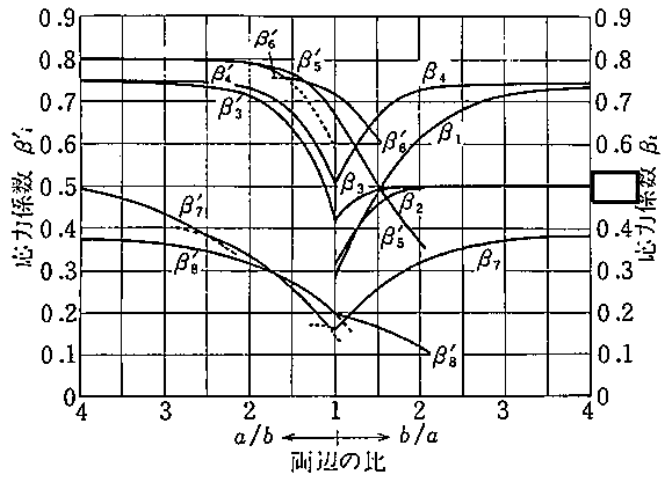
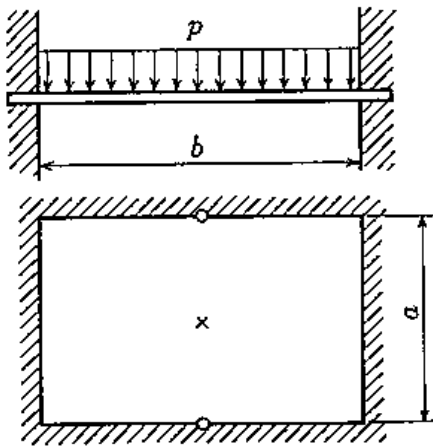


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

図3-4 プレーートの計算モデル図*











注記 * : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果


燃料プールゲートの各ビーム及びプレートに発生する最大応力を表 3-3 に示す。

表 3-3 の結果に示すように、燃料プールゲートに基準地震動 S_s 波に基づくスロッシング荷重を考慮した強度評価において、算出応力は許容応力以下となった。

表 3-3 各部材の最大応力

評価対象	評価部材	材料	応力	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
燃料プールゲート (大)	ビーム		曲げ		
			せん断		
	プレート		曲げ		
			せん断		

なお、パッキンについては図 3-5 に示すように過剰に潰れない構造としていることから、燃料プールゲートにスロッシング時のような大きな荷重がかかってもパッキンには直接作用しない。

また、パッキンは耐熱性に優れたシリコンゴムを採用しており、燃料プールに水がある  以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

以上のことから燃料プールゲートのスロッシングに対する評価として問題無いことを確認した。

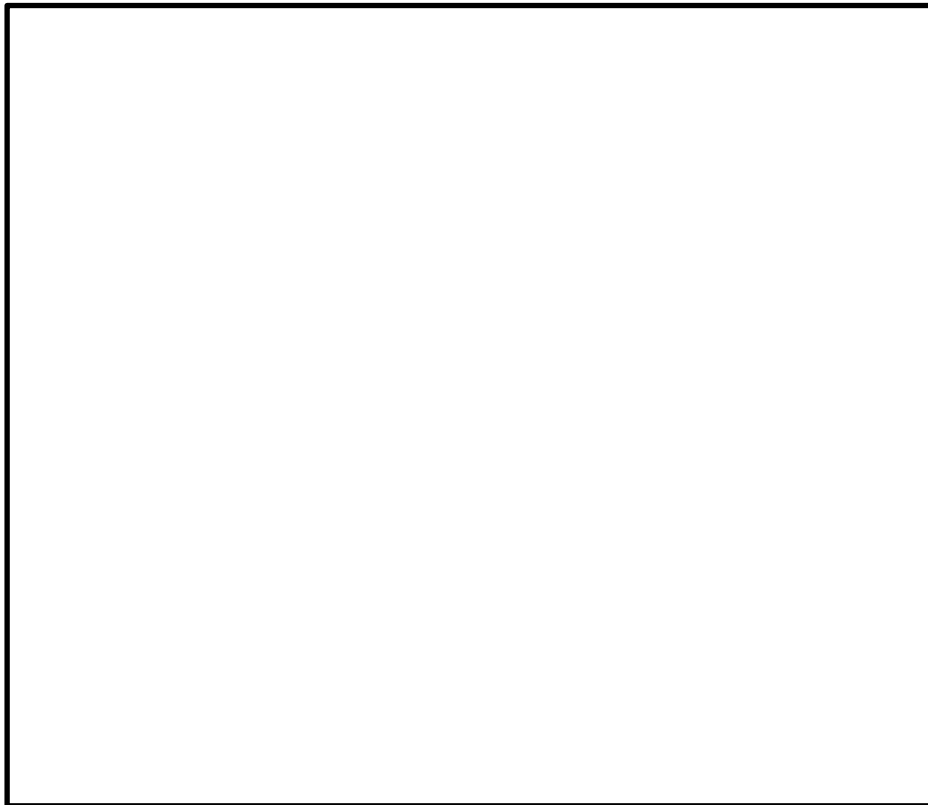


図 3-5 パッキン部詳細図

使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書に係る
補足説明資料

目 次

1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況	1
2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について	3
3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価	4
4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について	5
5. 使用済燃料の線源強度の比較について	13

1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況

燃料プール冷却系戻り配管及びサイフォンブレイク配管の概略図を図1-1及び図1-2に示す。また、サイフォンブレイク配管の設置場所を図1-3に示す。

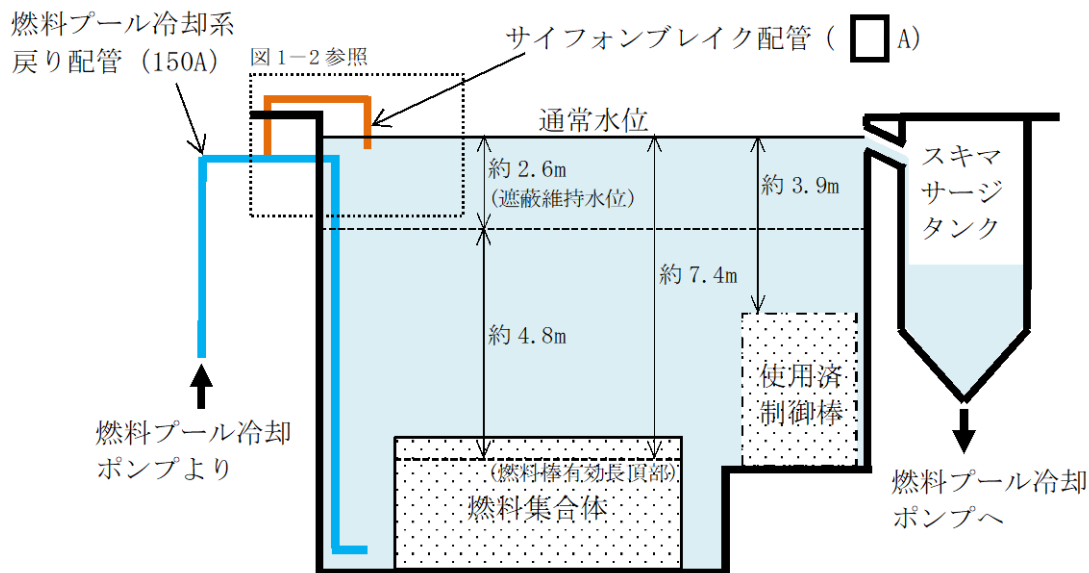


図1-1 燃料プールに接続されている配管の概略図

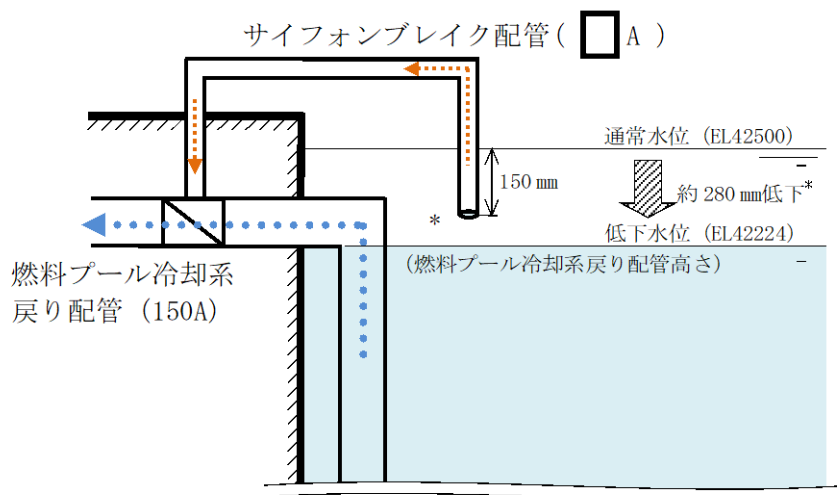


図1-2 サイフォンブレイク配管設置概要図

注記*：サイフォンブレイク配管の開放端を燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）より上方に設定することで、燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）の位置（通常水位より下方280mm）で流出は停止する。なお、水深の遮蔽評価では、これに保守性を持たせて通常水位より下方350mmまで低下するものとして評価している。

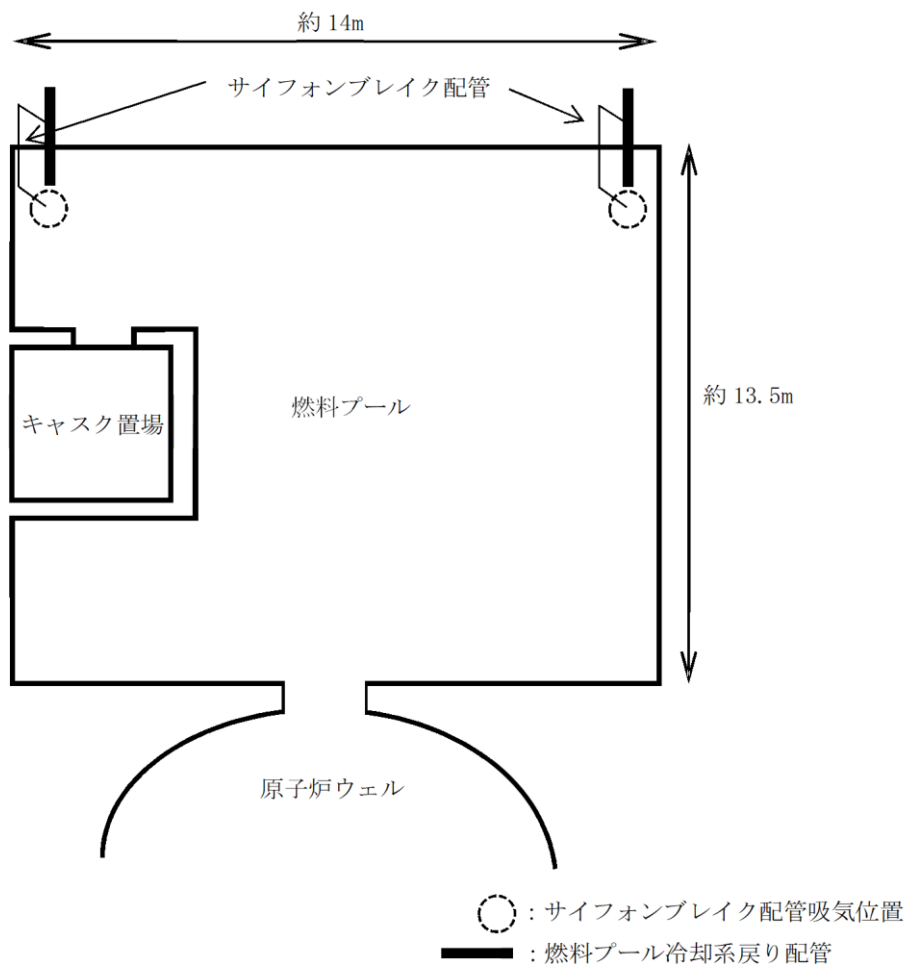


図1-3 サイフォンブレイク配管の設置場所

サイフォンブレイク配管の仕様

配管材質： SUS304TP

サイズ： A

耐震性について

燃料プール冷却系戻り配管は耐震Sクラスで設計されており、図1-2に示すとおり、その配管上の逆止弁にサイフォンブレイク配管を接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

2.1 燃料プールの巡視について

燃料プールは運転員により、1回/日の巡視をすることとなっており、サイフォンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物を発見及び除去することにより、異物による閉塞を防止することができる。

2.2 サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価

燃料プール上部より落下等により燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性に影響を与える可能性のある設備として以下の設備等があるものの、燃料プールへ落下することはない、サイフォンブレイク配管への影響はないことを確認している。

サイフォンブレイク配管への落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建物原子炉棟鉄骨梁、原子炉建物天井クレーン、燃料取替機等の重量物があるが、これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて燃料プール内に落下しないことを確認しているため、サイフォンブレイク配管の落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については、ボルト固定または固縛による運用としている。

よって、落下物としてサイフォンブレイク配管に干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮にサイフォンブレイク配管に変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス鋼であり、完全閉塞に至る変形は考えにくいことから、サイフォン効果の除去機能は確保される。

4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について

(1) 燃料プールの概略図について

燃料プールの概略図を図4-1に示す。

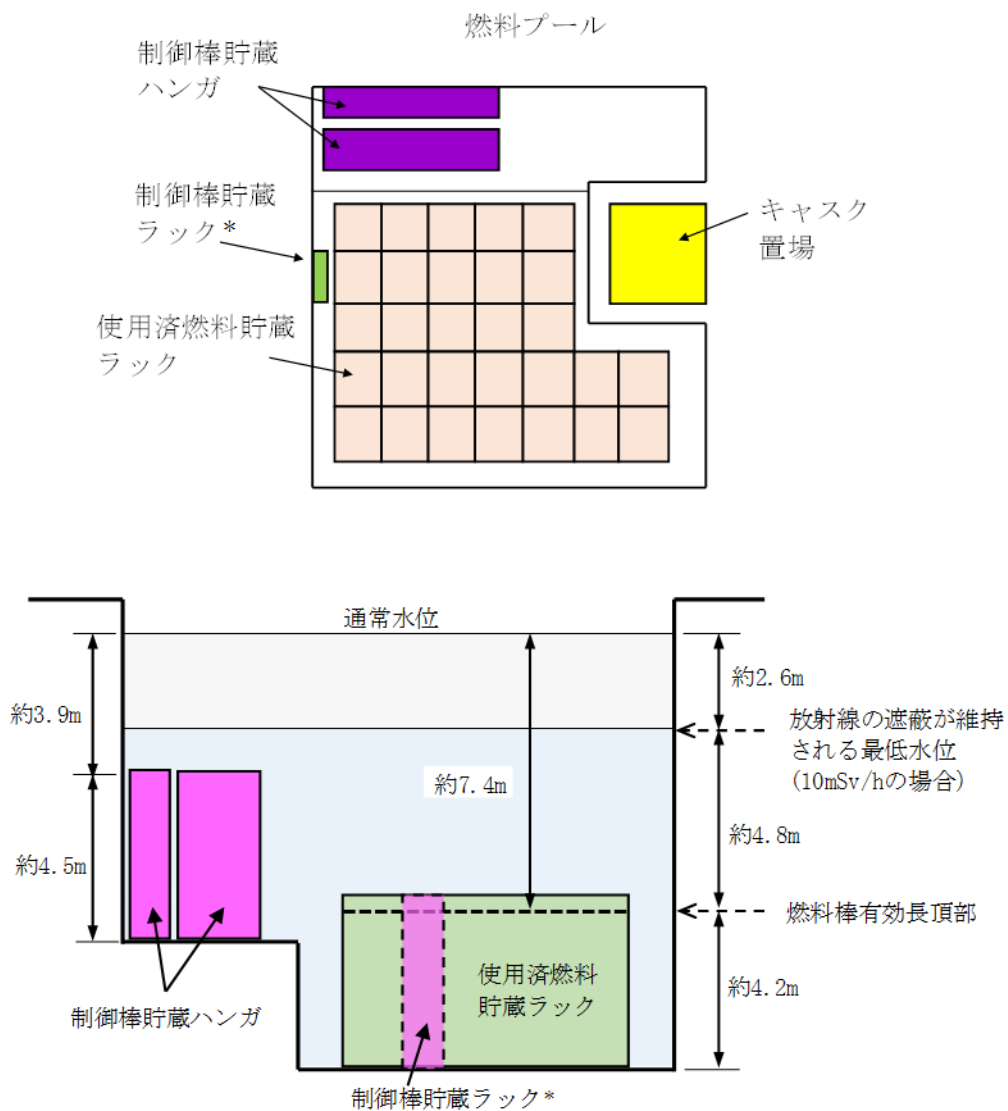


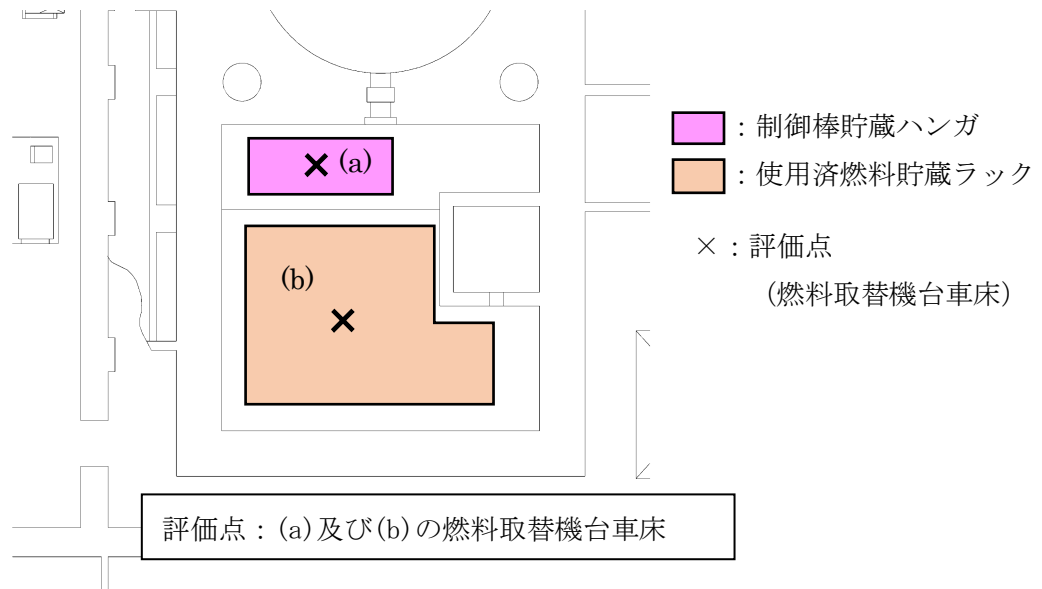
図4-1 燃料プール概略図

注記*：制御棒貯蔵ラックについては、使用済燃料と比べて線源強度が大幅に小さく、被ばく線量に与える影響は無視できる程度に小さくなると考えられるため、評価対象外としている。

(2) 評価点の設定について

線量率計算モデルの評価点は、通常時人が立入ることが可能であり、かつ線源に一番近づく可能性がある場所として燃料取替機台車床を想定している。

また、評価点は図4-2及び図4-3に示すとおり線源との最短距離となる各線源の真上に置いている。使用済燃料及び制御棒貯蔵ハンガを線源とした場合の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



(a) 使用済制御棒から線量率評価点までの距離 : 約 6.7m

(b) 燃料棒有効長頂部から線量率評価点までの距離 : 約 10.2m

図4-2 各線源と評価点の平面位置関係

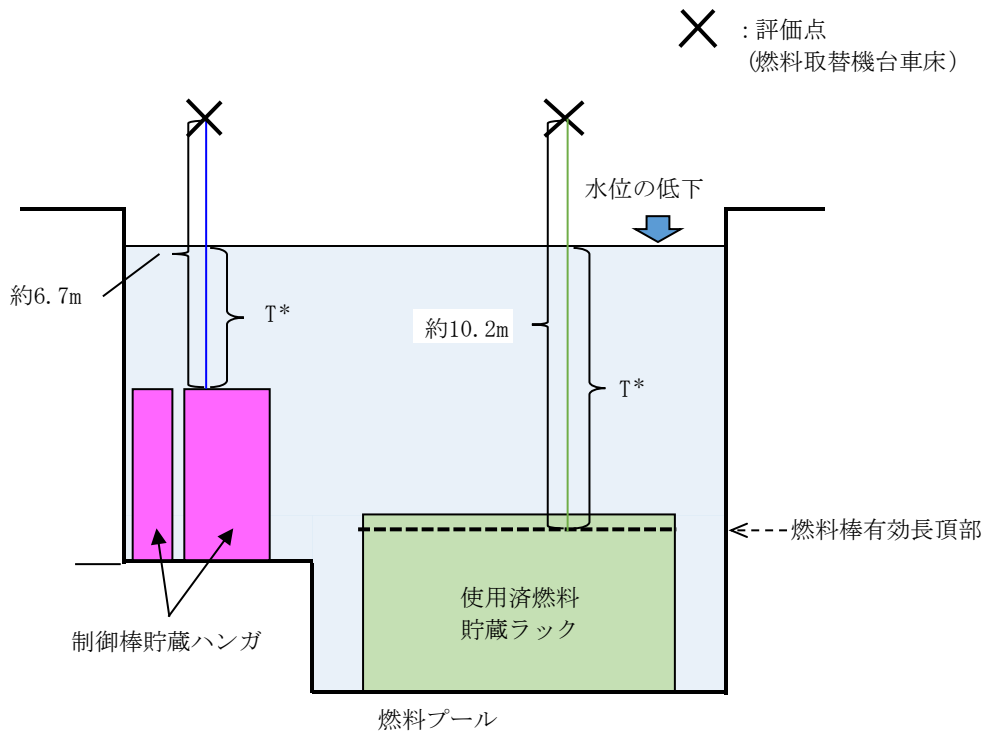


図4-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記* : パラメータTは、線源から燃料プール水により遮蔽される長さ(m)を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は $10.2\text{m} - T\text{m}$ となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

(3) 使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度について

使用済燃料の線量率評価モデルは、水平方向の長さは全てのラック長さ、高さ方向の長さは使用済燃料の有効長としており、燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が全て埋まっている状態としている。使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度は、使用済燃料及び水の体積比から算出している。ここで、使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水（構造材に比べて遮蔽効果が小さい）を設定している。

(4) 使用済制御棒の線源強度評価に用いる放射化断面積について

「ORIGEN2」コードに入力する放射化断面積は、STEPⅢ燃料の最高燃焼度及び炉心平均ボイド率を基に、JENDL-3.3ベース BS340J33.LIB*を適用する。

(BWR STEPⅢ ボイド率40% $\text{UO}_2 < 60\text{GWd}/\text{TIHM}$)

注記* : 片倉潤一郎 他 JENDL-3.3に基づくORIGEN2用断面積ライブラリセット : ORLIBJ33, JAERI-Data/Code, 2004-015 (2004.11)

(5) 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率計算モデルについて

使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガへ格納されている。評価では、制御棒貯蔵ハンガの構

造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（図4-4）。

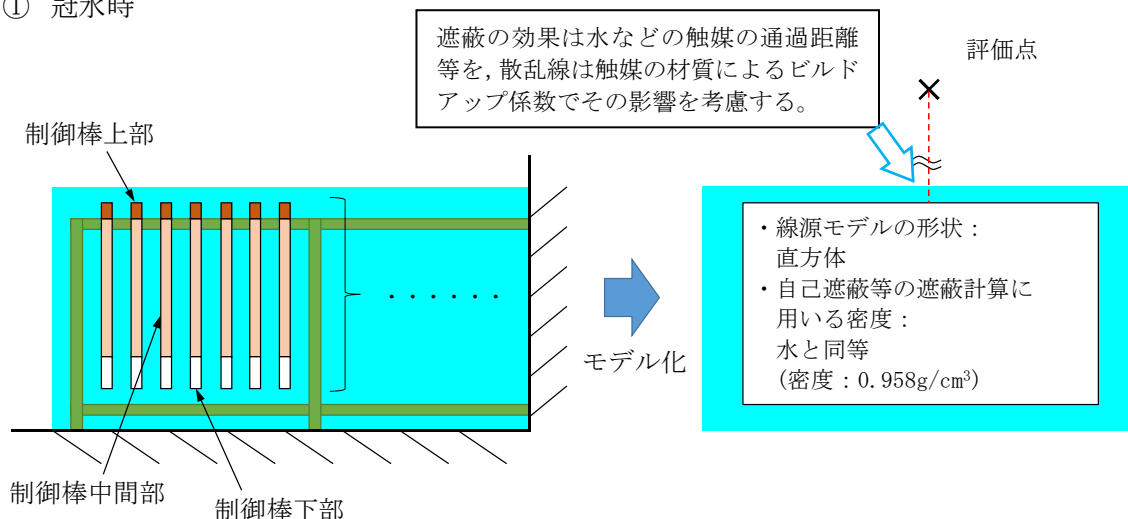
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

これらは③露出時において、制御棒間等は気中であるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスやB₄C（又はHf）等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガのような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。

①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であつた箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まるが、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで更に保守的なモデルとなっている。

評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである（図4-5）。また、図4-6に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。

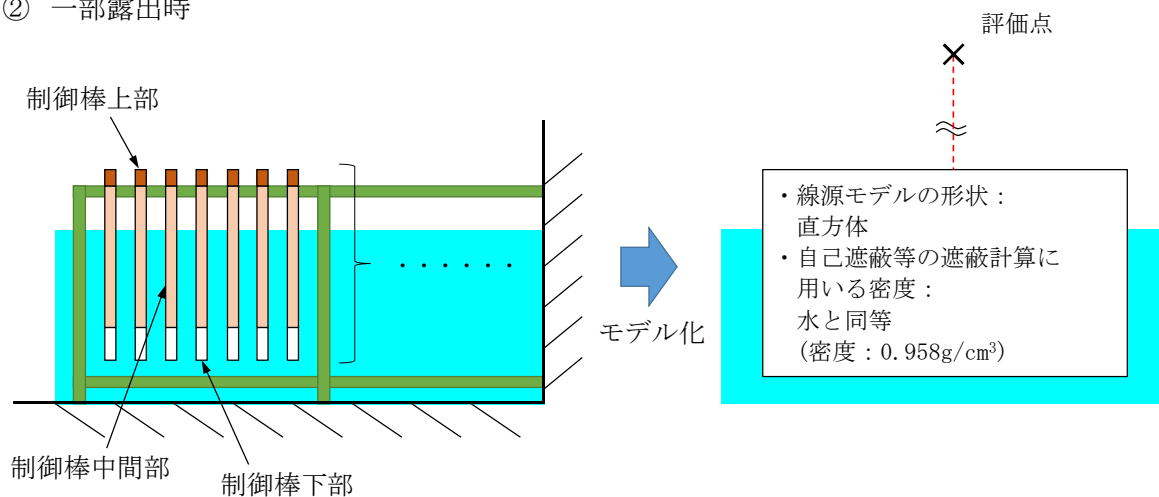
① 冠水時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（冠水時）

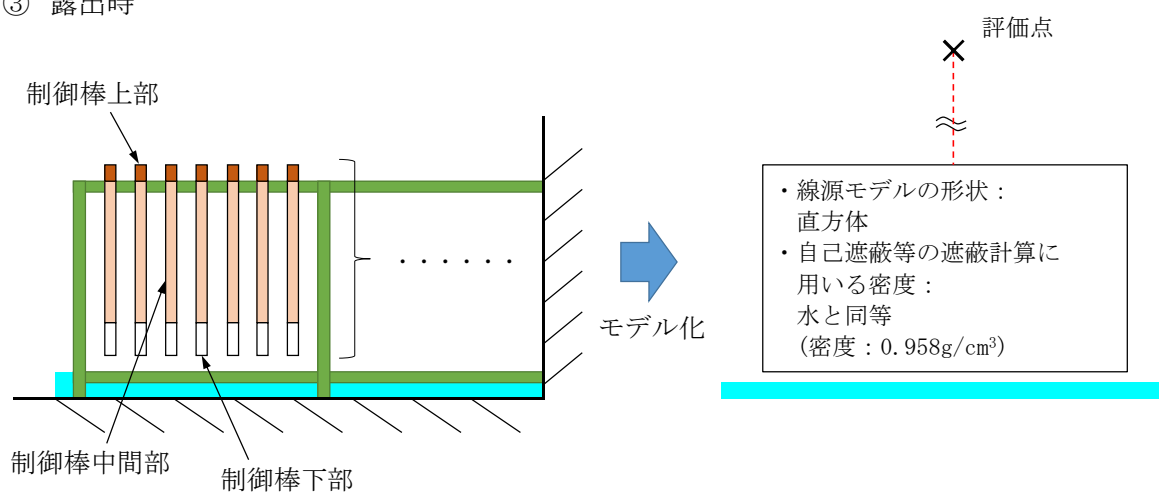
② 一部露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（一部露出時）

③ 露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（露出時）

図4-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

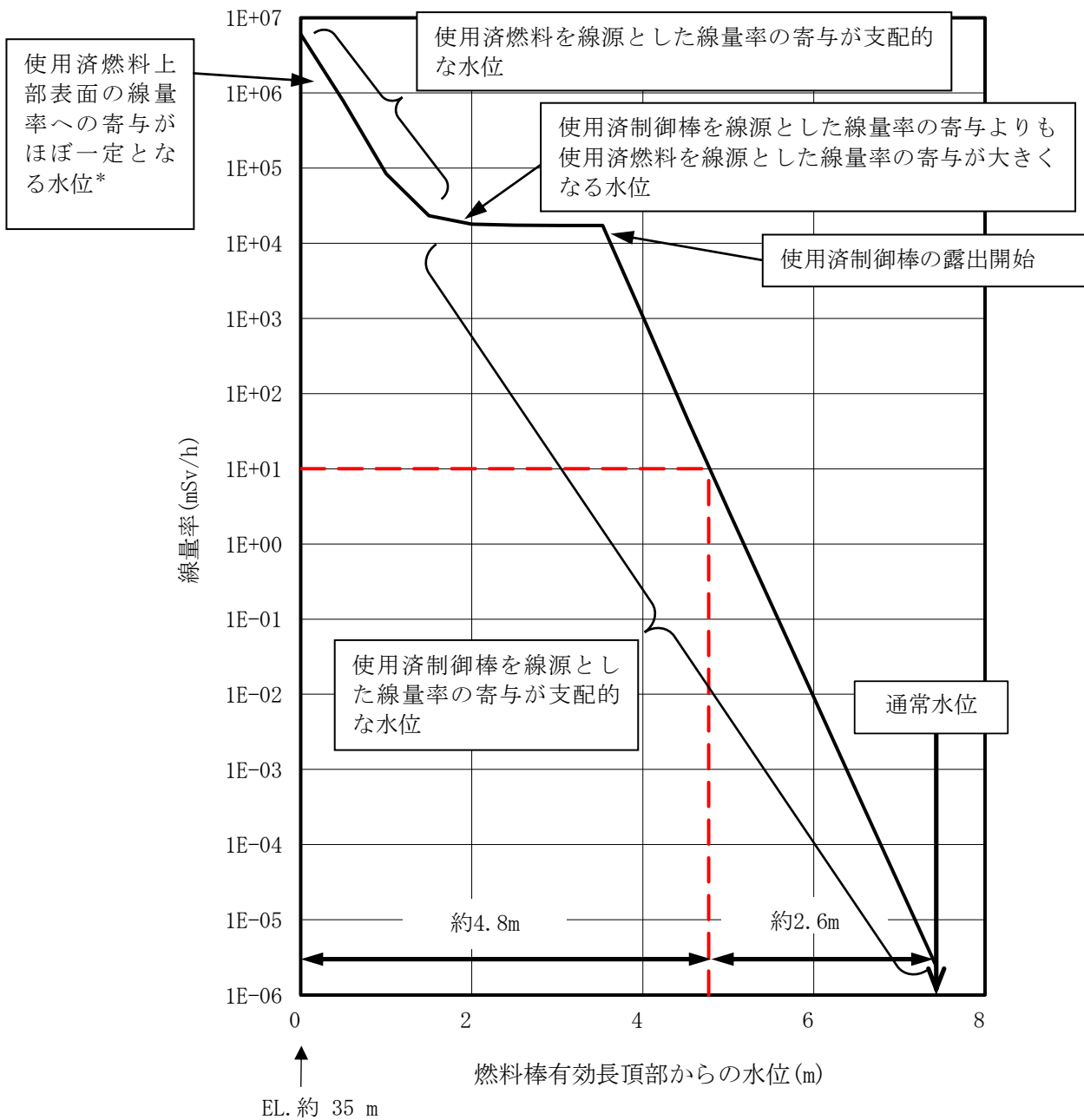


図4-5 燃料プールの線量率と水位の関係

注記* : 線量率に寄与する線源は、使用済燃料上部の表面になり、水位がある程度以上のときは評価点直下の使用済燃料上部表面の中心部しか寄与しないが、水位が低下してくると使用済燃料上部表面の周囲も寄与するようになる。水位が燃料棒有効長頂部付近に近づくと、使用済燃料の上部表面の全面が線量率に寄与し、それ以上水位が低下しても寄与する使用済燃料上部表面の面積は余り変わらないため、線量率変化が緩やかになる。

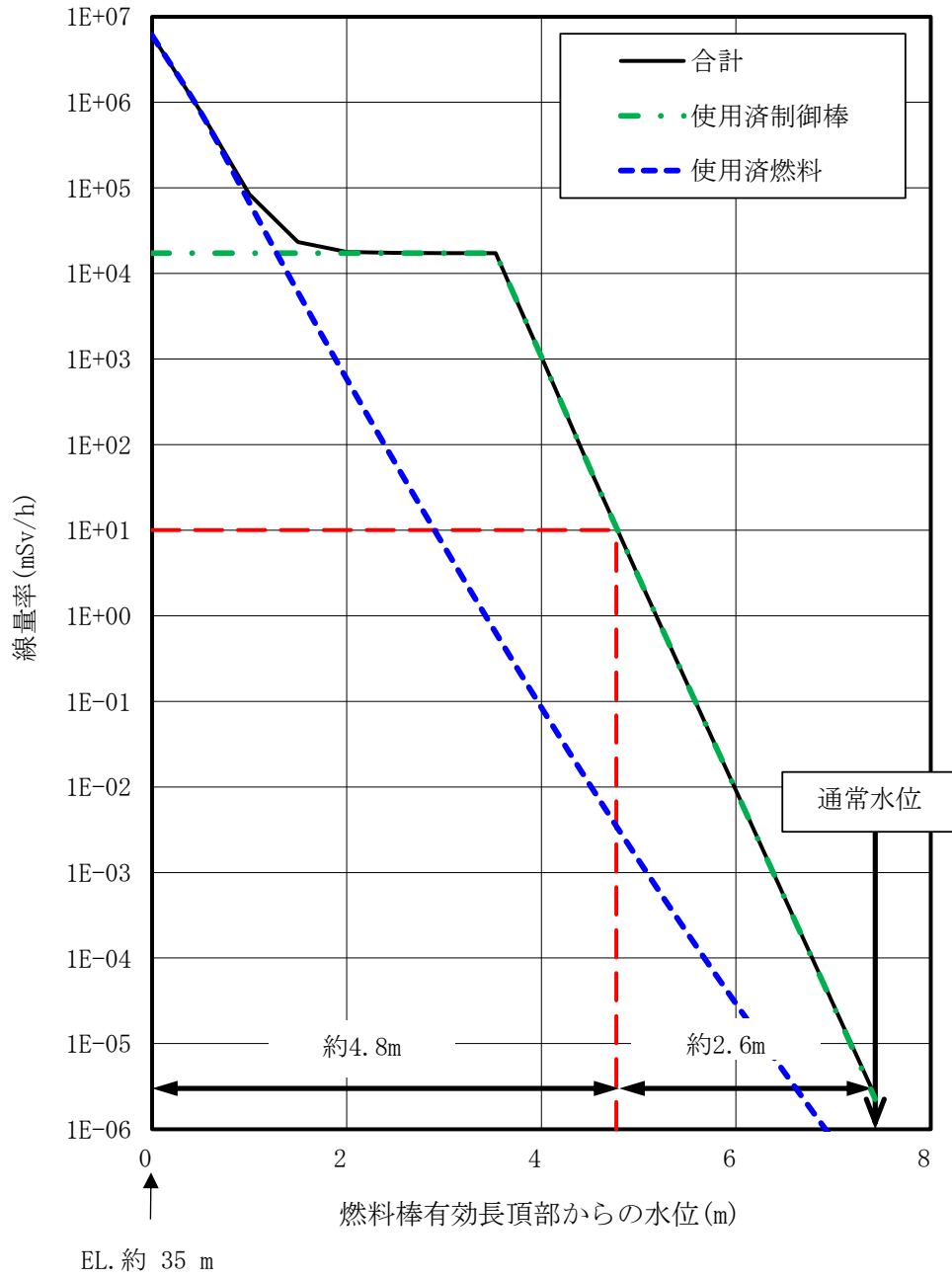


図4-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

- (6) 使用済燃料及び使用済制御棒以外で燃料プール内に保管されているものによる影響について

燃料プール内には、線源として選定した使用済燃料及び使用済制御棒の他にLPRM等使用済炉内計装品、使用済フィルタ等が保管されているが、いずれも使用済燃料と比較して表面における線量率は十分に低い。更に、炉内計装品及び使用済フィルタ等はプール底部に保管されており水による遮蔽効果も見込めることから、評価結果に影響を与えない。

5. 使用済燃料の線源強度の比較について

燃料プール水位低下時の線量率評価に用いる使用済燃料の線源強度は、文献値*1に基づき評価しているが、「ORIGEN2」コードにより使用済燃料の線源強度を計算し、それに基づき線量率を評価した結果と比較した。ここでは、燃料プールに使用済燃料集合体が全量（3518体）配置されているものとする。なお、使用済燃料の線源強度の比較に用いる線量率評価は、使用済燃料の真上の燃料取替機台車床を評価点としている。線源強度計算条件及び線量率評価結果の比較を以下に示す。

(1) 文献値による線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

線源強度は表5-1に示す文献値*1記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/(W・s)) を使用する。これを(5.1)式により単位体積あたりの線源強度 (cm⁻³・s⁻¹) に変換し、線量率計算用の入力値とする。

$$\begin{aligned} \text{線源強度 (cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) &= \text{文献記載値 (MeV / (W} \cdot \text{s))} \\ &\times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)} \\ &/ [\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3\text{/体)}] \\ &\dots\dots\dots (5.1) \end{aligned}$$

ここで、

- 照射期間 : 10⁶時間*2
- 冷却期間 : 10日*3
- 燃料集合体1体あたりの熱出力 : 4.35MW
- 燃料集合体体積 : 7.1×10⁴cm³

表5-1 文献値による使用済燃料の線源強度計算結果

群	エネルギー (MeV)	文献値*1, *2 (MeV/(W・s))	線源強度 (cm ⁻³ ・s ⁻¹)
1	1.0	7.0×10 ⁹	4.3×10 ¹¹
2	2.0	2.4×10 ⁹	7.3×10 ¹⁰
3	3.0	6.0×10 ⁷	1.2×10 ⁹
4	4.0	1.7×10 ⁶	2.6×10 ⁷

b. 線量評価結果

文献値による線源強度計算結果を基に、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約5.9×10⁻⁶mSv/hとなる。

(2) 「ORIGEN2」コードによる線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

「ORIGEN2」コードによる線源強度計算条件は以下のとおりであり、計算結果を表5-2に示す。

照射期間 : 5.24×10^4 時間 (取替燃料の最高燃焼度55Gwd/t相当)
冷却期間 : 10日*3
燃料仕様 : STEPⅢ燃料

表5-2 「ORIGEN2」コードによる使用済燃料の線源強度計算結果

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	3.4×10^{11}
0.025	7.7×10^{10}
0.0375	8.8×10^{10}
0.0575	5.8×10^{10}
0.085	6.9×10^{10}
0.125	1.2×10^{11}
0.225	7.2×10^{10}
0.375	5.8×10^{10}
0.575	2.2×10^{11}
0.85	2.3×10^{11}
1.25	2.0×10^{10}
1.75	6.3×10^{10}
2.25	4.6×10^9
2.75	2.3×10^9
3.5	2.0×10^7
5.0	2.5×10^2
7.0	2.8×10^1
9.5	3.2×10^0

b. 線量評価結果

「ORIGEN2」コードによる線源強度計算結果を基に、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約 2.6×10^{-6} mSv/hとなる。

(3) 線量率評価結果の比較

線量率評価結果の比較を表5-3に示す。文献値による線量率評価では、使用済燃料の照射期間として通常運転で想定される照射期間を十分に超える 10^6 時間*2（約114年）を設定しており、保守的な結果となる。

表5-3 線量率評価結果の比較

通常水位からの 低下水位 (m)	線量率 (mSv/h)	
	文献値による評価	「ORIGEN2」コードによる評価
1.0	約 5.9×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}

注記*1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., "REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING", INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962" TABLE 8A. 1. より内挿

*2: 文献*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごと ^{235}U 核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間、 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-008 改 19
提出年月日	2023年6月29日

補足-008 工事計画に係る補足説明資料
(原子炉冷却系統施設)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書に係る補足説明資料	1. 概要	
		2. 新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する範囲の系統構成について	
		3. 新たにクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物として申請する範囲の材料について	
2	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	1. 配管破損防護対策について	
		2. ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価について	
		3. ディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機の評価対象並びに過速度トリップ設定値について	
		4. 高圧原子炉代替注水ポンプの構造及び調速装置・非常調速装置の作動方式について	
3	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料	1. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間について	
		2. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間について	
		3. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について	
		4. 凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について	
		5. ドレン配管移送時間の算出について	
		6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管の粗度係数について	
		7. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について	
		8. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置監視不能時の対応について	
		9. コリウムシールドが検出時間に与える影響について	
		10. ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の検知性について	

4	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に係る補足説明資料	1. 概要	
		2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲の構成	
		3. まとめ	
		4. 添付資料	
5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料	補足 1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について	
		補足 2 原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について	
		補足 3 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について	
		補足 4 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプの有効 NPSH 評価条件について	
6	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書に係る補足説明資料	1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠	
		2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠	
		別紙 1 弁座漏えいを想定する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び作動を期待する安全弁について	
		別紙 2 安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果について	
7	高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の第一水源変更に係る補足説明資料	1. 概要	
		2. 安全機能の重要度	
		3. 設備の位置付け	
		4. 系統構成	
8	主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去に係る補足説明資料	1. 概要	
		2. 系統概要	
		3. 撤去範囲	
		4. 撤去理由	

クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策
に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 概要・・ 1
2. 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の系統構成について・ 1
 - 2.1 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する経緯について・・・・・・・・ 2
3. 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の材料について・・・・ 3

1. 概要

本資料は、新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲となった箇所の系統構成及び材料を説明するものである。

2. 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の系統構成について
今回、新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲は原子炉浄化系主配管「原子炉压力容器～原子炉压力容器ボトムドレンライン合流部」の一部である。

新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の概念図を図1に示す。

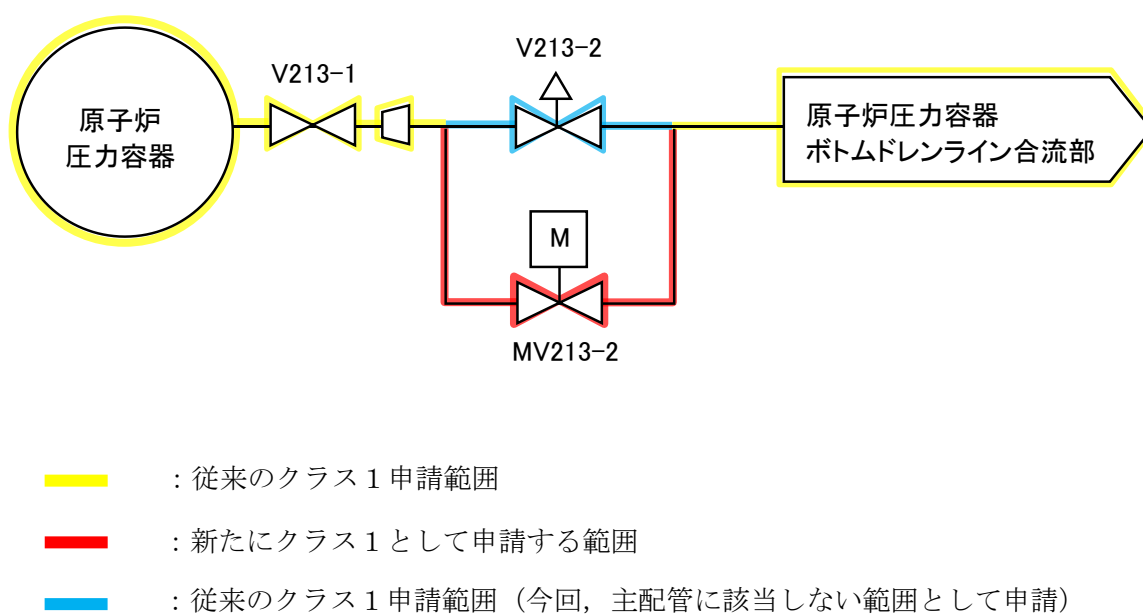


図1 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の概念図

2.1 新たにクラス1 機器及びクラス1 支持構造物として申請する経緯について

従来、原子炉圧力容器底部にクラッド等が堆積するのを防止するためのボトムドレン流量調整を目的として、ニードル弁（V213-2）を設置しているラインを主配管としていたが、PLR 配管破断等の LOCA が発生した場合にはボトムドレンラインを通じて炉内からの冷却材流出を抑制する観点から、原子炉圧力容器により近い箇所での冷却材流出の隔離が可能となるよう、遠隔操作による弁閉止が可能な電動弁（MV213-2）を設置しているバイパスラインを主配管に変更する。

この変更により、通常運転時において、電動弁（MV213-2）は全開、ニードル弁（V213-2）は全閉運用となる。

なお、これまでニードル弁（V213-2）により流量調整を行ったことはなく、通常運転時においてニードル弁（V213-2）は全閉運用としていたこと、また、バイパスラインは高温待機時等の RPV 上下部の温度差が大きくなる場合に電動弁（MV213-2）を全開することでボトムドレン流量を増加させ温度差による熱応力を緩和できるよう設置していたが、これまで運用した実績はないこと及びニードル弁（V213-2）を設置しているラインとバイパスラインは同じ配管口径（80A）であり系統流量に影響はないことから、主配管運用変更による系統機能への悪影響はない。

ボトムドレンライン主配管変更前後の比較図を図2に示す。

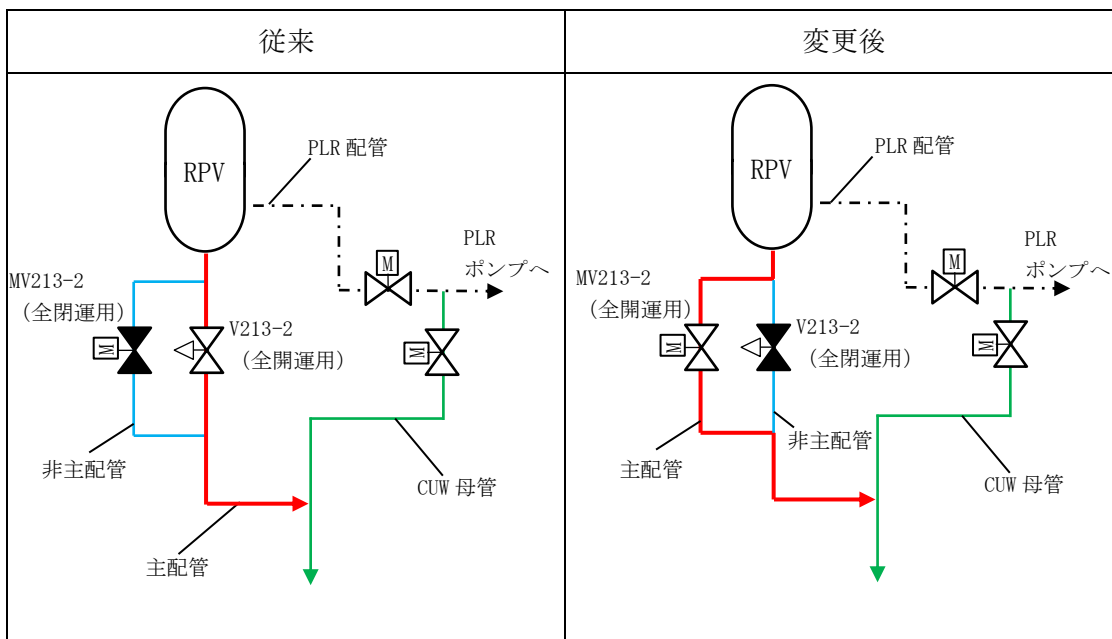


図2 CUV ボトムドレンライン主配管変更前後の比較図

3. 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の材料について
 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲について、使用材料を
 表1～表2、系統概要図を図3に示す。

表1 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の配管の仕様

最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
8.62 MPa[gage]	302 °C	89.1 mm／7.6 mm	SUS316TP

表2 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の弁の仕様

最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
			弁箱	弁ふた
8.62 MPa[gage]	302 °C	80A	SCS16A	SCS16A

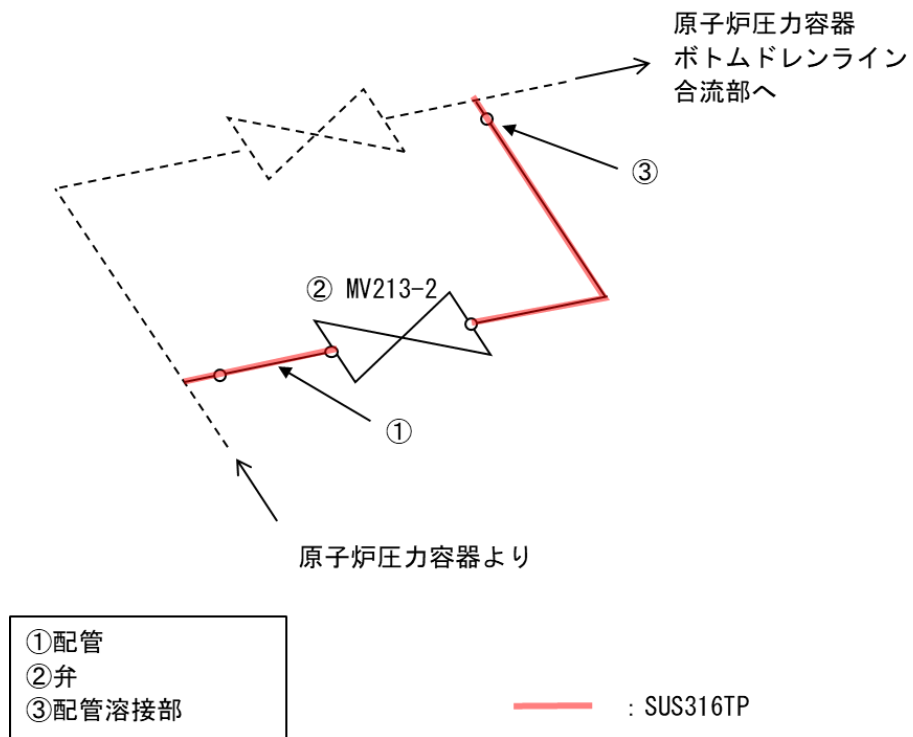


図3 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の系統概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の供用期間中検査について

1. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の供用期間中検査の概要

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに変更される配管・弁については、非破壊検査（下表のNo.1～6）については、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）JSME S NA1-2008」クラス1機器供用期間中検査を従来より実施していることを確認したため、今後も継続して同様の検査を実施する。

漏えい試験（下表のNo.7）については、従来クラス2機器の供用期間中検査を実施している*ため、今後はクラス1機器の供用期間中検査に組み込み、検査を行っていく。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲について従来クラス1機器の漏えい試験を実施していない理由については2章に示す。

クラス1機器供用期間中検査項目について表1に示す。

注記*：残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）の原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲については、従来よりクラス1機器の供用期間中検査の際に第1隔離弁（逆止弁）のテスト用バイパス弁を開くことで第2隔離弁まで加圧可能であるため、クラス1機器の供用期間中検査に含めて漏えい検査を実施している。

表1 クラス1機器供用期間中検査項目

No.	検査対象	試験方法	試験程度	検査実績
1	主配管の溶接継手	UT (100A以上)	25%/10年	実施済み (従来よりクラス1機器供用期間中検査を実施しているため、今後も継続して実施する。)
2	主配管の支持部材 取付け溶接継手	PT	7.5%/10年	
3	支持構造物	VT	25%/10年	
4	弁のボルト 締付け部	VT	類似弁毎に 1弁/10年	
5	フランジのボルト 締付け部	VT	25%/10年	
6	弁本体の内表	VT	類似弁毎に 1弁/10年	
7	全ての耐圧機器 (漏えい試験)*1	VT	100%/1定検	実施予定*1

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，VT：目視試験（漏えい試験含む）

注記*1：今定期検査時は、プラント起動前に実施する。

2. 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲における漏えい試験の考え方について
クラス1機器に対する漏えい試験の要求はJSME S NA1-2008に以下の通り規定されている。

<JSME S NA1-2008(抜粋)>



上記のとおり、クラス1機器の漏えい試験の範囲としては、原子炉冷却材圧力バウンダリと一致させることが求められていたことから、供用期間中検査において当時の原子炉冷却材圧力バウンダリのみを漏えい試験の範囲として実施していたことについて問題は無い。

一方、新規制にて原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大されたことに伴い、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲においては今後クラス1機器の漏えい試験の範囲に組み込み、検査を行っていく。

発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う
飛散物による損傷防護に関する説明書に係る補足説明資料

1. 配管破損防護対策について

目 次

1. 適用規格について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1-1
2. パイプホイップレストレイントについて・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1-7
3. 障壁について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1-8
4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について・・・・・・1-9
5. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びボトムドレンライン変更範囲について・・・・1-25

1. 適用規格について

本資料で示す評価の適用規格は、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4 6 1 3-1998 ((社) 日本電気協会)」(以下「J E A G 4 6 1 3」という。) 及び「STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING (SRP3.6.2 R3)」(U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION) (以下「SRP3.6.2」という。) であり、両規格において規定される配管破損防護に関する設計方法の比較を表 1-1 に示す。

表 1-1 J E A G 4 6 1 3 と SRP3.6.2 の比較

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
<p>基本的な考え方 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリに属するオーステナイト系ステンレス鋼管が、もし破損したとしても、原子炉を安全に停止させ、外部に放射性物質の放散などの影響を及ぼさないよう設計することが防護設計の考え方である。</u></p>	<p>I. AREAS OF REVIEW Title 10 of the <i>Code of Federal Regulations</i> (10 CFR) Part50, “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities,” Appendix A, “General Design Criteria for Nuclear Power Plants,” General Design Criterion (GDC) 4, “Environmental and Dynamic Effects Design Bases,” requires, in part, that structures, systems, and components (SSCs) important to safety be designed to accommodate the effects of postulated accidents, including appropriate protection against the dynamic effects of postulated pipe ruptures.</p>	<p>SRP3.6.2 では、安全上重要な設備が、配管破損を含む想定される事故により損傷しないように設計する必要があると記載されており、J E A G 4 6 1 3 の記載と同義である。なお、<u>SRP3.6.2 には配管の材質を限定する記載なし。</u></p>

J E A G 4 6 1 3	SRP3. 6. 2	備考
<p>配管破損想定位置</p> <p>(1) ターミナルエンド</p> <p>(2) 運転状態 I, II 及び(1/3) S₁地震荷重に対して次のいずれかの条件を満たす点</p> <p>a. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_{\text{a}} > 2.4 \cdot S_m$</p> <p>b. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_{\text{a}} > 2.4 \cdot S_m$</p> <p>c. 疲れ累積係数 > 0.1</p>	<p><BTP3-4 R2></p> <p>Postulation of Pipe Breaks in Areas Other Than Containment Penetration</p> <p>(a) At terminal ends.</p> <p>(b) At intermediate locations where the maximum stress range* as calculated by Eq. (10) and either Eq. (12) or Eq. (13) exceeds $2.4 \cdot S_m$.</p> <p>(c) At intermediate locations where the cumulative usage factor exceeds 0.1.</p> <p>* : For those loads and conditions for which Level A and Level B stress limits have been specified in the design specification (including the operating basis earthquake).</p>	<p>SRP3. 6. 2 は BTP3-4 を参照しているため, BTP3-4 の記載と比較</p> <p>差異なし。</p> <p>BTP3-4 における Eq. (10) は S_n, Eq. (12) は S_e, Eq. (13) は S_n' の算出式であり, 差異なし。</p> <p>差異なし。</p>

J E A G 4 6 1 3	SRP3. 6. 2	備考
	<p>(ii) <u>Fluid System Piping in Containment Penetration Areas. Breaks and cracks need not be postulated in those portions of piping from containment wall to and including the inboard or outboard isolation valves, provided they meet the design criteria of the ASME Code, Section III, Subarticle NE-1120, and the following additional design criteria:</u></p> <p>(a) <u>The maximum stress range between any two load sets (including the zero load set) should not exceed $2.4 \cdot S_m$ and should be calculated by Eq. (10) in ASME Code, Section III, NB-3653. If the calculated maximum stress range of Eq. (10) exceeds $2.4 \cdot S_m$, the stress ranges calculated by both Eq. (12) and Eq. (13) in Paragraph ASME Code, Section III, NB-3653 should meet the limit of $2.4 \cdot S_m$.</u></p> <p>(b) <u>The cumulative usage factor should be less than <u>0.1.</u></u></p>	<p>BTP3-4では、格納容器壁と内側隔離弁又は外側隔離弁の間の管については、クライテリアを満足していれば、破損やき裂を想定する必要がないと規定されている。</p>

J E A G 4 6 1 3	<p style="text-align: center;">SRP3. 6. 2</p> <p>(c) <u>The maximum stress, as calculated by Eq. (9) in ASME Code, Section III, NB-3652 under the loadings resulting from a postulated piping failure beyond these portions of piping, should not exceed $2.25 \cdot S_m$ and $1.8 \cdot S_y$, except that following a failure outside containment, the pipe between the outboard isolation valve and the first restraint may be permitted higher stresses provided a plastic hinge is not formed and operability of the valves with such stresses is ensured in accordance with the criteria specified in SRP Section 3.9.3.</u></p>	備考
-----------------	---	----

J E A G 4 6 1 3	SRP3. 6. 2	備考
<p>防護設計の実施</p> <p>配管の破損に対して防護対象の機能を確保し、また配管破損による派生事象が安全評価上の「事故」の規模を上回らないように、防護設計は次の基本的な考え方に基づき行うものとする。</p> <p>i) 破損想定配管と防護対象は、相互に距離を離す。</p> <p>ii) 隔壁（建屋区画室等）を設ける。</p>	<p><SRP3. 6. 1 R3></p> <p>I. AREAS OF REVIEW</p> <p>1. Reviews of the general layout of high and moderate energy piping systems with respect to the plant arrangement criteria of Section B. 1. of Branch Technical Position (BTP) 3-3. Three arrangement situations are covered by the criteria and all three may be encountered in a single plant. They are:</p> <p>A. Arrangements where protection of safety-related plant features is provided by separation of high and moderate energy systems from essential systems and components.</p> <p>B. Arrangements where protection of safety-related plant features is provided by enclosing either the high and moderate energy systems or the safety-related features in protective structures.</p>	<p>SRP3. 6. 2はSRP3. 6. 1を参照しているため、SRP3. 6. 1の記載と比較</p> <p>防護設計の要求事項に差異なし。</p> <p>差異なし。</p> <p>差異なし。</p>

J E A G 4 6 1 3	SRP3. 6. 2	備考
<p>iii) 配管破損による動的影響を防護対象に与えないため及び想定事象を緩和するため、パイプホイップレストレイメント等の設置及び主要機器の支持設計を行う。</p>	<p>C. Arrangements where neither separation nor protective enclosures are practical and special protective measures are taken to ensure the operability of safety-related features.</p>	<p>SRP3. 6. 1 では具体的な防護設計の内容は説明されていないが、安全機能の作動を保証する対策を行うことと記載されており、J E A G 4 6 1 3 の記載と同義であり、差異なし。</p>

2. パイプホイップレストレイントについて

配管破損防護設計上の防護対策としてのパイプホイップレストレイントについての構造例を図2-1に示す。パイプホイップレストレイントは、配管破断時の管の変形を拘束するための支持構造物である。なお、図2-1は、破損想定位置の管軸方向の変形を拘束することを目的として、第一曲げ部へ設置した例を示したものである。

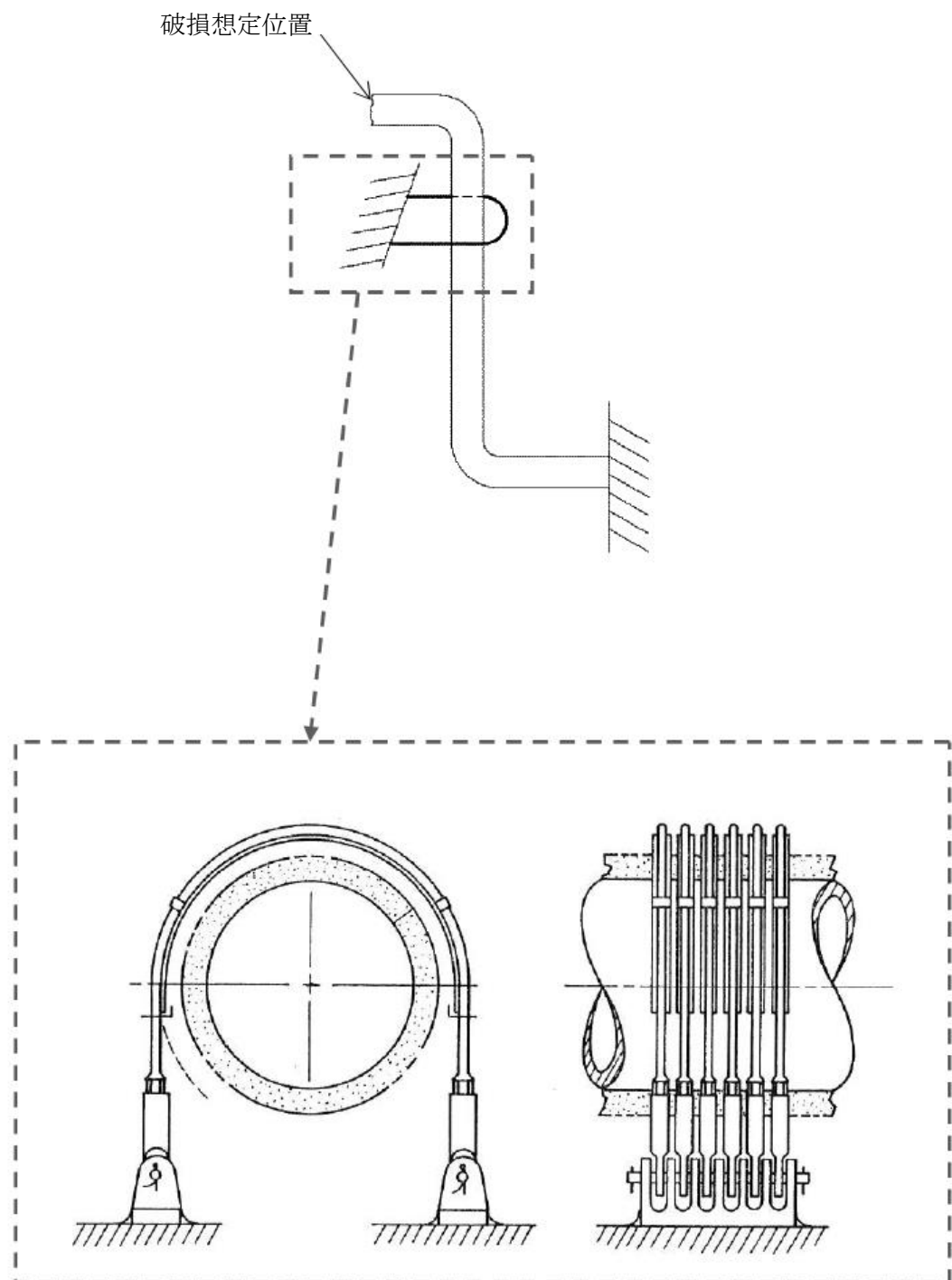


図2-1 パイプホイップレストレイント構造図 (例)

3. 障壁について

原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下「RCPB」という。）の拡大範囲となる主配管の配置及び障壁による区画を図3-1に示す。

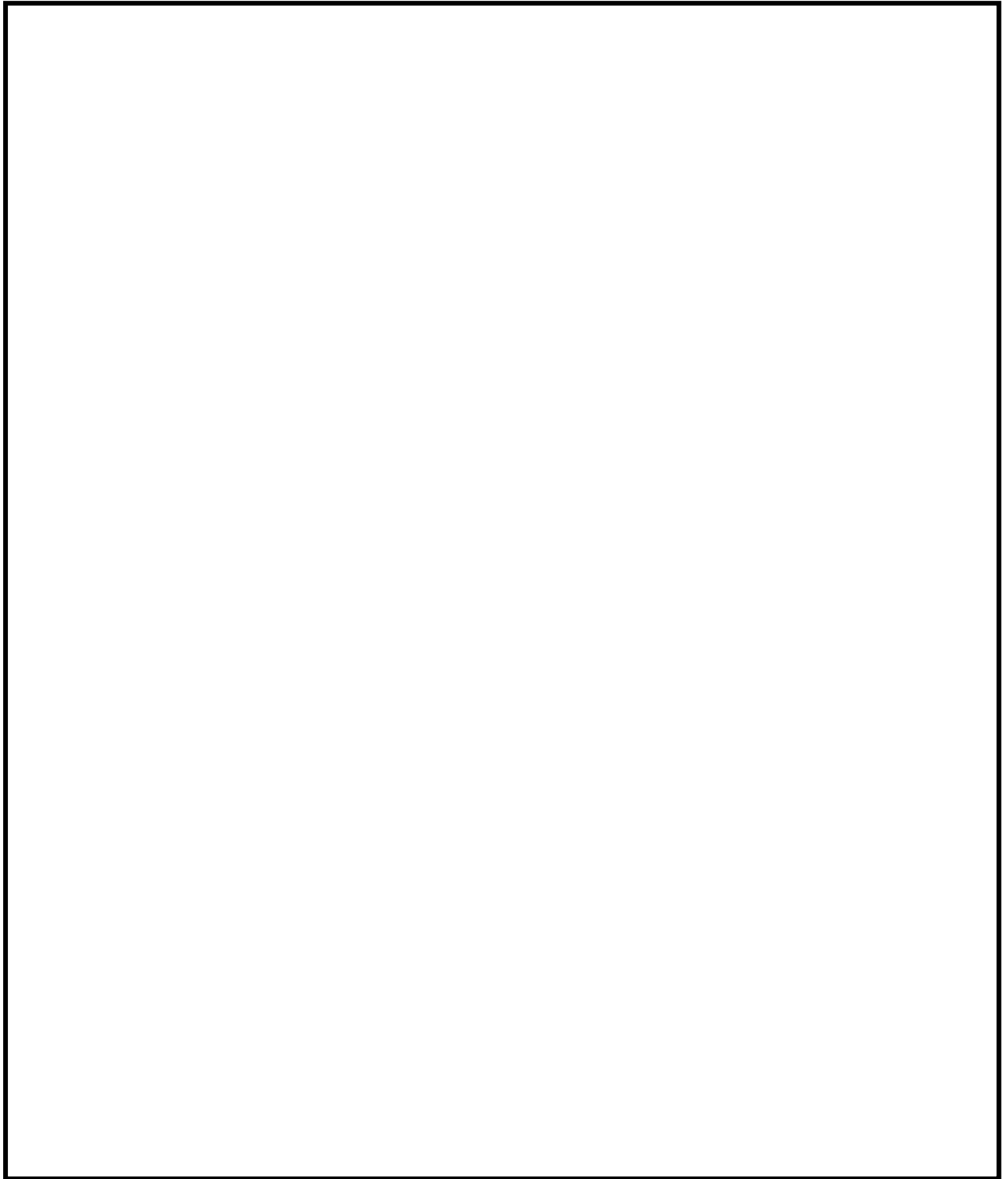


図3-1 障壁による区画図

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について

4.1 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会 2013年6月）」第15条第4項及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（原子力規制委員会 2013年6月）」に基づき、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するものである。

配管破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のRCPB範囲のうち、新規基準において拡大となった範囲を除く、既存の範囲について配管破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

4.2 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、JEAG 4613及びSRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

なお、配管破損想定位置の想定にあたって、応力算出には弾性設計用地震動 S_d を用いる。

4.3 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを評価する。

4.3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

4.3.1.1 評価方針

高温高压の流体を内包するRCPBを構成する主配管のうち既存のRCPB範囲について、JEAG 4613及びSRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、LBB概念は適用しない。

ただし、JEAG 4613に記載されている基準地震動 S_1 については、弾性設計用地震動 S_d に読み替え、SRP3.6.2が参照している「STANDARD REVIEW PLAN BRANCH TECHNICAL POSITION 3-4 POSTULATED RUPTURE LOCATIONS IN FLUID SYSTEM PIPING INSIDE AND OUTSIDE CONTAINMENT (SRP BTP3-4 R2) (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)」に記載されているoperating basis earthquakeについては、弾性設計用地震動 S_d の $1/3$ と読み替える。また、JEAG 4613が参照している「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」に関する内容及びSRP3.6.2が参照している「2013 ASME Boiler and Pressure Vessel Code」(The American Society of Mechanical Engineers)に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。)) JSME S N C 1-2005/2007（日本機械学会 2007年9月）」（以下「設計・建設規格」という。）に

従うものとする。

4.3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮した上で、防護対象を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は、原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又は緩和する機能を有するもののうち、次のとおりとする。

- a. 原子炉停止系
- b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

(2) 配管破損想定位置

既存のRCPB範囲について、JEAG 4613及びSRP3.6.2に基づき、ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態A、B及び $(1/3) \cdot S_d$ 地震荷重*に対して次のいずれかの条件を満たす点

(a) $S_n > 2.4 \cdot S_m$ 、かつ、 $S_e > 2.4 \cdot S_m$

(b) $S_n > 2.4 \cdot S_m$ 、かつ、 $S_{n'} > 2.4 \cdot S_m$

ただし、 S_n ：設計・建設規格 PPB-3531 の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_e ：設計・建設規格 PPB-3536(6)の計算式に準じて計算した熱膨張応力。

$S_{n'}$ ：設計・建設規格 PPB-3536(3)の S_n の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_m ：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1に規定される材料の設計応力強さ。

- (c) 疲労累積係数 >0.1

ただし、上述する疲労累積係数は供用状態A、Bにおける疲労累積係数に $(1/3) \cdot S_d$ ($S_d - D$, $S_d - F1$, $S_d - F2$, $S_d - N1$, $S_d - N2$, 及び $S_d - 1$)地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記*： S_d ($S_d - D$, $S_d - F1$, $S_d - F2$, $S_d - N1$, $S_d - N2$, 及び $S_d - 1$)地震とは、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち、VI-2-1-1「耐震設計の基本方針」に示す弾性設計用地震動 $S_d - D$, $S_d - F1$, $S_d - F2$, $S_d - N1$, $S_d - N2$, 及び $S_d - 1$ による動的地震力をいう。なお、弾性設計用地震動 S_d の概要は、VI-2「耐震性に関する説明書」のうち、

VI-2-1-2「基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

ただし、PCV貫通部については次の条件を満たすことで配管破損を想定しない。

- c. 供用状態A、B及び $(1/3) \cdot S_d$ 地震荷重に対して次の条件を満たすこと。
 - (a) $S_n \leq 2.4 \cdot S_m$ 、又は、 $S_e \leq 2.4 \cdot S_m$
 - (b) $S_n \leq 2.4 \cdot S_m$ 、又は、 $S_n' \leq 2.4 \cdot S_m$
 - (c) 疲労累積係数 ≤ 0.1
- d. PCV貫通部について、破損想定位置における破断荷重によって、PCV貫通部の健全性維持範囲の配管に生じる応力は設計・建設規格 PPB-3520 の計算式により計算した応力が $2.25 \cdot S_m$ 及び $1.8 \cdot S_y$ 以下であること。

ただし、 S_y ：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表8に規定される材料の設計降伏点。

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイップレストレイントを設ける。

4.3.1.3 評価結果

既存のRCPB範囲における配管破損に関し、JEAG 4613及びSRP3.6.2に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点及び各配管におけるターミナル・エンドがあり、配管破損を想定する点があることを確認した。既存のRCPB範囲における配管破損想定位置を表4-1に、各系統の配管鳥瞰図を図4-1から図4-23に示す。

これらの配管破損想定位置は必要な強度を有するパイプホイップレストレイントが設置されている、又は設置されていない配管については、配管破損想定位置近傍に防護対象設備がないことを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

表 4-1 既存の R C P B 範囲における配管破損想定位置

対象		配管破損想定位置の有無		パイプホイップ プレストレイ ント設置の有 無	配管破損想定 位置近傍の防 護対象設備の 有無*
系統名	モデル No.	ターミナル・ エンド	発生応力又は 疲労累積係数 が所定の値を 超える点		
給水系	FW-PD-1	有	無	有	—
	FW-PD-2	有	無	有	—
主蒸気系	MS-PD-1	有	有	有	—
	MS-PD-2	有	有	有	—
	MS-PD-3	有	有	有	—
	MS-PD-4	有	有	有	—
原子炉 再循環系	PLR-PD-1	有	無	有	—
	PLR-PD-2	有	無	有	—
原子炉隔離時 冷却系	RCIC-PD-1	無	無	無	—
	RCIC-R-3	無	無	無	—
残留熱除去系	RHR-PD-4	有	無	有	—
	RHR-PD-5	有	無	有	—
	RHR-PD-6	有	無	有	—
	RHR-PD-7	有	無	無	無
	RHR-R-5A	無	無	無	—
	RHR-R-11	無	無	無	—
	RHR-R-16	無	無	無	—
原子炉浄化系	CUW-PD-1	有	有	無	無
	CUW-R-1	無	無	無	—
高圧炉心 スプレイ系	HPCS-PD-1	有	無	有	—
	HPCS-R-2	無	無	無	—
低圧炉心 スプレイ系	LPCS-PD-1	有	無	有	—
	LPCS-R-2	無	無	無	—

注記* : 「ターミナル・エンド」及び「発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点」が両方「無」の場合、又は「パイプホイッププレストレイント設置の有無」が「有」の場合は「配管破損想定位置近傍の防護対象設備の有無」を確認する必要がないことから「—」と表記する。

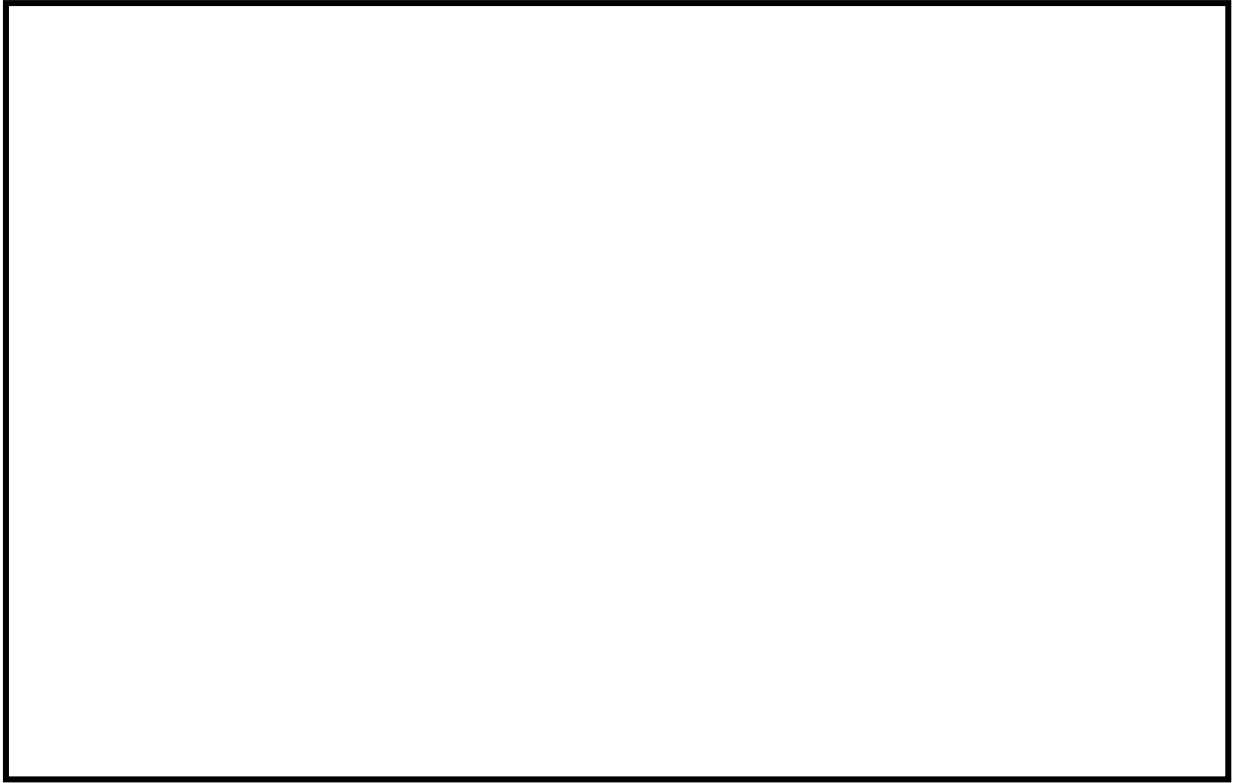


図 4-1 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-1）

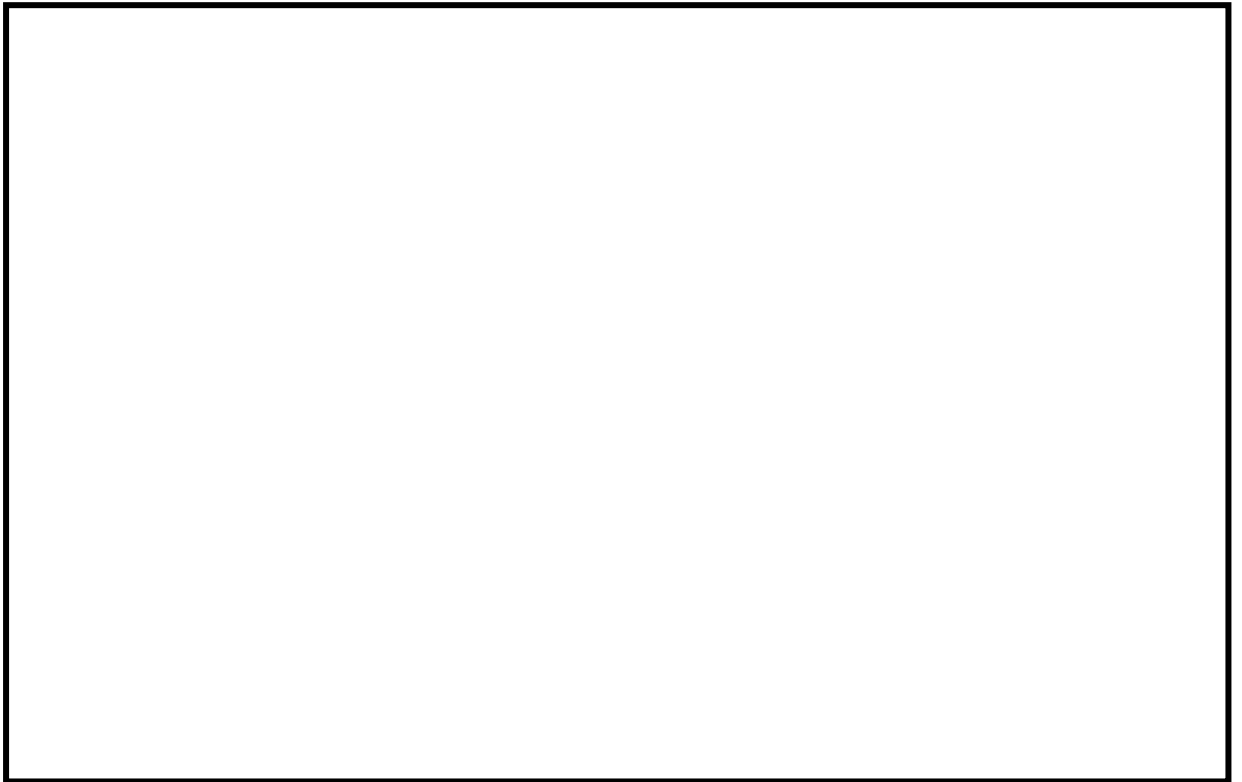


図 4-2 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-2）



図 4-3 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-1）

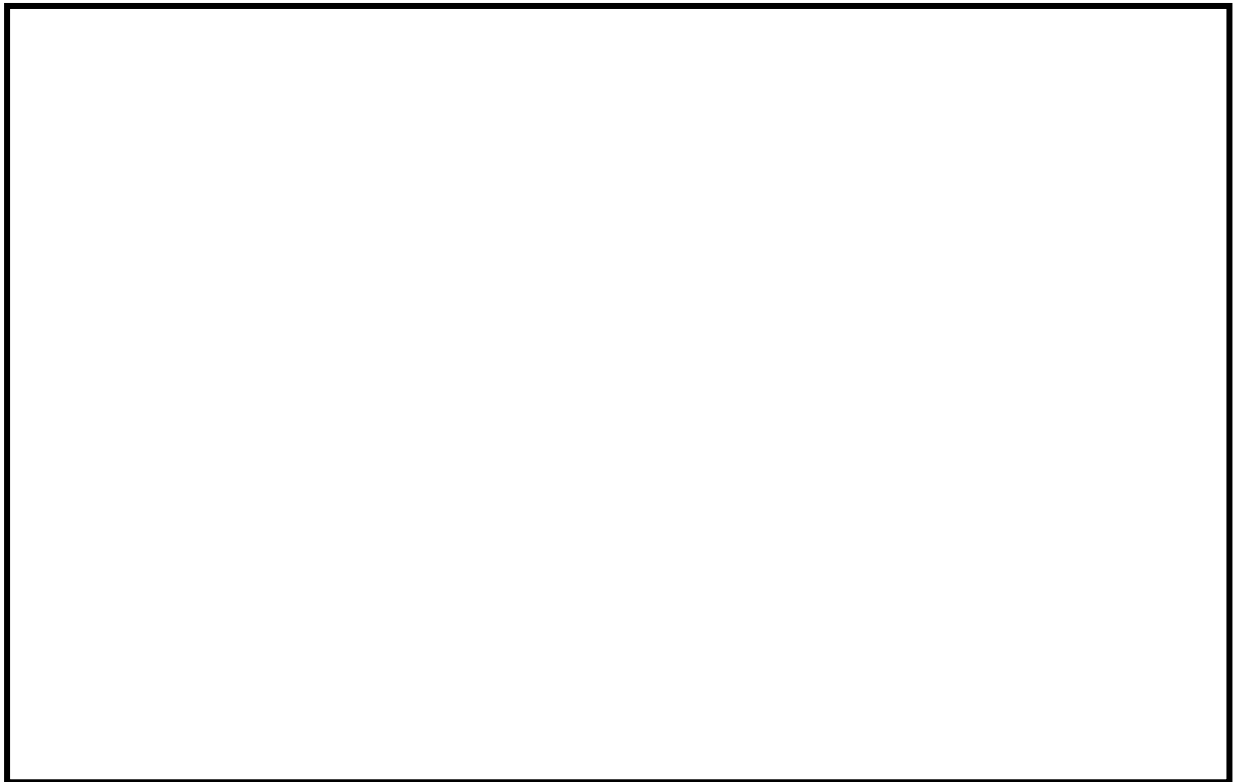


図 4-4 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-2）

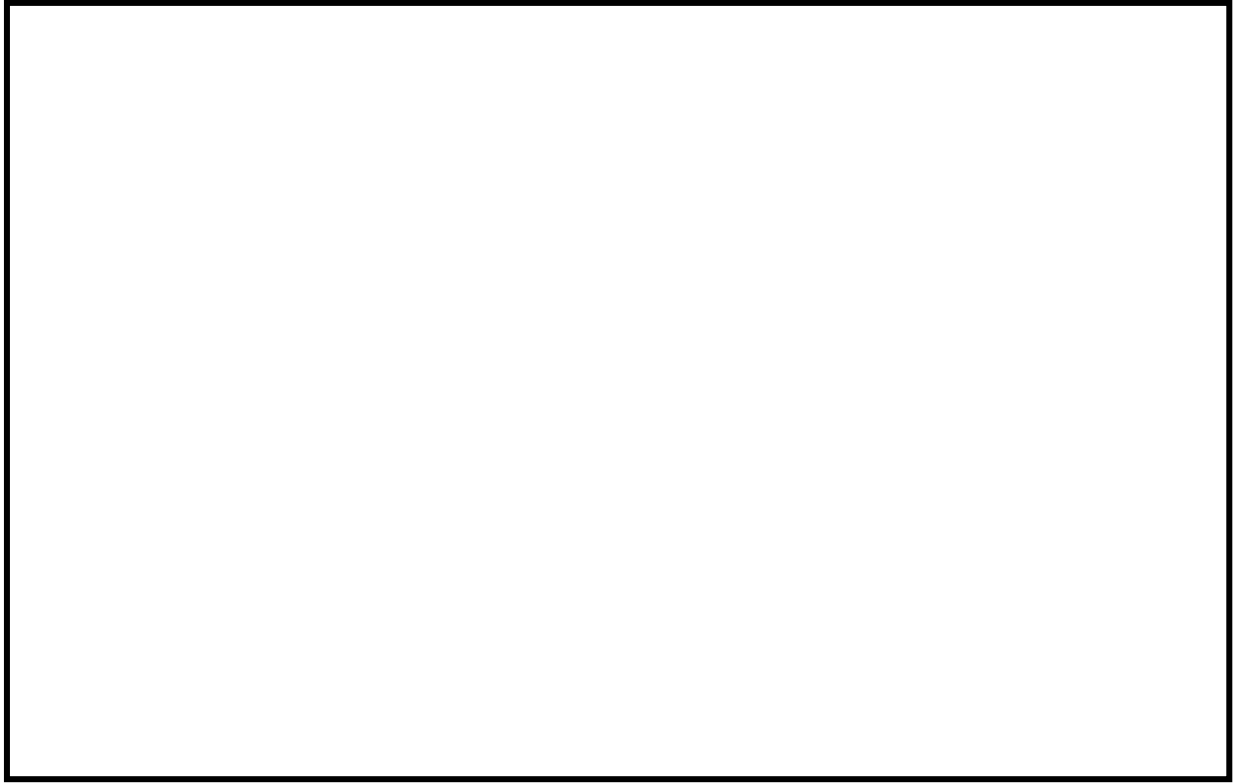


图 4-5 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-3）

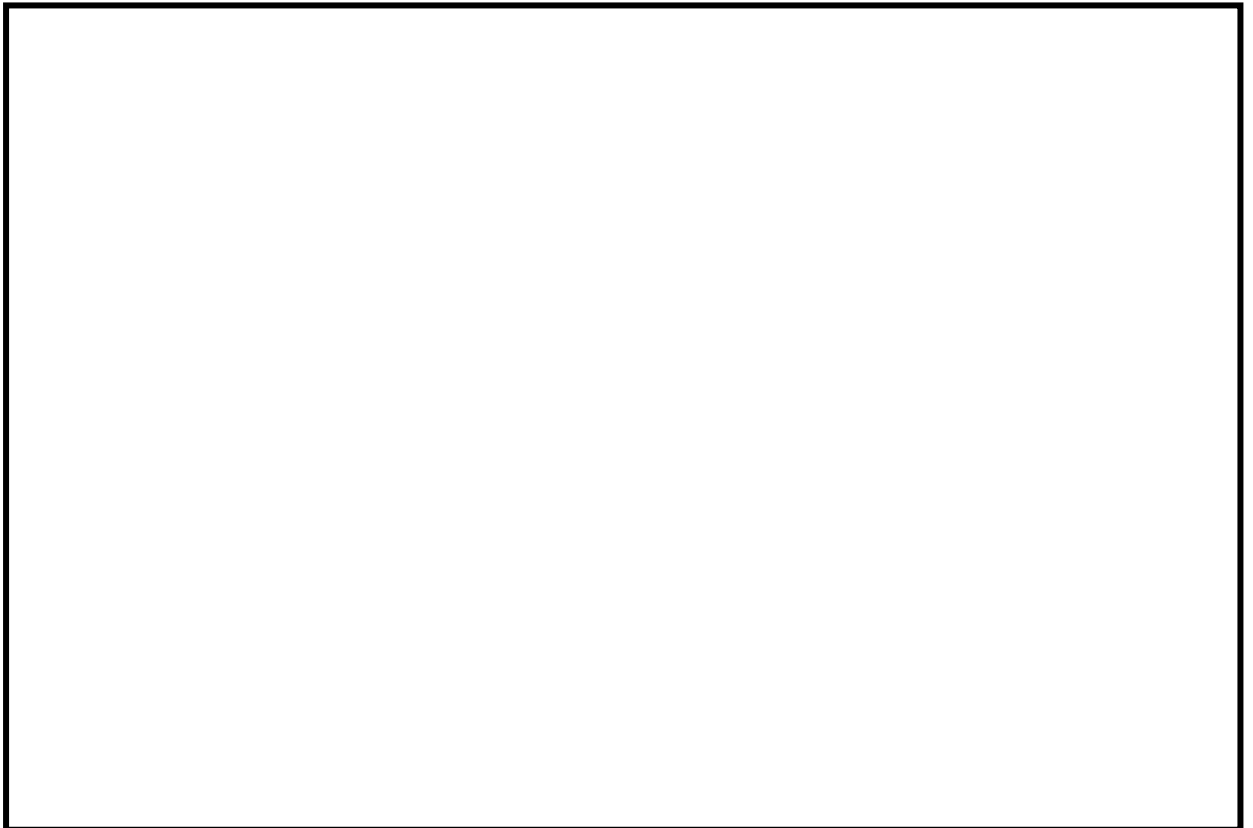


图 4-6 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-4）

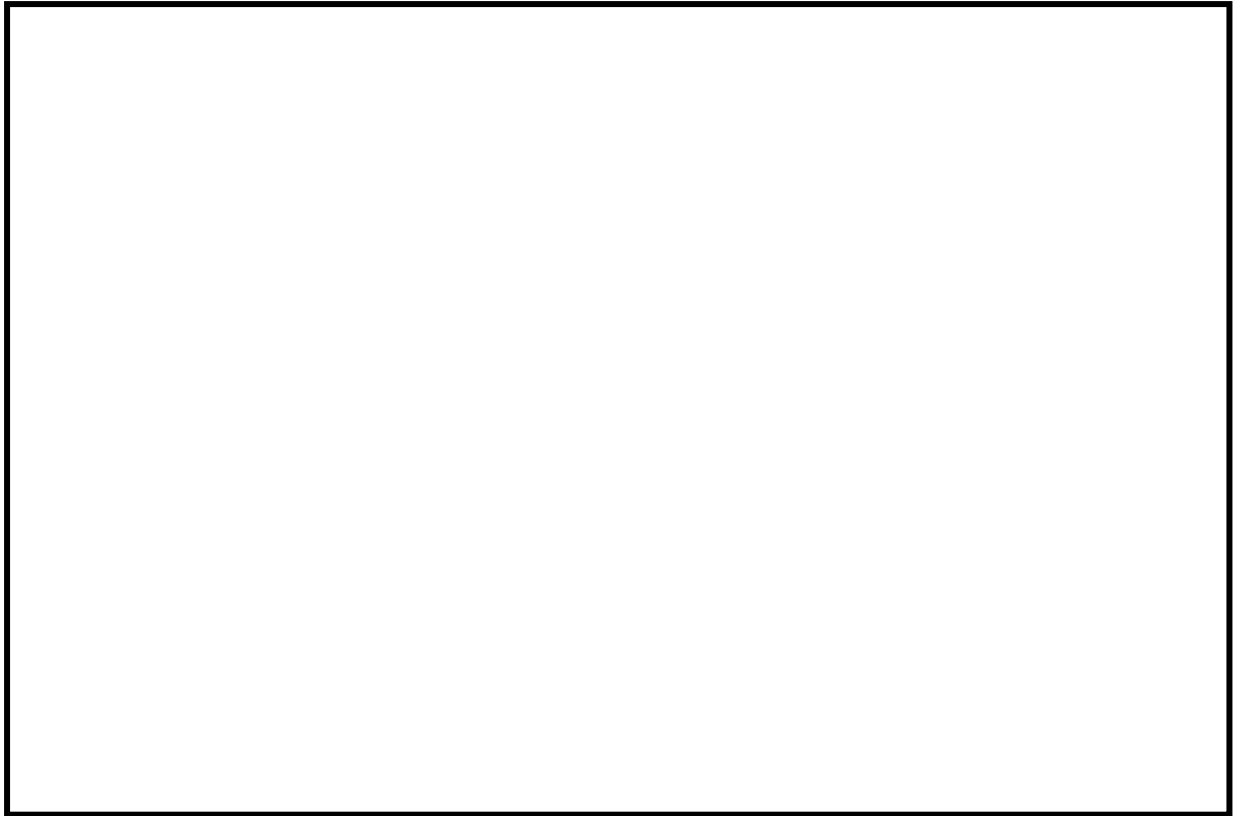


図 4-7 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-1）

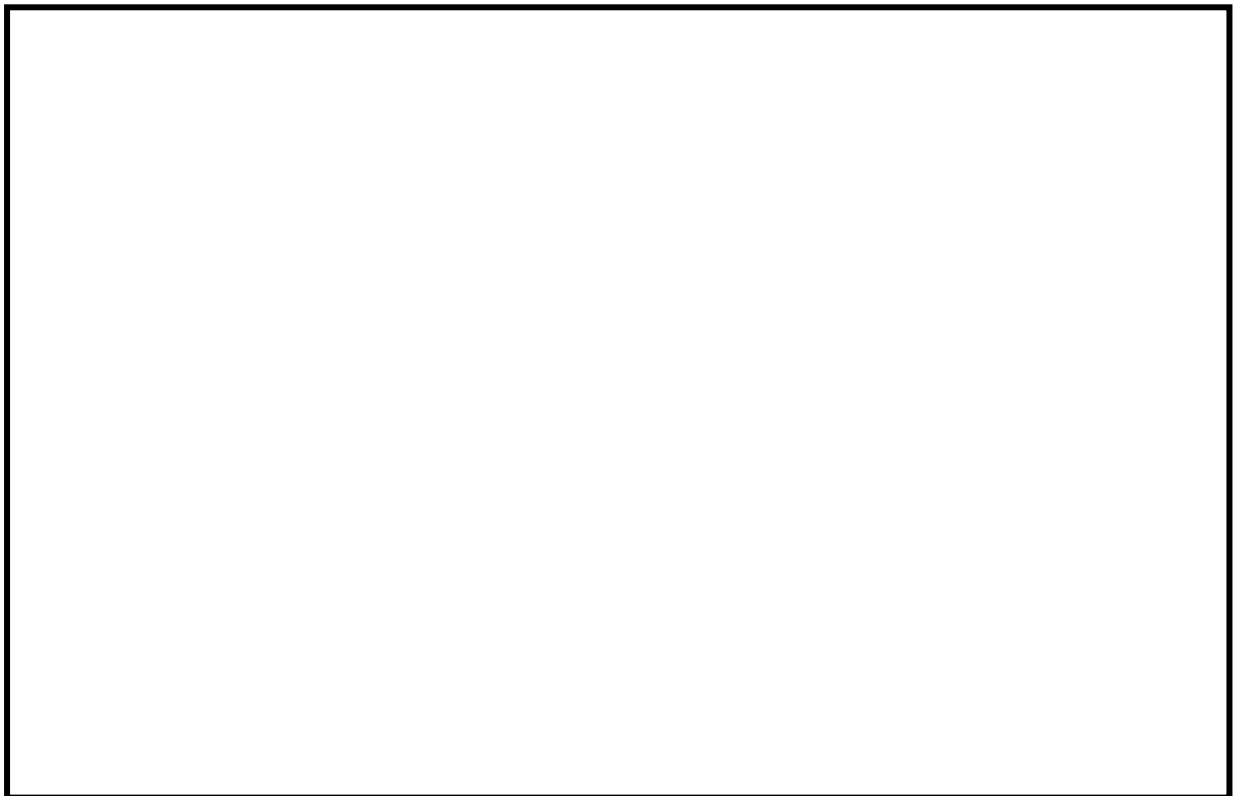


図 4-8 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-2）

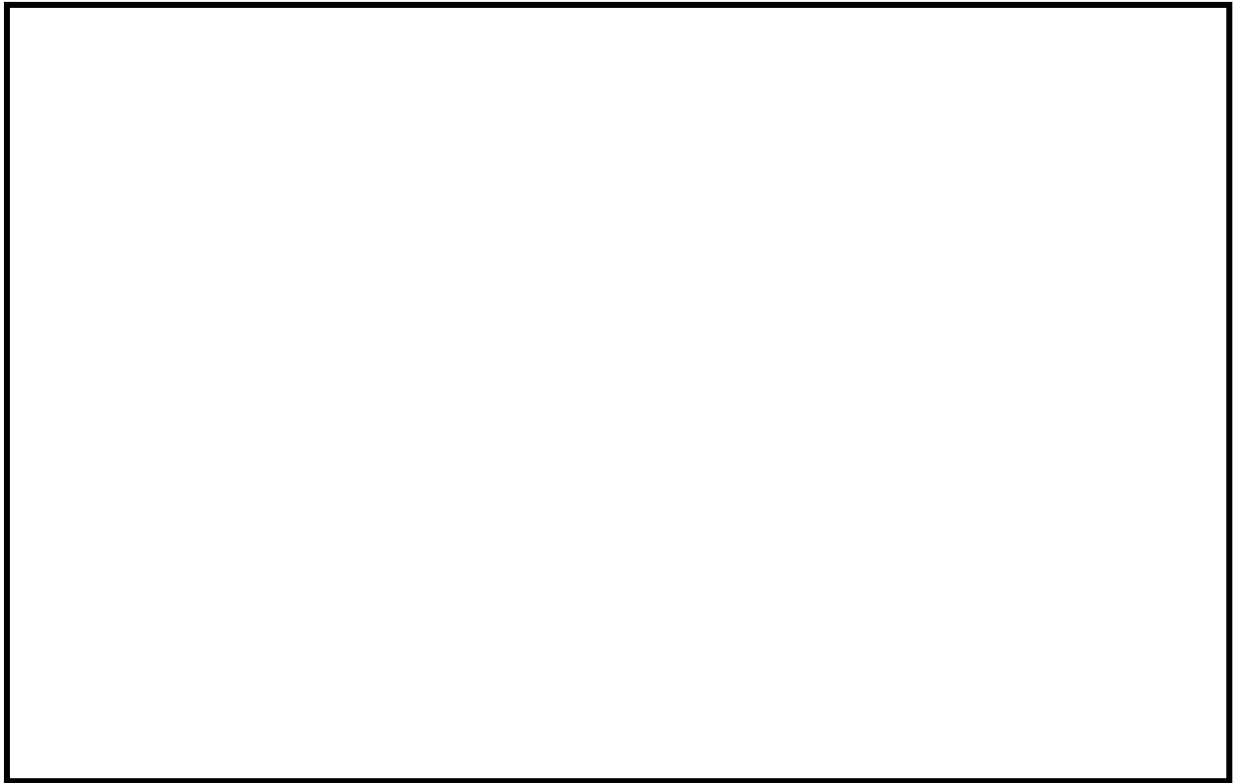


図 4-9 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-PD-1）

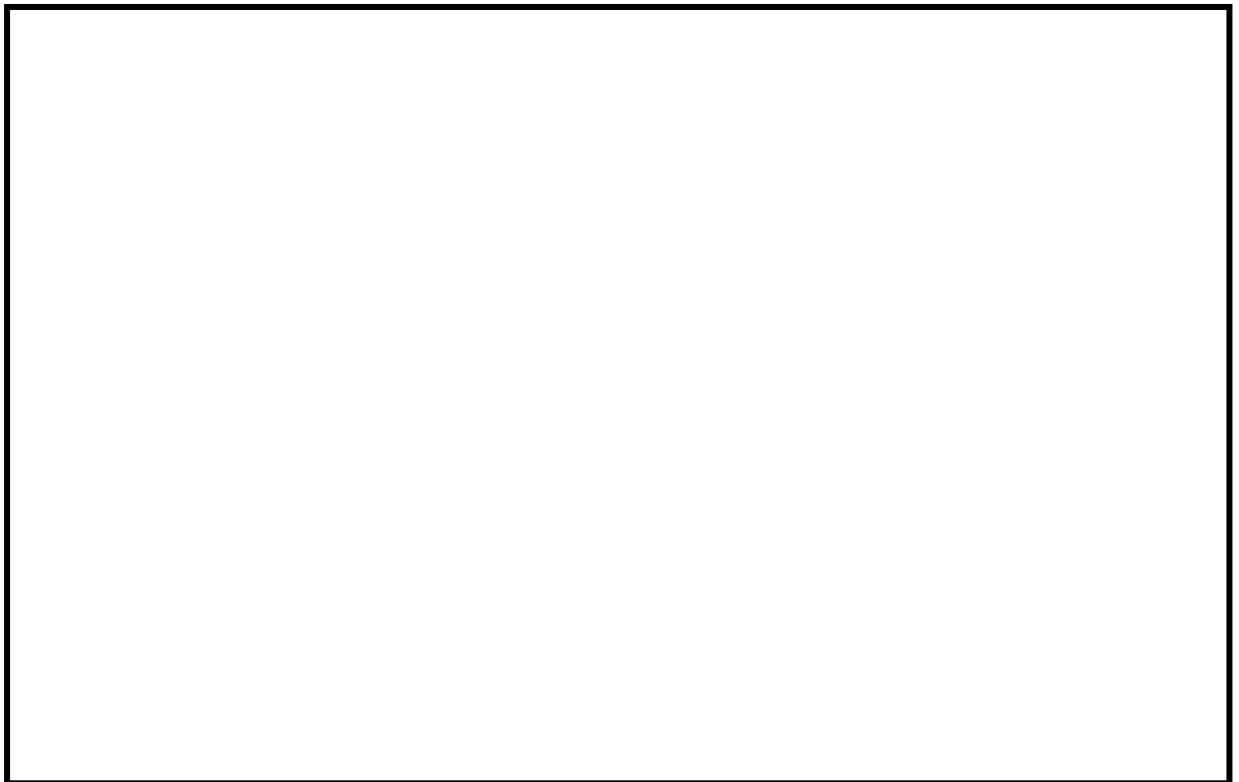


図 4-10 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-R-3）

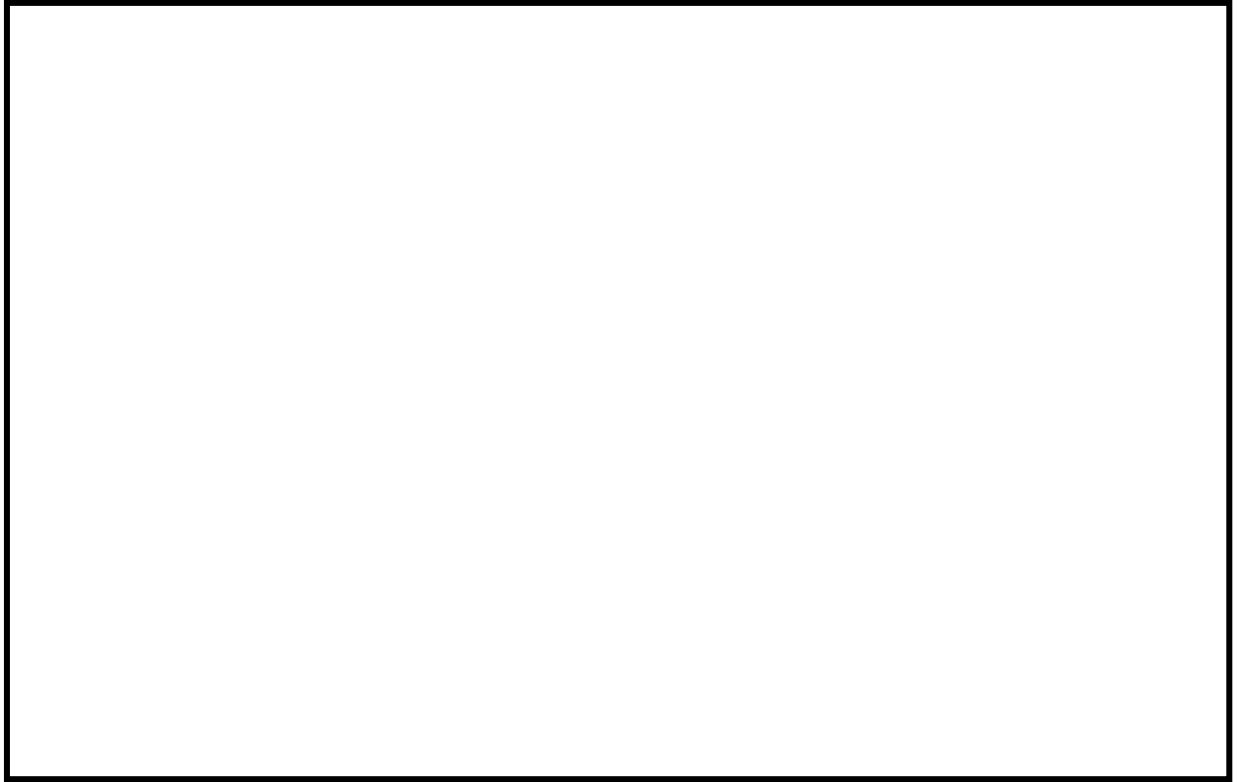


図 4-11 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-4）

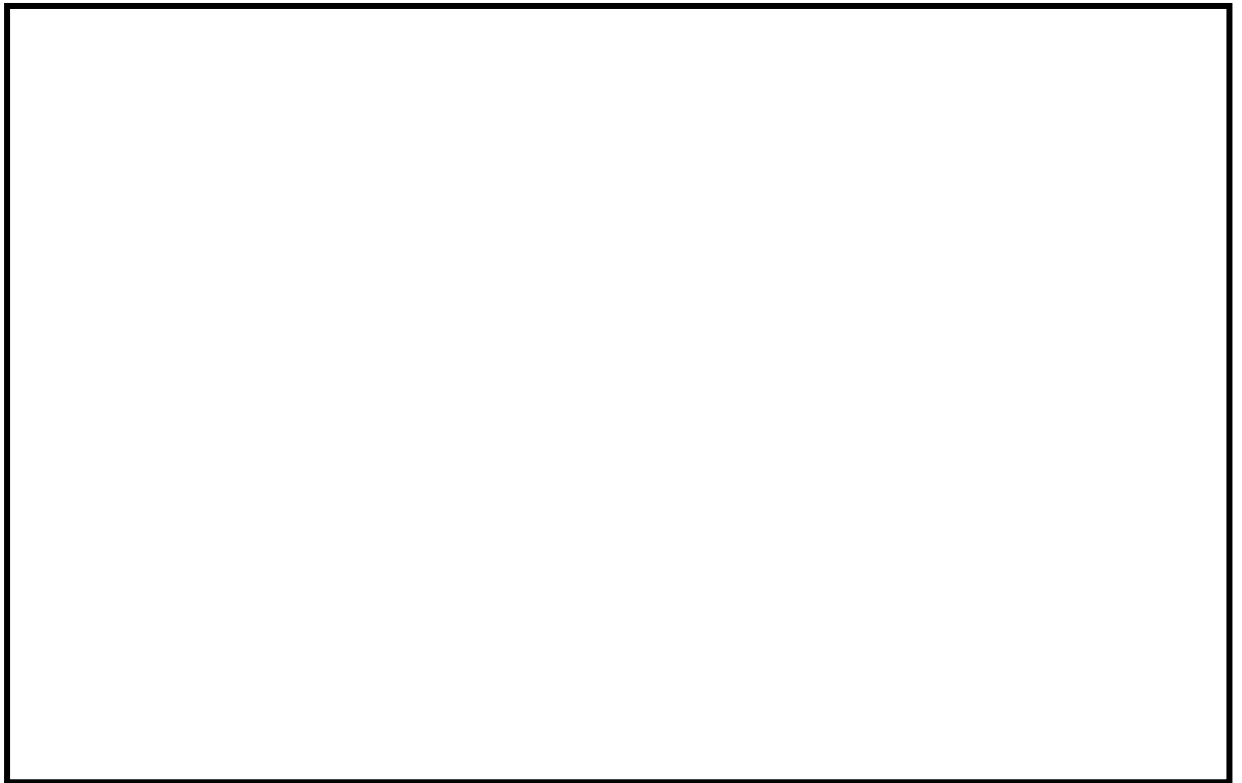


図 4-12 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-5）

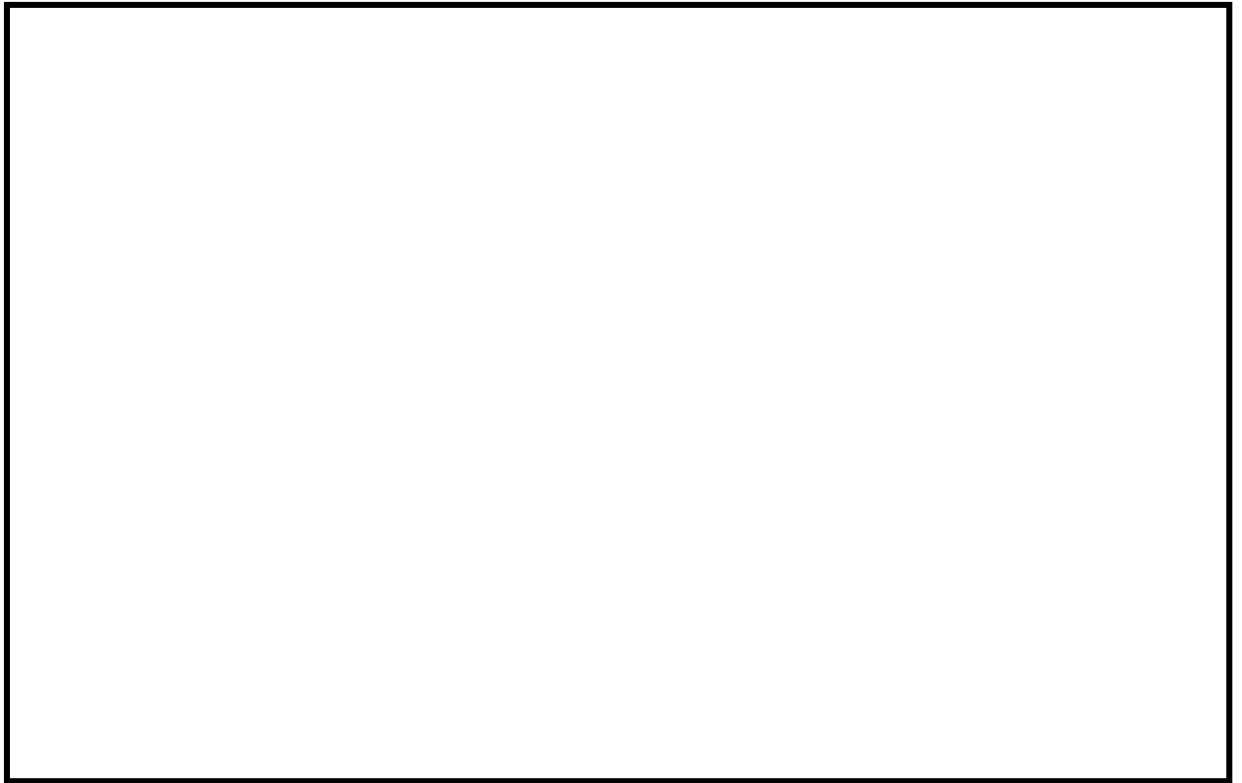


図 4-13 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-6）

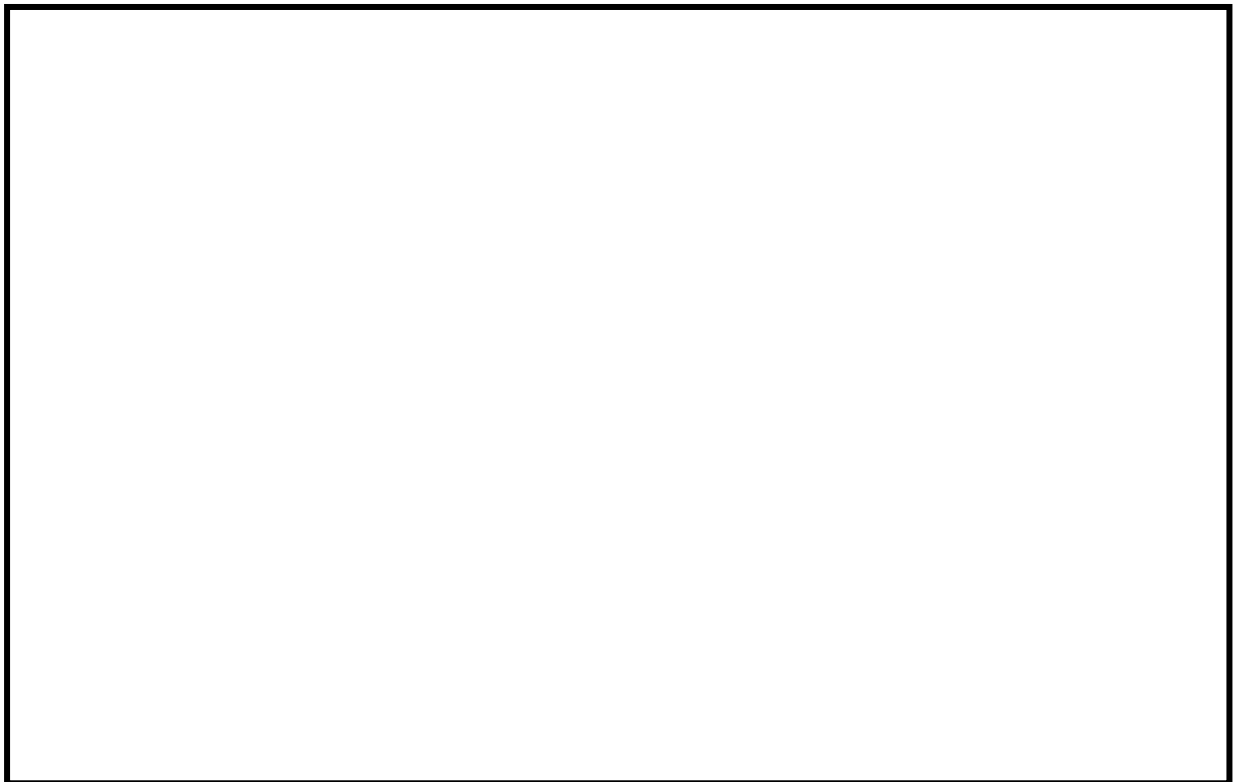


図 4-14 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-7）

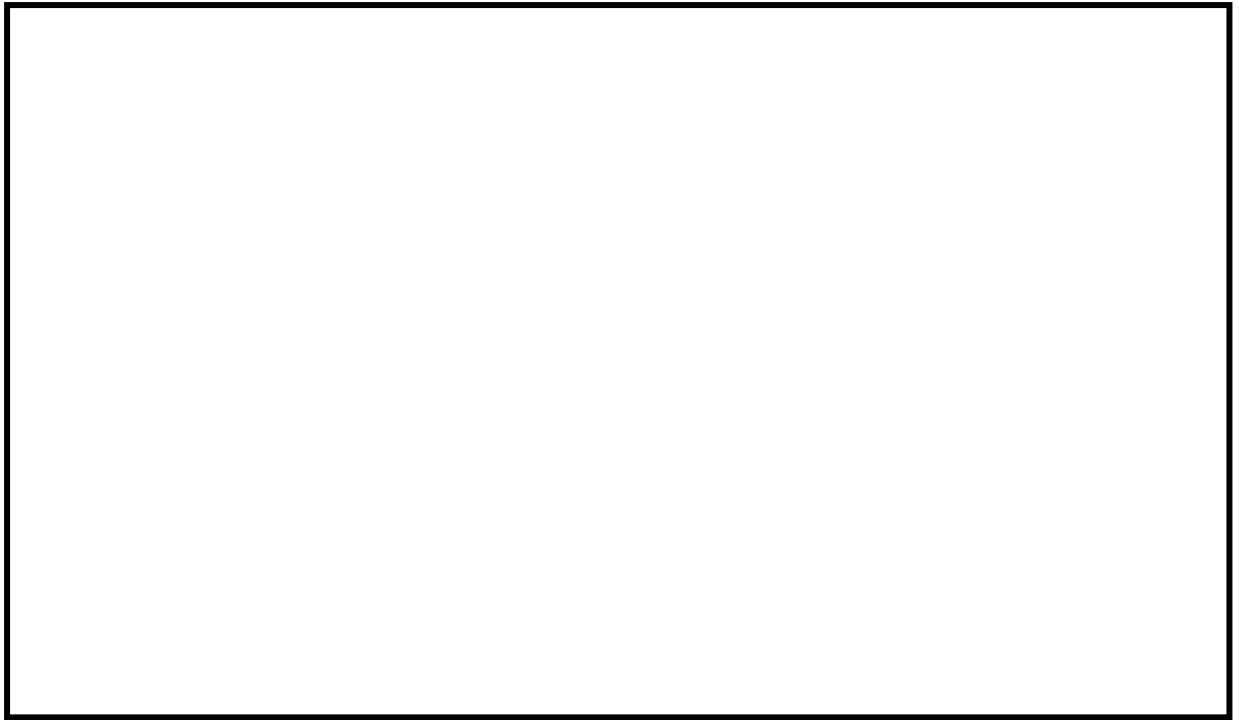


図 4-15 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-5A)

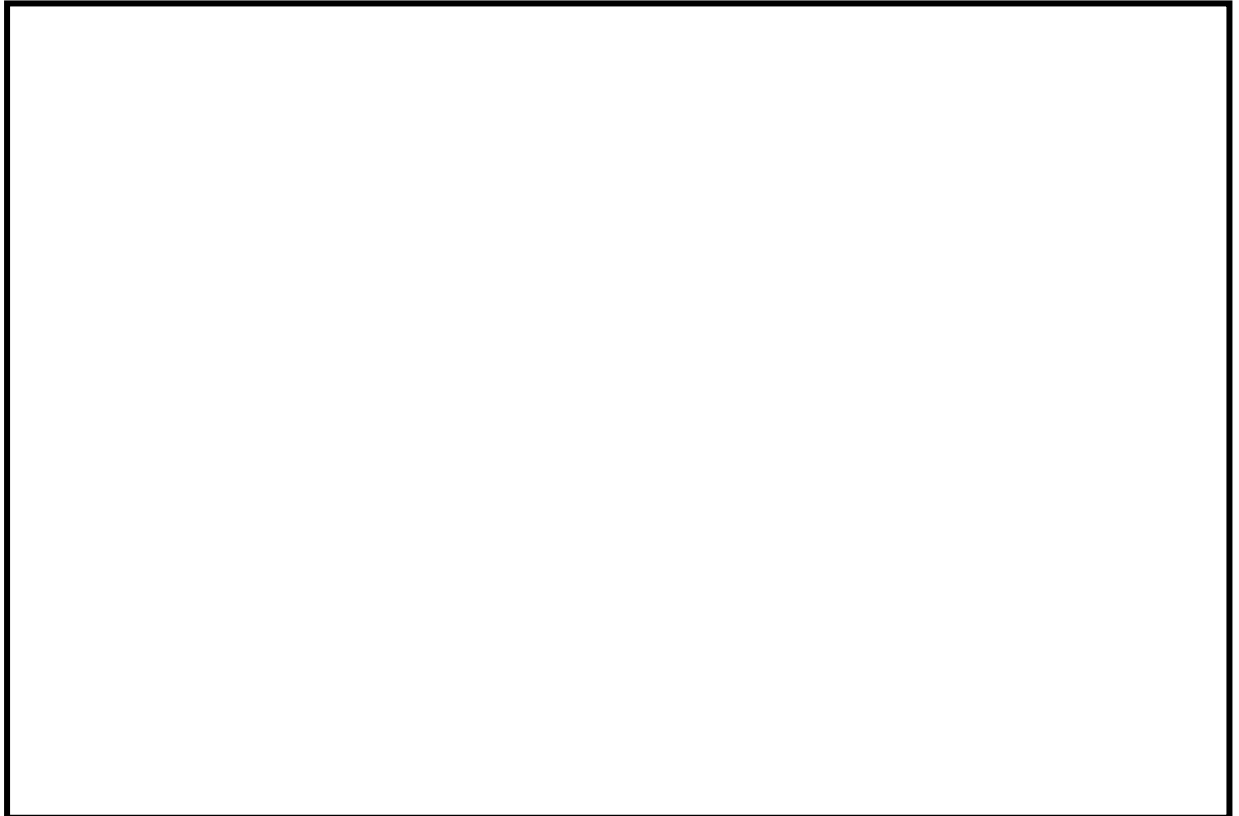


図 4-16 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-11)

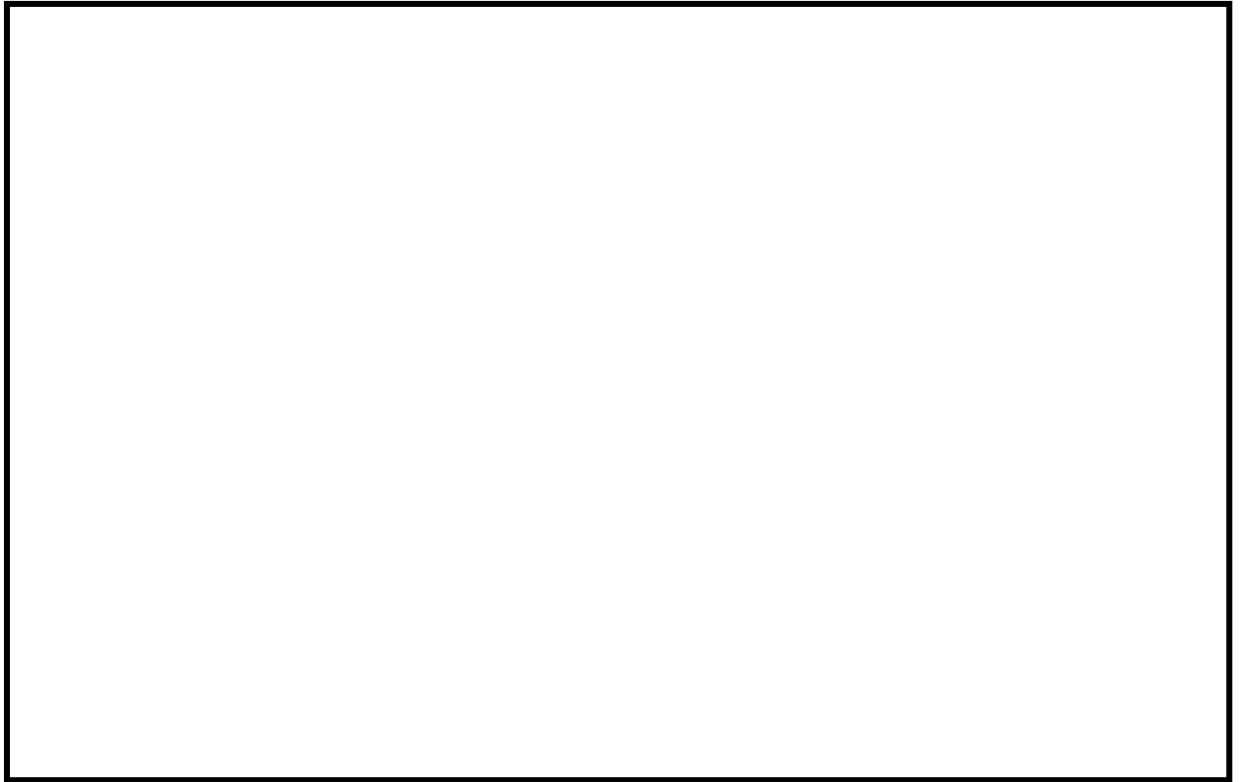


图 4-17 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-R-16）

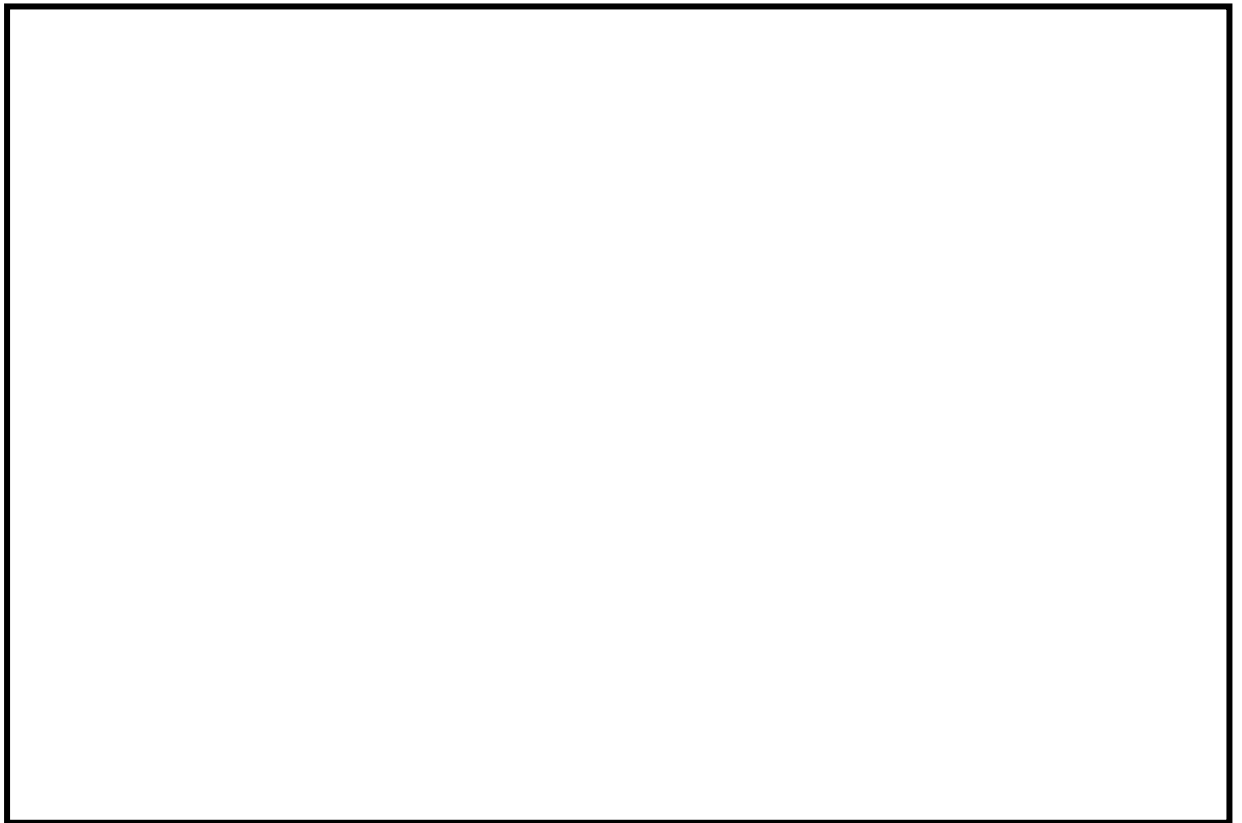


图 4-18 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-PD-1）

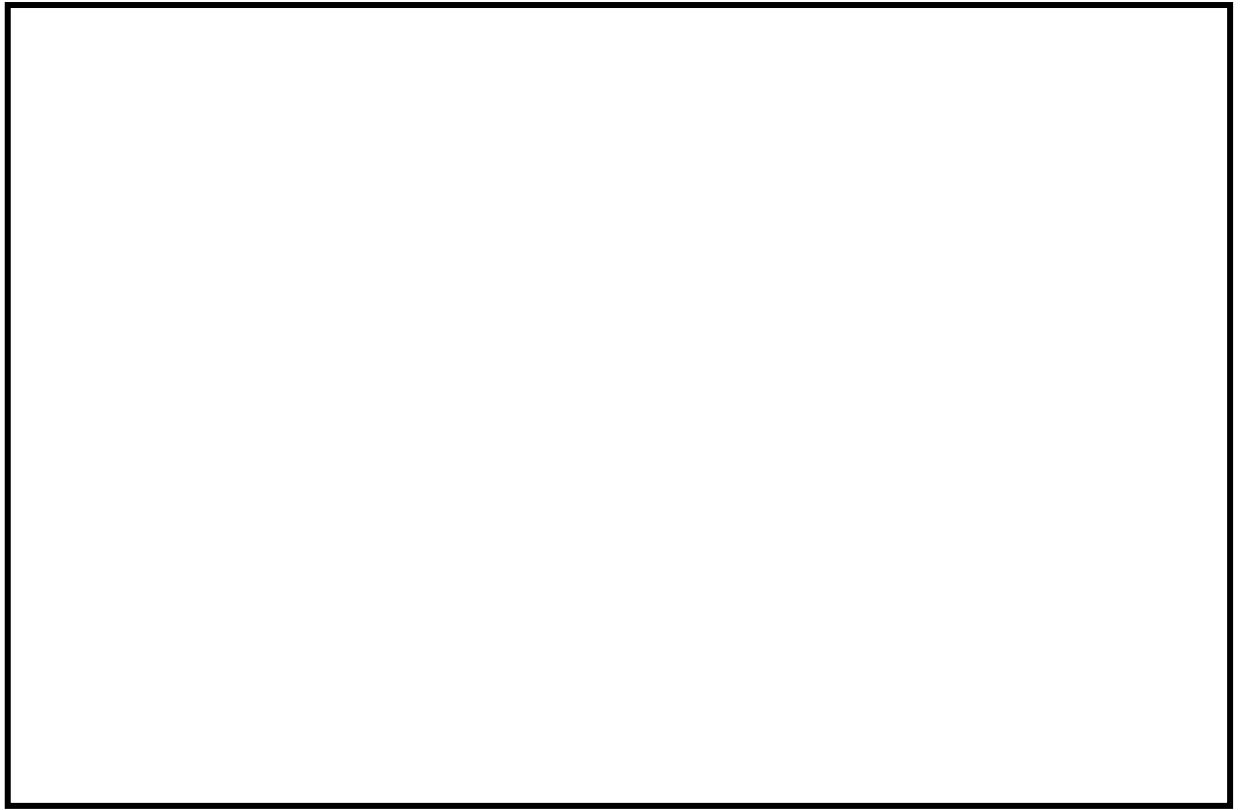


図 4-19 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-R-1）

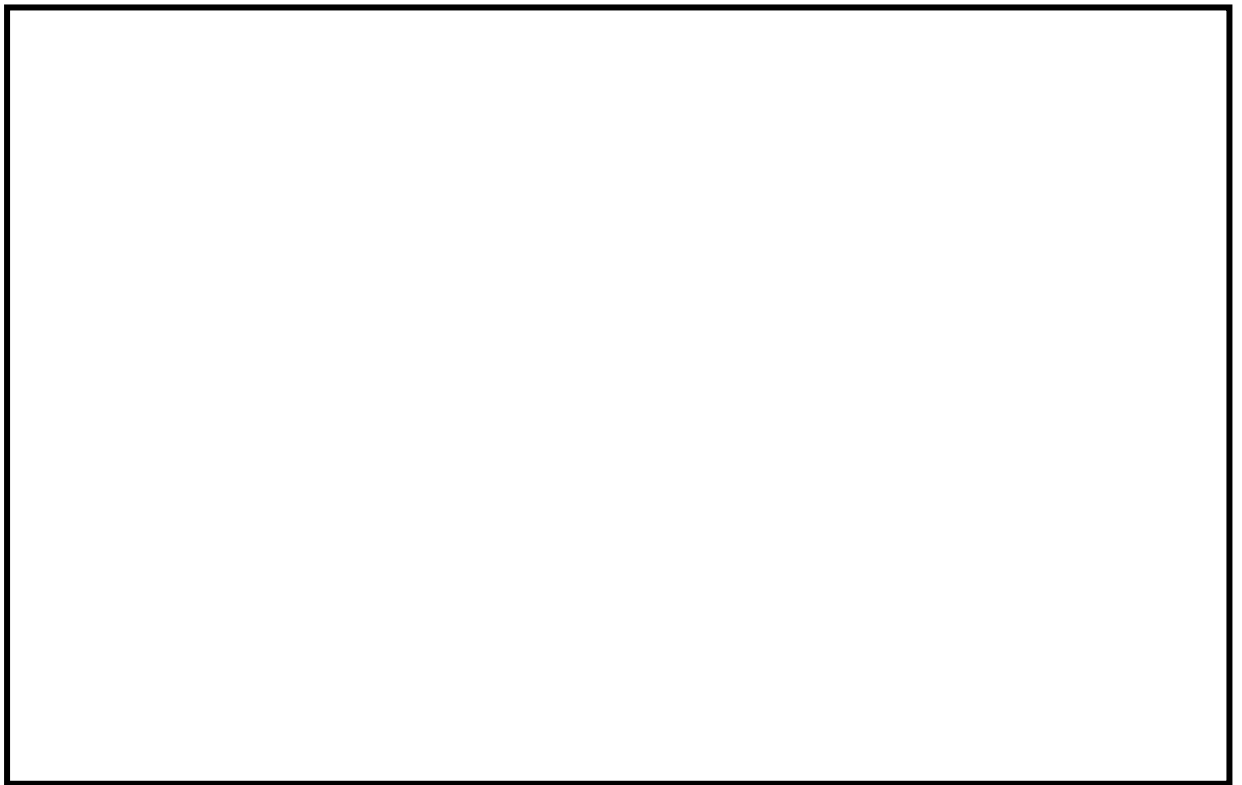


図 4-20 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-PD-1）

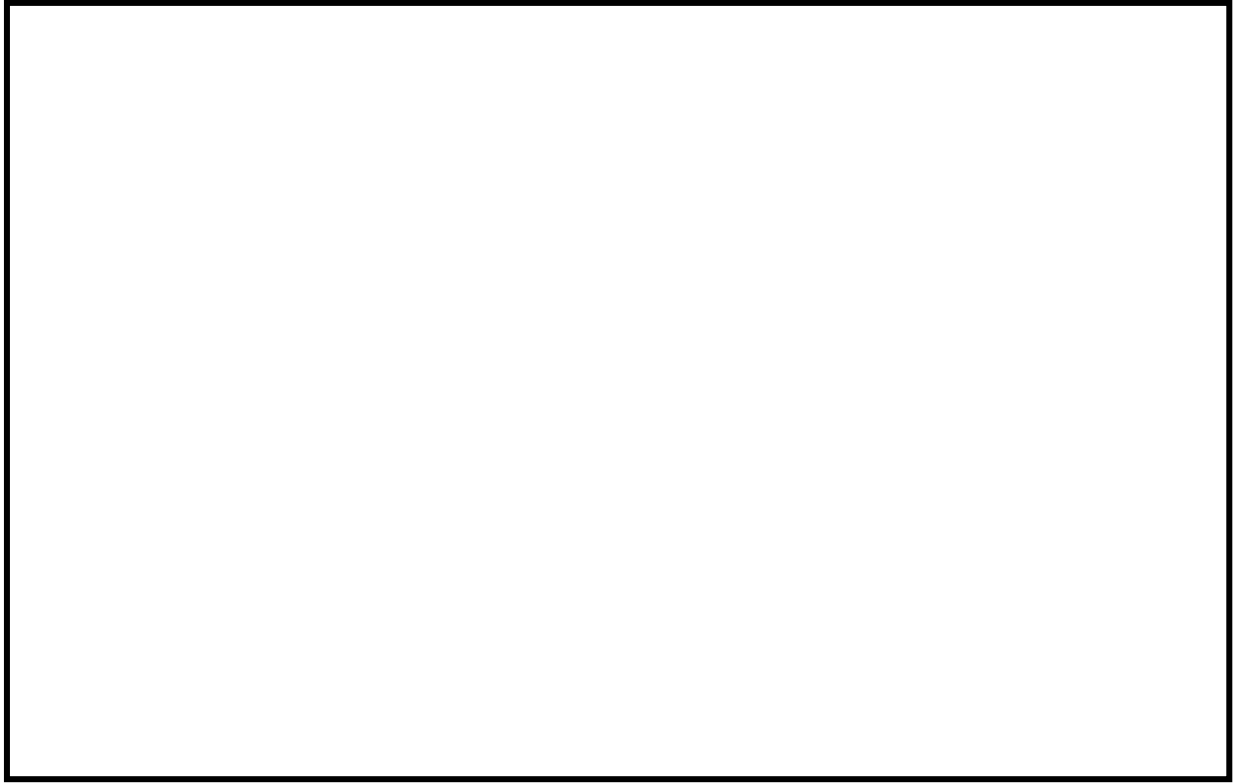


図 4-21 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-R-2）

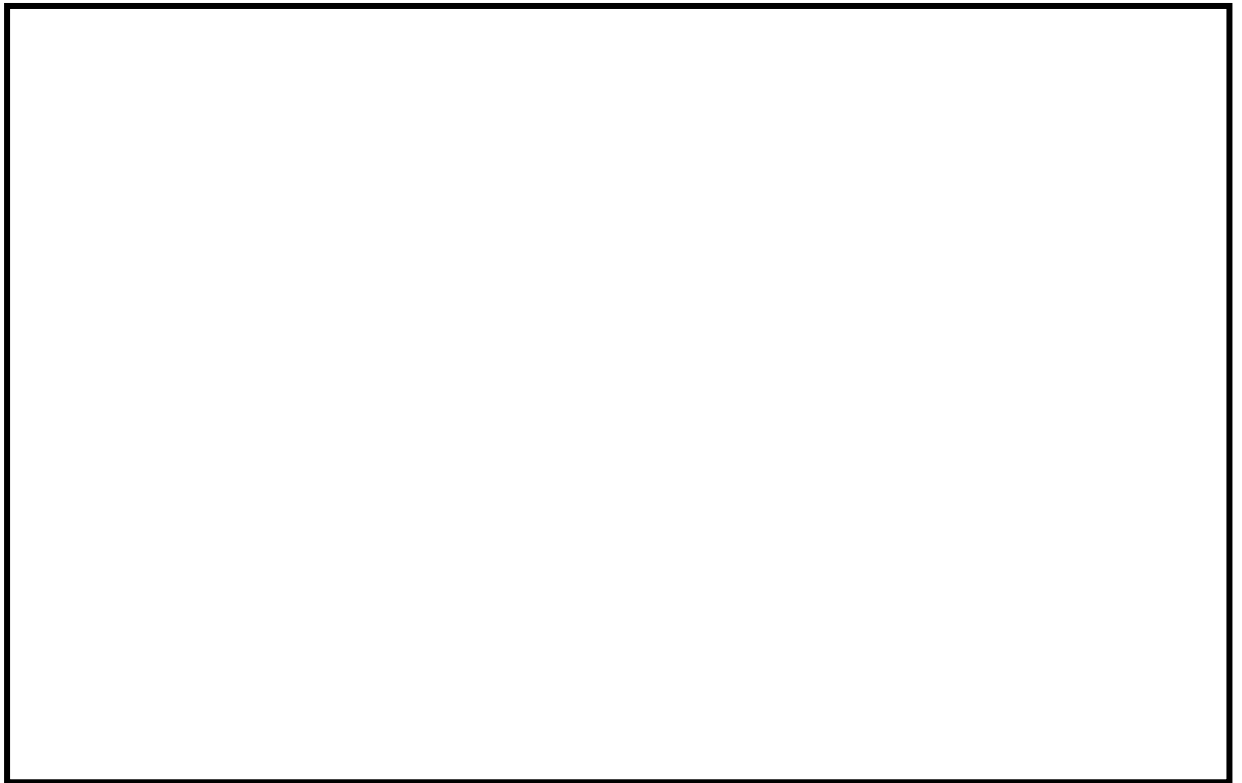


図 4-22 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-PD-1）



図 4-23 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-R-2）

5. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びボトムドレンライン変更範囲について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びボトムドレンライン変更範囲を図5-1から図5-3に示す。

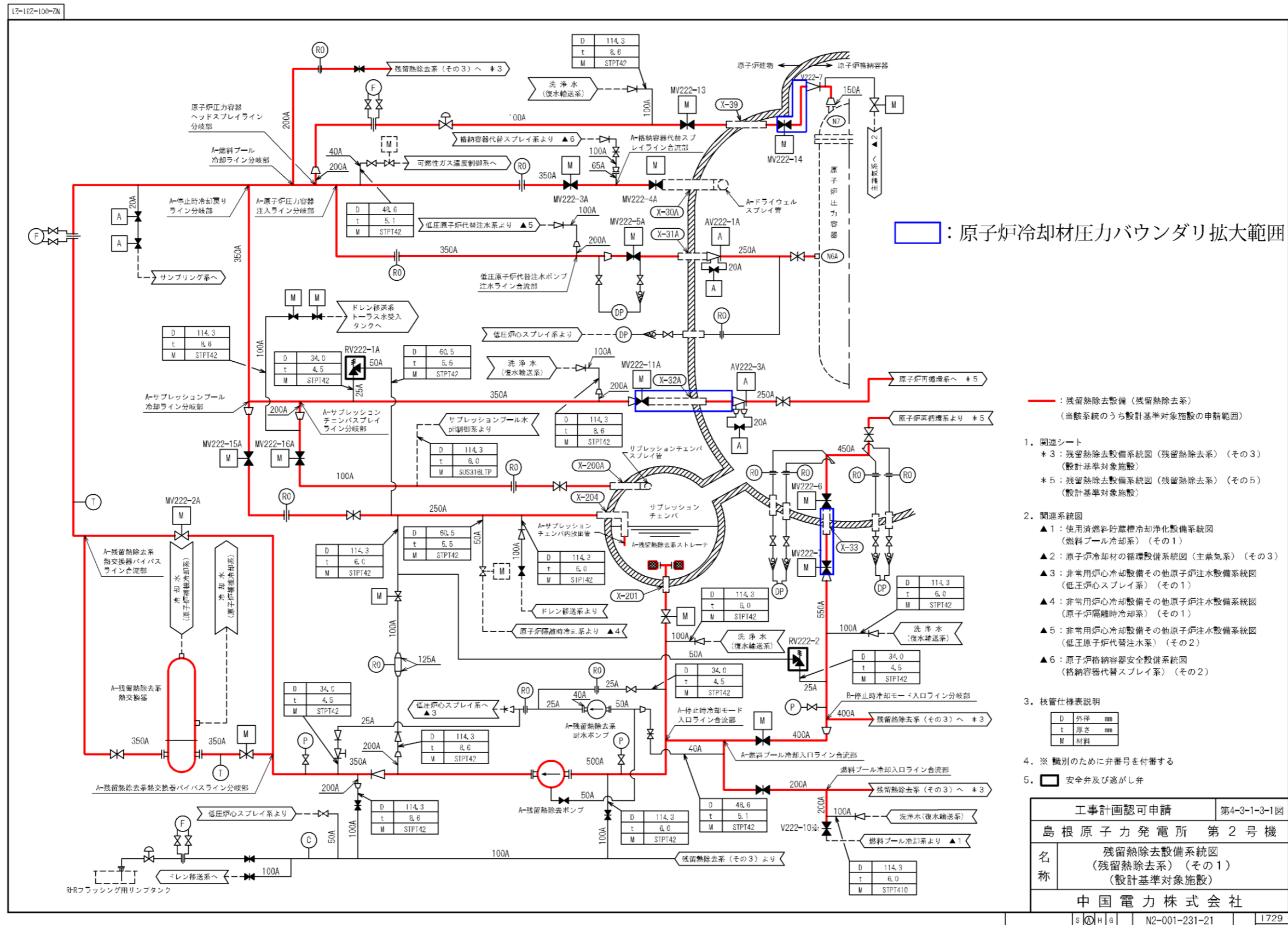


図5-1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (A系) より)

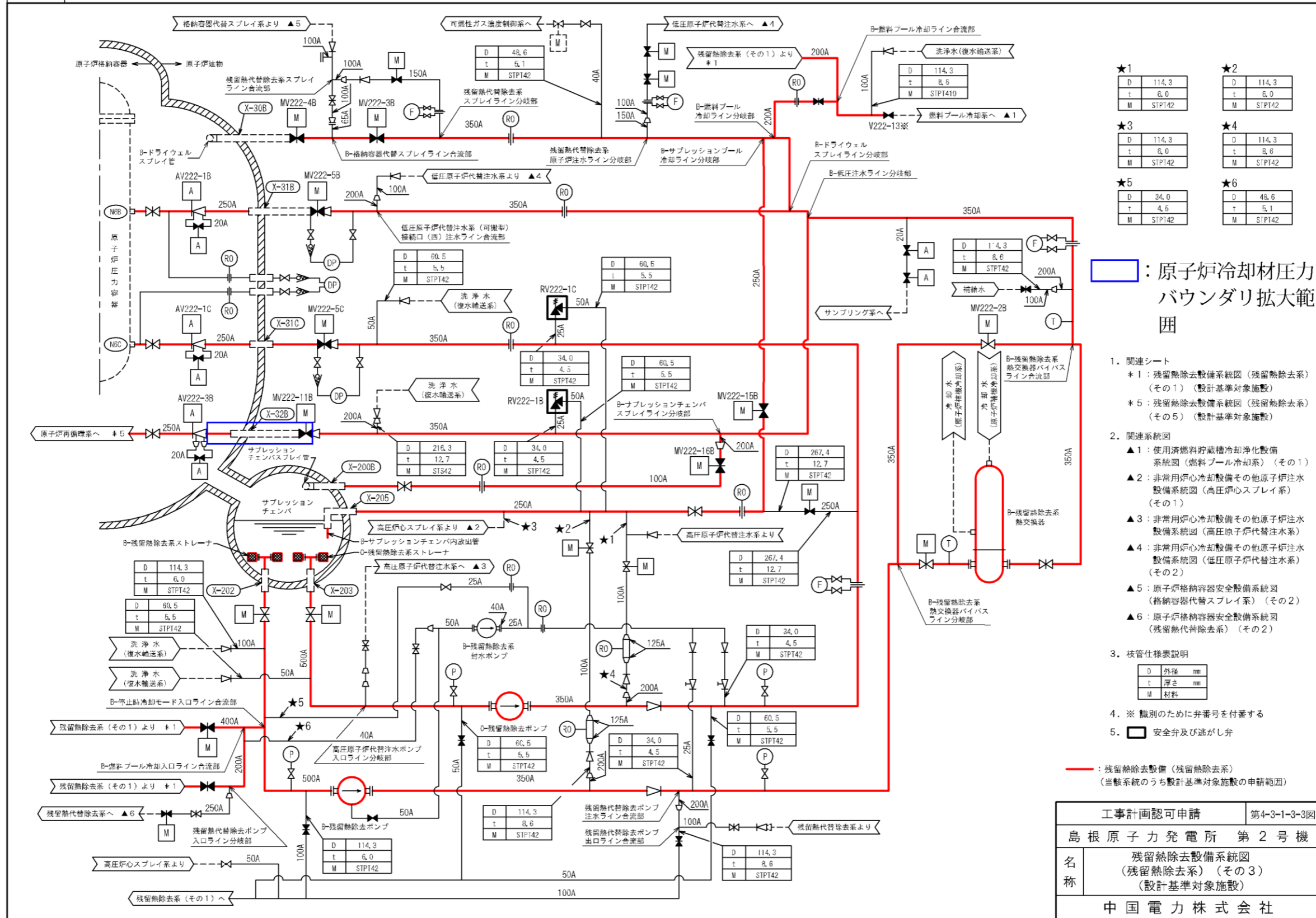


図5-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (B系) より)

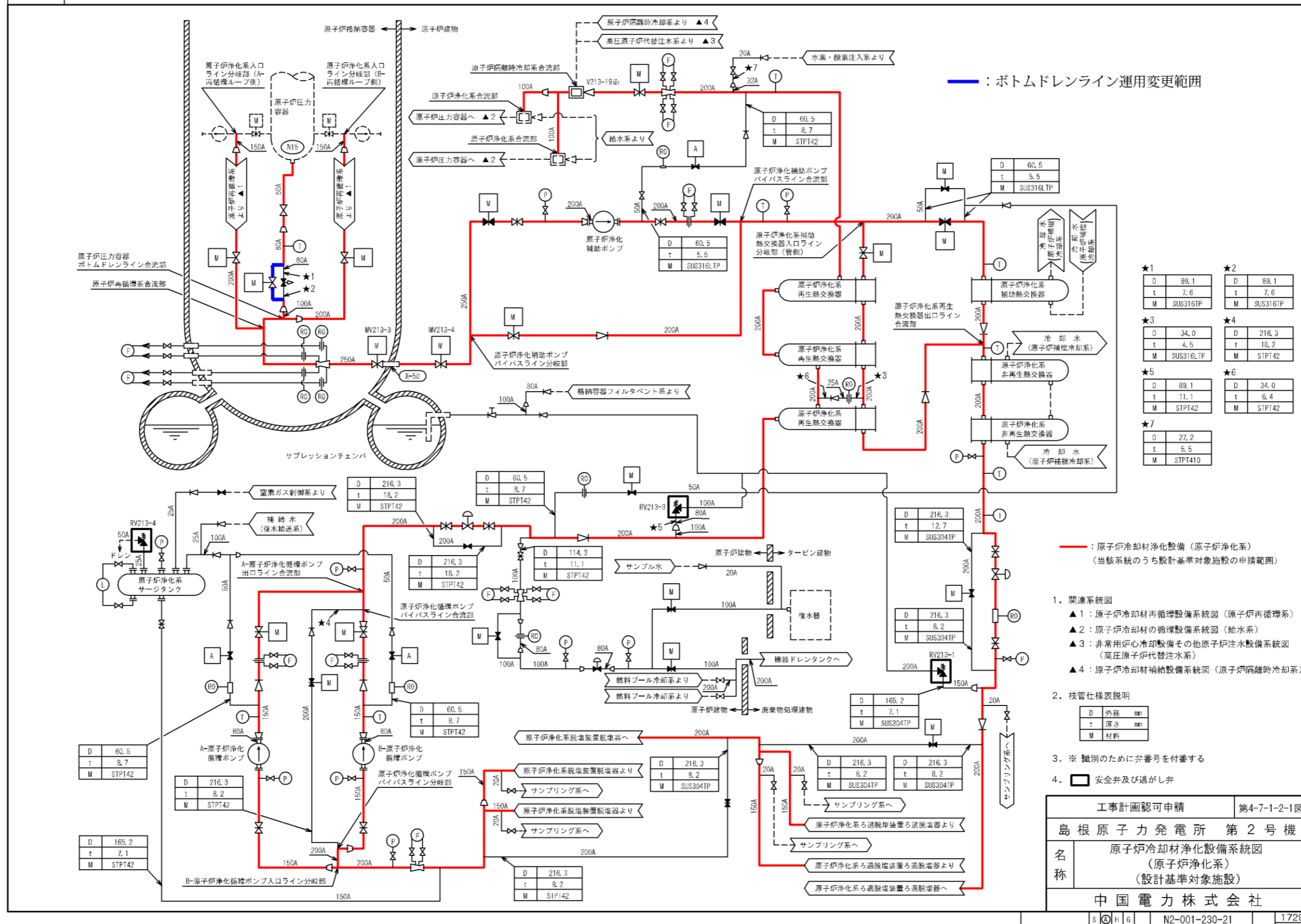


図5-3 ボトムドレンライン運用変更範囲 (原子炉浄化系系統図より)

2. ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）の
ミサイル評価について

目 次

1. 概要	2-1
2. 評価対象	2-1
3. 評価方針	2-2
4. 評価内容	2-2
5. 評価結果	2-5
6. ミサイル評価報告書とガスタービン（ガスタービン発電機）の ミサイル評価比較	2-6

1. 概要

ガスタービン駆動補機については、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること、並びに調速装置及び非常調速装置を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。

調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び事故時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、事故時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は、万一、調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場合においても、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の 1.11 倍を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また、各機器については非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とし、非常調速装置については、各機器をオーバースピード状態にして非常調速装置の作動確認を行うとともに、非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態の健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

以上のことにより、タービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられる。しかしながら、ガスタービンについては定格回転速度が 18000 min^{-1} と非常に高速であることを踏まえ、仮想的にインペラ及びタービンディスクが損壊することを想定し、昭和 52 年 7 月 20 日付け原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」（以下「ミサイル評価報告書」という。）に基づき影響を評価する。

2. 評価対象

ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）

機種	:	<input type="text"/>
定格回転速度	:	18000 min^{-1}
過速度トリップ	:	<input type="text"/> min^{-1}
圧縮機	:	<input type="text"/>
タービン	:	<input type="text"/>

3. 評価方針

ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のインペラ及びタービンディスク損壊を想定した場合における、ケーシング等の防護壁の貫通有無を評価する。

4. 評価内容

ケーシングの貫通に対する評価については、ミサイル評価報告書及び「ISES7607-3 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その 3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（高温構造安全技術研究組合）（以下「ISES 7607」という。）に記載の BRL 式(Ballistic Research Laboratories Formula) を用いて評価を行う。

また、評価においては、ミサイル評価報告書に基づき、以下の条件を考慮する。

(1) 評価条件

- a. ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。(min⁻¹)
- b. ディスクは破損する際、等分な四分割のミサイル化を考慮する。
- c. 貫通厚さの算出については、鋼板に対する貫通評価式として BRL 式を使用する。

(2) BRL 式を用いた評価

タービンミサイルの防護壁に必要な板厚は、ISES 7607 「3. 鋼板に対する評価」の BRL 式から求め、影響を評価する。

$$T^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M \cdot V^2}{17400 \cdot K^2 \cdot d^{3/2}} \cdots \text{BRL 式}$$

ここで、

T = 鋼板貫通厚さ (inch)

M = ミサイル質量 (lb · sec²/ft)

V = ミサイル速度 (ft/sec)

d = ミサイル直径 (inch)

K = 鋼板の grade に関する定数 (≒1.0) である。

ISES 7607 「3. 鋼板に対する評価」の BRL 式については、ヤード・ポンド単位のものであり、SI 単位に換算すると、以下のとおりとなる。

$$T' = 2.54 \times 10^{-2} \times T \text{ (m)}$$

$$M' = 14.6 \times M \text{ (kg)}$$

$$V' = 0.3048 \times V \text{ (m/s)}$$

$$d' = 2.54 \times 10^{-2} \times d \text{ (m)}$$

したがって、SI 単位では BRL 式は以下のとおりとなる。なお、本式については、添付書類 VI-3「強度に関する説明書」のうちVI-3-別添 1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の方針」での強度計算式と同一である。

$$T',^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M' \cdot V'^2}{1.4396 \cdot 10^9 \cdot K^2 \cdot d',^{3/2}}$$

(3) タービンミサイル計算条件及び計算値

タービンミサイルの計算条件及び計算値を以下の表 4-1 に示す。

表 4-1 タービンミサイル計算条件及び計算値

評価部位	ミサイル 質量 M' (kg)	ミサイル 速度 V' (m/s)	ミサイル 直径 d' (m)	鋼板の grade に 対する定数 K	防護上 必要な板厚 T' (mm)
------	-----------------------	------------------------	----------------------	------------------------------	-------------------------

--	--	--	--	--	--

(4) ガスタービン構造図

ガスタービンの構造を以下の図 4-1 に示す。

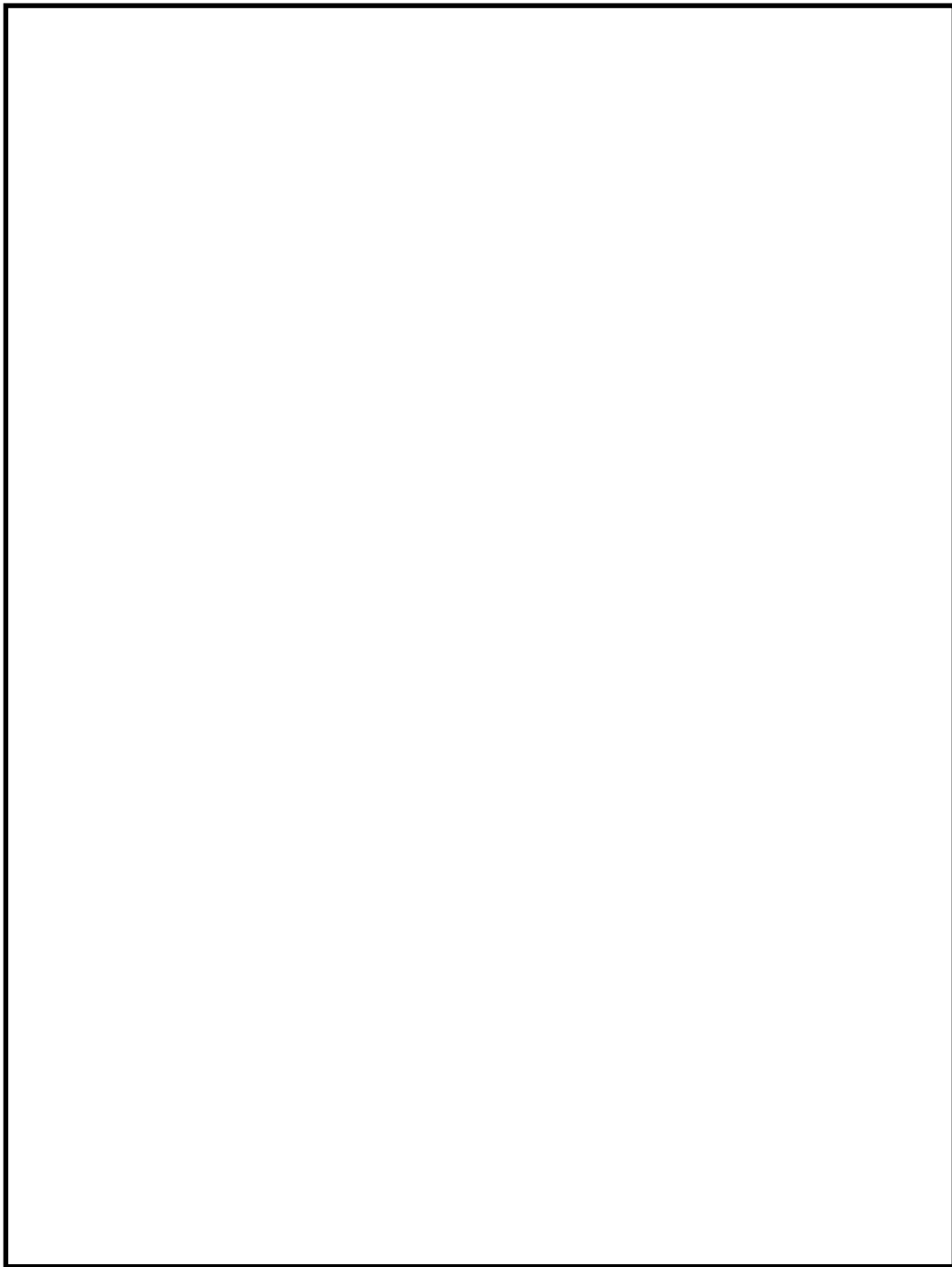


図 4-1 ガスタービン構造図

5. 評価結果

ガスタービン駆動補機に関して、仮想的にインペラ及びタービンディスクが損壊することを想定しても、ケーシング厚さはタービンミサイルの防護上必要な板厚を上回ることから、損壊した回転体がケーシングを貫通することなくケーシング内部に留まるため、タービンミサイルは発生しない。

仮想的損壊時のミサイル評価結果を表 5-1 に示す。

表 5-1 ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価結果

評価部位	ケーシング板厚 (mm)	防護上必要な板厚 (mm)	評価

6. ミサイル評価報告書とガスタービン（ガスタービン発電機）のミサイル評価比較

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>タービンミサイル評価について 昭和52年7月20日 原子炉安全専門審査会</p>	<p style="text-align: center;">—</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin-top: 20px;"> <p>本比較表中の「 」は、ミサイル評価報告書の評価内容をガスタービン（ガスタービン発電機）のミサイル評価における評価対象とする事項を示す。また、その補足説明を下線にて示す。</p> </div>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>は じ め に</p> <p>本検討会は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針5.に言う飛来物の内タービンミサイルをどのように評価するかについての判断基準を決定することを目的とした。</p> <p>本検討会は昭和52年6月の第160回原子炉安全専門審査会で上記目的のために設置された。以降合計4回の会合を持ち、鋭意検討を行い、本報告書をまとめた。</p> <p>I 評価モデル</p> <p>1. タービンミサイルの想定</p> <p>i) 低圧タービン羽根</p> <p>ii) T-Gカップリング</p> <p>iii) 低圧タービンディスク（一体型ロータを含む）</p> <p>iv) その他（タービンロータ、発電機ロータ等）を考える。</p>	<p>I 評価モデル</p> <p>1. タービンミサイルの想定</p> <p>i) 評価対象外（羽根：小型ガスタービン翼であるため、質量（ミサイル質量：M）が小さく飛散時のエネルギーが小さい）</p> <p>ii) 評価対象外（カップリング：重心位置が中央寄りであるため、評価速度（ミサイル速度：V）が小さい。また、小径で質量（ミサイル重量：M）が小さく飛散時のエネルギーが小さい）</p> <p>iii) 評価対象として、インペラ、タービンディスクを考慮する。</p> <p>iv) 評価対象外（PTOシヤフト：重心位置が中央寄りであるため、評価速度（ミサイル速度：V）が小さく飛散時のエネルギーが小さい。）</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>2. ミサイル防護の対象とすべき機器等⁽¹⁾ 以下の観点から対象を選定する。 i) 原子炉の安全な停止機能の確保 ii) 原子炉格納容器と原子炉冷却材圧力バウンダリ同時破損防止 iii) 燃料及び使用済燃料プールの健全性の確保 iv) 残留熱除去機能の確保 v) 非常用電源の確保 上記のうち 系統の多重性、配置等の関連で具体的に格納容器内冷却材圧力バウンダリ、使用済燃料プールが対象となる</p> <p>3. 確率評価のモデル タービンミサイルの評価は発生確率（P_1）、到達確率（P_2）、破損確率（P_3）を総合した下記の式により行うこととする。 $P = \sum_i (P_{1i} \times P_{2i} \times P_{3i}) \quad (i = B, C, D, R)$</p> <p>但し B：低圧タービン羽根 C：T-Gカップリング D：低圧タービンディスク R：タービンロータ、発電機ロータ</p> <p>(1) 発生確率（P_1） I、I'で想定されている各項目がミサイル化する確率は、理論的な確率評価にもとづき、その妥当性が確認されたもの、もしくは、実績に基づきその妥当性が確認されたものを使用する。 妥当性が確認されないときは、ミサイル確率（$\sum_i P_{1i}$）は 1.0×10^{-4}/年⁽¹⁾とする。 低圧タービンディスクのミサイル発生確率は 5×10^{-5}/年とする。</p>	<p>2. ミサイル防護の対象とすべき機器等 評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>3. 確率評価のモデル 評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>(1) 発生確率 評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p>

<p>原子力委員会炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>タービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>(2) 到達確率 (P₂) I, 2 の対象物に到達する確率は次の条件で算出したものとする。 ①低圧タービン羽根 i) 低圧タービン最終段動翼 1 枚がミサイル化したと考える。 ii) 飛散羽根は羽根植込部を含めたものとする。 iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 iv) 外部ケーシングにより飛び出した時の残存エネルギーを 2% とする。 v) ミサイルの飛び出し角度の確率分布については 0 ~ 2.5° (外側) の偏角内に一様とする。 ② T-G カップリング i) ロータに焼ばめした部分から脱落飛散してミサイル化したものとして考える。 ii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 iii) 脱着後の飛び出し時の残存エネルギーを 4.5% とする。 iv) ミサイルの飛び出し角度の確率分布については ± 2.5° の偏角内に一様に分布するものとする。 ③ 低圧タービンディスク i) 低圧タービンディスクのうち 1 段がミサイル化したと考え格段の到達確率を平均して求める。 ii) ミサイルの飛び出し角度の確率分布については最終段ディスク 0 ~ 2.5° (外側) ③、中間段ディスク ± 5° ④ の偏角内に一様に分布するものとする。 iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に 2 片のミサイル化を考慮する。</p>	<p>(2) 到達確率 ① 低圧タービンの羽根 評価対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項) ② T-G カップリング 評価対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項) ③ タービンディスク i) 評価対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項) ii) 評価対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項) iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 過速度トリップ設定値の $\frac{1}{2} \text{min}^{-1}$ とする。 ・原子力蒸気タービンは、蒸気加減弁が閉まるまでに蒸気が流れており、また、蒸気加減弁からタービンまでの間においても蒸気が残っており、過速度回転からオーバーシュートを考慮しなければならぬ。 ・一方で、ガスタービンは、燃焼ガスはガスタービン本体にあるのみであり、燃料遮断した後にはタービンを加速させるほどの燃焼ガスは残っていない。また、圧縮機とタービンが同軸で繋がっており、機能的にはタービンが回転すると、圧縮機がブレーキ役になるため、タービンはオーバーシュートしにくくなっている。 iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に 2 片のミサイル化を考慮する。 ディスクは破損する際、等分な四分割のミサイル化を考慮する。</p>
<p>原子力委員会炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>タービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイイル評価について」</p>	<p>④その他 高圧タービンロータ、発電機ロータに関してミサイイル化が考えられるものについては低圧タービンディスクに準じた評価を行うものとする。</p> <p>(3) 破損確率 (P₃) タービンミサイイルの衝突により I, 2 の対象物が破損する確率は、その妥当性が確認されたものを使用する。妥当性が確認されないときは、破損確率を 1 とする。</p> <p>II 判定基準 基本的な考え方は、タービンミサイイルにより安全上重要な機器 (I, 2 の機器) が破損する確率が 10⁻⁷/年⁽¹⁾以下となることを確認することである。 具体的な判断基準は以下のとおりとする。</p> <p>1. 到達確率 (Σ P_{2i}) のみで評価する場合には I, 2 のそれぞれ対象とすべき機器に対し、その確率が 10⁻³⁽¹⁾以下であれば P₁ が 10⁻⁴/年としても総合的にみて機器が破損する確率は 10⁻⁷/年以下となると評価してよい。 10⁻³をこえる場合には配置の変更、または防護対策の強化等により 10⁻³以下にできればよい。</p> <p>2. 上記 II, 1 を満足しない場合にあつては、ミサイイル発生確率 P_{1i} について評価して Σ (P_{1i} × P_{2i}) が 10⁻⁷/年以下となればよい。</p> <p>3. 上記 II, 2 を満足しない場合にあつてはさらに破損確率 P_{3i} を評価して全体として Σ (P_{1i} × P_{2i} × P_{3i}) の値が 10⁻⁷/年以下であればよい。</p>
<p>ガスタービン駆動補機 (ガスタービン発電機) のミサイイル評価 (ケーシング貫通評価)</p> <p>④その他 ガスタービンの評価として、インペラの損壊を考慮し、上記③ (タービンディスク) の iii 及び iv に準じた評価を行う。</p> <p>(3) 破損確率 対象外 (ミサイイルとなつた場合の評価事項)</p> <p>II 判定基準 対象外 (ミサイイルとなつた場合の評価事項)</p> <p>I. ミサイイル発生時のエネルギー 対象外 (ミサイイルとなつた場合の評価事項)</p>	<p>付 録</p> <p>I. ミサイイル発生時のエネルギー ミサイイル発生時のエネルギーとしては、タービンの回転による運動エネルギーのみとし、ミサイイル化の際の弾性歪、車室内蒸気エネルギーの効果は考慮しない。</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>2. ディスクミサイルのケーシング貫通後の飛び出し速度 ケーシング貫通部の飛び出し速度は $V_{min} \sim V_{max}$ に一様に分布するとする。ここで V_{max} 及び V_{min} は内部固定構造物（ノズル、ダイアフラム外輪、翼根リング、翼環など）の変形、内部ケーシング及び外部ケーシングの変形によるエネルギー損失及び飛散物の変形によるエネルギー損失を考慮して求めた最大及び最小速度である。なお、変形及び貫通に用いる式は理論や実験で裏付けられ、タービンケーシング構造に対し妥当と考えられる式を使用するものとする。 なおケーシング内部では直進及び回転エネルギーを評価するが、ケーシングを飛び出した後はすべて直進エネルギーになるものとする。</p> <p>3. 到達確率 (P_{2i}) の評価法 計算方法についてはSRP 3.5.1.3Appendix A⁽²⁾又は立面の効果を考慮出来る同等の方法⁽³⁾を準用する。</p> <p>4. 貫通厚さ (T) の算出について 以下に示す式及び係数を使用する。 (1) コンクリートに対しては修正NDR Cの式⁽¹⁾⁽⁴⁾を使用する。 形状係数 (N) については タービン羽根 $N=1.14$ T-Gカップリング $N=0.72$ ディスク $N=0.84$ ロータ $N=0.84$</p>	<p>2. ディスクミサイルのケーシング貫通後の飛び出し速度 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項） ・本評価は主タービン等大型タービン評価に用いるものであり、実施試験結果等を踏まえ構築データが得られている場合の評価である。小型タービンであるガスタービンの場合、構築データが得られておらず、実験等による検証等が必要である。</p> <p>3. 到達確率 (P_{2i}) の評価法 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>4. 貫通厚さ (T) の算出について (1) 対象外 (2)の鋼板にて評価を行う</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>(2) 鋼板に対してはBRL (1)(4)の式を使用する。</p> <p>5. 遮蔽効果のとり方 貫通確率 (P'2)</p> $P'2 = \frac{\int_{V_{min}}^{V_{max}} P'(V) dV}{\int_{V_{min}}^{V_{max}} dV} \dots\dots\dots (A-1)$ <p>ここではP'(V)は図-1に示すように $V < VP_1$ の場合 $P'(V) = 0$ $VP_1 \leq V \leq VP_2$ の場合 $P'(V) = \frac{T_{max}(V)-T}{T_{max}(V)-T_{min}(V)}$ $VP_2 < V$ の場合 $P'(V) = 1$ である。 $T_{max}(V)$: ミサイルの最小投影面積に対応する貫通最大厚さ $T_{min}(V)$: ミサイルの最大投影面積に対応する貫通最小厚さ T : 有効壁厚</p>	<p>(2) 鋼板に対してはBRLの式を使用する。 貫通評価として、BRL式を用いる。詳細は、以下に基づく。 ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討</p> <p>BRL 式 (Ballistic Research Laboratories Formula)</p> $T^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M \cdot V^2}{17400 \cdot K \cdot d^{3/2}}$ <p>ここで、 T = 鋼板貫通厚さ (inch) M = ミサイル質量 (lb・sec²/ft) V = ミサイル速度 (ft/sec) d = ミサイル直径 (inch) K = 鋼板の grade に関する定数 (≒1.0) である。</p> <p>5. 遮蔽効果のとり方 対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項)</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>6. 入射角の効果について ミサイル貫通厚さの計算に、壁に対するミサイルの入射角の効果も考慮してもよい。ただし、壁面に対するミサイル入射角をθとすればその効果は$\cos^2 \theta$と⁽³⁾とする。</p>
<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>6. 入射角の効果について ミサイル貫通厚さの計算に、壁に対するミサイルの入射角の効果も考慮してもよい。ただし、壁面に対するミサイル入射角をθとすればその効果は$\cos^2 \theta$と⁽³⁾とする。</p> <p>図-1</p>

<p>原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）</p>
<p>参 考 文 献</p> <p>(1) R.G.1.115 Rev 1. Working Paper “B” 27 Jan1977 “Protection Low Trajectory Turbine Missiles”</p> <p>(2) Standard Review Plan SEC 3.5.1.3 “Turbine Missiles”</p> <p>(3) Nuclear Safety Vol 14 No.3 May-June 1973 “Probability of Damage to Nuclear Components Due to Turbine Failure” by Spencer, H. Bush</p> <p>(4) ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その8 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討</p>	<p>(4) ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その8 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討</p> <p>BRL 式の引用として、本文献を参照する。</p>

3. ディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機の評価対象
並びに過速度トリップ設定値について

目 次

1. ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及び
ガスタービン駆動補機の評価対象について・・・・・・・・・・3-1
2. ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及び
ガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値について・・・・・・・・・・3-2

1. ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象について

ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の高速回転機器の損傷に関しては，高速回転機器が加速度に起因する損傷に伴う飛散物とならないことを説明するものであるが，設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がない。

このことから，今回の評価対象機器としては，ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機のうち，新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備とする。

表1-1にディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象を示す。

表1-1 ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象

補機（回転機器）		ディーゼル 駆動	ガスタービン 駆動	蒸気タービン 駆動	評価 対象
設計 基準 対象 施設	原子炉隔離時冷却ポンプ			○	
	蒸気タービン			○	
	非常用ディーゼル発電設備	○			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	○			
	タービン駆動原子炉給水ポンプ			○	
	発電機			○	
重大 事故 等 対処 設備	大量送水車	○*			○
	大型送水ポンプ車	○			○
	高圧原子炉代替注水ポンプ			○	○
	ガスタービン発電機		○		○
	高圧発電機車	○			○
	可搬式窒素供給装置用発電設備	○			○
	緊急時対策所用発電機	○			○

注記*：大量送水車の送水ポンプについては，非常调速装置がないため，異常な過回転に伴う異常振動等が確認された場合，手動での非常停止が可能な設計とする。

2. ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値について

高速回転機器のうち、非常調速装置を設けている新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の過速度トリップの設定値をそれぞれ表 2-1、表 2-2 及び表 2-3 に示す。

表 2-1 ディーゼル駆動補機の過速度トリップ設定値

機器（回転機器）	回転速度			
	定格 回転速度 (min^{-1})	過速度 トリップ 回転速度 (min^{-1})	<参考> 発火基準* ¹ (非常調速装置)	<参考> NEGA* ² (保護装置)
大型送水ポンプ車	2300	2645 (約 115%)	1.16 倍を 超える以前	116%以下
高圧発電機車	1800	2088 (約 116%)		
可搬式窒素供給装置用 発電設備	1800	2070 (約 115%)		
緊急時対策所用発電機	1800	2070 (約 115%)		

注記* 1：発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及び発電用火力設備の技術基準の解釈に基づく過速防止装置の作動範囲

* 2：可搬形発電設備技術基準（NEGA C 331：2005）に基づく過回転防止装置の動作値

表 2-2 蒸気タービン駆動補機の過速度トリップ設定値

機器（回転機器）	回転速度		<参考> ISO 10437
	定格回転速度 (min^{-1})	過速度トリップ回転 速度 (min^{-1})	
高圧原子炉代替注水 ポンプ			120%以下

表 2-3 ガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値

機器（回転機器）	回転速度		
	定格回転速度 (min ⁻¹)	過速度 トリップ 回転速度 (min ⁻¹)	<参考> 発火基準* (非常调速装置)
ガスタービン発電機	18000		1.11 倍を 超える以前

注記*：発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及び発電用火力設備の技術基準の解釈に基づく過速防止装置の作動範囲

4. 高圧原子炉代替注水ポンプの構造及び調速装置・
非常調速装置の作動方式について

目 次

1. 高圧原子炉代替注水ポンプの構造について・・・・・・・・・・・・・・・・・・4-1
2. 動翼及び非常調速装置の構造について・・・・・・・・・・・・・・・・・・4-2
3. 調速装置及び非常調速装置の作動方式について・・・・・・・・・・・・4-3

1. 高圧原子炉代替注水ポンプの構造について

高圧原子炉代替注水ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、軸封部のない設計である。

また、高圧原子炉代替注水ポンプの流量制御は、電源不要の機械式ガバナを用いることにより、ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し、リンク機構を通じて蒸気加減弁の開度を調整し、ポンプ流量を制御する設計である。

また、軸受箱に流入する自系統水により軸受が潤滑する自己冷却方式であるため、潤滑油装置が不要な設計となっている。

以上のことから、高圧原子炉代替注水ポンプの運転に電源は必須ではなく、系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時にHPAC注水弁を開操作した後は、蒸気外側隔離弁の開閉操作でポンプの起動停止操作が可能な設計である。

高圧原子炉代替注水系ポンプの構造概要を図1-1に示す。

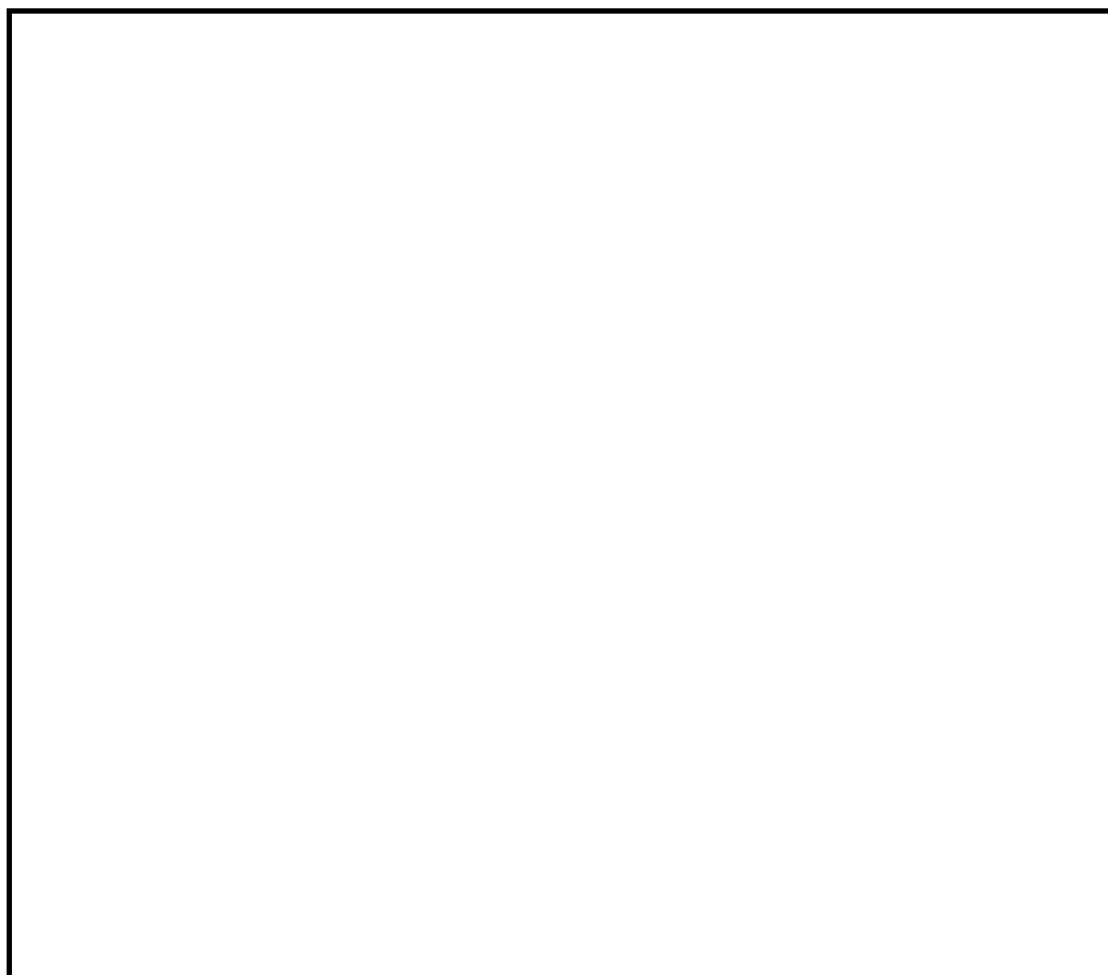


図1-1 高圧原子炉代替注水ポンプ 構造概要図

2. 動翼及び非常調速装置の構造について

高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。

高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービンは、何らかの原因でタービン回転数が異常に上昇すると、トリップボルトが遠心力によりばね力に打ち勝ちボルトの重心が移動し、トリップ機構を作動させることにより、駆動蒸気を遮断しポンプを自動停止させ、オーバースピードにならない設計とする。

高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービン構造を図 2-1 に示す。

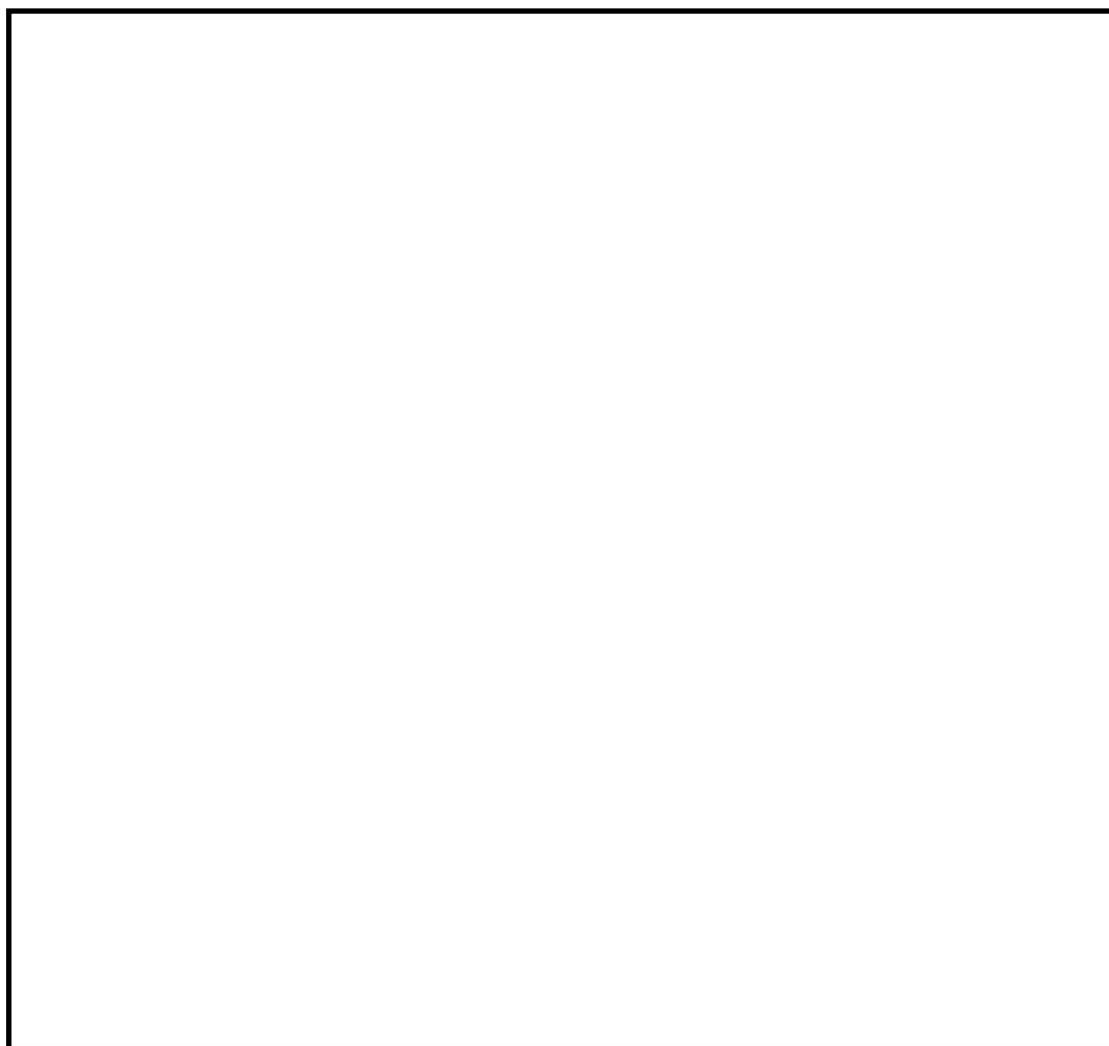


図 2-1 高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービン構造図

3. 調速装置及び非常調速装置の作動方式について
高圧原子炉代替注水ポンプの作動方式概要を図 3-1 に示す。

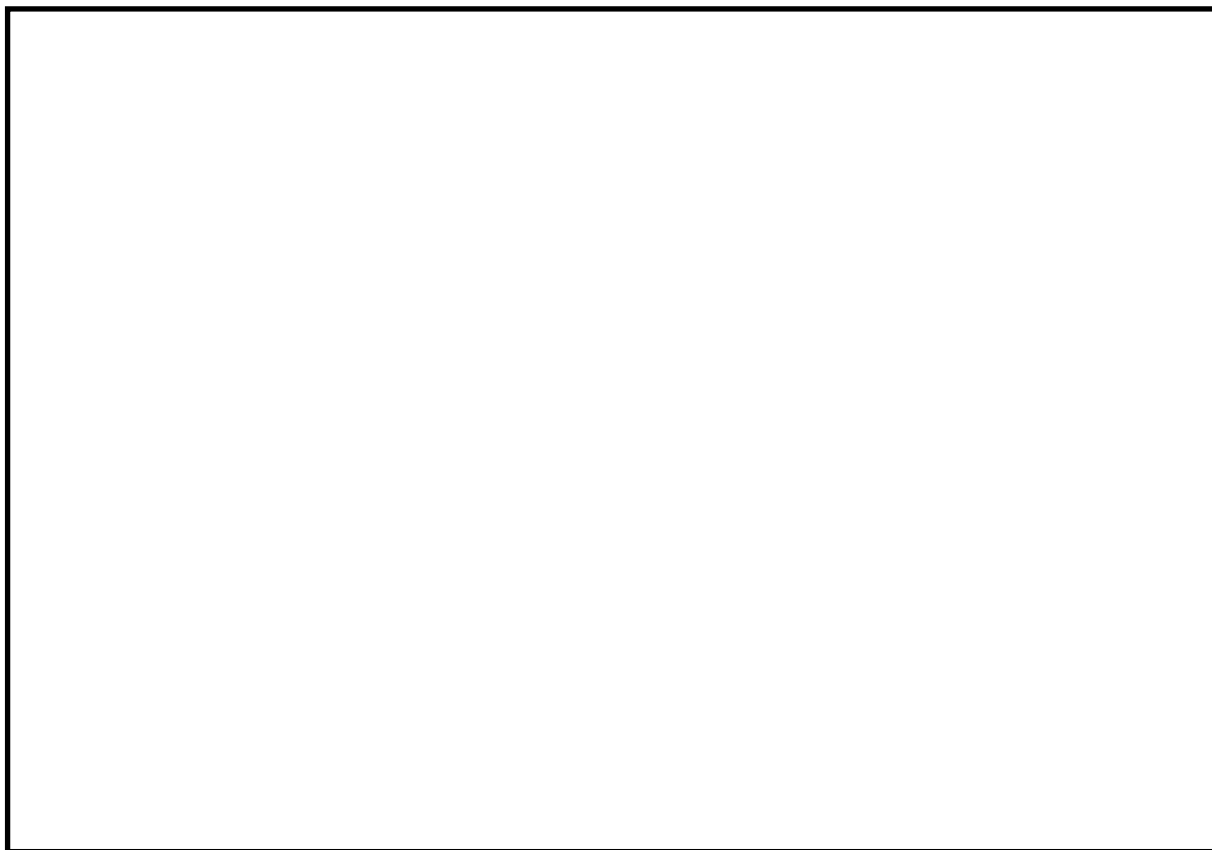


図 3-1 高圧原子炉代替注水ポンプの作動方式概要図

a. 通常待機時（ポンプ停止状態）

- ・圧力ガバナのピストン (①) は、ピストンロッドに取り付けられたスプリングにより上昇した状態であり、②のリンク機構を介して接続されるタービンスロットル弁のピストン (③) は最下方に下降した状態となっている。この状態においては、駆動用高圧蒸気入口ポート (④) が全開状態にある。ここに高圧蒸気が供給されればタービンは起動するが、通常待機状態では R C I C HPACタービン蒸気入口弁 (⑤) が「全閉」であることから蒸気は供給されずポンプは待機停止状態にある。

b. ポンプ起動～定格流量

- ・通常待機時の状態で、R C I C HPACタービン蒸気入口弁 (⑤) を「開」（中央制御室スイッチ操作又は現場人力操作）とすると、トリップ装置のピストン (⑭) 内を通り高圧蒸気がピストン左側に通気され、蒸気力によりピストンが右方向へ移動し、全開状態の駆動用高圧蒸気入口ポート (④) を通り蒸気がタービンに供給され、タービン駆動のポンプが起動する。
- ・起動後、タービンは速やかに定格回転数に到達し、ポンプが水を吐き出し始めポンプ吐出部のベンチュリノズルから低圧側ライン (⑥) 及び高圧側ライン (⑦) を通じて高/低圧水が圧力ガバナに供給される。

原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1.	ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間について	1
2.	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間について	3
3.	ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について	5
3.1	ドライウエル冷却系冷却機までの蒸気到達時間（配管～ドライウエル冷却系冷却機）： $T_1=3$ 分における保守性	5
3.2	凝縮水量が平衡に到達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： $T_2=27$ 分における保守性	5
3.3	ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却系冷却機～ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置）： $T_3=4$ 分における保守性	7
3.4	ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間： $T_4=2$ 分における保守性	8
3.5	ドレン配管移送時間（ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置）： $T_5=4$ 分における保守性	8
4.	凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について	9
4.1	ドライウエル冷却系の設置目的について	9
4.2	ドライウエル冷却系の構造・機能について	9
4.2.1	ドライウエル冷却系の構成について	9
4.2.2	ドライウエル冷却系冷却機の冷却能力について	10
4.2.3	蒸気漏えい時	10
5.	ドレン配管移送時間の算出について	11
6.	漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管の粗度係数について	13
7.	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について	14
7.1	保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）： $T_6=22$ 分における保守性	14
7.1.1	金属保温材	14
7.1.2	一般保温材	14
7.2	ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7=16$ 分における保守性	15
7.3	ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプ）： $T_8=7$ 分における保守性	17
7.4	ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9=13$ 分における保守性	17
7.5	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の警報設定について	17
8.	ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置監視不能時の対応について	19
9.	コリウムシールドが検出時間に与える影響について	20
9.1	蒸気分の漏えい	21
9.2	液体分の漏えい	21
9.2.1	ドレン配管入口までの到達時間（原子炉格納容器下部床面～ドレン配管入口）	22
9.2.2	ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプ）： TP_2	26
9.2.3	検出時間	27
9.3	コリウムシールドが検出時間に与える影響評価結果	31
10.	ドライウエル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の検知性について	32

1. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間について

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置は、容積式流量検出器からのパルス信号を変換器にて電流信号に変換後、演算装置を経由して指示部にて流量に変換し監視する。なお、容積式流量検出器においては $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) のような低流量域においても計測できるよう、適切な容量を有するバケット（容量： 100ml ）を選定している。

警報動作範囲は $0\sim 5\text{l}/\text{min}$ で設定可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等（以下「RCPB 配管」という。）からの全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) のうち蒸気分の漏えいに相当する流量の 90% ($1.35\text{l}/\text{min}$) になる前に、中央制御室（「1, 2号機共用」（以下同じ。））へドライウェル冷却装置凝縮水流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図 1-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図」参照）

パルス信号積算値出力は 1 分ごとに更新されることから、変換器の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を次の 1 分間の出力まで保持する設計とする。また、 $1.35\text{l}/\text{min}$ に到達する前にパルス信号積算値が出力される可能性があることから、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間として 2 分に設定する。（「図 1-2 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間」参照）

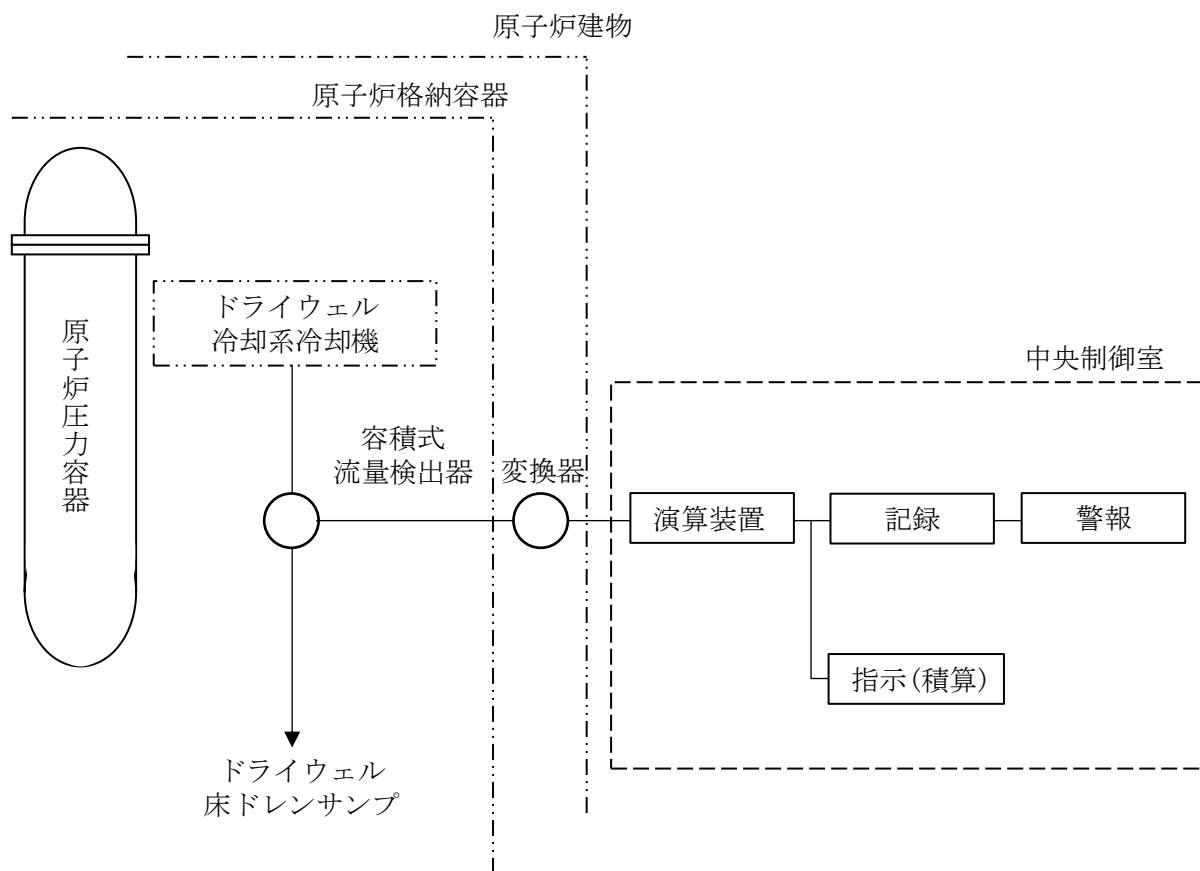


図 1-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図

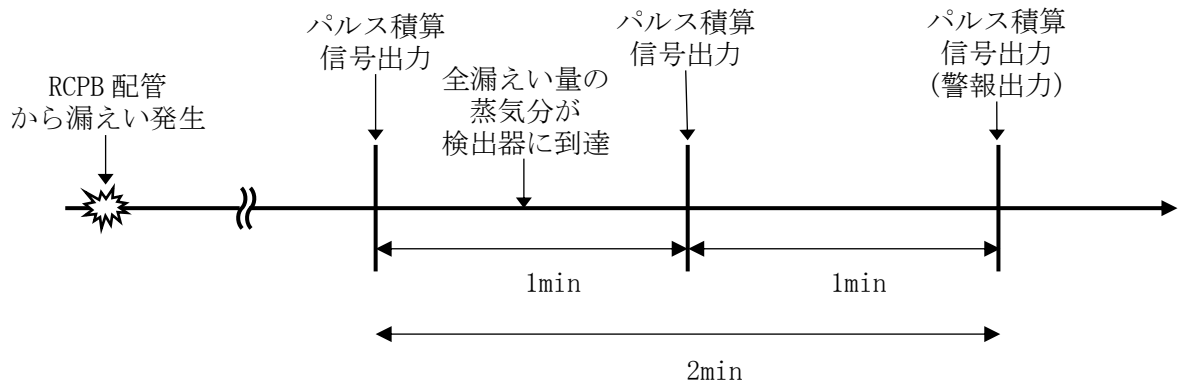


図 1-2 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間

2. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間について

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器からの電気信号を、演算装置にて流量信号に変換し監視する。

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算結果による警報動作範囲は、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲によらず設定可能であり、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{l}/\text{min}$) の漏えいに相当する流量の 81% ($3.08\text{l}/\text{min}$) になる前に、中央制御室へドライウェル床ドレンサンプ流量大の警報表示を行う。なお、警報動作流量以上の流量では、警報表示状態を継続する。（「図 2-1 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図」参照）

水位変化率は 3 分周期で演算した 4 回分の水位平均値を用いて最小二乗法により計算するため、漏えい発生から少なくとも 3 周期分の流量演算時間 (9 分) + 水位平均値演算時間 (25 秒) が必要となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出できないことも考えられるため、1 周期分 (3 分) 多い時間を考慮する必要がある。これより、検出時間は 12 分 25 秒となるが、保守的に 13 分後に検出可能と設定する。（「図 2-2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間」参照）

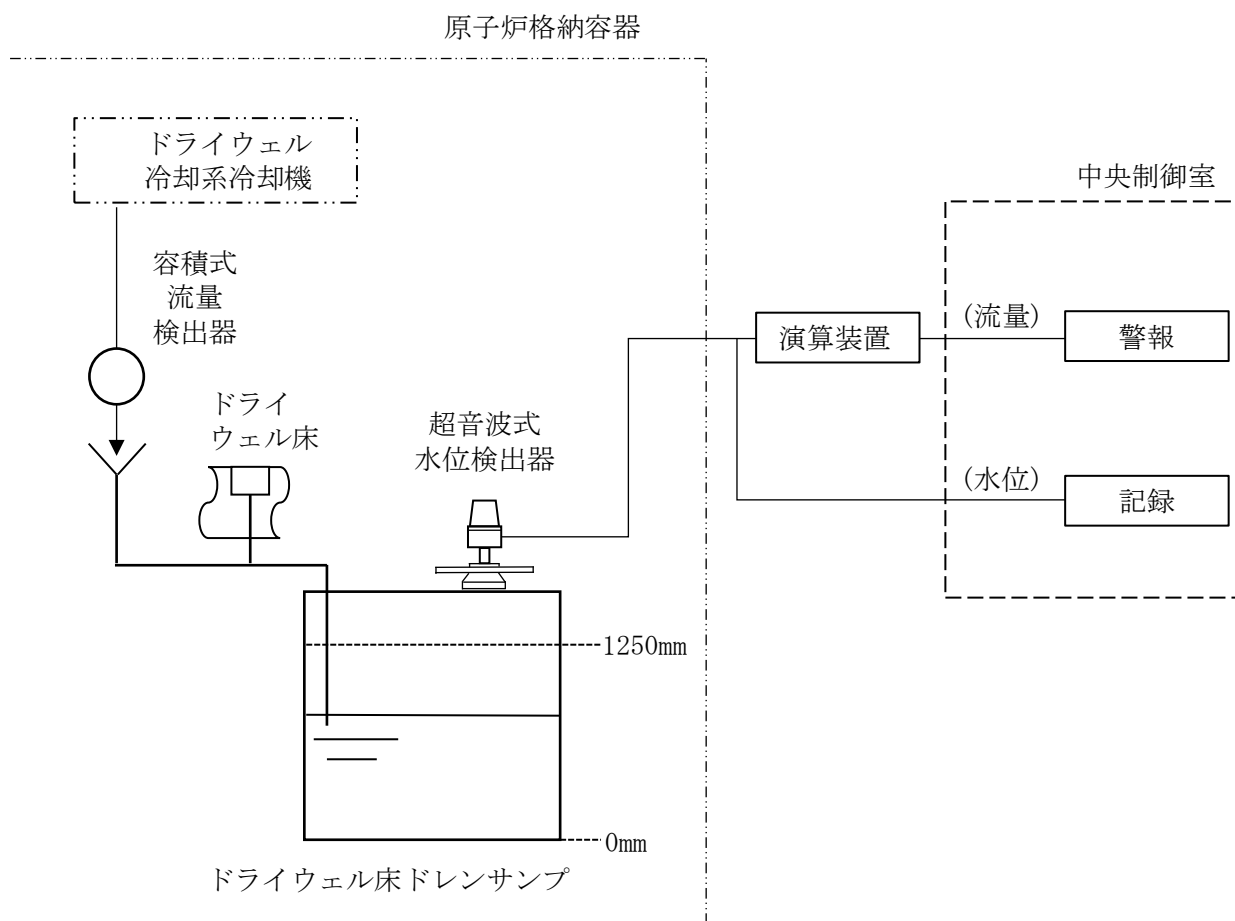
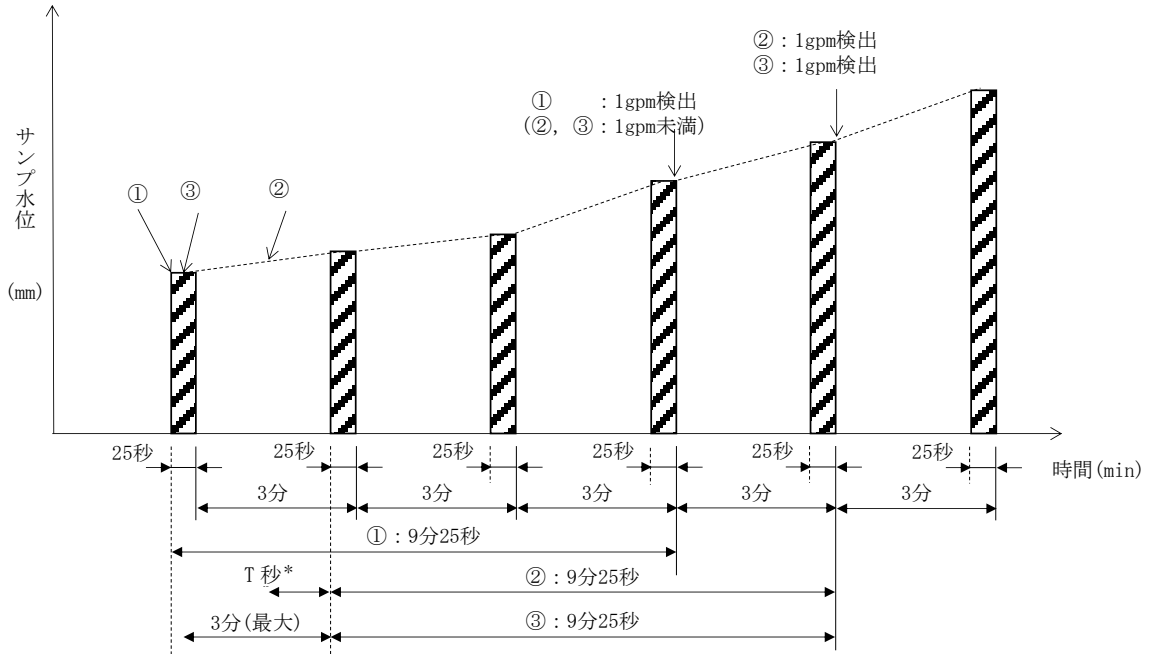


図 2-1 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

- ケース①：ドレン流入開始と水位平均値演算開始が同時
 (ドレン流入開始から9分25秒後に1gpmを検出)
- ケース②：ドレン流入開始が水位平均値演算中以外
 (ドレン流入開始からT秒+9分25秒後に1gpmを検出)
- ケース③：ドレン流入開始が水位平均値演算中
 (ドレン流入開始から12分25秒後(最大)に1gpmを検出)



注記* : 0秒 < T ≤ (180-25) 秒

図 2-2 ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置の演算時間

3. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検出時間 ($T_1 \sim T_3$ の合計 34 分) には、以下の通り保守性を見込んでおり、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間 T_4 の 2 分を加えても 60 分を超えないため、1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (蒸気分) を検出可能である。

3.1 ドライウェル冷却系冷却機までの蒸気到達時間 (配管～ドライウェル冷却系冷却機) : $T_1=3$ 分における保守性

漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 T_1 を評価する際には、ドライウェル冷却系冷却機に蒸気が到達するまでの時間に「3.2 凝縮水量が平衡に到達する時間 (凝縮水量平衡到達時間) : $T_2=27$ 分における保守性」で述べる原子炉格納容器内に漏えいした蒸気が徐々に充満し平衡状態となる過程も一部で始まっているが、そのことは考慮せず保守的に評価している。

また、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系冷却機の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の雰囲気からドライウェル冷却系送風機により一巡する時間を T_1 とすることで保守的に評価している。

3.2 凝縮水量が平衡に到達する時間 (凝縮水量平衡到達時間) : $T_2=27$ 分における保守性

漏えい蒸気が凝縮に要する時間は、ドライウェル冷却系冷却機における凝縮水量が蒸気分の漏えい量と平衡となる時間として評価している。ここで、本評価に対しては確実に漏えい蒸気分の検出を可能とするために、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の警報設定値を漏えい蒸気の 90% 以下としている。凝縮水量と経過時間の関係は図 3-1 のグラフの関係であり、凝縮水量が蒸気分の漏えい量 ($1.5\text{l}/\text{min}$) の 90% ($1.35\text{l}/\text{min}$) に達する時間は約 26.9 分である。これを保守的に 27 分と評価している。

また、平衡に達する時間の妥当性については、「4. 凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について」にて示す。

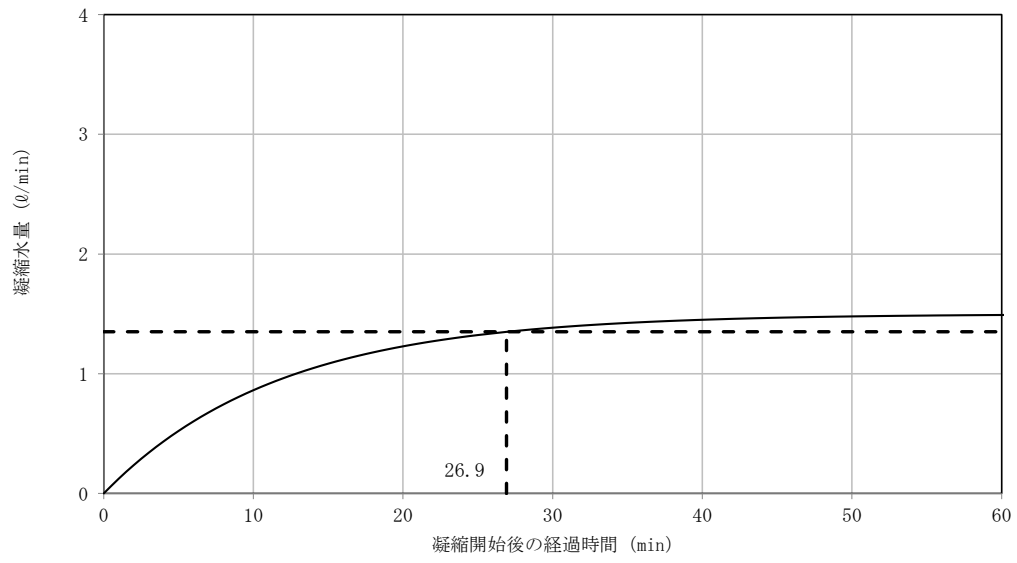


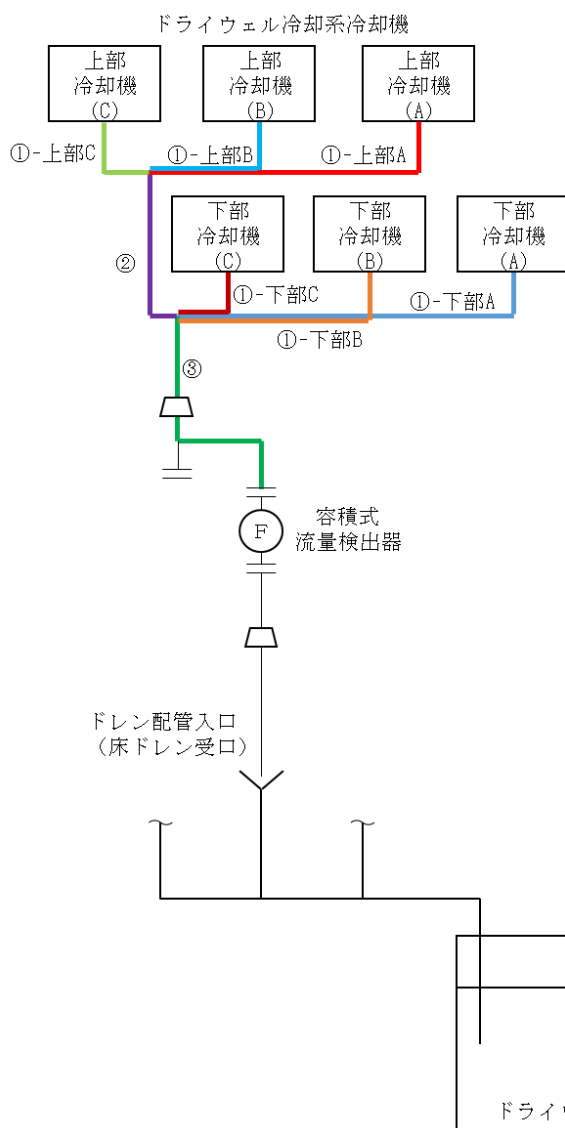
図 3-1 凝縮水量が平衡に達する時間

3.3 ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置）： $T_3=4$ 分における保守性

ドライウェル冷却系冷却機からドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置までのドレン配管には、鉛直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に鉛直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.2倍を乗じて評価している。

なお、ドライウェル冷却系冷却機からドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置までのドレン配管には、 \square A、 \square A、 \square A 及び \square A の配管口径があるが、最も保守的となる \square A の配管は全体の11%以下であり、配管長さの余裕20%に含まれるため、すべての配管を \square A と仮定し評価している。

鉛直配管の流速は水平部より速くなり、さらに小さい配管口径の流速は大きい配管口径より速くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。



No.	配管口径 (A)	設計値			評価用	
		配管長さ			配管口径 (A)	配管長さ
		各配管長さ (m)	各配管長さ ÷ 全長 (%)	全長 (m)	配管口径 (A)	全長 × 1.2 (m)
①-上部A	\square	約11.4	100	約11.4	\square	13.7 ^{*1}
②	\square	約17.3	100	約17.3	\square	20.8 ^{*1}
①-上部B ^{*2}	\square	約4.3	100	約4.3	\square	—
①-上部C ^{*2}	\square	約7.3	100	約7.3		
①-下部A ^{*3}	\square	約1.0	4	約26.8		
	\square	約25.8	96			
①-下部B ^{*3}	\square	約0.6	7	約8.7		
	\square	約8.1	93			
①-下部C ^{*3}	\square	約0.5	2	約20.7		
	\square	約20.2	98			
③	\square	約1.1	61	約1.8		
	\square	約0.2	11			
	\square	約0.5	28			

注記*1：評価上の配管長さは、20%の余裕を考慮している。

*2：①-上部Aの配管長さの方が長く保守的となるため、評価では使用していない。

*3：①-上部A+②の配管長さの方が長く保守的となるため、評価では使用していない。

*4：口径 \square A の配管は、No. ③全体の約11%であり、配管長さの余裕に含まれるため評価上の口径は \square A として評価している。

図3-2 ドレン配管移送時間における概略図（ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置）

3.4 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間： $T_4=2$ 分における保守性
 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出遅れ時間を「1. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間について」に示す。

3.5 ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置）： $T_5=4$ 分における保守性

ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプルまでのドレン配管には、鉛直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に鉛直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.2倍を乗じて評価している。

また、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプルまでのドレン配管には、 \square A、 \square A 及び \square A の配管口径があるが、最も保守的となる \square A が全体の88%であるため、すべての配管を \square A とし評価している。

鉛直配管の流速は水平部より速くなり、さらに小さい配管口径の流速は大きい配管口径より速くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

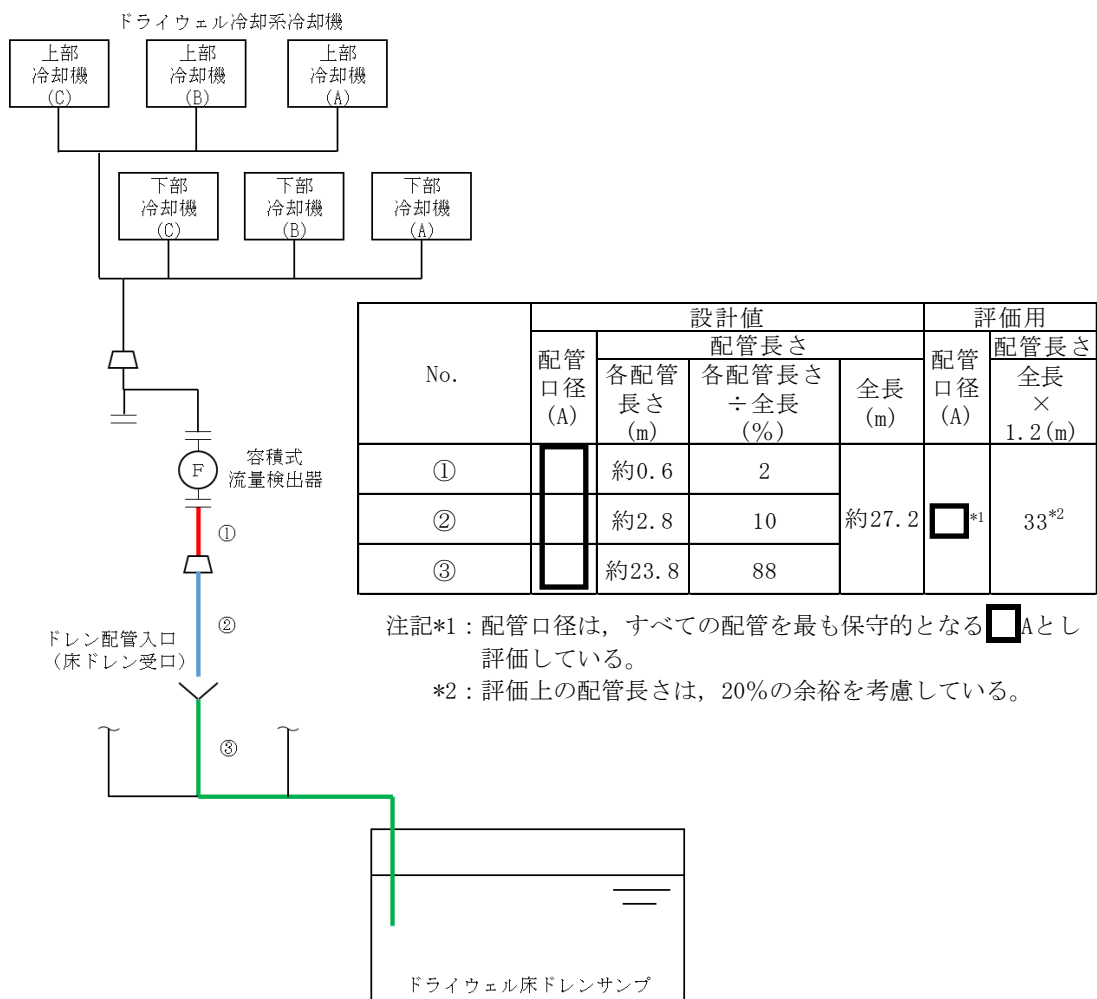


図 3-3 ドレン配管移送時間における概略図（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置）

4. 凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について

4.1 ドライウェル冷却系の設置目的について

ドライウェル冷却系は、通常運転時において、ドライウェル冷却系冷却機による冷却によって、原子炉格納容器内の機器、配管等からの発熱を除去するために設置している。

ドライウェル冷却系冷却機の容量は、通常運転時における原子炉格納容器内の環境維持のための必要冷却量を基に設定し、原子炉格納容器内の平均温度を 57℃以下に維持するために必要な容量としている。

4.2 ドライウェル冷却系の構造・機能について

4.2.1 ドライウェル冷却系の構成について

RCPB 配管から原子炉格納容器内へ漏えいが生じたときに、蒸気分については原子炉格納容器に設置されるドライウェル冷却系にて冷却される。ドライウェル冷却系は原子炉格納容器内の上部及び下部エリアにドライウェル冷却系冷却機が各々3 台ずつ設置されており、通常運転時は上部及び下部エリア各々のドライウェル冷却系冷却機2 台運転とし、ドライウェル冷却系冷却機の各々1 台は予備としている。

上部及び下部エリアのドライウェル冷却系冷却機は、原子炉補機冷却系から供給される冷水により、原子炉格納容器内雰囲気循環冷却できる設計としている。また、下部エリアのドライウェル冷却系冷却機は、ドライウェル除湿系からも供給される冷水により、原子炉格納容器内雰囲気を低湿度に維持できる設計としている。

上部ドライウェル冷却系冷却機及び下部ドライウェル冷却系冷却機のコイルユニットは、ユニット構成部材（骨組鋼材、外板等）で風路を形成し、冷却コイルを鋼材に取り付け、ドライウェル冷却系送風機により吸込口から取り込まれた空気がバイパスすることなく冷却コイルを通過する構造とする。コイルユニットの概略図を下記の「図 4-1 ドライウェル冷却系冷却機の概略図」に示す。

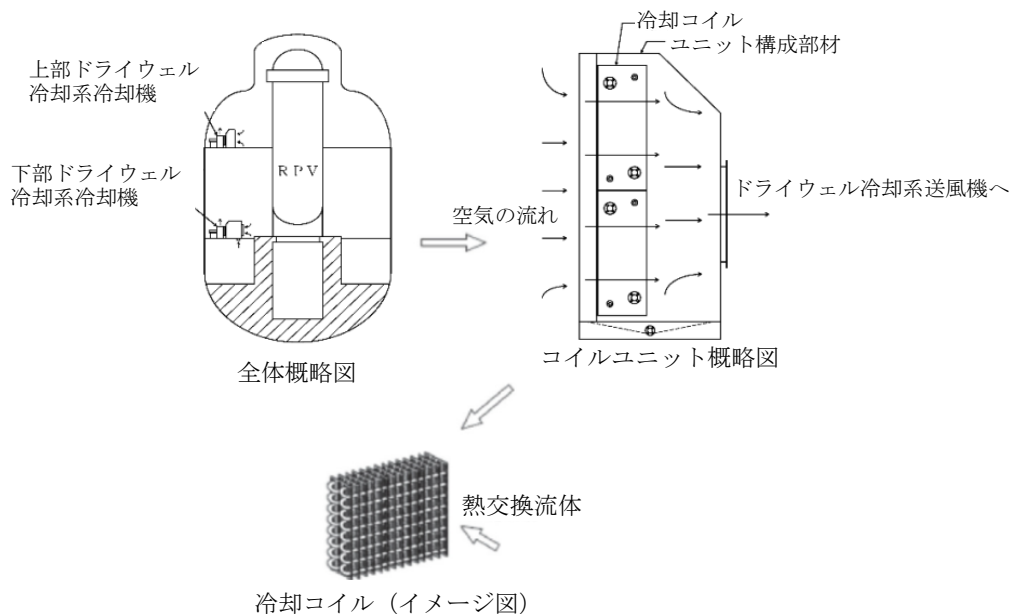


図 4-1 ドライウェル冷却系冷却機の概略図

4.2.2 ドライウエル冷却系冷却機の冷却能力について

ドライウエル冷却系は、通常運転時において、ドライウエル内の機器、配管等からの発熱を除去するため、また、ドライウエル内配管の大気腐食防止対策として、ドライウエル雰囲気を低湿度に保つために設置している。

プラント通常運転時、ドライウエル内に設置されている各機器からの放熱及びサブレーションプールからの蒸発分の凝縮による熱負荷は0.997MW程度である。一方、ドライウエル冷却系冷却機の交換熱量（合計）は1.06MWであることから、ドライウエル内雰囲気を平衡状態に維持することができる。

4.2.3 蒸気漏えい時

蒸気漏えいが発生した場合には、ドライウエル冷却系の熱負荷に凝縮潜熱分の除熱能力が追加される。原子炉冷却材の漏えい量0.23m³/h（1gpm）に相当する蒸気1.5ℓ/minを凝縮するために必要な除熱量は0.056MWであり、次式で求められる。

$$1.5\ell/\text{min} \times 1.0\text{kg}/\ell \div 60 \times (2.676 \times 10^6 \text{J}/\text{kg} - 0.419 \times 10^6 \text{J}/\text{kg}) = 0.056\text{MW}$$

漏えい量 Q _l	: 1.5ℓ/min（蒸気分）
漏えい水密度	: 1.0kg/ℓ
大気圧での蒸気のエンタルピ	: 2.676×10 ⁶ J/kg
大気圧での水のエンタルピ	: 0.419×10 ⁶ J/kg

以上より、0.23m³/h（1gpm）の漏えいにより蒸気漏えいが発生した際のドライウエル冷却系冷却機は、凝縮潜熱分0.056MWの除熱能力が追加されるものの、ドライウエル冷却系冷却機の交換熱量（合計）は1.06MWであることから、十分な除熱能力を有している。したがって、漏えい蒸気は、ドライウエル冷却系にて凝縮することが可能である。

5. ドレン配管移送時間の算出について

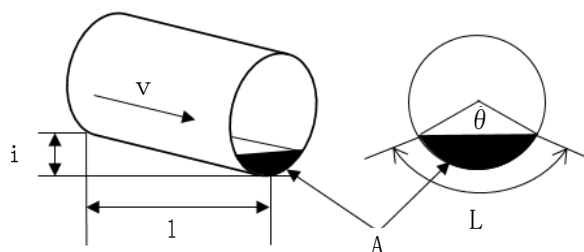
ドレン配管移送時間 (T_3 , T_5 , T_8) の算出において、ドレンの流速 v を求めるときに解が複数存在する場合があるため、この時の算出条件について、以下に示す。

v は m の関数、さらに m は A と L つまり θ の関数になる。一方、 Q は A と θ の関数となる。ガンギエ・クッタの経験式は開渠（上蓋のされていない水路）に適応される経験式であるため、水密状態に近い ($180 \leq \theta \leq 360$) は適応範囲外となる。

(算出式：ガンギエ・クッタの経験式)

$$v = C\sqrt{m \cdot i} \quad \dots \dots \dots (5.1)$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})} \quad \dots \dots \dots (5.2)$$



記号	記号説明	単位	計算式
n	粗度係数	—	配管材固有の値
i	こう配	—	—
r	配管半径	m	—
Q	流量	m^3/s	—
θ	弦の角度	$^\circ$	仮定値
h	流体深さ	m	$H = r \cdot (1 - \cos(\theta/2))$
L	ぬれ縁長さ	m	$L = r \cdot \theta \cdot \pi / 180$
A	断面積	m^2	$A = 1/2 \times r^2 (\theta \cdot \pi / 180 - \sin \theta)$
m	平均深さ	m	$m = A/L$
C	流速係数	—	(2) 式
L_p	配管長	m	—
v_1	断面積から求めた流速	m/s	$v_1 = Q/A$
v_2	ガンギエ・クッタの経験式から求めた流速	m/s	(1) 式
T	時間遅れ	min	$T = L_p / v_2 / 60$
Δv	収束誤差	m/s	$\Delta v = v_1 - v_2$

実際の算出においては、流速 v_1 , v_2 , 断面積 A 及びぬれ縁長さ L を求める必要がある。ここで、弦の角度 θ をある値と仮定することで断面積 A を算出し、流量と断面積の関係から算出した流速 v_1 と、上記 (5.1) 式及び (5.2) 式により算出した流速 v_2 が同値となるまで収束計算を行うことで算出する。

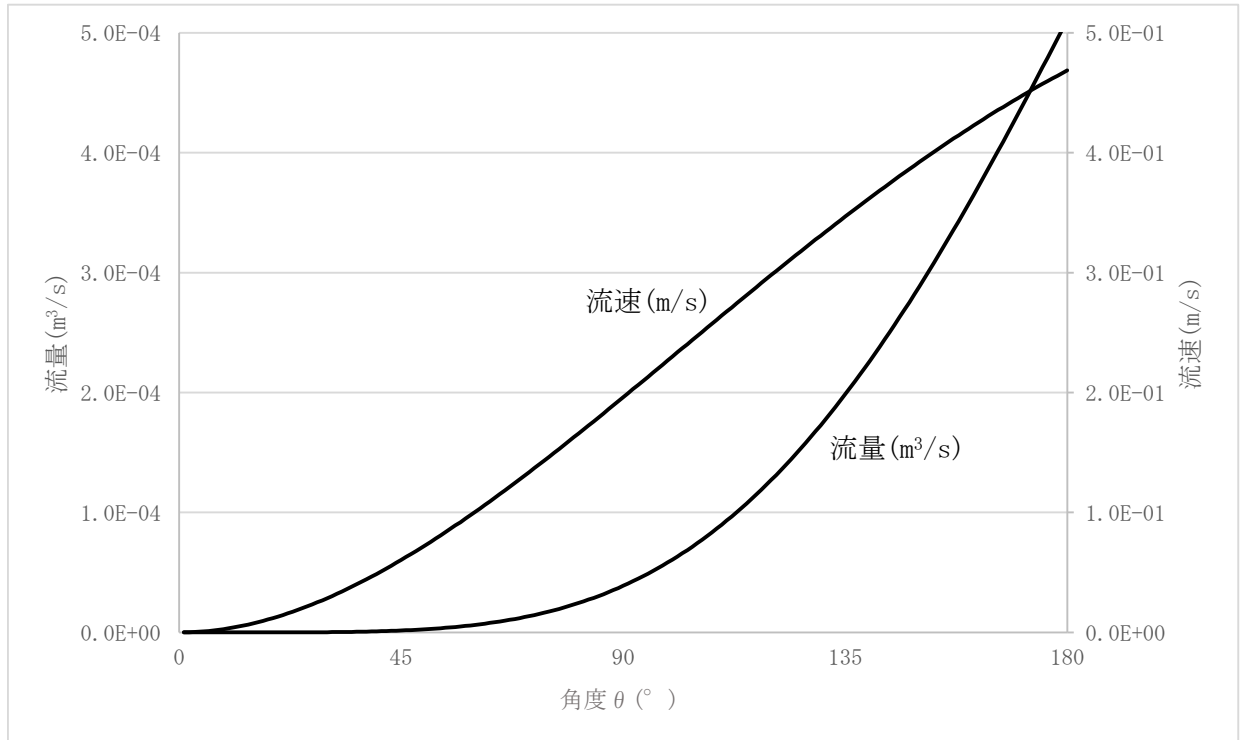


図 5-1 流量と流速と配管断面（角度）の関係

6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管の粗度係数について

ドライウェル冷却系冷却機にて凝縮した凝縮水をドライウェル床ドレンサンプまで移送するドレン配管, 及び保温材からの漏えい水をドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまで移送するドレン配管内を流れる漏えい水の流速は, シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式を基に算出しており, この際に配管の内面粗さを表すパラメータとして粗度係数を使用している。

粗度係数は以下に示す Manning-Strickler の式を用いて評価することが可能であり, 実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は 0.01 以下となることも考慮し, 本評価で用いる粗度係数は 0.01 としている。

なお, 「機械工学便覧」に記載されている黄銅管の粗度係数は 0.009~0.013 である。

(算出式: Manning-Strickler の式)

$$n = \frac{k_s^{1/6}}{7.66 \times \sqrt{g}}$$

n : 粗度係数

k_s : 相当粗度 (=配管内面粗さ)

g : 重力加速度 (=9.80665m/s²)

表 6-1 ステンレス鋼管の粗度係数

相当粗度 k_s	$5 \times 10^{-5} \text{m}^*$
粗度係数 n	0.008

注記* : メーカー標準値

7. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について

ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置による漏えい検知時間 ($T_6 \sim T_8$ の合計 45 分) には、以下の通り保守性を見込んでおり、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間 T_9 の 13 分を加えても 60 分を超えないため、1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (液体分) を検知可能である。

また、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検知時間 ($T_1 \sim T_3$ の合計 34 分) には 3. のとおり保守性を見込んでおり、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置からドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置までのドレン移送時間 T_5 及びドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間 T_9 の合計 17 分を加えても 60 分を超えないため、1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (蒸気分) を検知可能である。

7.1 保温材から漏れ出るまでの時間 (保温材内滞留時間) : $T_6=22$ 分における保守性

7.1.1 金属保温材

原子炉冷却材配管は保温材 (金属保温) を設置しており、円周方向に一体構造ではなく、独立に 2 分割された金属保温を止め合わせて取り付けている。保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は、保守的に漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後、接合部から漏れ出ると仮定し算出している。漏えい水が保温材内に入り込むとは考えにくい、保温材の 2 分割の下側に入り込むと仮定することで、漏えい水が保温材の接合部まで達し流れ出るまでの時間を保守的に評価している。

なお、本評価では保守的に今回の拡大範囲を含む原子炉冷却材配管のうち最も保温材内容積の大きい箇所 (原子炉再循環系配管) にて評価している。

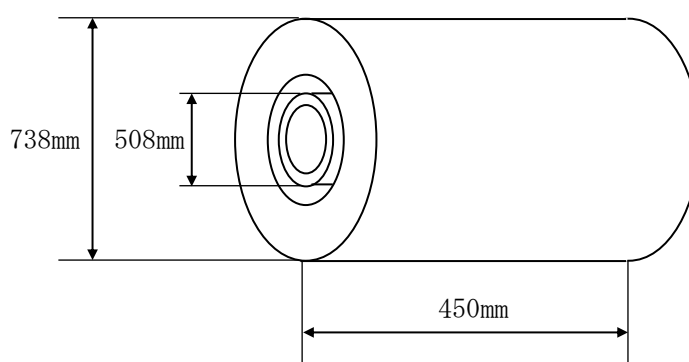


図 7-1 金属保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

7.1.2 一般保温材

原子炉冷却材配管は保温材 (一般保温) を設置しており、円周方向に一体構造ではなく、独立に 2 分割された一般保温を止め合わせて取り付けている。保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は、保守的に漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後、接合部から漏れ出ると仮定し算出している。保温材は撥水性が高いため漏えい水は吸収されにくい、保温材の 2 分割の下側に体積分吸収される (保温材の体積分滞留する) と仮定することで、漏

えい水が保温材の接合部まで達し流れ出るまでの時間を保守的に評価している。

なお、本評価では保守的に今回の拡大範囲を含む原子炉冷却材配管のうち最も保温材内容積の大きい箇所(給水系配管)にて評価している。

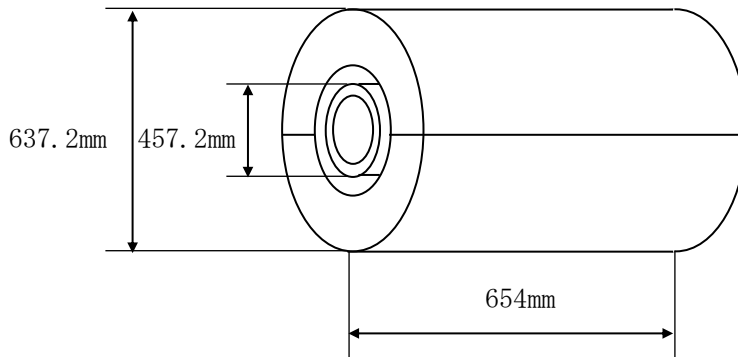


図 7-2 一般保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

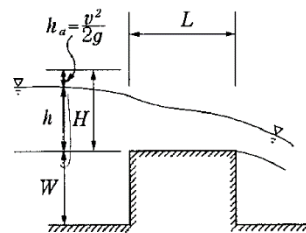
7.2 ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7=16$ 分における保守性

保温材からの漏えい水はドライウェル内の床面に落下し、床面に水位を形成しつつ床面に設置されたドレン配管入口に流入する。本評価における落下位置は、配管の真下ではなく原子炉格納容器内においてドレン配管入口（床ドレン受口）から最も離れている箇所から評価すること、及び水位を形成する範囲を落下点から2箇所のドレン配管入口までの範囲全域を見込むことで保守的な評価としている。なお、ドライウェル床面の水位とドレン配管への流出量については、以下のゴビンダ ラオの式を基に算出している。

(算出式：ゴビンダ ラオの式)

$$Q=C \cdot B \cdot h^{3/2}$$

$$C=1.642 \cdot (h/L)^{0.022}$$



Q ：ドレン配管への流出量(m^3/h)、 C ：流量係数、 B ：越流幅(m)、 h ：越流水深(m)、 L ：堤頂幅(m)、 W ：せき高(m)（本評価では0mとして計算）

(出典：土木学会 水理公式集（平成11年版）)

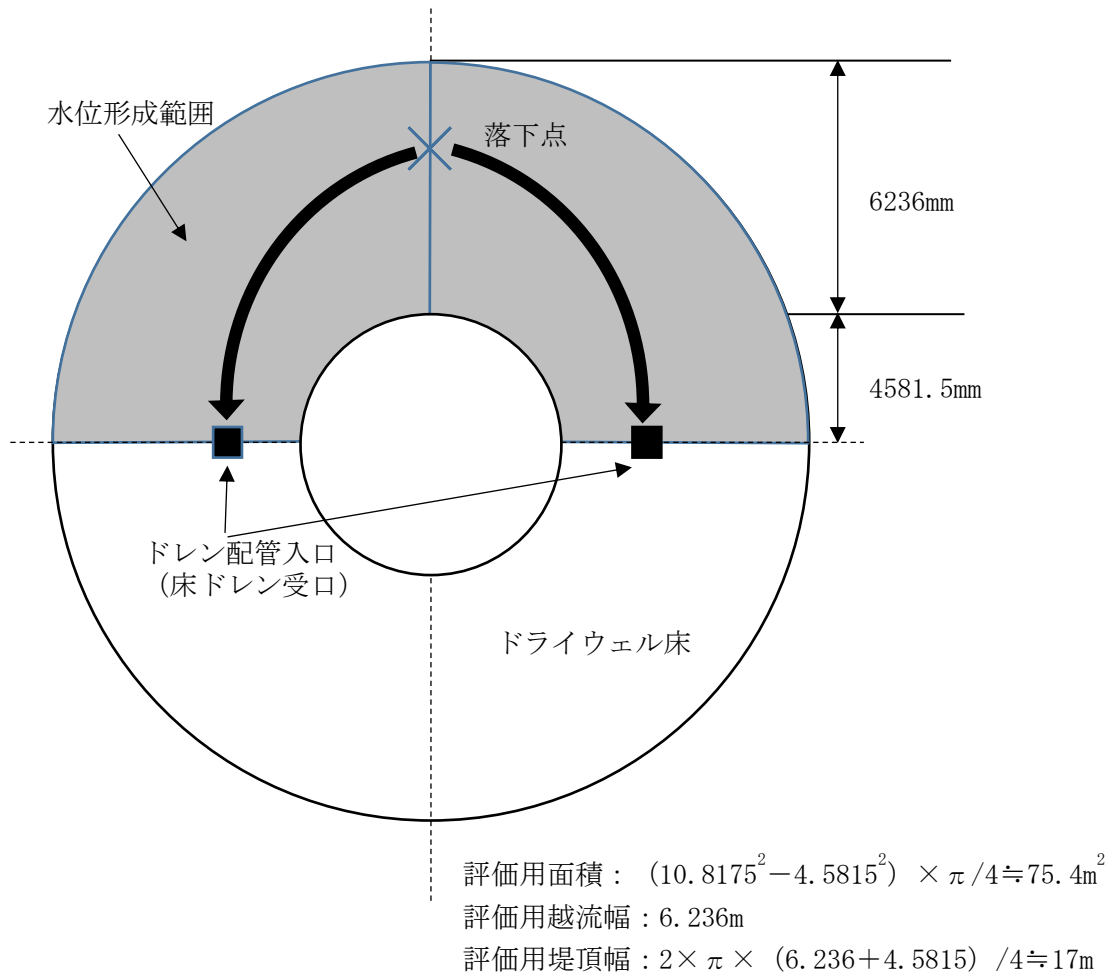


図 7-3 落下点からドレン配管入口までの到達時間における概略図

7.3 ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ）： $T_8=7$ 分における保守性

ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの配管には、鉛直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に鉛直部を含む全体を水平部と同じ 1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに 1.2 倍を乗じて評価している。

鉛直配管の流速は水平部より速くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

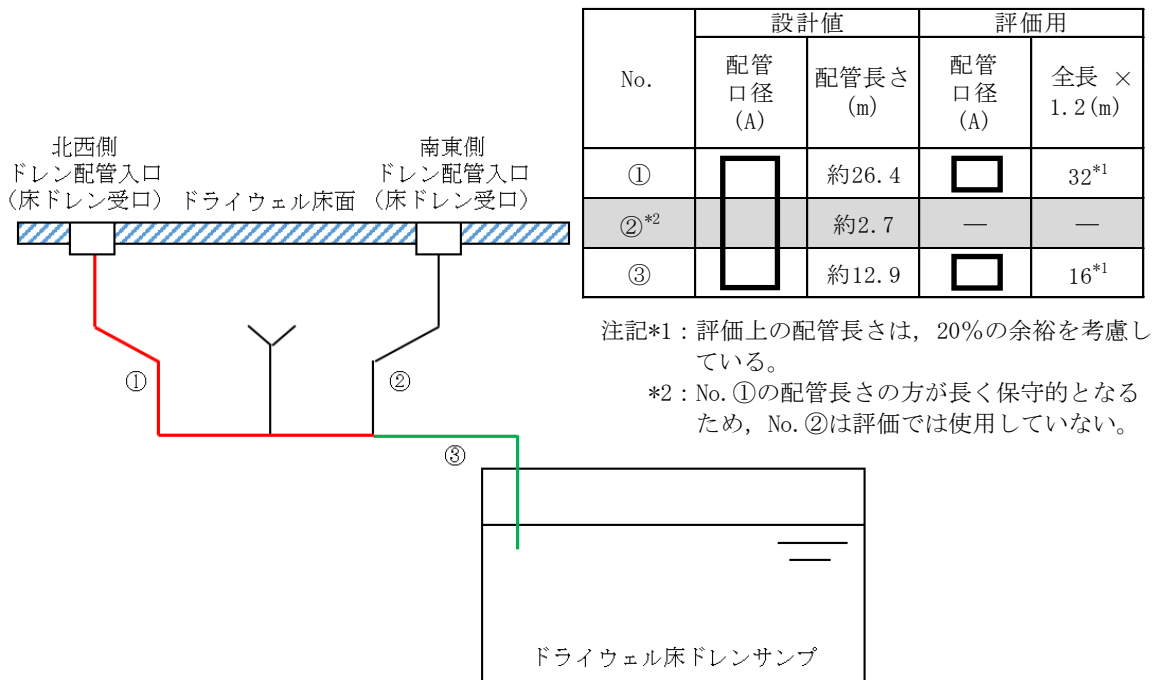


図 7-4 ドレン配管移送時間における概略図

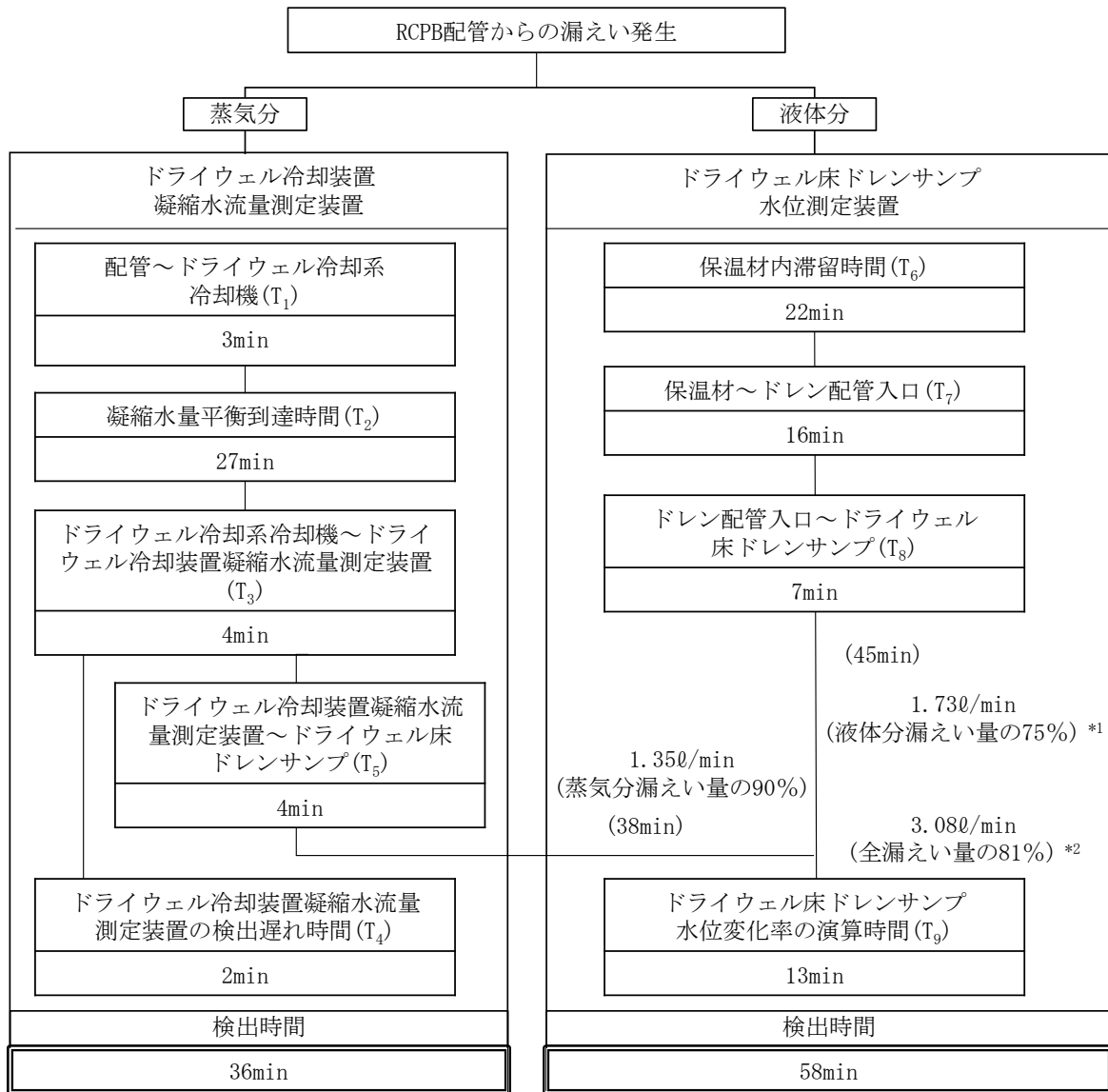
7.4 ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9=13$ 分における保守性

ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の検出遅れ時間を「2. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間について」に示す。

7.5 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の警報設定について

ドライウェル床ドレンサンプまでの評価時間は、蒸気分の漏えい量の 90% (1.35ℓ/min) に到達する時間（凝縮水量が平衡に到達する時間（凝縮水量平衡到達時間）： T_2 ）、液体分の漏えい量の 75% (1.73ℓ/min) に到達する時間（ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： T_7 ）を元にそれぞれ評価しているが、ドライウェル床ドレンサンプには蒸気分であるドライウェル冷却系冷却機からの凝縮水と液体分であるドライウェル床ドレンの両方が流入するため、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置では、蒸気分と液体分を足し合わせた流入量として、全漏えい量の 81% (3.08ℓ/min) 以上に相当する水位変化率を計測する。ここで、蒸気分は液体分よりも 7 分早くドライウェル床ドレンサンプに到達するため、液体分のドライウェル床ドレンサンプ到達時には、先行する蒸

気分が 1.350/min 以上の流入量となっているが、本評価に対しては確実に漏えいの検知を可能とするために、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は到達時間差で生じる増加分を考慮せず、警報設定値を全漏えい量の 81% (3.080/min) 以下としている。



注記*1：ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間（13分）を考慮すると、漏えい発生から1時間以内に検出するためには、ドライウェル床ドレンサンプへの流入時間（T₆+T₇+T₈）を47分以内にする必要があり、この時の流入量は液体分の漏えい量(2.30/min)の約77%となる。この値に余裕を持たせて、液体分の漏えい量の検出時間評価においては、漏えい量(2.30/min)の75%(1.730/min)で評価を行う。

*2：蒸気分(1.50/min)の90%(1.350/min)＋液体分(2.30/min)の75%(1.730/min)＝全漏えい量(3.80/min)の81%(3.080/min)

図7-5 漏えい発生から45分後におけるドライウェル床ドレンサンプへの流入量

8. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置監視不能時の対応について

RCPB 配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置としてドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置を使用するが、当該計器が故障した場合は、当該計器の復旧に努めるとともに、ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による確認（原子炉冷却材漏えい時のドライウェル冷却系冷却機の蒸気凝縮量の増加）、及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置による確認（原子炉冷却材漏えい時の核分裂生成物放出量の増加）を行う。

なお、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の故障判断については、通常運転時における当該装置の監視及び点検の結果により行う。

9. コリウムシールドが検出時間に与える影響について

コリウムシールドが検出時間に与える影響を評価するため、原子炉格納容器下部で漏えいが発生した場合の検出時間についてコリウムシールドを設置した場合の検出時間への影響を確認するとともに、添付書類VI-1-4-1「原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」(以下「添付書類」という。)で評価した検出時間に包絡されているかを確認する。コリウムシールドの概要図を図9-1に示す。

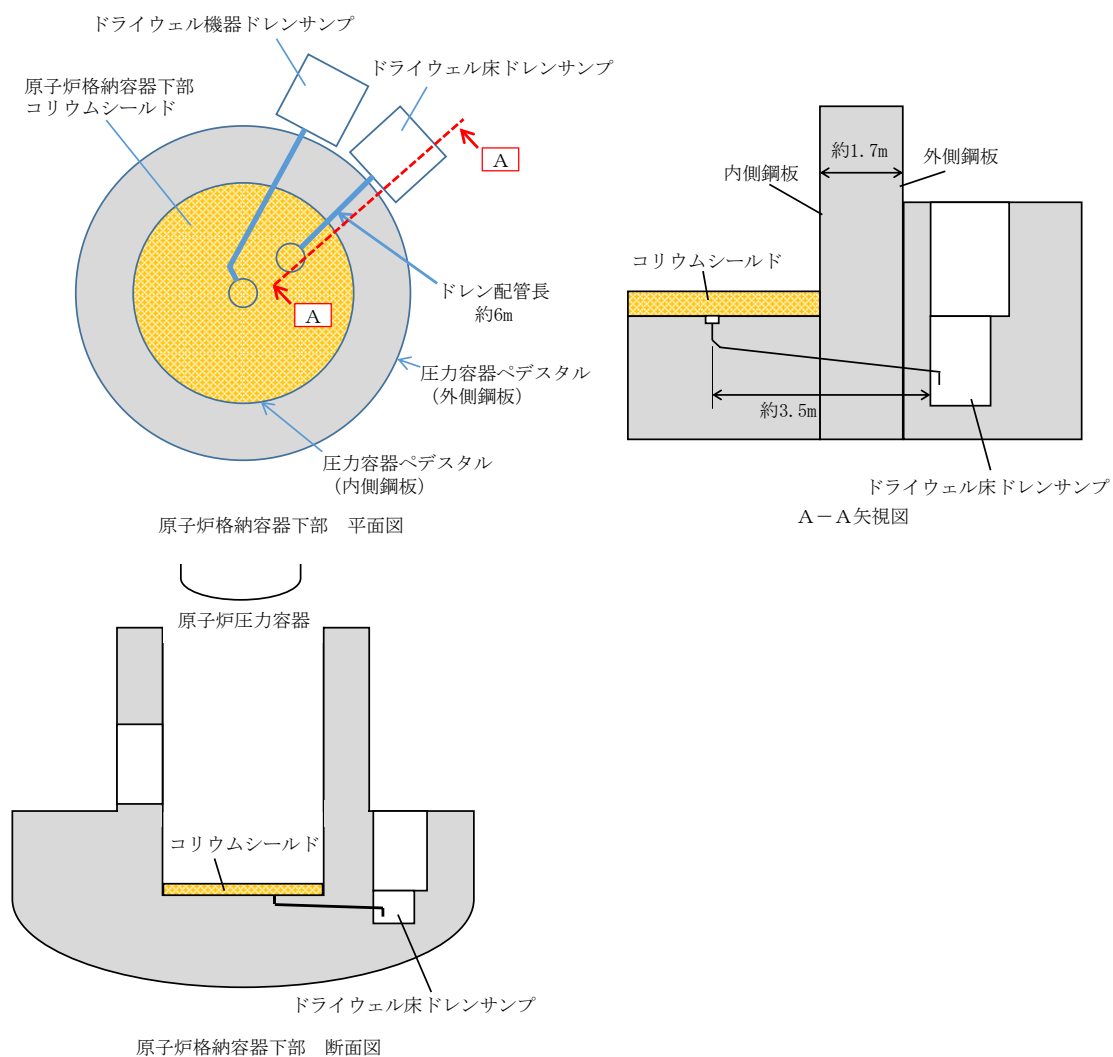


図9-1 コリウムシールド概要図

9.1 蒸気分の漏えい

原子炉格納容器下部の RCPB 配管から漏れ出た蒸気は、やがてドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

添付書類 3.3.4(1) では漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウエル冷却系送風機により一巡する経路で時間を算出しており、経路には原子炉格納容器下部も含まれていることから、原子炉格納容器下部の RCPB 配管からの漏えいにおける蒸気分の検出時間は添付書類において算出している時間と同様になる。

9.2 液体分の漏えい

原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分は、RCPB 配管から原子炉格納容器下部床面に漏えいする。その後、原子炉格納容器下部床面からドレン配管入口へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウエル床ドレンサンプに流入し、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置により検出される。

時間評価の概要図を図 9-2 に示す。



【凡例】

×	: 落下点
—	: 原子炉格納容器下部床面における漏えい経路
—	: コリウムシールドスリット
—	: ドレン配管
破線	: 時間評価箇所

図 9-2 時間評価概要図

9.2.1 ドレン配管入口までの到達時間(原子炉格納容器下部床面～ドレン配管入口)

(1) コリウムシールドを設置した場合の移送時間

- a. 原子炉格納容器下部床面～コリウムシールドスリット部までの到達時間： TP_{1-1}
- コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部床面にはこう配がないことから、漏えい水は床面に均一に広がり水位上昇に伴いコリウムシールドスリット部へ流入する。原子炉格納容器下部床面は、漏えい水の落下地点からコリウムシールドスリット部までの長さを堤頂幅とする広頂ぜきとなることから、ゴビンダラオの式（「土木工学ハンドブック」1986年1版10刷 土木学会編）から水位と流入量の関係を求めることができる。具体的には、(9.1)～(9.4)式から単位時間当たりの原子炉格納容器下部床面への流入量と水位からコリウムシールドスリット部への流出量を算出し、コリウムシールドスリット部への流出量が平衡に達する時間（ TP_{1-1} ）は、コリウムシールドスリット部への流出量が漏えい量 Q_2 の75%以上となる平衡到達時間とする。（「図9-3 原子炉格納容器下部床面からコリウムシールドスリット部までの漏えい経路」及び「図9-4 床面概略図」参照）

なお、本計算は、原子炉格納容器下部床面のうち、コリウムシールドスリット部から最も離れている位置を落下点として設定し、評価している。

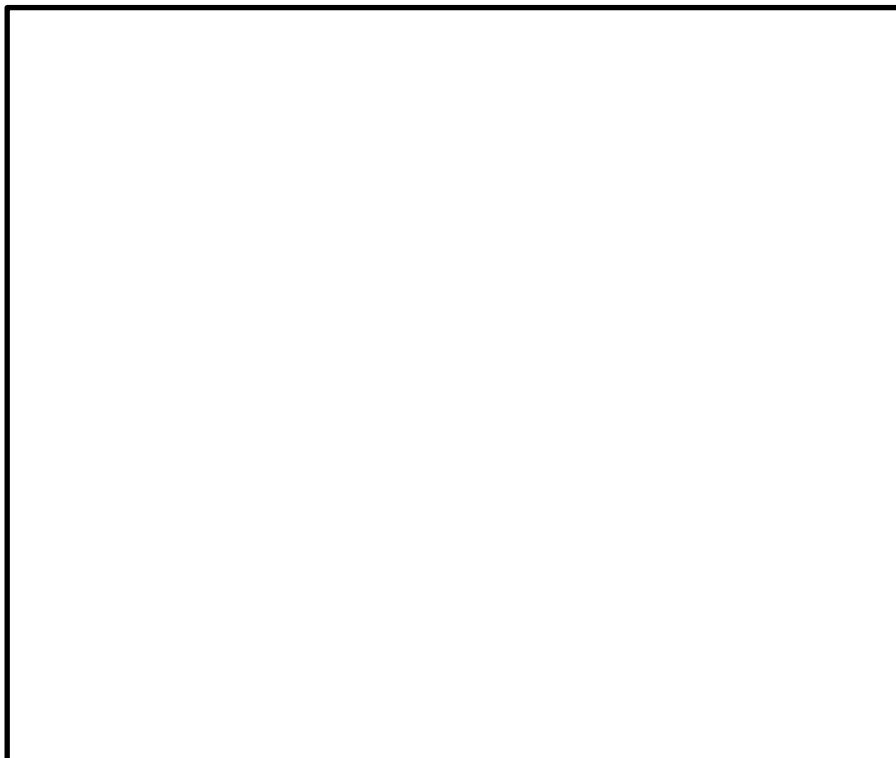


図9-3 原子炉格納容器下部床面からコリウムシールドスリット部までの漏えい経路

$$Q_0(t) = C \cdot BP_{1-1} \cdot h(t)^{\frac{3}{2}} \dots \dots \dots (9.1)$$

$$C = 1.642 \cdot (h(t)/LP_{1-1})^{0.022} \dots \dots \dots (9.2)$$

$$h(t) = Q_i(t)/AP_{1-1} \dots \dots \dots (9.3)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots \dots \dots (9.4)$$

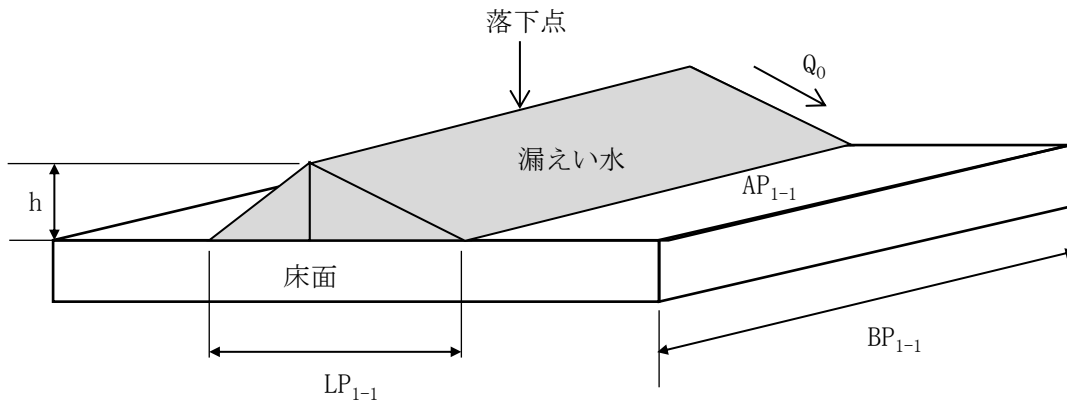


図 9-4 床面概略図

原子炉格納容器下部床面からコリウムシールドスリット部までの漏えい水の到達時間を算出した結果、5分となる。

b. コリウムシールドスリット部～ドレン配管入口までの到達時間：TP₁₋₂

コリウムシールドスリット部 には、ドレン配管入口に向かって が施されているため、コリウムシールドスリット部を流れる漏えい水の平均流速を、シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、コリウムシールドスリット部を通過する時間を求める。

なお、本計算はコリウムシールドスリット部からドレン配管入口部までのスリットのうち、全長が最も長くなるスリット長により評価している。また、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ と仮定して評価している。

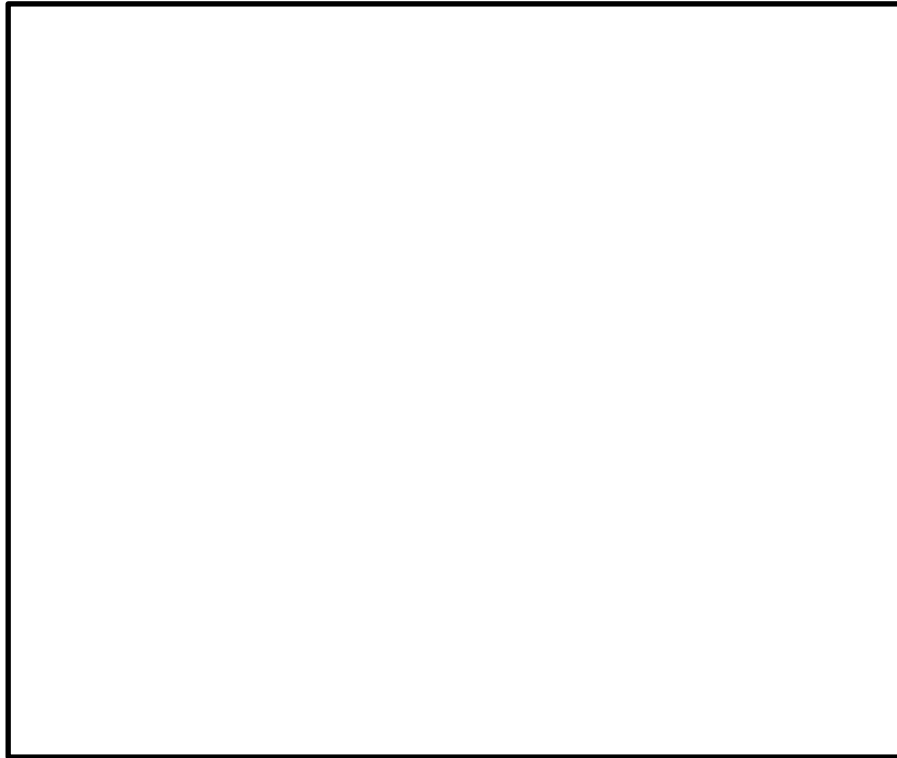


図 9-5 コリウムシールドスリット部の漏えい経路

$$vP_1 = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})}$$

$$TP_{1-2} = \frac{LP_{1-2}}{vP_1}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$



図 9-6 コリウムシールドスリット部概略図

コリウムシールドスリット部を通過する時間を算出した結果、2分となる。

(2) コリウムシールドを設置しない場合の移送時間

a. 原子炉格納容器下部床面～ドレン配管入口までの到達時間： TP_1'

原子炉格納容器下部床面にはこう配がないことから、漏えい水は床面に均一に広がり水位上昇に伴いドレン配管入口へ流入する。原子炉格納容器下部床は、漏えい水の落下地点からドレン配管入口までの長さを堤頂幅とする広頂ぜきとなることから、9.2.1(1)a.項で用いたゴビンダ ラオの式からドレン配管入口への流出量が平衡に達する時間 (TP_1') を求める。

(「図 9-7 原子炉格納容器下部床面からドレン配管入口までの漏えい経路」及び「図 9-8 床面概略図」参照)

なお、本計算は、原子炉格納容器下部床面のうち、ドレン配管入口から最も離れている位置を落下点として設定し、評価している。

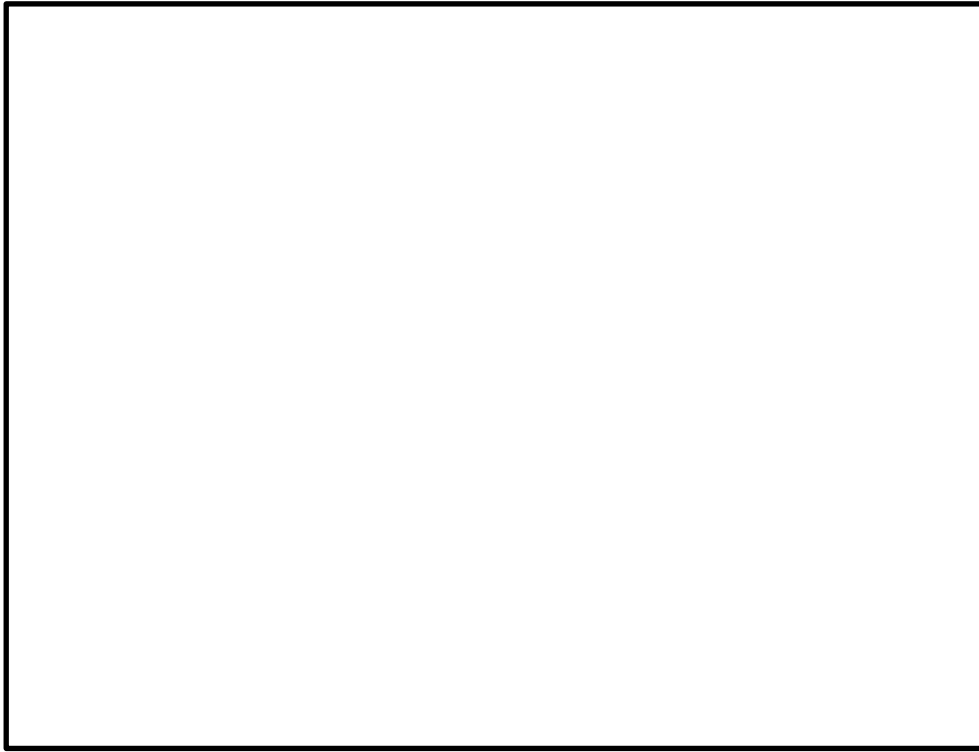


図 9-7 原子炉格納容器下部床面からドレン配管入口までの漏えい経路

$$Q_0(t) = C \cdot BP_1' \cdot h(t)^{\frac{3}{2}} \dots\dots\dots (9.5)$$

$$C = 1.642 \cdot (h(t)/LP_1')^{0.022} \dots\dots\dots (9.6)$$

$$h(t) = Q_i(t)/AP_1' \dots\dots\dots (9.7)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots\dots\dots (9.8)$$

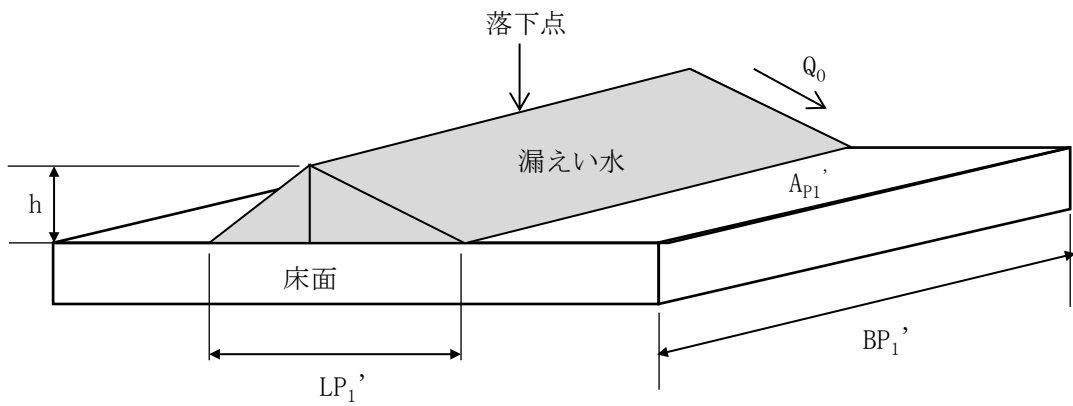


図 9-8 床面概略図

9.2.2 ドレン配管移送時間(ドレン配管入口～ドライウェル床ドレンサンプ) : TP₂

ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの呼び径 $\square A$ のドレン配管(内径 $\square m$)には、ドライウェル床ドレンサンプに向かって 1/50 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速をシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、ドレン配管移送時間を求める。

なお、本計算は、ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの配管長により評価している。また、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ 1/50 こう配と仮定して評価している。

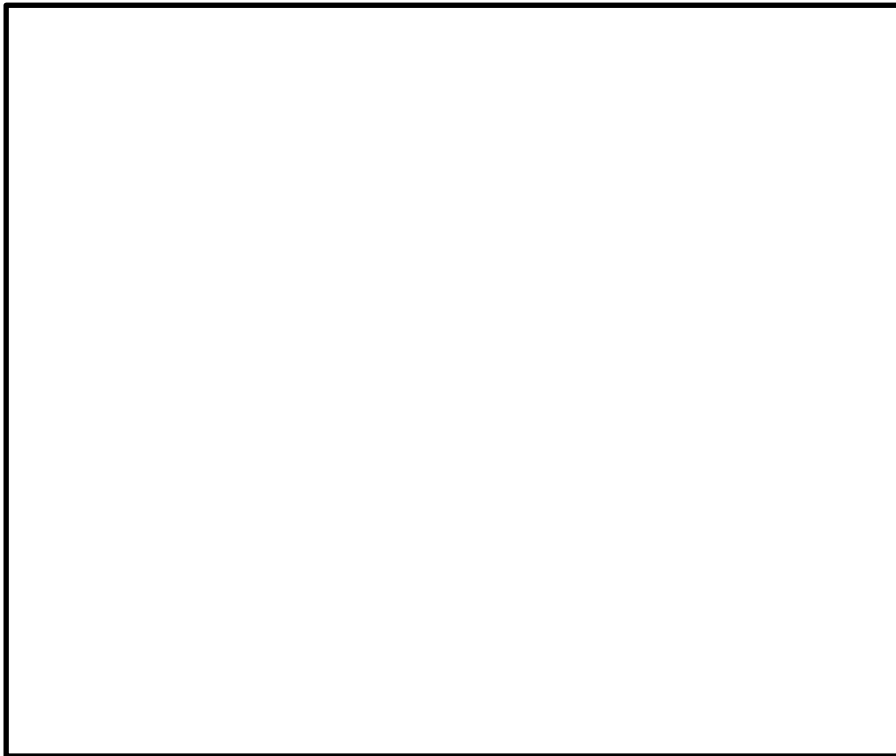


図 9-9 ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの漏えい経路

$$vP_2 = C \sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})}$$

$$TP_2 = \frac{L}{vP_2}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

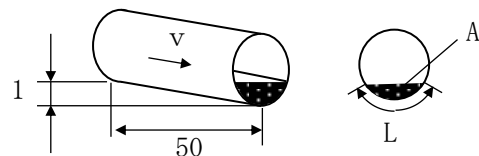


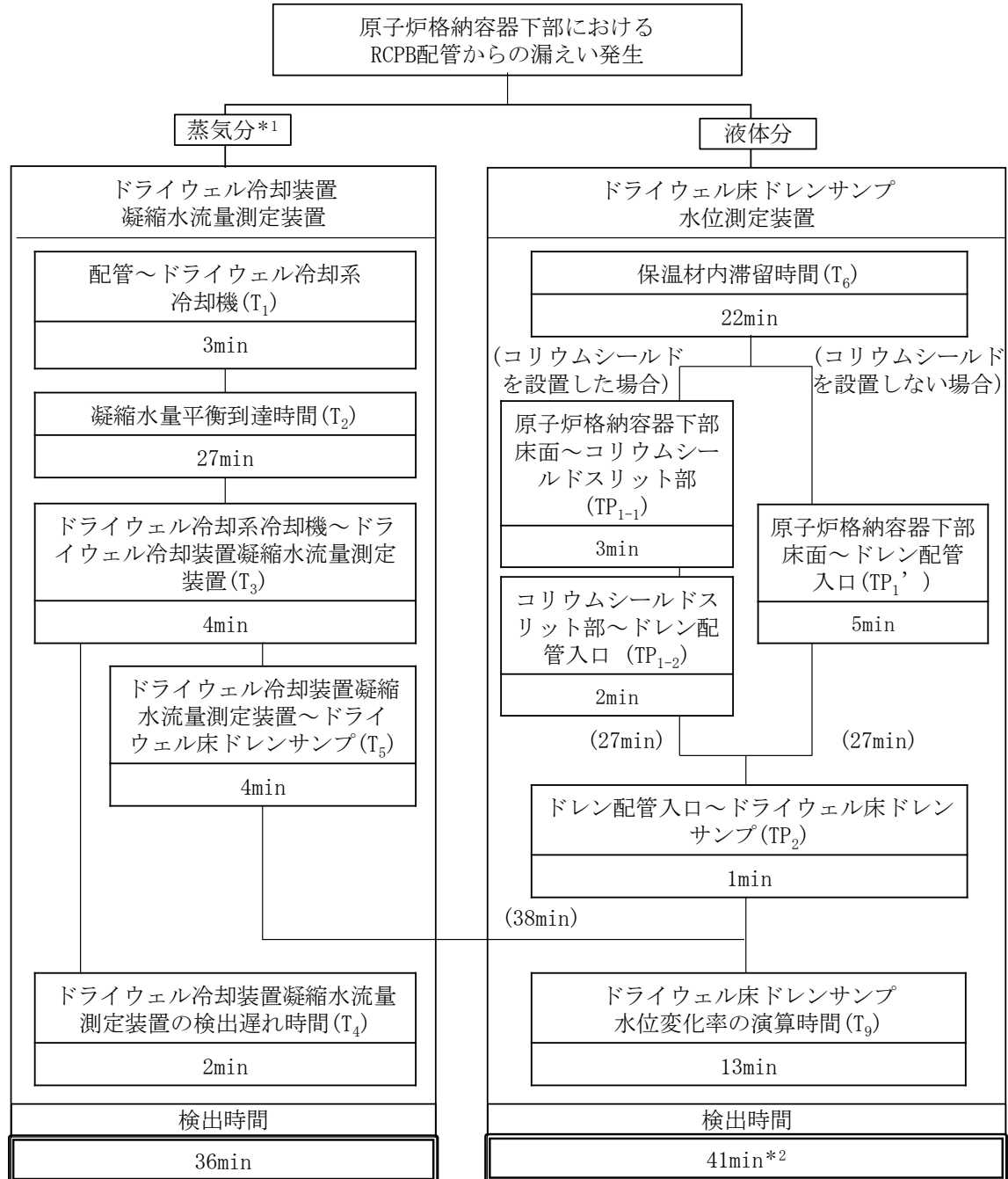
図 9-10 ドレン配管の概略図

ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでのドレン配管移送時間を算出した結果、1分となる。

9.2.3 検出時間

原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分の検出時間を算出した結果、漏えい発生から検出されるまでの時間は41分で検出可能であることを確認した。

また、コリウムシールドを設置した場合と設置しない場合の検出時間に差がないことを確認した。



注記*1：蒸気分については添付書類でのドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置による検出時間と同じ。

*2：液体分の検出時間について記載。コリウムシールドを設置した場合と設置しない場合で検出時間は同等である。

図9-11 原子炉格納容器下部における漏えい検出時間の評価結果

表 9-1 原子炉格納容器下部における漏えい検出時間の整理表(1/2)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分における検出時間	a. 保温材から漏れ出るまでの時間 (保温材内滞留時間) : T_6 (min)	d_1 : 保温材外径 (m)	0.738	$T_6=22$
		d_2 : 配管外径 (m)	0.508	
		L_5 : 保温材最大長さ (m)	0.450	
		Q_2 : 漏えい量 (液体分) (ℓ/min)	2.3	
	b. 原子炉格納容器下部床面～コリウムシールドスリット部までの到達時間 : TP_{1-1} (min)	Q_2 : 漏えい量 (液体分) (ℓ/min)	2.3	$TP_{1-1}=3^{*3}$
		Q_i : 原子炉格納容器下部床面の滞留量 (m^3)	(数式)	
		C : 流量係数	(数式)	
		BP_{1-1} : 越流幅 (m)	5.75	
		h : 越流水深 (m)	(数式)	
		Q_0 : ドレン配管への流出量 (m^3/h)	(数式)	
		LP_{1-1} : 堤頂幅 (m)	6.0	
	c. コリウムシールドスリット部～ドレン配管入口までの到達時間 : TP_{1-2} (min)	vP_{1-2} : スリット部を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.036^{*1}	$TP_{1-2}=2^{*3}$
		C : 流速係数	18.0^{*1}	
		i : こう配		
		n : 粗度係数	0.01^{*2}	
A : 流路断面積 (m^2)		0.00041^{*1}		
Q_0 : スリット部を流れる漏えい水の流量 (m^3/h)		0.053		
m : 平均深さ (m)		0.00162^{*1}		
L : スリット部のぬれ縁長さ (m)		0.253^{*1}		
LP_{1-2} : スリット部の長さ (m)		3		

注記*1 : 収束計算によって得られる値

*2 : Manning-Strickler の式を用いて評価した結果及び実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は 0.01 以下となることも考慮し設定した値

*3 : 平衡流量が漏えい量 (液体分) Q_2 の 75% に到達する時間として算出

表 9-1 原子炉格納容器下部における漏えい検出時間の整理表(2/2)

項目		計算パラメータ		評価時間 (min)
原子炉格納容器下部での漏えいのうち液体分における検出時間	d. 原子炉格納容器下部床面～ドレン配管入口までの到達時間 : TP ₁ ' (min)	Q ₂ : 漏えい量 (液体分) (ℓ/min)	2.3	TP ₁ ' = 5* ⁵
		Q _i : 原子炉格納容器下部床面の滞留量 (m ³)	(数式)	
		C: 流量係数	(数式)	
		BP ₁ ' : 越流幅 (m)	5.75	
		h: 越流水深 (m)	(数式)	
		Q ₀ : ドレン配管への流出量 (m ³ /h)	(数式)	
		LP ₁ ' : 堤頂幅 (m)	9.0	
		AP ₁ ' : 原子炉格納容器下部床面積 (m ²)	26.0	
	e. ドレン配管移送時間(ドレン配管入口～ドライウエル床ドレンサンプ) : TP ₂ (min)	vP ₂ : ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (m/s)	0.208* ¹	TP ₂ = 1* ⁵
		C: 流速係数	25.0* ¹	
		i: こう配	0.02	
		n: 粗度係数	0.01* ²	
		A: 流路断面積 (m ²)	0.00014* ¹	
		Q _b : ドレン配管を流れる漏えい水の流量 (m ³ /h)	0.107	
		m: 平均深さ (m)	0.00346* ¹	
L: ドレン配管のぬれ縁長さ (m)		0.041* ¹		
f. ドライウエル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間 : T ₉ (min)	—* ³		T ₉ = 13* ⁴	
検出時間合計: コリウムシールドを設置した場合 (T ₆ + TP ₁₋₁ + TP ₁₋₂ + TP ₂ + T ₉)				41
検出時間合計: コリウムシールドを設置しない場合 (T ₆ + TP ₁ ' + TP ₂ + T ₉)				41

注記*1：収束計算によって得られる値

*2：Manning-Strickler の式を用いて評価した結果及び実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は 0.01 以下となることも考慮し設定した値

*3：計算パラメータなし

*4：ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間は、添付書類 3.3.4(2)e. と同じ値

*5：平衡流量が漏えい量（液体分） Q_2 の 75%に到達する時間として算出

9.3 コリウムシールドが検出時間に与える影響評価結果

コリウムシールドを設置することで、ドレン配管の前にコリウムシールドスリット部を通過する経路となるが、同スリット部の配置とこう配により、検出時間はコリウムシールドを設置しない場合と同等となる。したがって、コリウムシールドによる原子炉冷却材の漏えい検出に対する影響はない。なお、コリウムシールドを設置する場合と設置しない場合の原子炉格納容器下部における漏えいの検出時間は、添付書類において算出しているドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の検出時間 58 分に包絡される。

10. ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の検知性について

ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置が、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対して、1時間以内に0.23m³/h(1gpm)の漏えい量を検出できることを確認するため、冷却材中の放射性物質濃度として、炉心燃料から冷却材への全希ガス漏えい率(3.7×10⁹Bq/s)を考慮した場合における、漏えい開始から1時間後の指示値(主蒸気又は炉水のみが各々1gpm漏えいした場合の値)及び限界計数率を比較した結果を表10-1に示す。また、ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の概要図を図10-1に示す。

表10-1 漏えい開始から1時間後のドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の指示値評価結果(炉心燃料から冷却材への全希ガス漏えい率(Bq/s): 3.7×10⁹)

ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の指示値(バックグラウンドレベル含む)		通常時(バックグラウンドレベル)	限界計数率*
主蒸気漏えい時	炉水漏えい時		

注記*: バックグラウンド計測値の揺らぎの中で試料を測定した際に、統計的に有意な計測値として検出しうる最低量

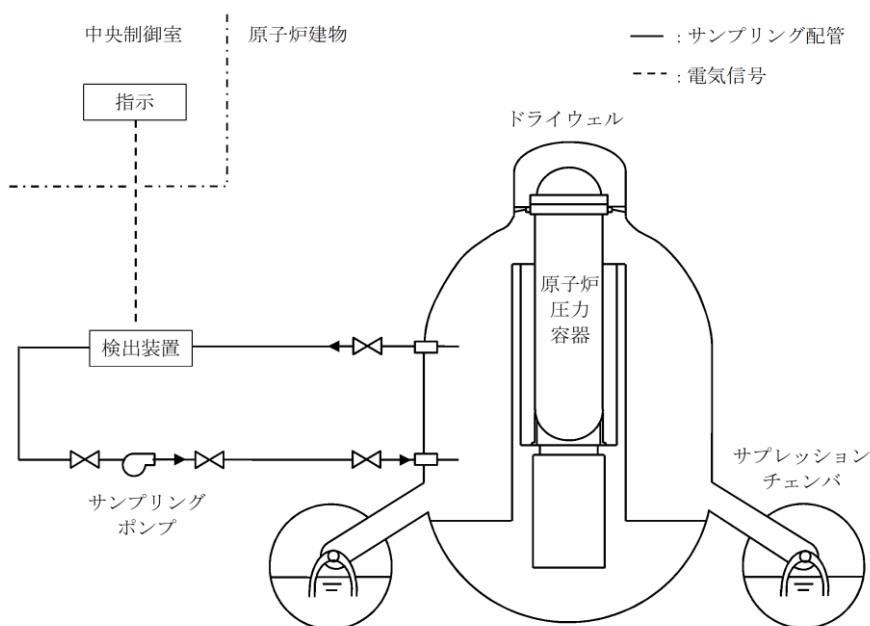


図10-1 ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の概要図

表10-1に示すとおり、漏えい開始から1時間後のドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の指示値から通常時の指示値(バックグラウンドレベル)を差し引いた値が、主蒸気漏えい時及び炉水漏えい時ともに限界計数率を超えているため、原子炉冷却材の漏えいに伴うドライウェル内雰囲気放射性物質濃度の上昇を検知可能である。そのため、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合において、ドライウェル内雰囲気

放射性物質濃度測定装置の指示値を監視することで、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対して、1時間以内に1gpmの漏えい量を検出可能である。

なお、ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置は、通常時から計測を行っている。

流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に
係る補足説明資料

目 次

1. 概要	1
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲の構成	1
3. まとめ	11
4. 添付資料	11

1. 概要

本資料は、「VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「2. 評価範囲」に示す評価範囲において、流力振動評価が必要な配管内円柱状構造物及び配管の高サイクル熱疲労評価が必要な高低温水合流部及び閉塞分岐管が含まれていないことを説明する。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲以外の既設設備については、経済産業省原子力安全・保安院による指示文書の別紙 1「新省令第 6 条及び第 8 条の 2 第 2 項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）に基づき保安院に提出した「島根原子力発電所 1 号機及び 2 号機流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成18年10月13日付電原運第 8 0 号）及びN I S A 文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）に基づき提出した「島根原子力発電所第 2 号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価及び検査結果の提出について」（平成18年6月19日付電原運第 2 9 号）（以下「報告書」という。）にて評価している。

また、技術基準規則第 19 条解釈に示された配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労の評価が必要となる一次冷却材が循環する施設は参考資料に示すとおり、省令 62 号から変更はない。よって改めて検討する範囲は今回拡大した原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲及びその他改造範囲で十分である。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲の構成

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲について図 1～図 1 1 に示す。

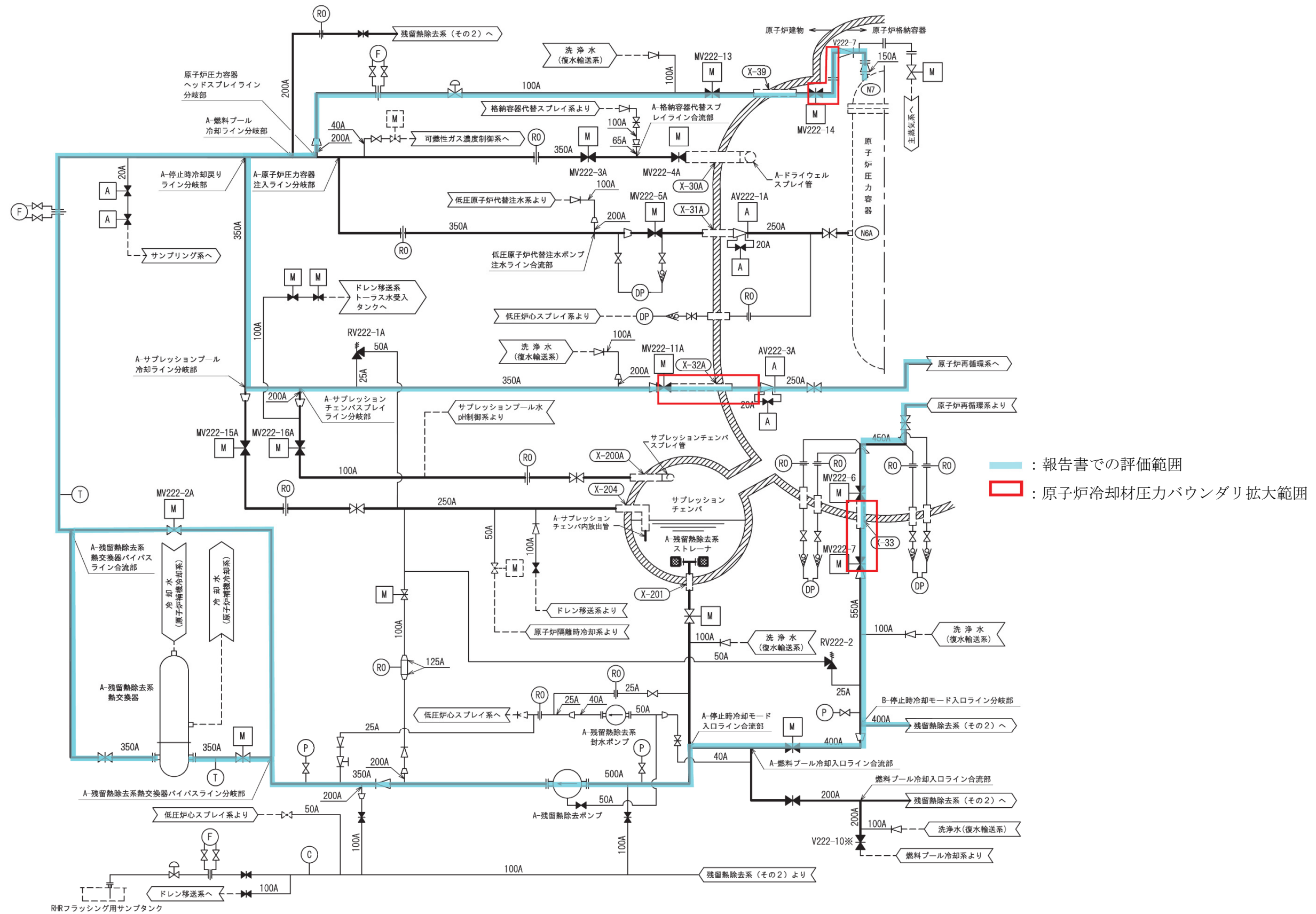


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（残留熱除去系A系）

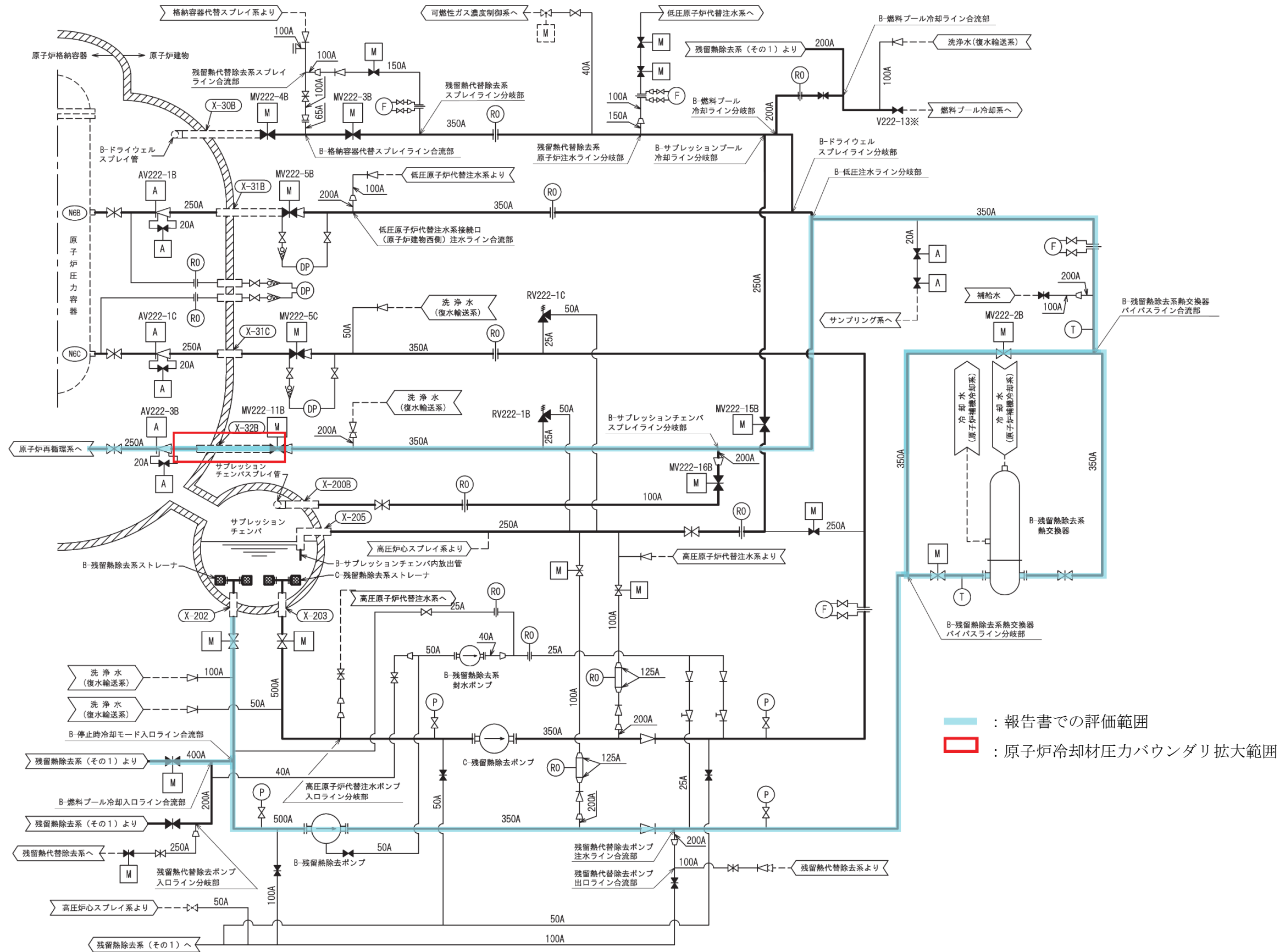


図2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系B系)

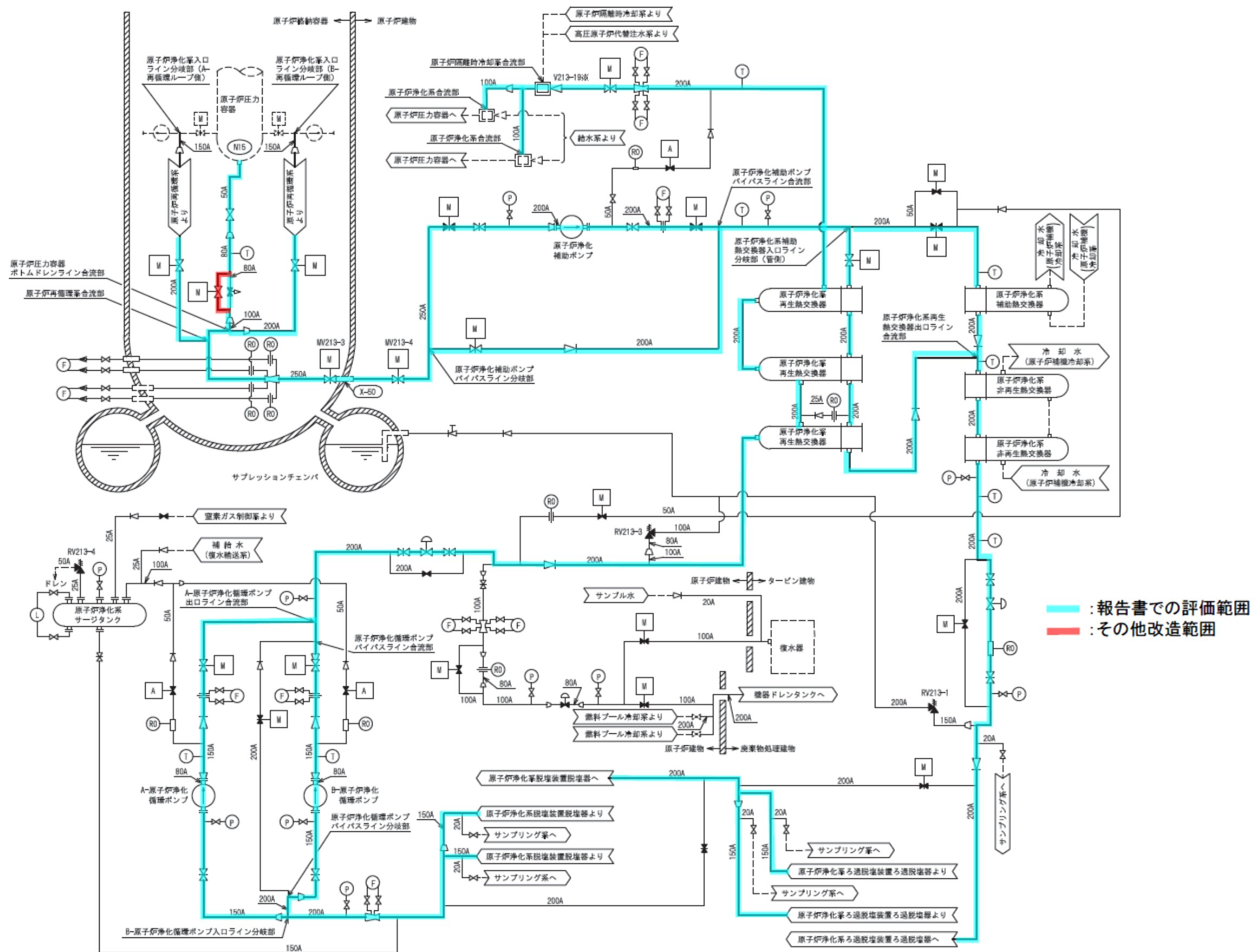


図3 その他改造範囲（原子炉压力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））

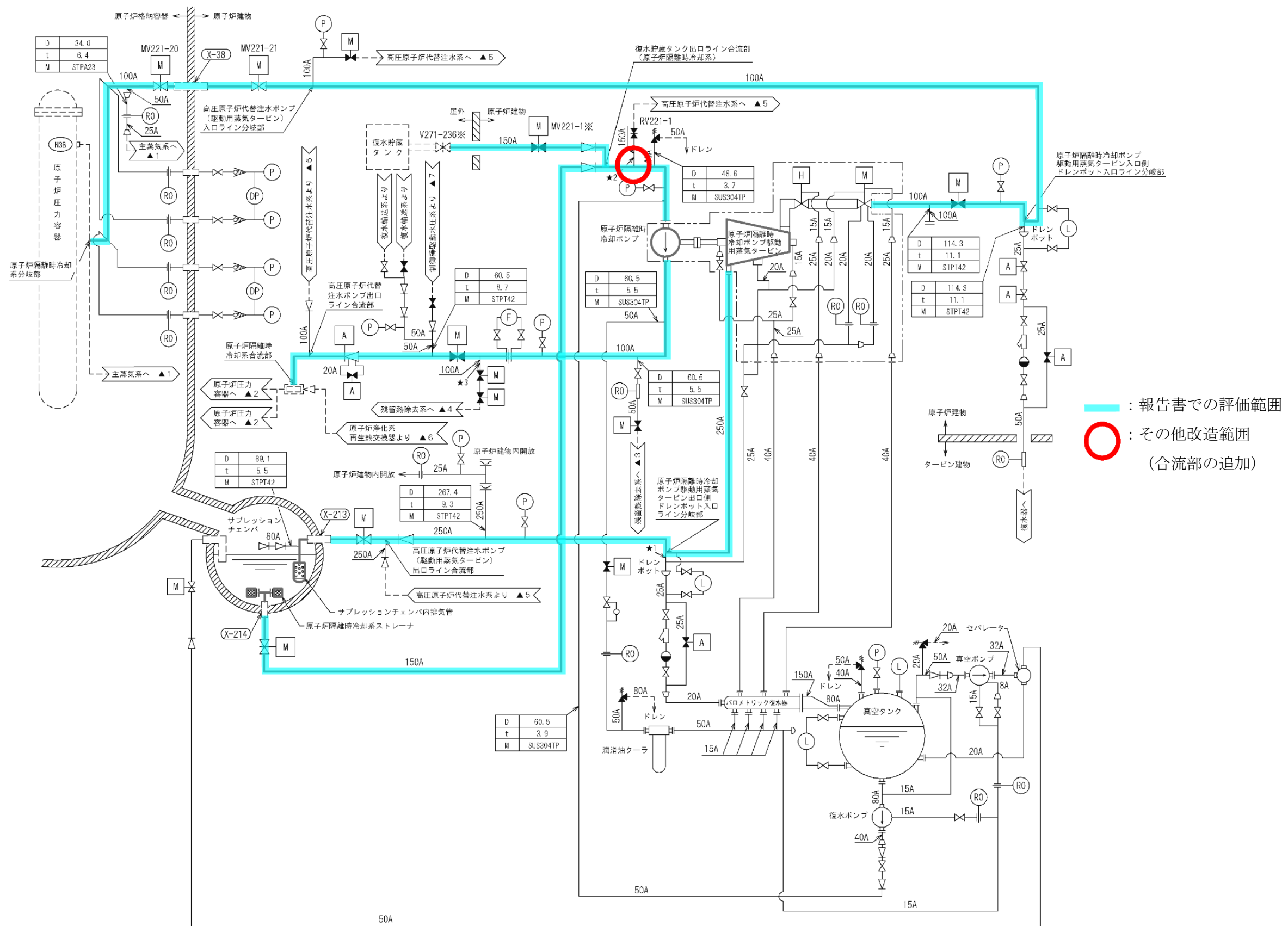
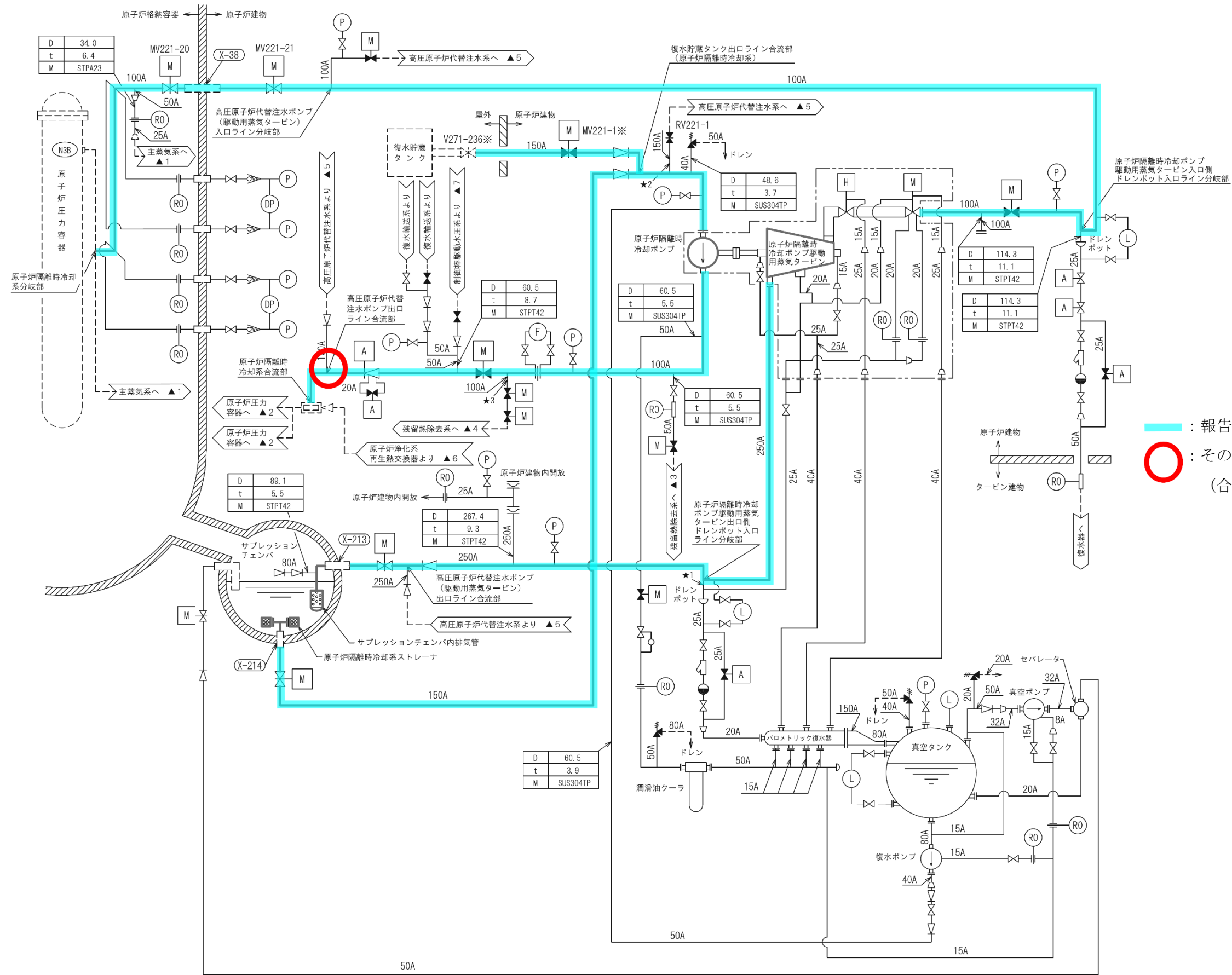


図4 その他改造範囲 (原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部)



— : 報告書での評価範囲
○ : その他改造範囲
 (合流部の追加)

図5 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）

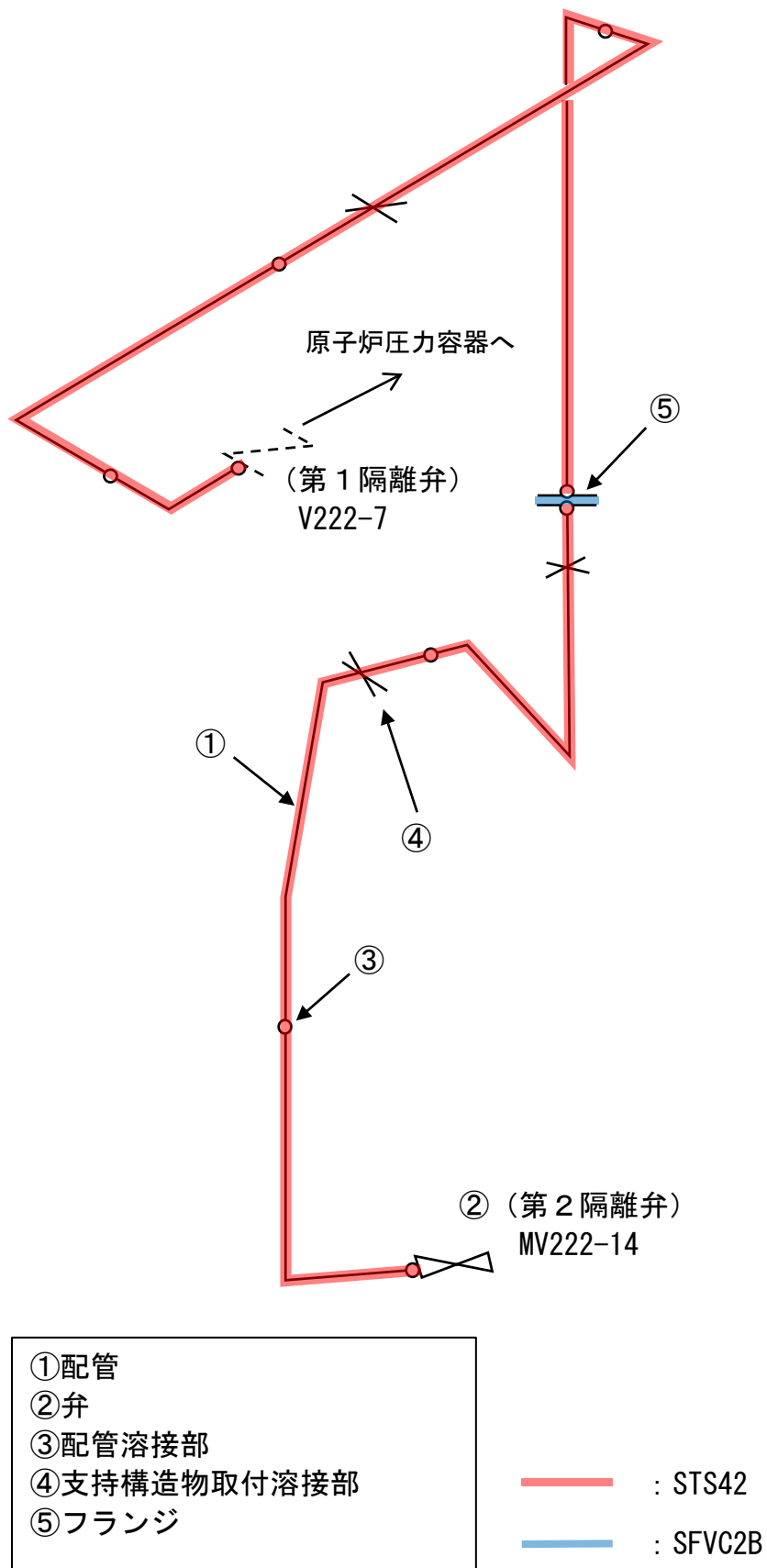


図6 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの系統概要図

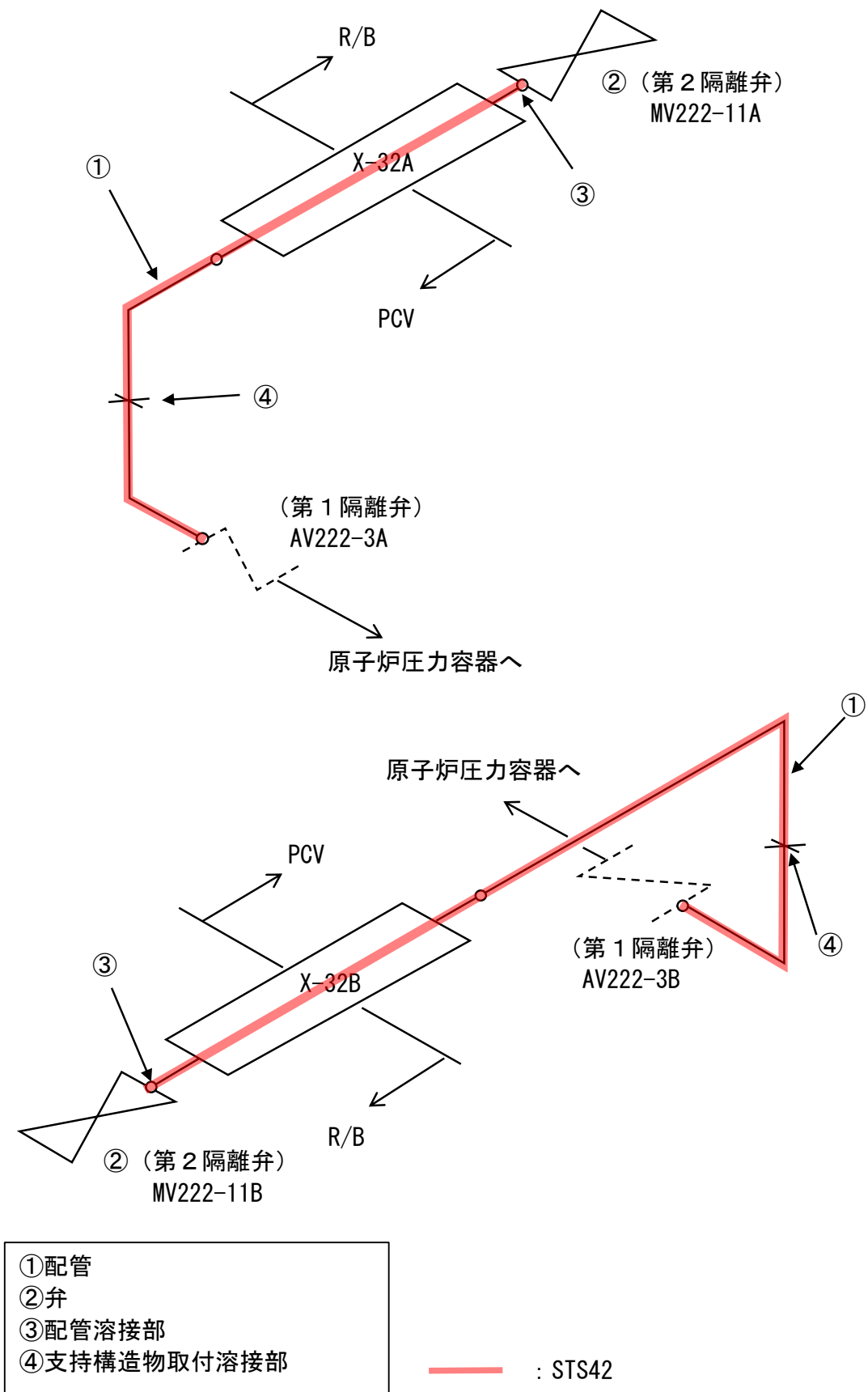


図7 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）の系統概要図

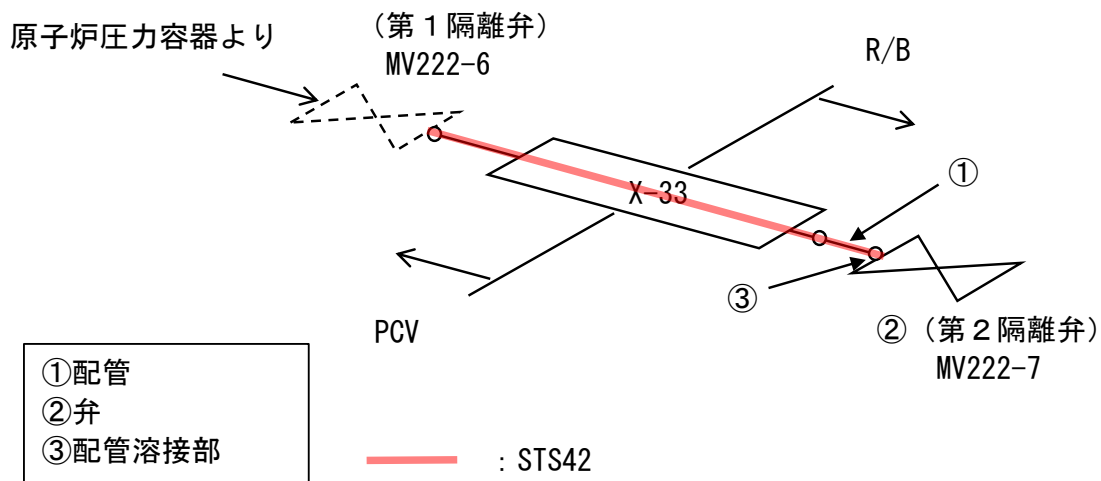


図8 残留熱除去系停止時冷却モード抜き出しラインの系統概要図

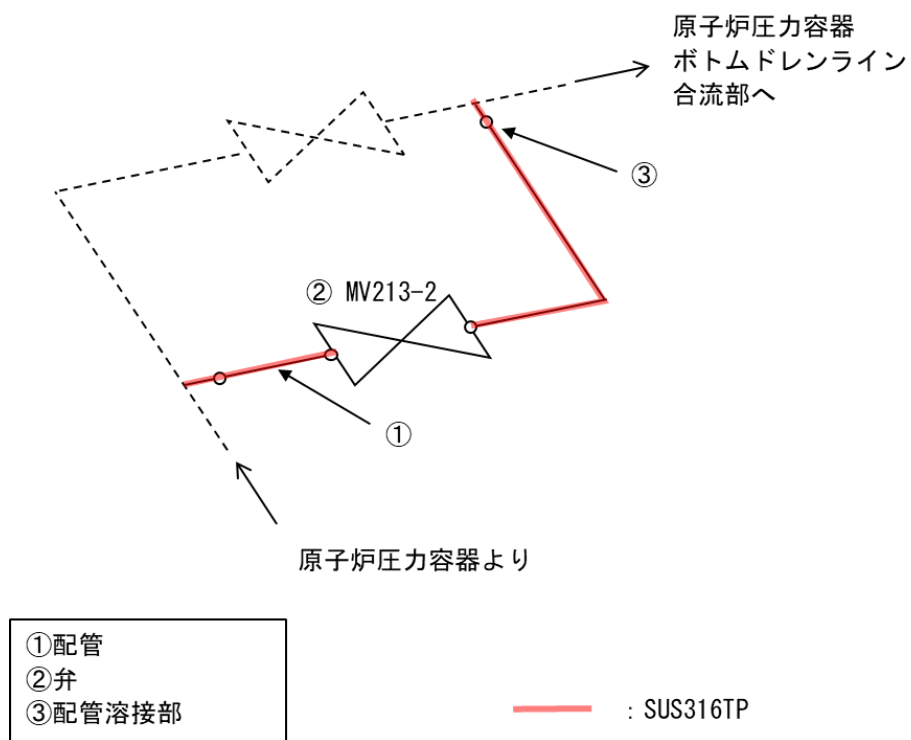


図9 その他改造範囲（原子炉压力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））の系統概要図

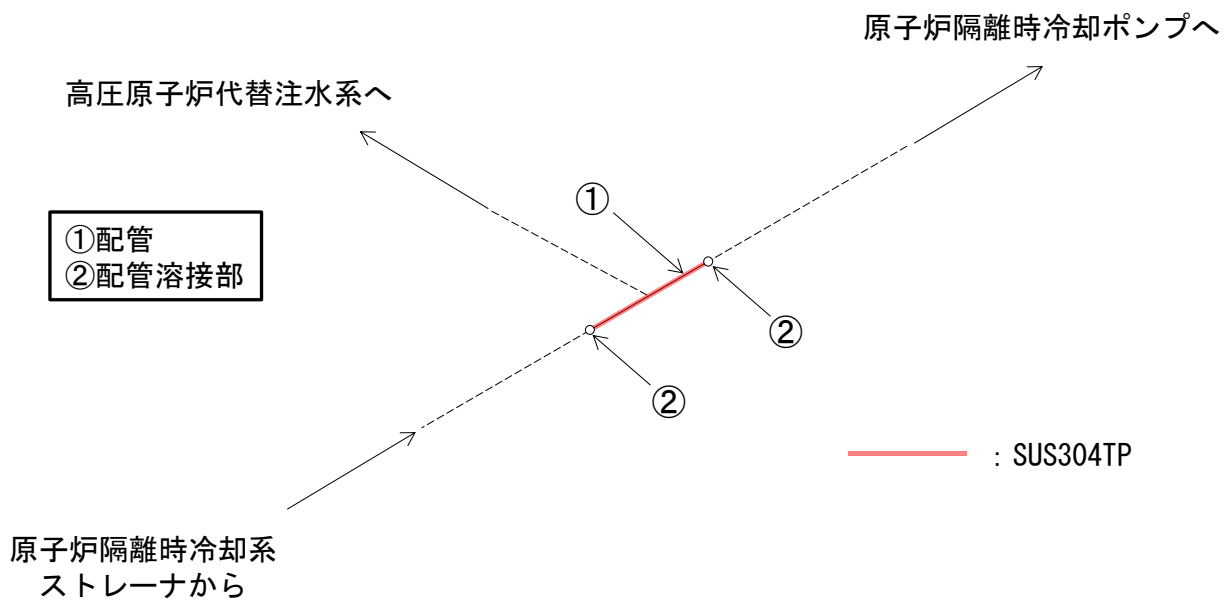


図 1 0 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部）の系統概要図

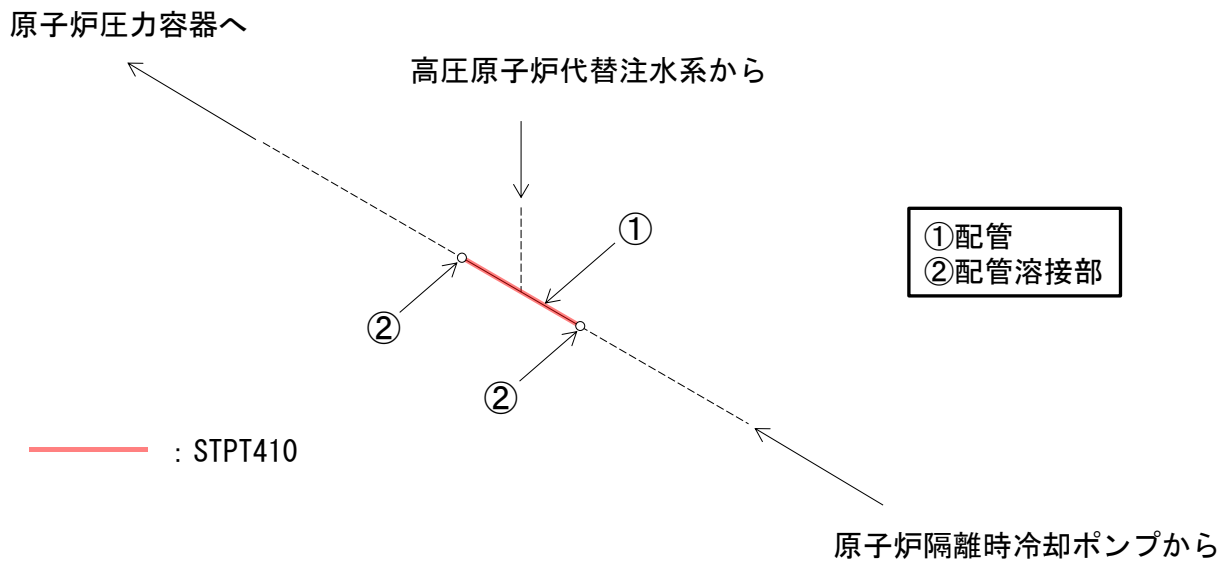


図 1 1 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）の系統概要図

3. まとめ

図1～図11より、今回の原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲は全て報告書の評価範囲に含まれており、流体振動又は温度変動による損傷が懸念され新たに評価が必要となる部位は無い。その他改造範囲については、流体振動による損傷の評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていなく、温度変動による損傷の評価対象となる高低温水合流部及び閉塞分岐管がないため評価が必要となる部位は無い。また、保安院に提出した報告書を添付1、添付2に示す。これにより、技術基準第19条に示されたとおり、配管内円柱状構造物の流力振動については「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012)、高サイクル熱疲労については「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定された手法により評価しており、問題があると評価された部位については対策をとり、結果を定期事業者検査で確認している。

4. 添付資料

添付1－流体振動による配管内円柱構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について(訂正版)

添付2－高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価および検査結果について

【参考資料】

参考資料1－技術基準規則の新旧比較について

参考資料2－評価範囲の選定理由について

流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する
評価結果と措置計画等の報告について（訂正版）

島根原子力発電所 2号機

流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する
評価結果と措置計画等の報告について（訂正版）

平成 18 年 10 月

中国電力株式会社

1. 目的

平成 17 年 12 月 27 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」および当該文書の別紙 1「新省令第 6 条及び第 8 条の 2 第 2 項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）の指示に基づき、島根原子力発電所 2 号機における配管内円柱状構造物に対してエルボの偏流による影響等を考慮した流体振動による損傷の防止に関する評価結果と措置計画等について、報告書を提出したところである（電原運第 12 号 平成 18 年 4 月 28 日付け）。今回、本内容について、再評価が完了したことから、改めて流体振動による損傷防止に関する評価結果及び措置対策を報告する。

2. 配管内円柱状構造物の損傷評価

配管内円柱状構造物について、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下、「省令 62 号」という。）第 6 条第 1 項及び第 3 項並びに第 8 条の 2 第 2 項に基づき評価を実施した。

(1) 対象系統

対象系統として、省令 62 号より以下の系統を選定している。

- ・一次冷却材の循環系統（主蒸気系，給復水系を含む）
- ・原子炉冷却材浄化系
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・非常用炉心冷却設備（原子炉隔離時冷却系を含む）

(2) 対象設備

対象設備は、耐圧機能を有する円柱状構造物（温度計ウェル）および耐圧機能を有しない円柱状構造物（サンプリングノズル（酸素注入ノズル含む））を対象とする。なお、容器等流れを有しない管以外の部位に設置される円柱状構造物は対象設備より除く。

(3) 配管内円柱状構造物の評価

a. 評価対象箇所抽出評価

対象系統において構造健全性評価が必要となる範囲を評価した結果、評価対象として、以下の計 129 箇所（内サンプリングノズル：38 箇所）の配管内円柱状構造物を抽出した。

- ・原子炉再循環系（PLR） 6 箇所
- ・主蒸気系（MS） 7 箇所（内サンプリングノズル： 1 箇所）

・復水系 (CW)	5 8 箇所 (内サンプリングノズル: 2 4 箇所)
・給水系 (FW)	1 8 箇所 (内サンプリングノズル: 2 箇所)
・原子炉浄化系 (CUW)	1 4 箇所 (内サンプリングノズル: 5 箇所)
・残留熱除去系 (RHR)	8 箇所 (内サンプリングノズル: 2 箇所)
・タービンヒータドレン系 (THD)	1 8 箇所 (内サンプリングノズル: 4 箇所)

(別紙 1, 2)

b. 構造健全性評価

上記 a. で抽出した配管内円柱状構造物について、(社)日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012) (以下、JSME という。)に基づき、構造健全性評価を実施した結果、損傷の可能性が否定できない箇所は、耐圧機能を有しない円柱状構造物 (サンプリングノズル (酸素注入ノズル含む)) の 5 箇所となった。

(別紙 3)

3. プラント機器への影響評価

2. で損傷の可能性が否定出来ないと評価された耐圧機能を有しない円柱状構造物 (サンプリングノズル (酸素注入ノズル含む)) の 5 箇所について、折損部の移動先を評価した結果、安全上重要な機器である ECCS 系のポンプ・弁および原子炉格納容器隔離弁等の機器に対して影響がない事を確認した。

(別紙 4)

4. 今後の措置

耐圧機能を有する円柱状構造物 (温度計ウェル) については、損傷の可能性はない。耐圧機能を有しない円柱状構造物 (サンプリングノズル (酸素注入ノズル含む)) 5 箇所については、折損時においても安全設備に影響を及ぼさないが、そのうち 3 箇所 (別紙 1 (3/3) の No.5,6,9) については、第 13 回定期検査期間中に短尺品に取替えた。残りの 2 箇所については、今後、損傷を防止するための措置を講ずることとする。

5. 別紙

別紙 1 : 配管内円柱状構造物の評価対象箇所一覧表

別紙 2 : 配管内円柱状構造物の評価対象箇所の概略系統図

別紙 3 : 配管内円柱状構造物の構造健全性について

別紙 4 : 配管内円柱状構造物折損時の安全設備への影響評価

配管内円柱状構造物の評価対象箇所一覧表(1/3)
(耐圧機能を有する構造物:温度計ウエル)

No.	対象施設	Tag. No.	計測点名称
1	PLR	TE201-1A	再循環ポンプA入口温度
2	PLR	TE201-2A	再循環ポンプA入口温度
3	PLR	TE201-3A	再循環ポンプA入口温度
4	PLR	TE201-1B	再循環ポンプB入口温度
5	PLR	TE201-2B	再循環ポンプB入口温度
8	PLR	TE201-3B	再循環ポンプB入口温度
7	MS	TE202-1	主蒸気温度
8	MS	TE202-11A	NO. 1主塞止弁前温度
9	MS	TE202-11B	NO. 2主塞止弁前温度
10	MS	TE202-11C	NO. 3主塞止弁前温度
11	MS	TE202-11D	NO. 4主塞止弁前温度
12	CW	TE203-1	復水ポンプ入口ヘッダ温度
13	CW	TE203-2	湿床式脱塩装置出口温度
14	CW	TE203-3	空気抽出器出口温度
15	CW	TE203-4	グラウンド蒸気復水器出口温度
16	CW	TE203-5	復水昇圧ポンプ出口ヘッダ温度
17	CW	TE203-6A	第1給水加熱器A出口温度
18	CW	TE203-6B	第1給水加熱器B出口温度
19	CW	TE203-6C	第1給水加熱器C出口温度
20	CW	TT203-1A	第1給水加熱器A出口温度
21	CW	TT203-1B	第1給水加熱器B出口温度
22	CW	TT203-1C	第1給水加熱器C出口温度
23	CW	TE203-7A	第2給水加熱器A出口温度
24	CW	TE203-7B	第2給水加熱器B出口温度
25	CW	TE203-7C	第2給水加熱器C出口温度
26	CW	TT203-2A	第2給水加熱器A出口温度
27	CW	TT203-2B	第2給水加熱器B出口温度
28	CW	TT203-2C	第2給水加熱器C出口温度
29	CW	TE203-8A	第3給水加熱器A入口温度
30	CW	TE203-8B	第3給水加熱器B入口温度
31	CW	TT203-3A	第3給水加熱器A入口温度
32	CW	TT203-3B	第3給水加熱器B入口温度
33	CW	TE203-9A	第3給水加熱器A出口温度
34	CW	TE203-9B	第3給水加熱器B出口温度
35	CW	TT203-4A	第3給水加熱器A出口温度
36	CW	TT203-4B	第3給水加熱器B出口温度
37	CW	TE203-10A	第4給水加熱器A出口温度
38	CW	TE203-10B	第4給水加熱器B出口温度
39	CW	TT203-5A	第4給水加熱器A出口温度
40	CW	TT203-5B	第4給水加熱器B出口温度
41	CW	TE203-11	給水ポンプ入口ヘッダ温度
42	CW	TE203-12A	給水ポンプ(タービン駆動)A入口温度
43	CW	TE203-12B	給水ポンプ(タービン駆動)B入口温度
44	CW	TE203-13A	給水ポンプ(電動機駆動)A入口温度
45	CW	TE203-13B	給水ポンプ(電動機駆動)B入口温度
46	FW	TE204-1	第5給水加熱器入口温度
47	FW	TT204-1	第5給水加熱器入口温度
48	FW	TE204-2A	第5給水加熱器A出口温度

配管内円柱状構造物の評価対象箇所一覧表(2/3)
(耐圧機能を有する構造物:温度計ウェル)

No.	対象施設	Tag. No.	計測点名称
49	FW	TE204-2B	第5給水加熱器B出口温度
50	FW	TT204-2A	第5給水加熱器A出口温度
51	FW	TT204-2B	第5給水加熱器B出口温度
52	FW	TE204-3A	第6給水加熱器A出口温度
53	FW	TE204-3B	第6給水加熱器B出口温度
54	FW	TT204-3A	第6給水加熱器A出口温度
55	FW	TT204-3B	第6給水加熱器B出口温度
56	FW	TE204-4A	原子炉入口給水温度
57	FW	TE204-4B	原子炉入口給水温度
58	FW	TE204-5A	原子炉入口給水温度
59	FW	TE204-5B	原子炉入口給水温度
60	FW	TE204-6A	原子炉入口給水温度
61	FW	TE204-6B	原子炉入口給水温度
62	CUW	TE213-1	原子炉圧力容器底部ドレン温度
63	CUW	TE213-2	原子炉浄化系統入口温度
64	CUW	TE213-3	原子炉浄化系再生熱交換器出口温度
65	CUW	TE213-4	原子炉浄化系非再生熱交換器出口温度
66	CUW	TIS213-5	原子炉浄化系非再生熱交換器出口温度
67	CUW	TIS213-6A	原子炉浄化系循環ポンプA出口温度
68	CUW	TIS213-6B	原子炉浄化系循環ポンプB出口温度
69	CUW	TE213-7	原子炉浄化系統出口温度
70	CUW	TE213-10	原子炉浄化系補助熱交換器入口温度
71	RHR	TE222-1A	残留熱除去系熱交換器A入口温度
72	RHR	TE222-1B	残留熱除去系熱交換器B入口温度
73	RHR	TE222-2A	残留熱除去系熱交換器A出口温度
74	RHR	TE222-2B	残留熱除去系熱交換器B出口温度
75	RHR	TT222-13A	残留熱除去系熱交換器A出口温度
76	RHR	TT222-13B	残留熱除去系熱交換器B出口温度
77	MS	TE202-3	主蒸気ドレン温度
78	THD	TE244-1A	第6給水加熱器Aドレン温度
79	THD	TE244-1B	第6給水加熱器Bドレン温度
80	THD	TE244-2A	第5給水加熱器Aドレン温度
81	THD	TE244-2B	第5給水加熱器Bドレン温度
82	THD	TE244-3A	第4給水加熱器Aドレン温度
83	THD	TE244-3B	第4給水加熱器Bドレン温度
84	THD	TE244-4A	第3給水加熱器Aドレン温度
85	THD	TE244-4B	第3給水加熱器Bドレン温度
86	THD	TE244-5A	第2給水加熱器Aドレン温度
87	THD	TE244-5B	第2給水加熱器Bドレン温度
88	THD	TE244-5C	第2給水加熱器Cドレン温度
89	THD	TE244-6A	第1給水加熱器Aドレン温度
90	THD	TE244-6B	第1給水加熱器Bドレン温度
91	THD	TE244-6C	第1給水加熱器Cドレン温度

配管内円柱状構造物の評価対象箇所一覧表(3/3)

〔耐圧機能を有しない構造物: サンプリングノズル(酸素注入ノズル含む)〕

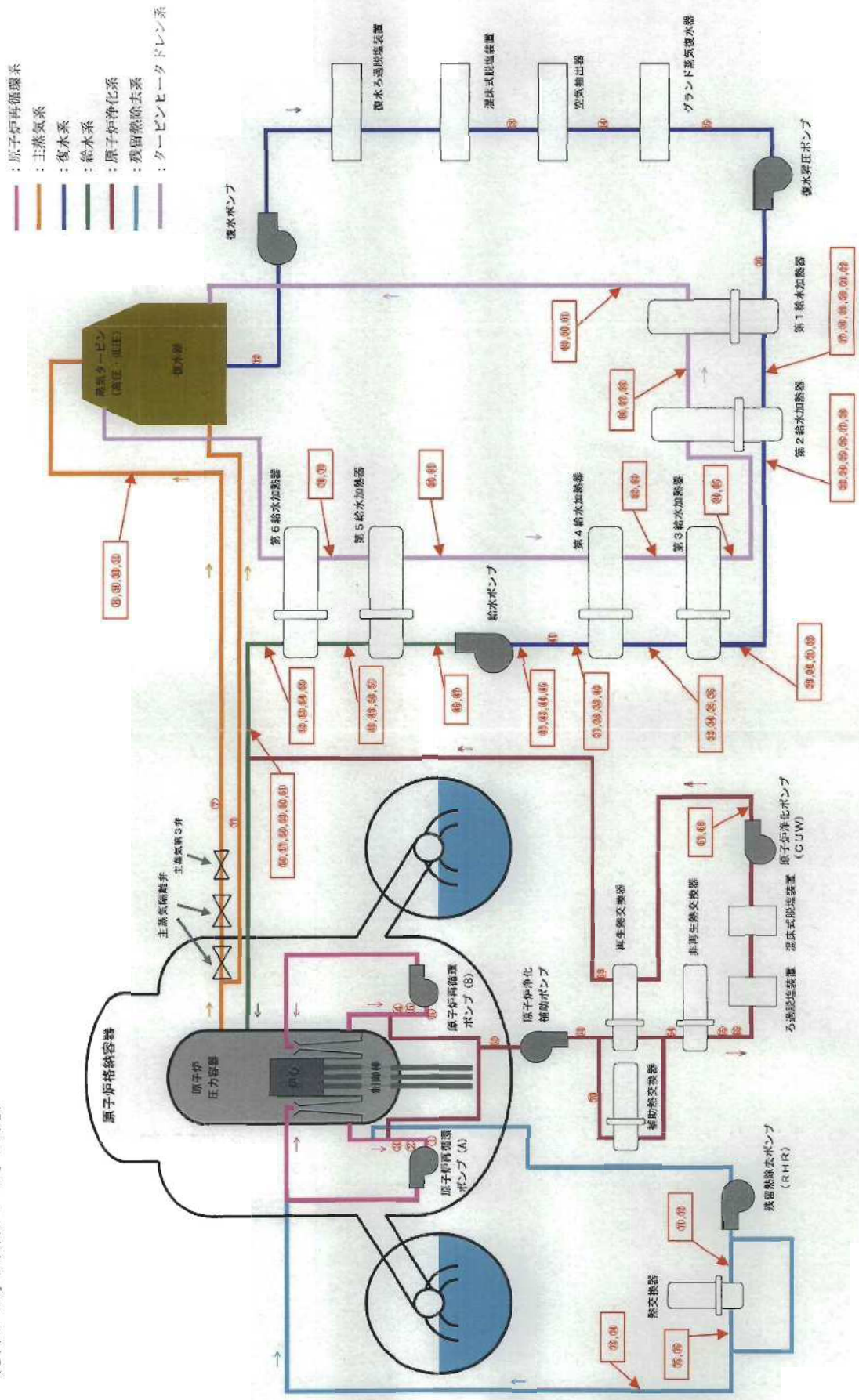
No.	対象施設	Tag. No.	計測点名称
1	CW	SP040	低圧給水加熱器A出口水
2	CW	SP041	低圧給水加熱器B出口水
3	FW	SP043	高圧給水加熱器A出口水
4	FW	SP044	高圧給水加熱器B出口水
5	CW	酸注ノズル	復水ポンプ出口(酸素注入ノズル)
6	CW	酸注ノズル	復水ろ過脱塩装置出口(酸素注入ノズル)
7	RHR	SP105A	残留熱除去系熱交換器A出口水
8	RHR	SP105B	残留熱除去系熱交換器B出口水
9	MS	SP001	主蒸気止め弁入口蒸気
10	CW	SP017	復水ポンプ出口水(復水ろ過脱塩装置入口)
11	CW	SP018	復水ろ過脱塩装置入口水(母管)
12	CW	SP027	復水ろ過脱塩装置出口水(母管)
13	CW	SP038	復水脱塩装置出口水(母管)
14	CW	SP081A	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔A出口水
15	CW	SP081B	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔B出口水
16	CW	SP081C	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔C出口水
17	CW	SP081D	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔D出口水
18	CW	SP081E	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔E出口水
19	CW	SP081F	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔F出口水
20	CW	SP081G	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔G出口水
21	CW	SP081H	復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩塔H出口水
22	CW	SP28	復水脱塩装置復水脱塩器H出口
23	CW	SP29	復水脱塩装置復水脱塩器G出口
24	CW	SP30	復水脱塩装置復水脱塩器F出口
25	CW	SP31	復水脱塩装置復水脱塩器E出口
26	CW	SP32	復水脱塩装置復水脱塩器D出口
27	CW	SP33	復水脱塩装置復水脱塩器C出口
28	CW	SP34	復水脱塩装置復水脱塩器B出口
29	CW	SP35	復水脱塩装置復水脱塩器A出口
30	CUW	SP102	原子炉浄化系ろ過脱塩装置入口水
31	CUW	SP103A	原子炉浄化系ろ過脱塩装置A出口水
32	CUW	SP103B	原子炉浄化系ろ過脱塩装置B出口水
33	CUW	SP104A	原子炉浄化系湿床式脱塩装置A出口水
34	CUW	SP104B	原子炉浄化系湿床式脱塩装置B出口水
35	THD	SP046	高圧給水加熱器A出口ドレン
36	THD	SP047	高圧給水加熱器B出口ドレン
37	THD	SP048	低圧給水加熱器A出口ドレン
38	THD	SP050	低圧給水加熱器B出口ドレン

耐圧機能を有する円柱状構造物 (温度計ウエル)

⑨: 温度計ウエル強度評価対象 (91箇所)

(○内の「No.」は別紙1の「No.」に対応)

別紙2



配管内円柱状構造物の評価対象箇所の概略系統図 (1/2)

耐圧機能を有しない円柱状構造物「サンプリングノズル（酸素注入ノズル含む）」

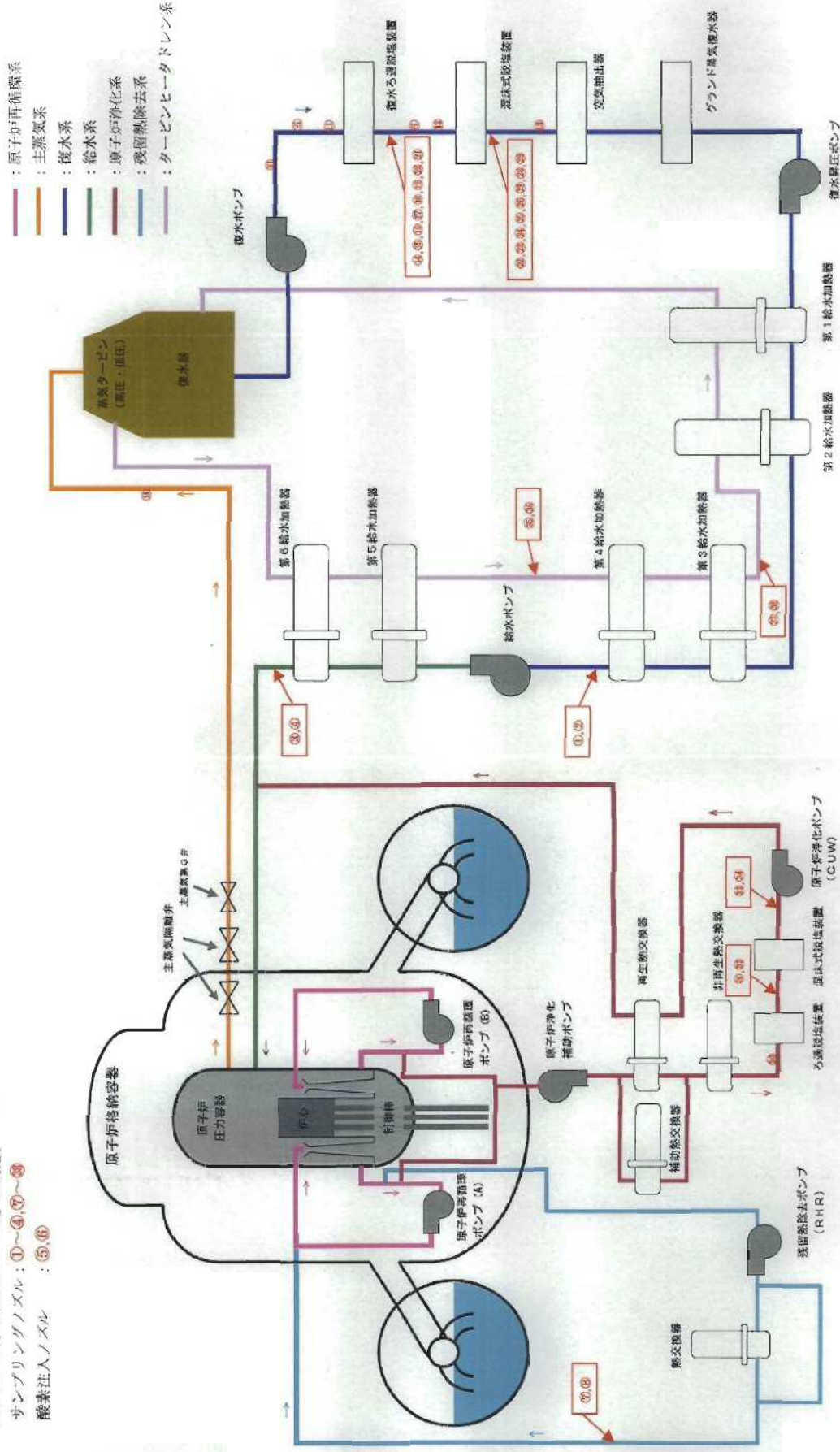
(注)：サンプリングノズル強度評価対象（38箇所）

(○内の「No.」は別紙1の「No.」に対応)

サンプリングノズル：①～④、⑦～⑧

酸素注入ノズル：⑤、⑥

別紙2



配管内円柱状構造物の評価対象箇所の概略系統図（2/2）

配管内円柱状構造物の構造健全性評価について

省令 62 号第 6 条および第 8 条の 2 第 2 項に規定する流体振動による損傷防止に関して、評価対象として抽出された配管内円柱状構造物について、「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S012)」（以下、「JSME 指針」という。）に基づき構造健全性評価を実施した。

1. 評価対象

以下の配管内円柱状構造物 129 箇所について、構造健全性評価を実施した。

・原子炉再循環系 (PLR)	6 箇所
・主蒸気系 (MS)	7 箇所 (内サンプリングノズル: 1 箇所)
・復水系 (CW)	58 箇所 (内サンプリングノズル: 24 箇所)
・給水系 (FW)	18 箇所 (内サンプリングノズル: 2 箇所)
・原子炉浄化系 (CUW)	14 箇所 (内サンプリングノズル: 5 箇所)
・残留熱除去系 (RHR)	8 箇所 (内サンプリングノズル: 2 箇所)
・タービンヒータドレン系 (THD)	18 箇所 (内サンプリングノズル: 4 箇所)

2. 評価方法

JSME 指針に基づき構造健全性評価を実施した。

なお、評価にあたっては、下記の作業ステップにて行い、評価作業の効率化を図る事としている

ステップ①

系統に流れる可能性のある最大流量および構造物の上流配管形状による偏流流速の増加分を考慮して、これらを包絡する値として定格運転流量*の 2 倍流量から算出される平均流速の条件にて、JSME 評価式に基づいた換算流速 V_r を算出し、 $V_r < 1$ 、すなわち共振が回避できる事を確認する。合わせて、定常抗力および乱れを考慮した振動応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。

※主蒸気流量、主蒸気ドレン流量、ヒータドレン流量、給・復水流量は通常運転時の系統設計流量、それ以外は、通常運転時の最大流量であるポンプ定格流量より定格運転流量を算出する。

ステップ②

ステップ①にて損傷の可能性があると評価されたものについて、実プラントの運転モードを考慮した詳細評価を実施する。評価にあたっては、系統試験運転等で実

施した系統流速をオーバーした試験実績および系統のバイパス運転による局所的な流速の増加を考慮する。

なお、上流側の偏流発生源から円柱状構造物までの距離が、配管内径の 5 倍以内である場合は、本ステップで設定した流速条件に対して、以下に示す割増係数を乗じた流速条件にて評価を行う。

割増係数	-	x : 偏流発生源から円柱状構造物までの距離 D : 配管内径
1.5	$x/D \leq 3$	
1.25	$3 < x/D \leq 5$	

(添付資料-1)

3. 評価結果

構造健全性評価の結果は、以下のとおり。

- ・温度計ウェル：(計 91 箇所)
損傷の可能性無し。
- ・サンプリングノズル (酸素注入ノズル含む)：(計 38 箇所)
損傷の可能性が否定できない箇所は、5 箇所。

(添付資料-2, 3, 4)

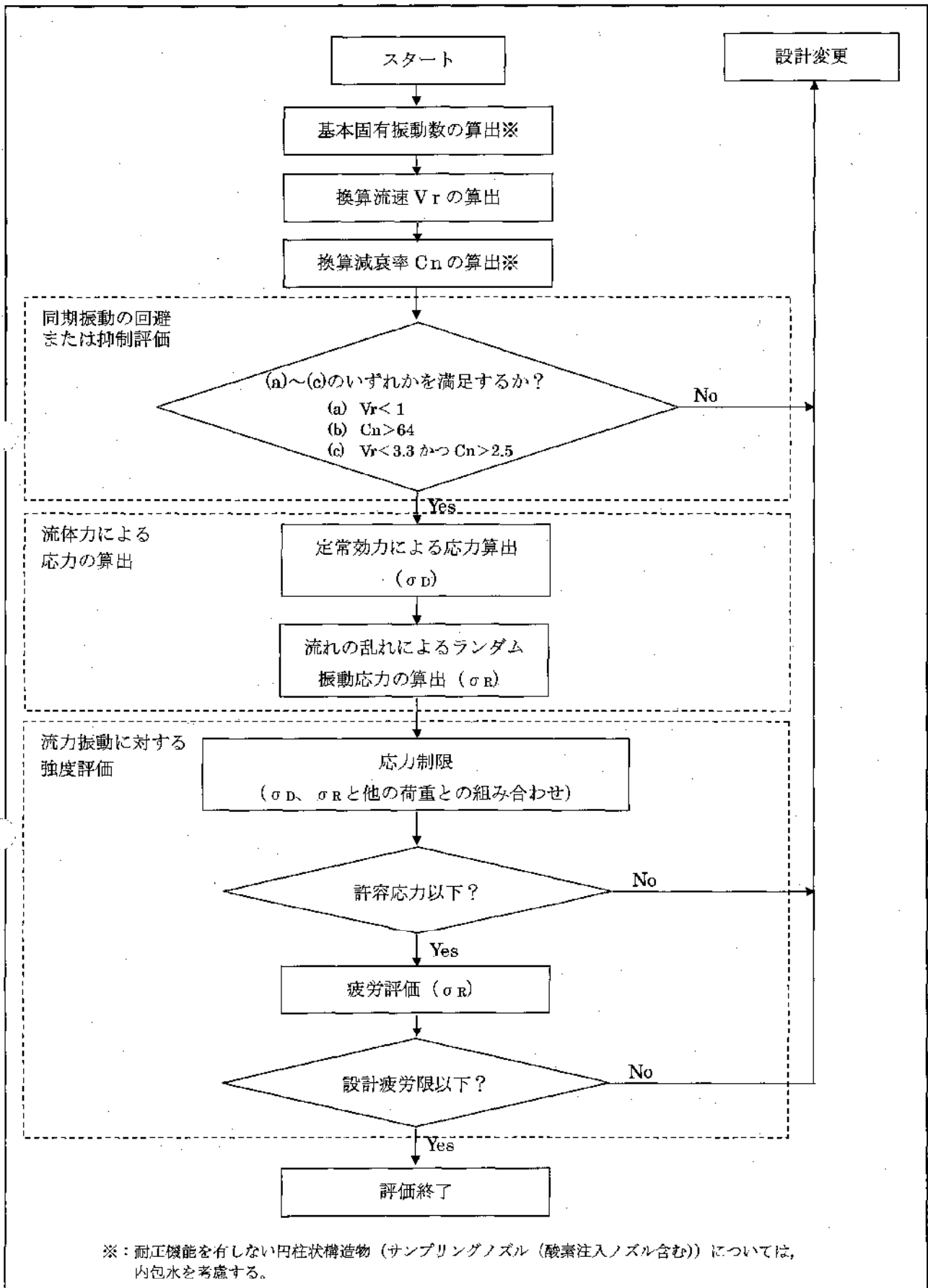
4. 添付資料

添付資料-1：配管内円柱状構造物の構造健全性評価フロー

添付資料-2：円柱状構造物の寸法・形状図

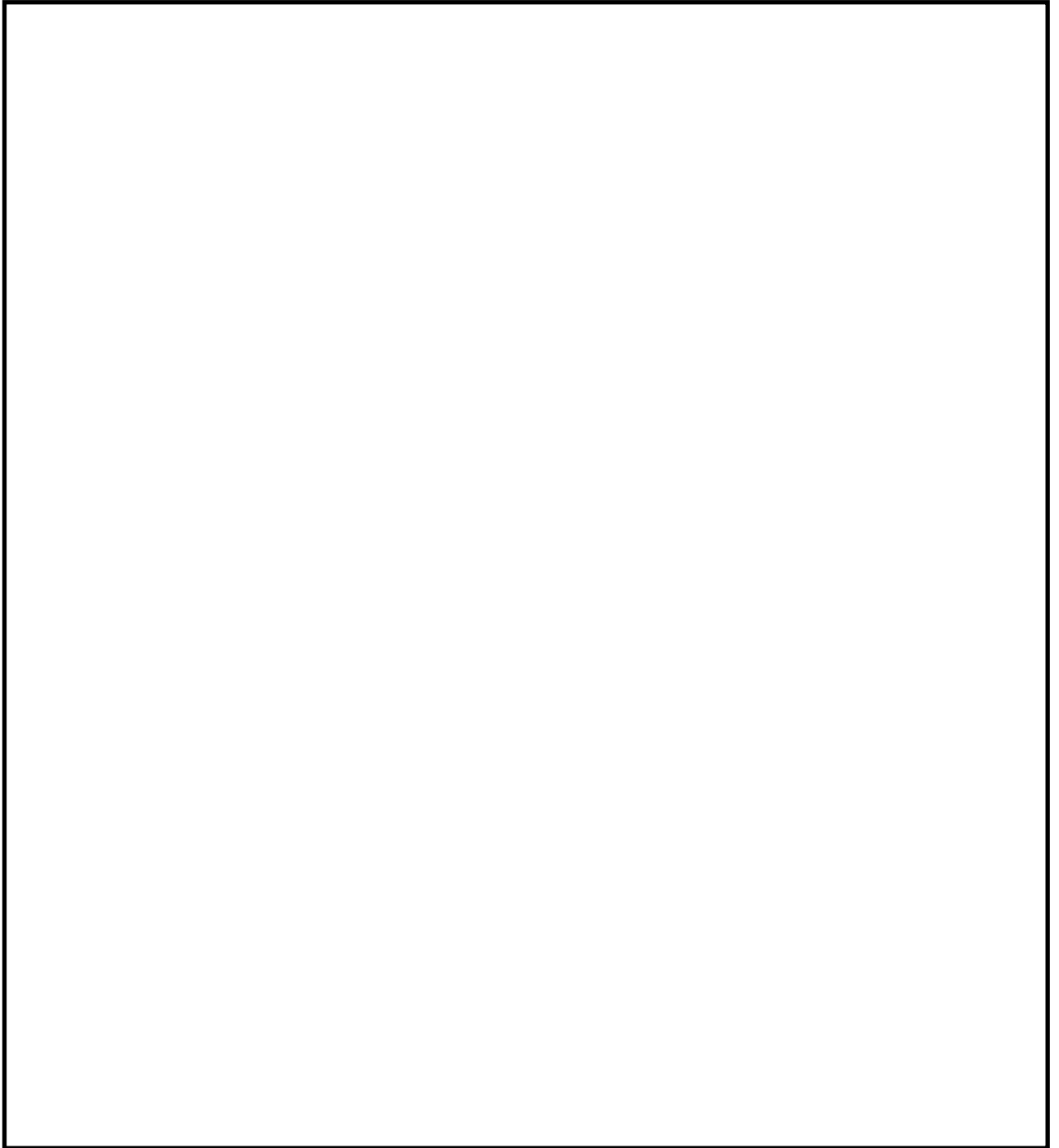
添付資料-3：配管の寸法・形状概略図

添付資料-4：評価結果



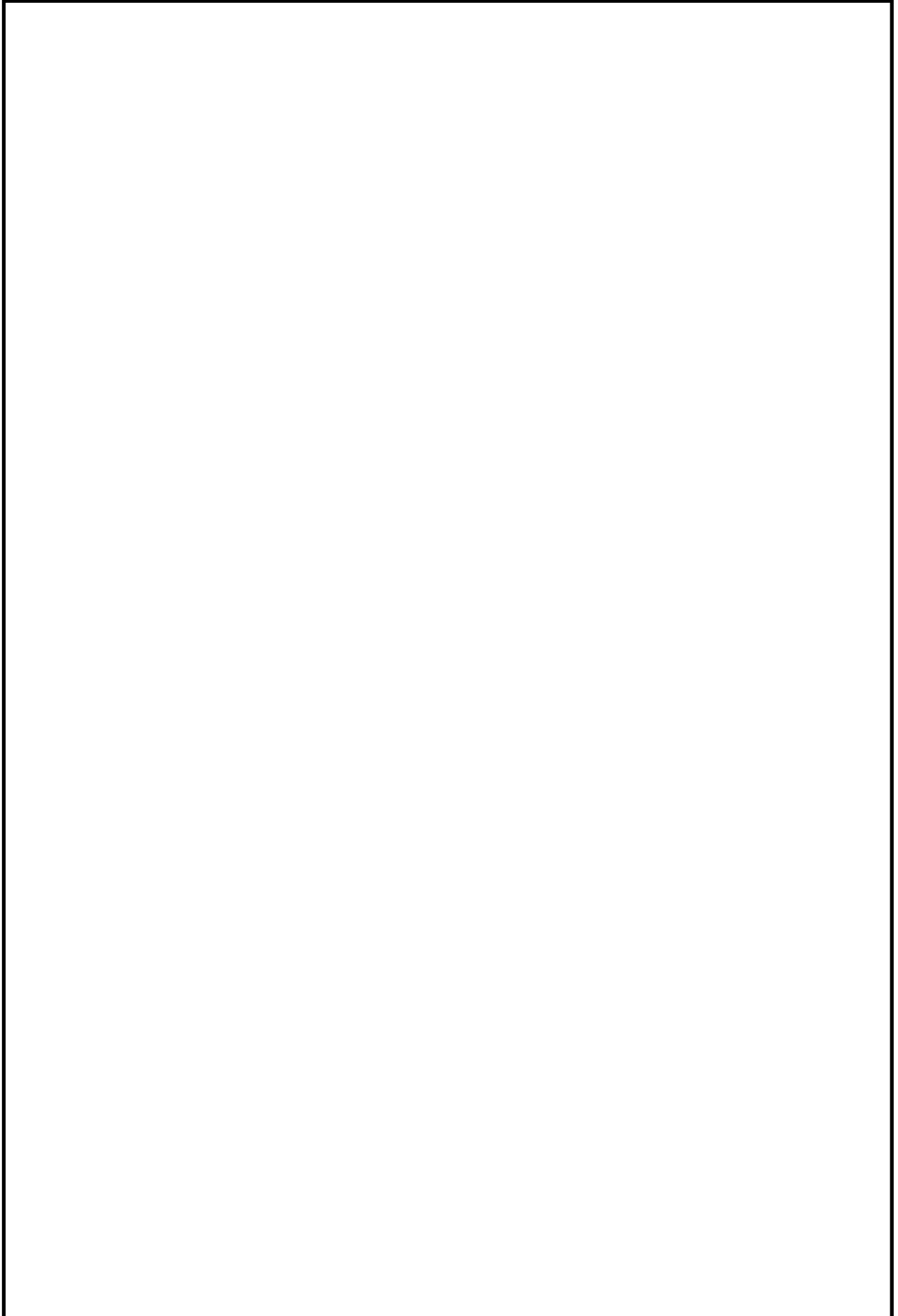
配管内円柱状構造物の構造健全性評価フロー

円柱状構造物形状図



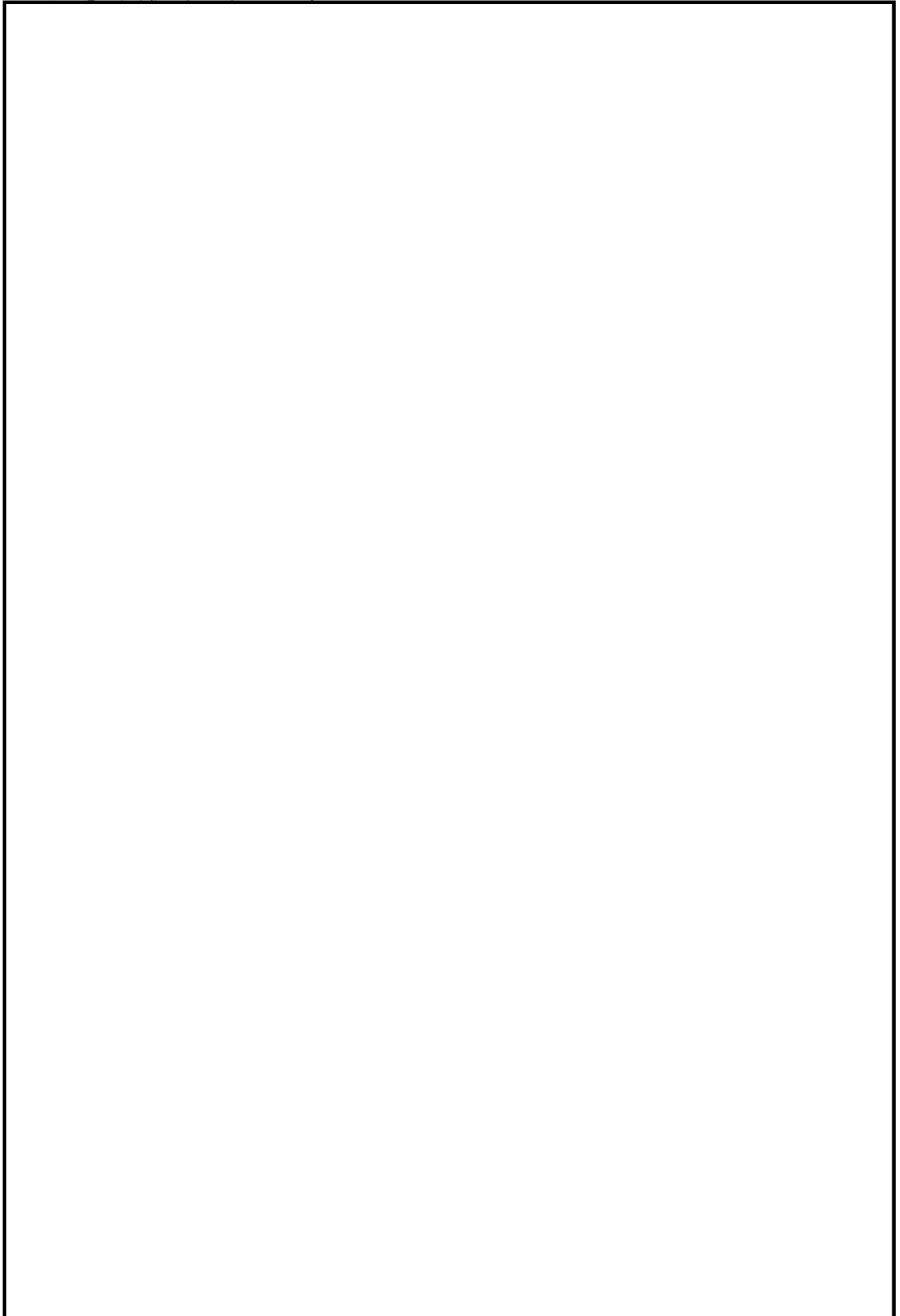
円柱状構造物の寸法・形状図(2/4)
(耐圧機能を有する構造物: 温度計ウェル)

添付資料-2



円柱状構造物の寸法・形状図(3/4)
(耐圧機能を有する構造物:温度計ウェル)

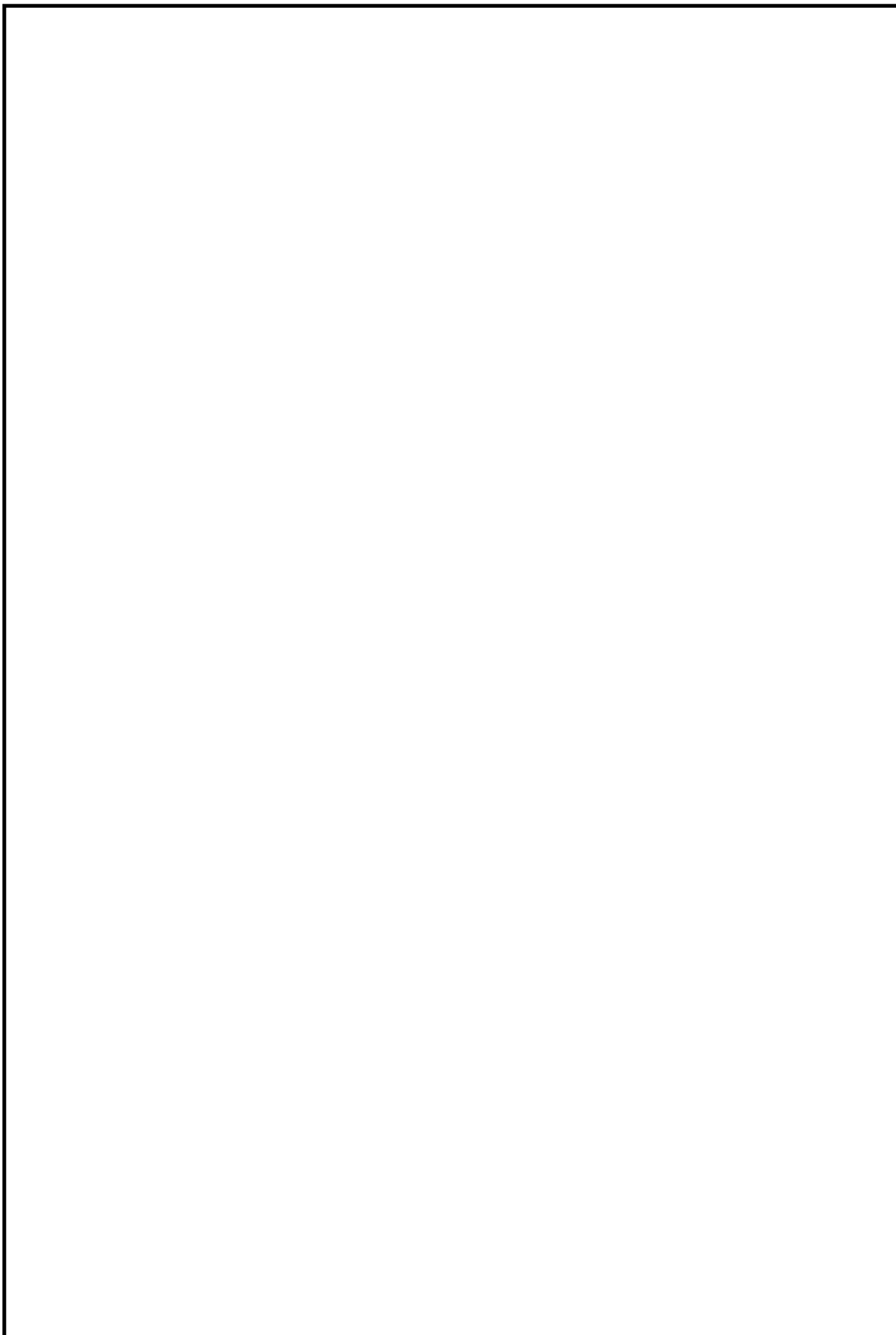
添付資料-2



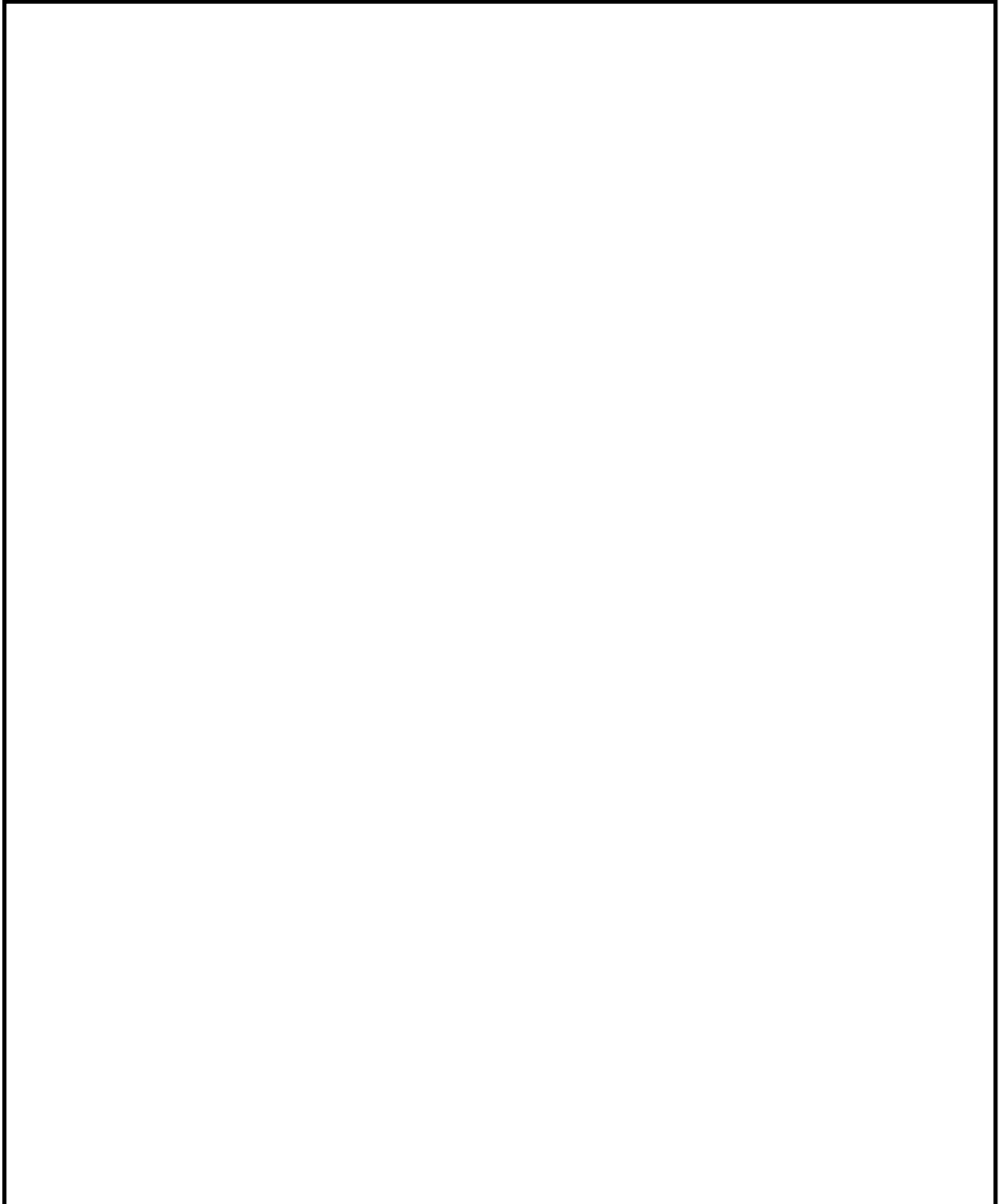
円柱状構造物の寸法・形状図(4/4)

{耐圧機能を有しない構造物: サンプリングノズル(酸素注入ノズル含む)}

添付資料-2



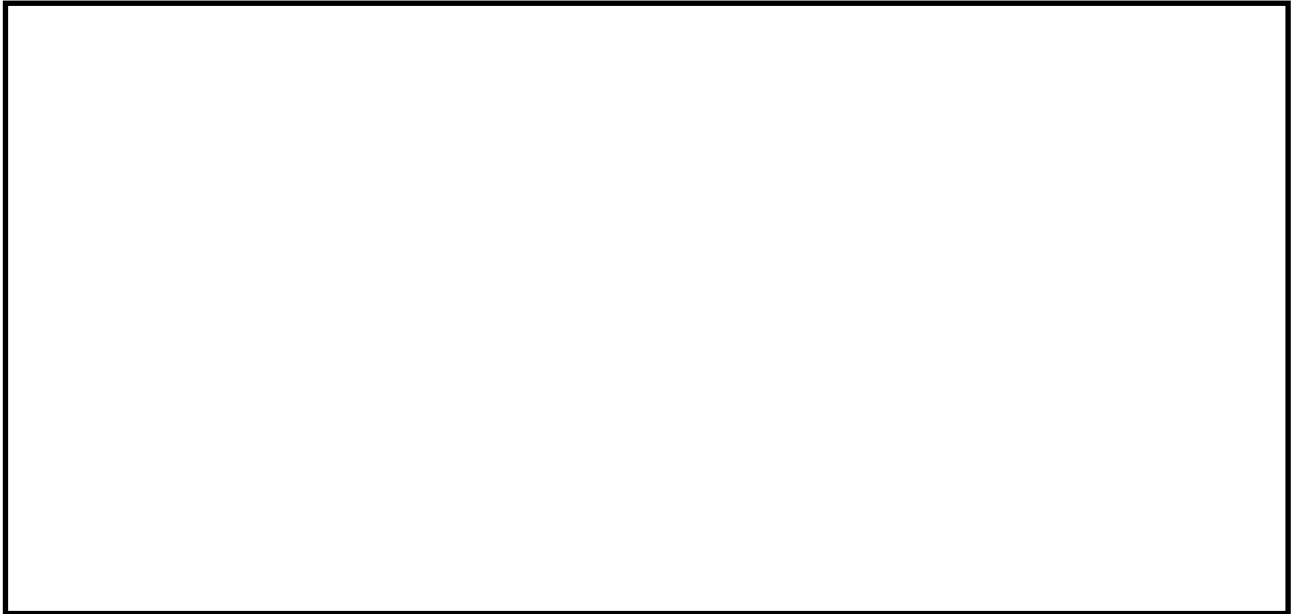
配管の寸法・形状概略図 (1/3)



配管の寸法・形状概略図 (2 / 3)

配管の寸法

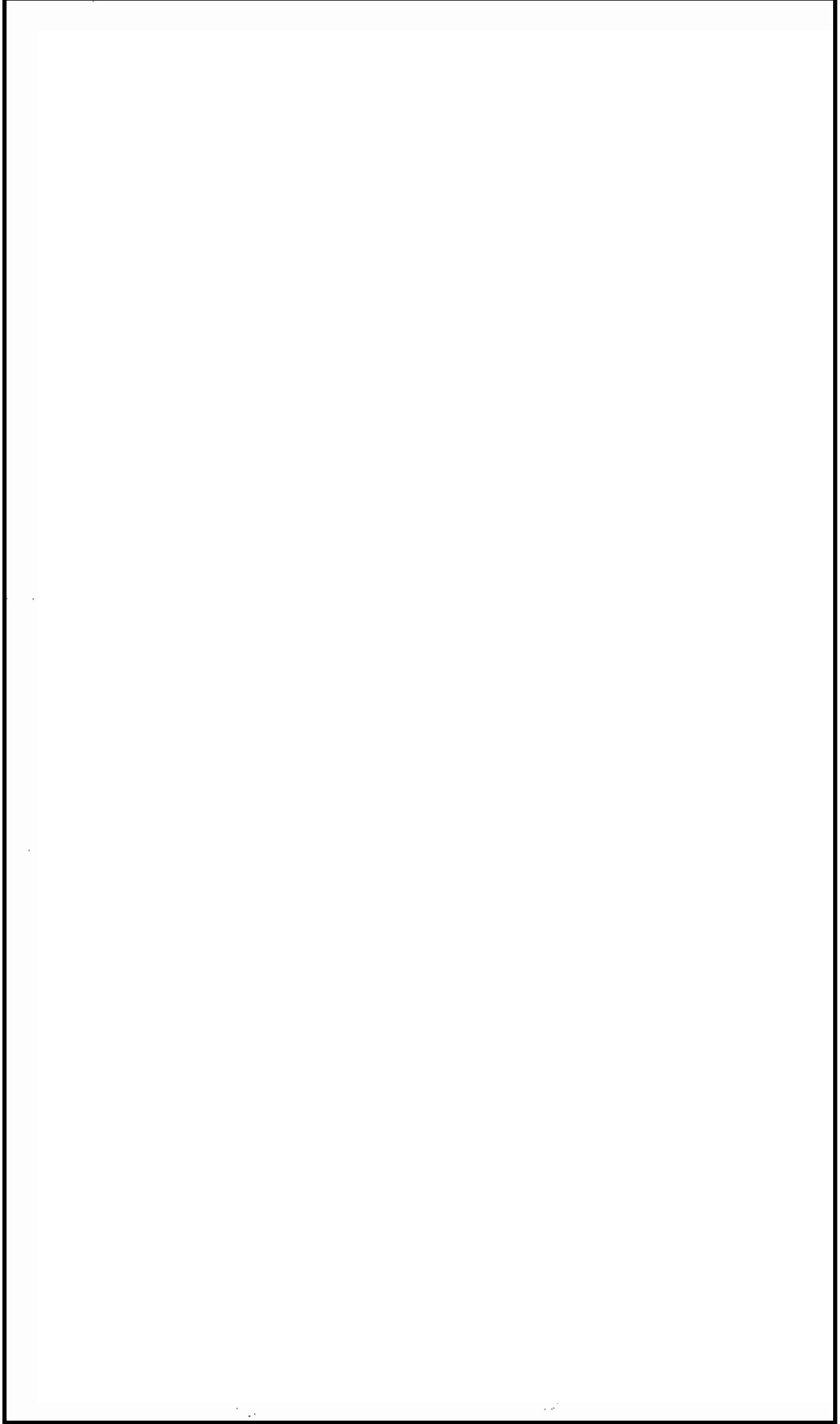
1. 温度計ウェル



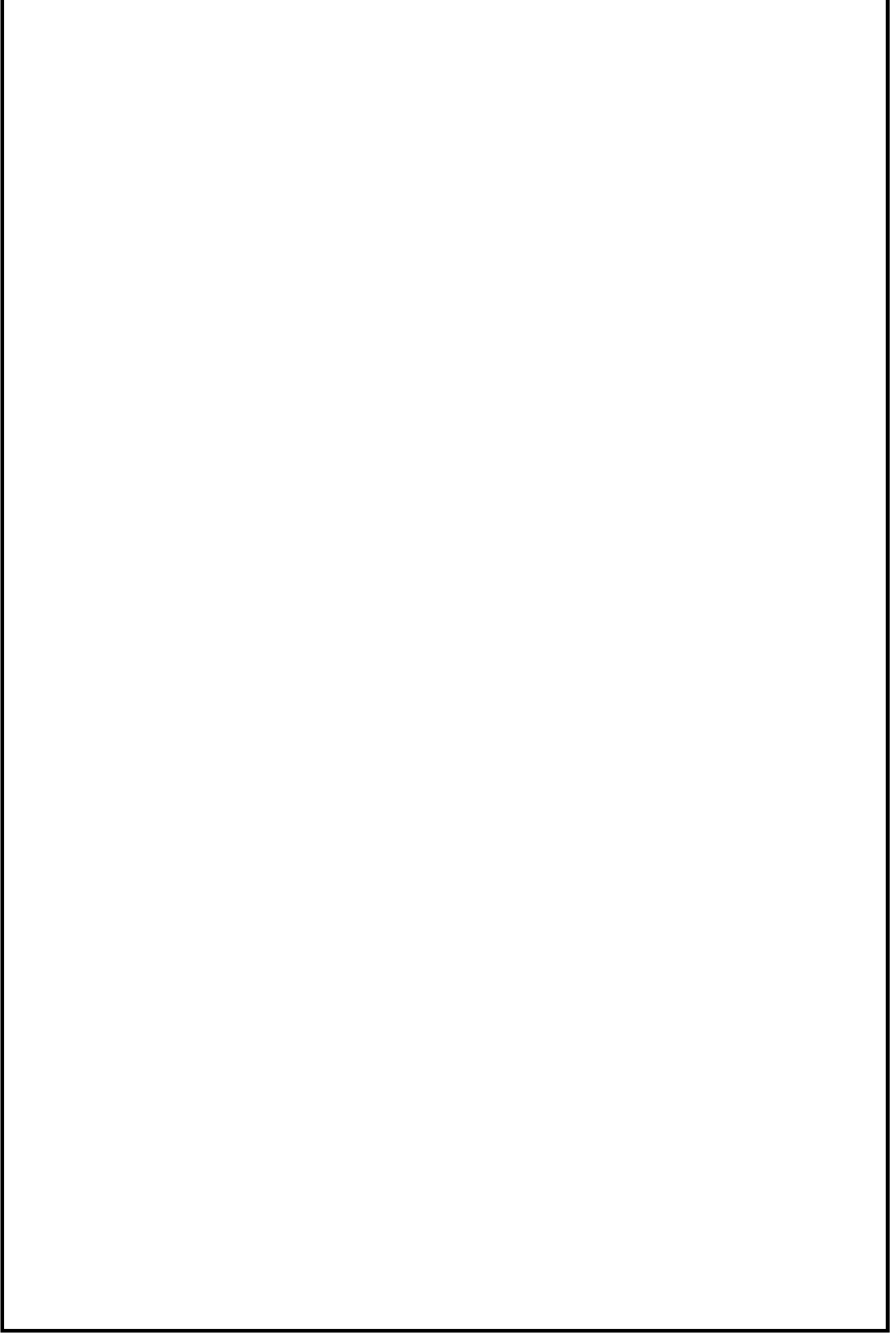
2. サンプリングノズル



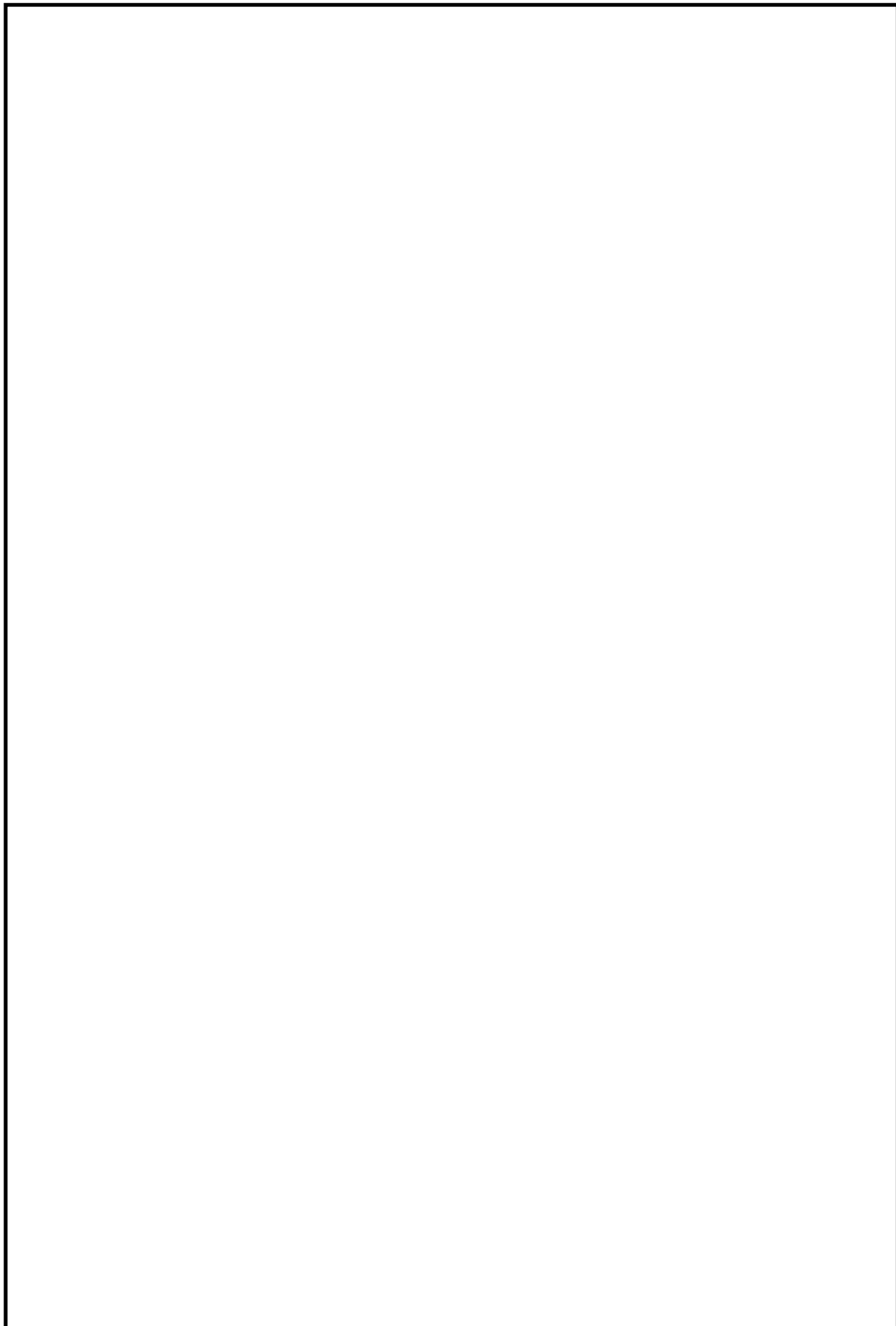
配管ルート概略
(温度計ウエル)



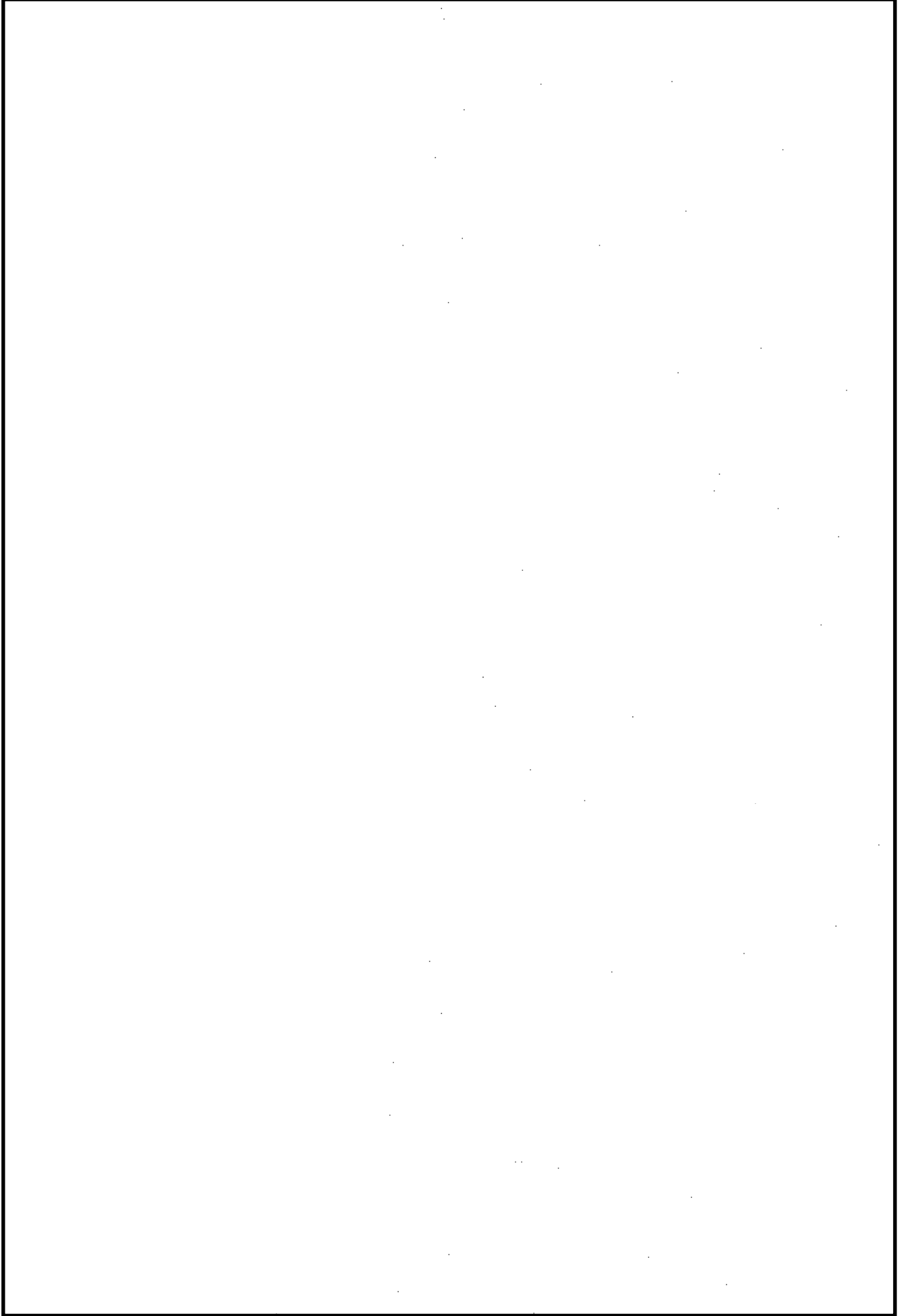
評価結果(1/5)
前年同期を基とする円高換算(物価変動調整)による
変動率(%)の推移(注:作業ステップ)



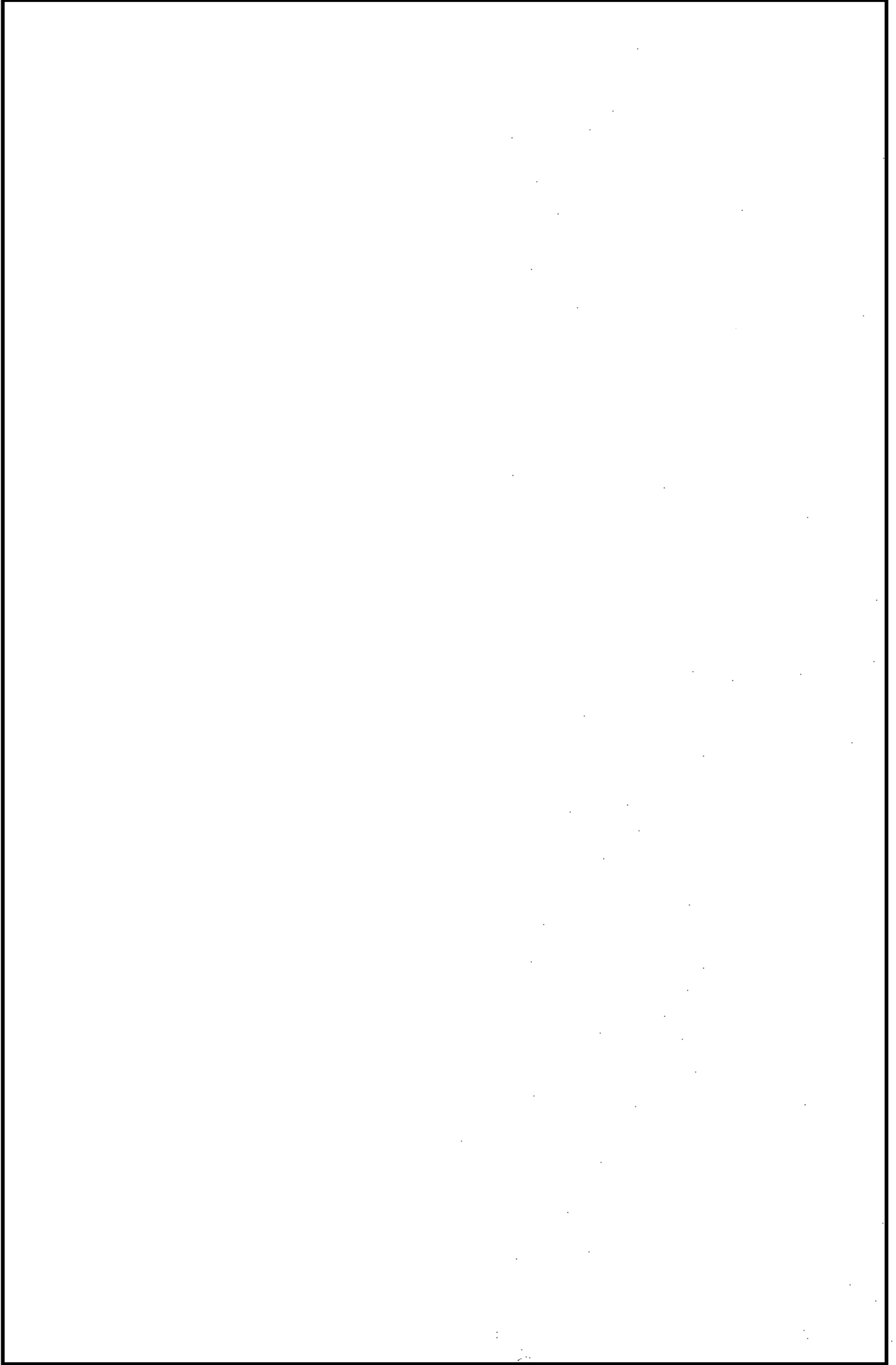
評価結果(2/5)
前ふ設問を必ずしも正答し得ず、誤答あり。誤答原因は、
飛躍条件(2倍採点)：作業ステップ(1)



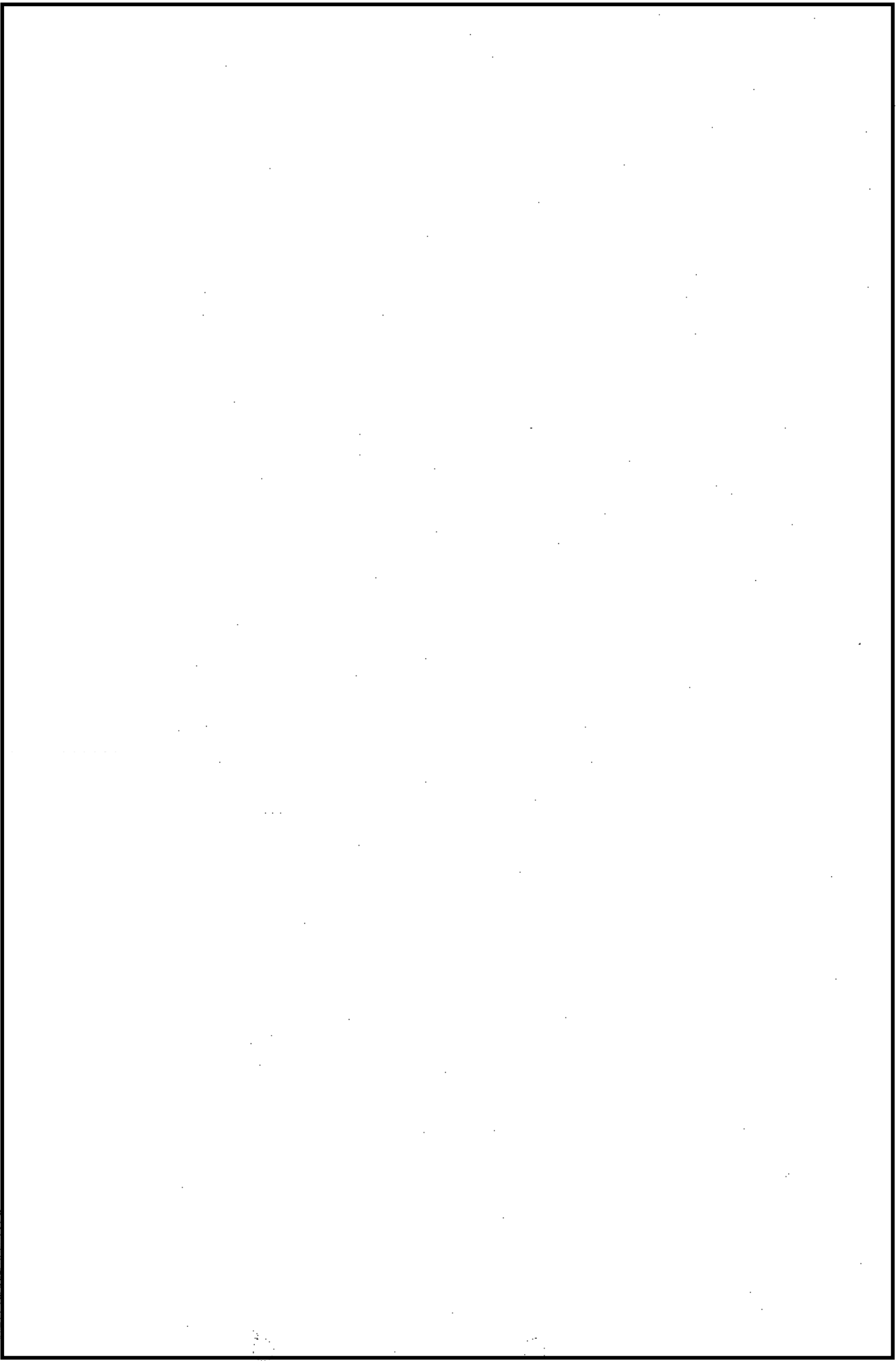
評価結果 (3/5)
前任者を経営する内社役員退任 退職引当金
派遣条件 (基本派遣): 作業スタッフ②



評価結果 (4/5)
責任範囲を有しない旧住居構造建物(ナフアレンゲノズル)の撤去(入)ズル
処理業者(仮称): 作業スタッフ



登録特許 (E/E)
株式会社日立製作所 サブアリアンツ/モデル/国際記入/モデル等)
株式会社日立製作所/作業/システム等)



配管内円柱状構造物折損時の安全設備への影響評価

No	Tag-No	名称	代表 外径 (mm)	長さ (折損時) (mm)	折損時到達先	影響評価
1	SP040	低圧給水加熱器 A 出口水	30.5	267.5	1. 給水ポンプ 2. 第 5 給水加熱器 (伝熱管内径: 13.9mm)	給水ポンプ (多段ポンプ) にて捕捉されるため R/B 内に流入しない。なお、殆ど考えられないが、万一給水ポンプを通過したとしても第 5 給水加熱器において捕捉されるため R/B 内に流入しない。
2		低圧給水加熱器 B 出口水	30.5	267.5		
3	酸注ノズル	復水ポンプ出口	27.2	312.9	復水ろ過脱塩装置	左記にて捕捉されるため R/B 内に流入しない。
4	酸注ノズル	復水ろ過脱塩装置出口	27.2	312.9	混床式脱塩装置	左記にて捕捉されるため R/B 内に流入しない。
5	SP001	主蒸気止め弁入口蒸気	30.5	157.2	1. MSV スレーナ(穴径: 4mm) 2. TBV 通過して復水器のカービンパイプ蒸気入口座内 (穴径: 16mm)	R/B より下流に設置されているため R/B 内に流入しない。なお、仮に TBV にて捕捉されても原子炉隔離に影響はない。

高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する
評価および検査結果について

島根原子力発電所 2号機

高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する
評価および検査結果について

平成 18 年 6 月

中国電力株式会社

1. 目的

平成17年12月27日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法の規定に基づく定期事業者検査の実施について」および「別紙2 新省令第6条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成17・12・22 原院第6号）の指示に基づき、島根原子力発電所2号機における高サイクル熱疲労による損傷防止に関する評価結果、検査方法および検査結果について報告する。

2. 高サイクル熱疲労割れに関する評価の実施

高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位について、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下、「省令62号」という。）第6条および解釈第6条第2項および第3項に基づき評価を行い、部位を以下のとおり特定した。

(1) 対象施設

対象施設として、省令62号第6条および解釈第6条第3項により、以下のとおりである。

- ・一次冷却材系
- ・原子炉浄化系
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

(2) 高サイクル熱疲労に係る現象

高サイクル熱疲労モードは、以下のとおりである。

- ・高低温水合流型
- ・キャビティフロー型熱成層
- ・運転操作型熱成層
- ・弁グランドリーク型熱成層
- ・弁シートリーク型熱成層

(3) 高サイクル熱疲労割れの評価対象部位の抽出

高サイクル熱疲労のうち、高低温水合流型およびキャビティフロー型熱成層について、評価対象部位を抽出した。

なお、運転操作型熱成層、弁グランドリーク型熱成層および弁シートリーク型熱成層については、運転管理や弁等の保守管理で対応可能であることから評価対象外^(注1)とした。

注1：日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7）の評価対象外

a. 高低温水合流型

高低温水合流型は、高温水と低温水が混合する部位において、温度変動による熱応力の変動が繰り返され熱疲労が生じる現象であり、以下のとおり評価対象部位を抽出した。

- ① 原子炉圧力容器給水ノズル
- ② 原子炉再循環系／残留熱除去系吐出合流部
- ③ 原子炉浄化系の給水系への戻り部
- ④ 残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管合流部

b. キャビティフロー型熱成層

キャビティフロー型熱成層は、高温流体に接続されている閉塞配管に高温水が流入すること（キャビティフロー）により閉塞配管に熱成層が発生し、熱成層境界面の変動で温度変動が繰り返され熱疲労が生じる現象であり、以下の通り評価対象部位を抽出^(注2)した。

- ① 原子炉再循環系ドレンライン
- ② 電動機駆動原子炉給水ポンプミニマムフローライン

(添付資料1)

注2：J S M E S 0 1 7においては、

- ・ 高温流体を内包する配管側から見て、下向きから水平に移行する部位を対象とし滞留配管の水平管が、当該配管以上の高さがあり、かつ、その位置で閉塞している場合には自然対流により熱成層は生じないため対象外としている。
- ・ 分岐管口径は、50A～300Aを対象とする。
- ・ 主管と分岐管の口径比（分岐管内径／主管内径）は、0.5以下までを対象とする。
- ・ 高温流体が適用範囲以下の低流速の場合は、熱成層現象は生じるが、渦侵入のドライビングフォースとなる慣性力が小さく、分岐部上部でセル状渦の形成区間が短くなり、渦侵入深さは極めて小さくなるため適用範囲外としている。

(4) 高サイクル熱疲労割れに係る構造健全性評価

(3) で抽出した高サイクル熱疲労割れの評価対象部位について、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(J S M E S 0 1 7)に基づき評価を行った。

a. 高低温水合流型

抽出された4箇所は、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「泊発電2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について－高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について－」（平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号【NISA-163b-03-1】）に従って評価を実施し、問題ないことを確認している。

(別添1)

b. キャピティフロー型熱成層

(a) 原子炉再循環系ドレンライン (A系, B系)

評価の結果、原子炉再循環系ドレンラインについて、雰囲気温度と系統運転温度との温度差は、指針の判定温度差を越えており、また分岐管鉛直部長さは、分岐管鉛直部への侵入判定長さおよび分岐管水平部への侵入判定長さを満足しないため、検査対象とした。

(b) 電動機駆動原子炉給水ポンプミニマムフローライン (A系, B系)

評価の結果、給水ポンプミニマムフローラインについて、雰囲気温度と系統運転温度との温度差は、指針の判定温度差を越えているが、分岐管鉛直部長さは、分岐管鉛直部への侵入判定長さを満足しているため問題ない。

(添付資料2, 3)

(5) 高サイクル熱疲労割れが発生する可能性の高い部位の特定の結果

以上の評価結果より、検査が必要とされる高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位は以下のとおりとなった。

(a) 原子炉再循環系ドレンライン (A系, B系)

3. 高サイクル熱疲労割れに関する検査の実施

(1) 検査方法

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」(平成18年3月23日付平成18・03・20原院第2号【NISA-322c-06-1, NISA-163c-06-2】)の別紙1に掲げる方法に準拠し、浸透探傷検査 (PT) を実施した。

(2) 検査範囲

鉛直部から水平部へ移行するソケットエルボ～閉塞部の間の溶接部を検査した。

(添付資料4)

(3) 検査時期

第13回定期検査期間中

(4) 検査実施

当該箇所の検査は、定期事業者検査として実施した。

(5) 検査結果

検査の結果、当該箇所に問題のないことを確認した。

(添付資料5)

4. 今後の対応

今後、高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位である原子炉再循環系ドレンライン（A系、B系）における超音波探傷検査（UT）適用の可能性または構造変更等について検討する。

5. 添付資料

添付資料1：島根原子力発電所2号機 キャビティフロー型熱成層による高サイクル熱疲労評価対象部位

添付資料2：閉塞分岐管滞留部に発生する熱成層現象評価フロー

添付資料3：島根原子力発電所2号機 キャビティフロー型熱成層型高サイクル熱疲労評価結果

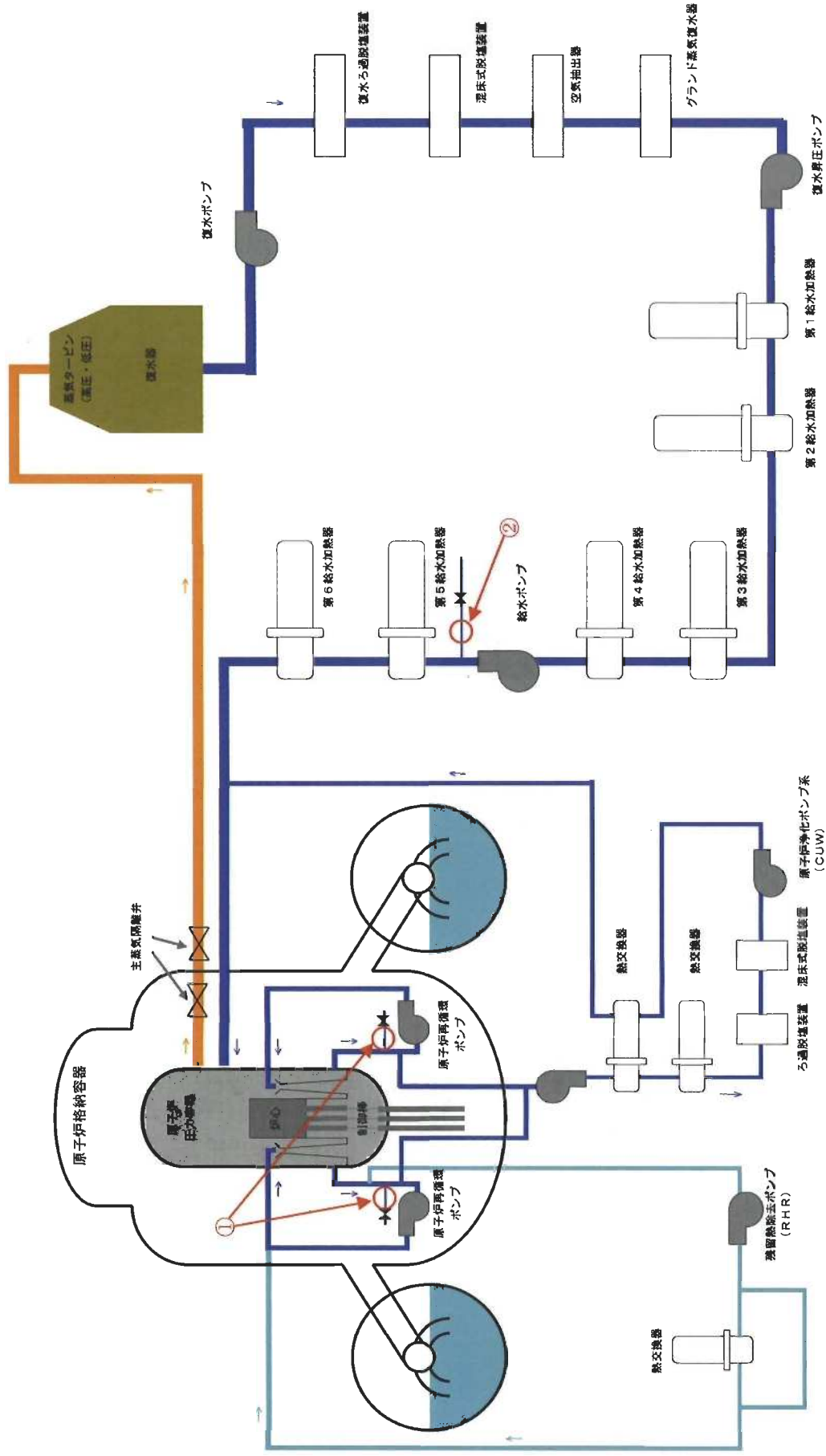
添付資料4：A、B-原子炉再循環系ドレンライン検査範囲図

添付資料5：島根原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労割れに関する検査結果

別添1：報告書「島根原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労割れに係る評価結果について」（平成17年3月）

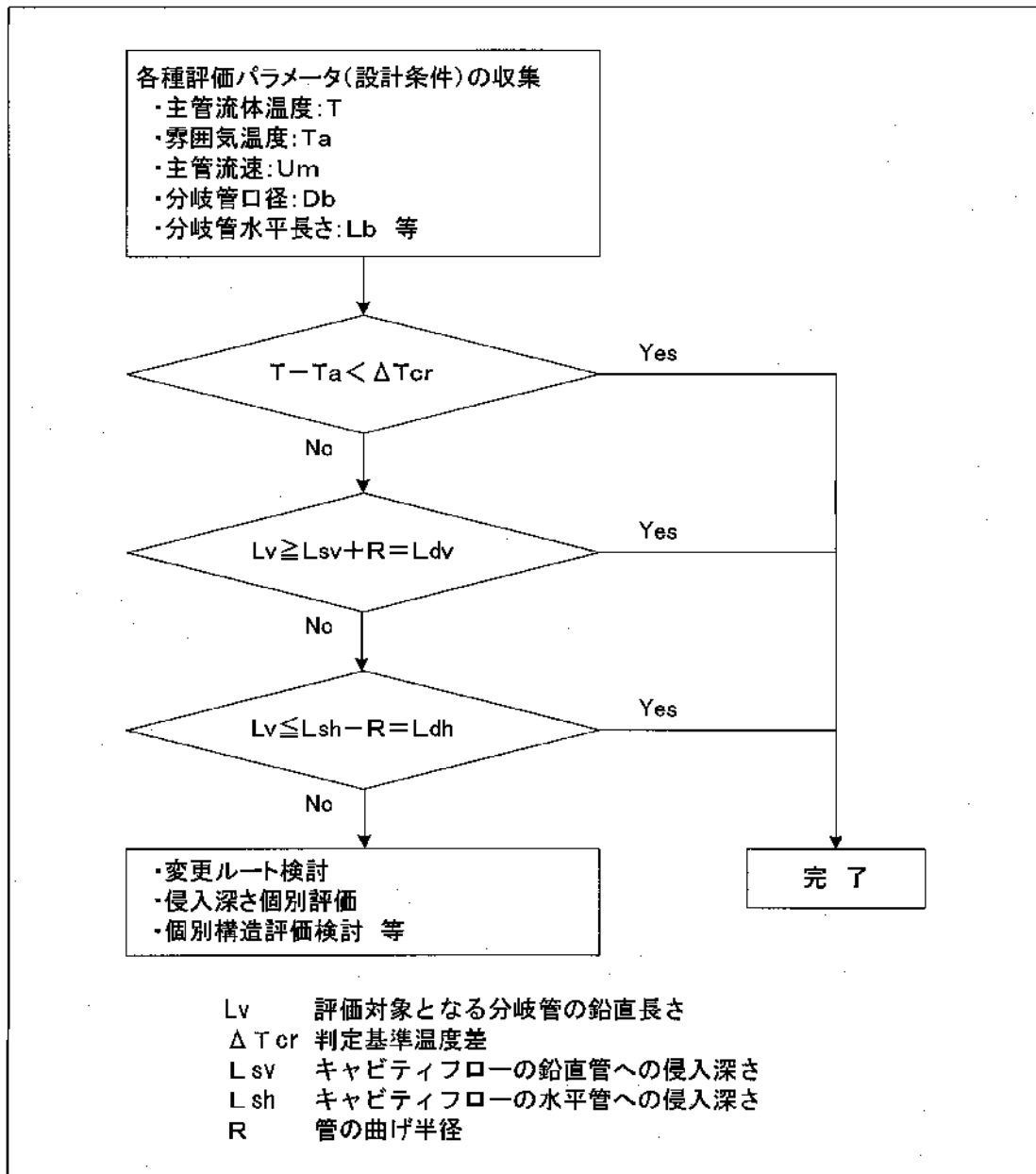
以上

島根原子力発電所2号機 キャビティフロウ型熱成層による高サイクル熱疲労評価対象部位

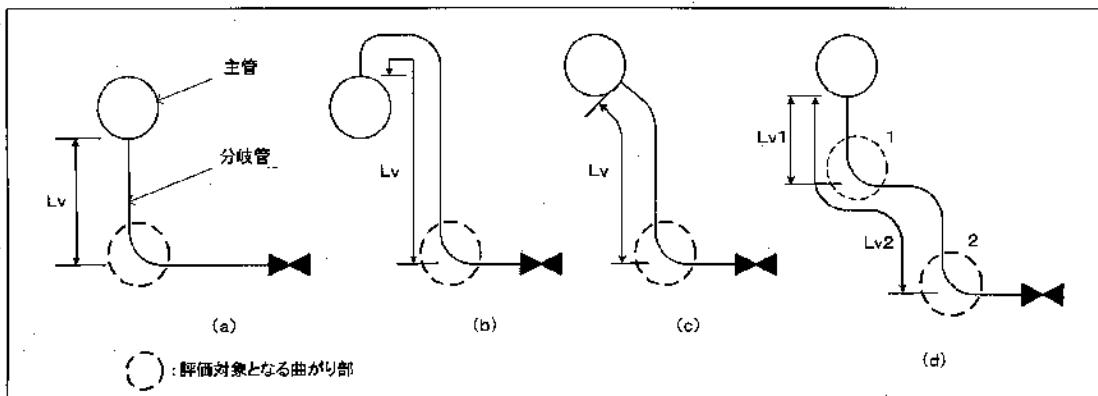


- ①：原子炉再循環系ドレンライン
- ②：電動機駆動原子炉給水ポンプミニマムフローライン

閉塞分岐管滞留部に発生する熱成層現象評価フロー
(J S M E S 0 1 7)



L_v の定義例

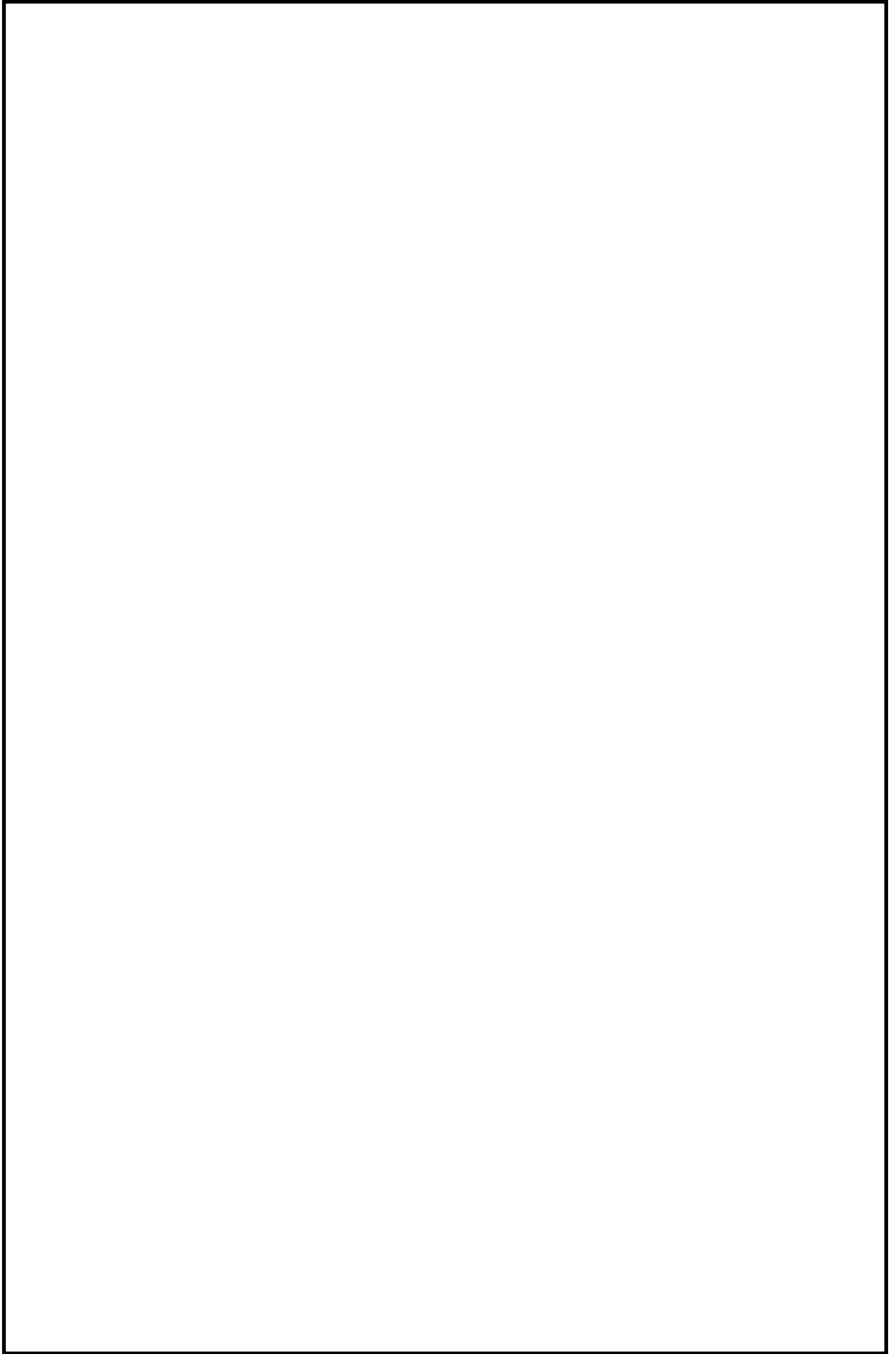


島根原子力発電所2号機 キャビティフロート型熱成層型高サイクル熱疲労評価結果

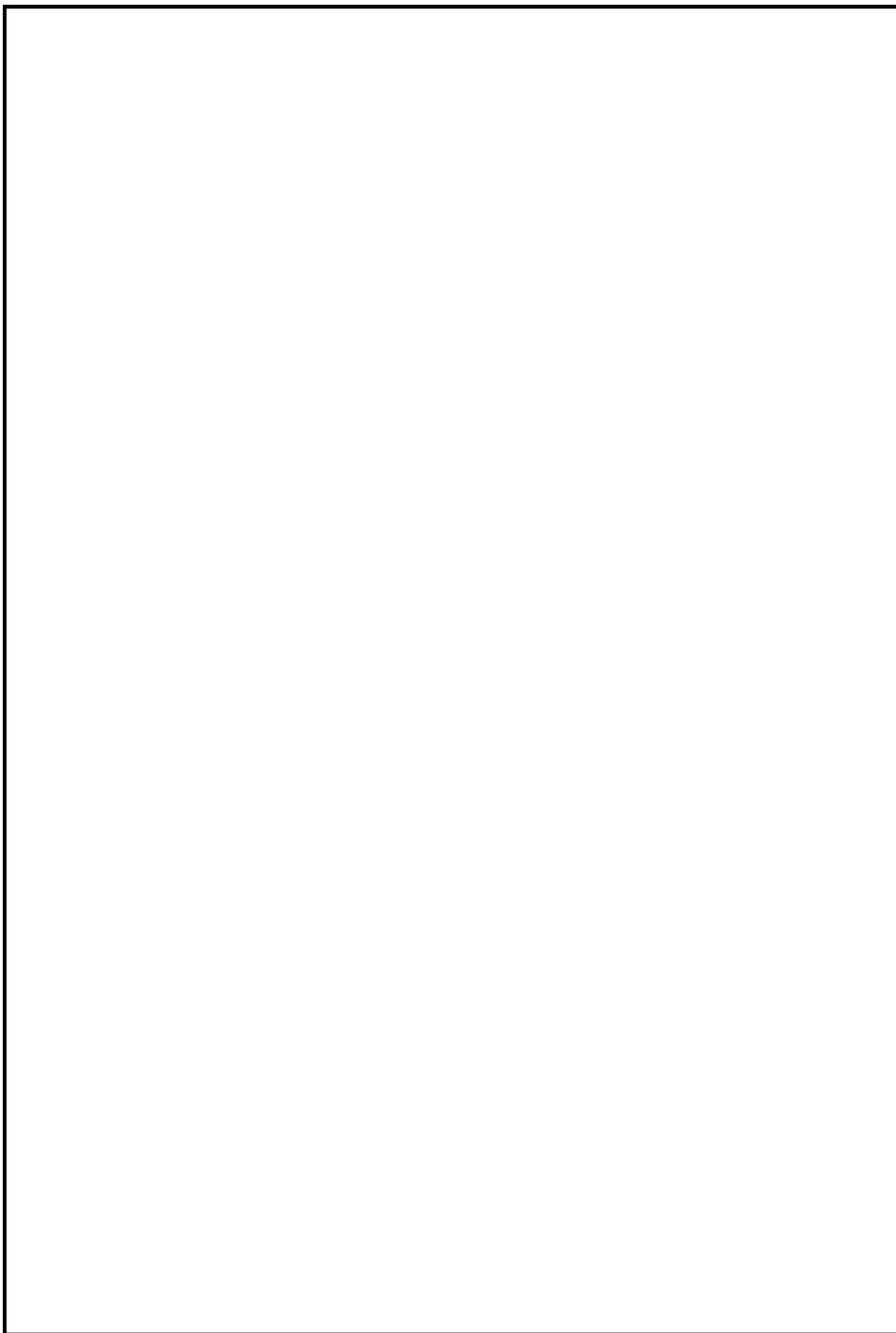


添付資料3

A-原子炉再循環系ドレンライン検査範囲図



B-原子炉再循環系ドレンライン検査範囲図



島根原子力発電所 2 号機

高サイクル熱疲労割れに関する検査結果

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第13回定期事業者検査要領書
(第6次改正)

設 備 名：原子炉本体
原子炉冷却系統設備
計測制御系統設備

検 査 名：クラス1機器供用期間中検査(非破壊)

要領書番号：S2-13-II-1-1

前回検査からの変更内容

- 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の改正に伴う検査目的の条文追加，修正
- 前回特別検査として別要領書としていたNISA文書による点検対象を本要領書に含めた
- 非破壊検査（第二段階検査）を実施の場合，本要領書を改正し行うとしていた検査を別要領書を制定し実施することとした

改正履歴

回	年 月 日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括 責任者	ボイラー・タービン 主任技術者	検査実施 責任者	品質保証 責任者
初版	平成18年1月21日	新規制定	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 1. 21	H18. 1. 20	H18. 1. 20	H18. 1. 20
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械保修課長			
■■■■	H18. 1. 20					
1	平成18年1月31日	検査名称の訂正 (第1種→クラス1)	承認	確認		審査
			検査総括 責任者	ボイラー・タービン 主任技術者	検査実施 責任者	品質保証 責任者
			■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 1. 31	H18. 1. 30	H18. 1. 30	H18. 1. 30
			作成	/	/	/
検査主管課長						
機械保修課長						
■■■■	H18. 1. 30					

改正履歴

回	年月日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括責任者	ボイラー主任技術者	検査実施責任者	品質保証責任者
2	平成18年3月2日	下記参照	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 3. 2	H18. 3. 2	H18. 3. 2	H18. 3. 2
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械係課長			
■■■■						
H18. 3. 1						
<ul style="list-style-type: none"> ・記載事項の追加 P5 c. 体積検査(a)超音波探傷部位 ク管台内面丸みの部分：「設計・建設規格」PVB-2422(1)に適合しない欠陥指示がないこと。 ・記載の適正化 P10(1) P12(1)検査準備の項（文章上の読点位置訂正） 3.検査担当者は、協力会社検査員に承認された～ → 検査担当者は協力会社検査員に、承認された～ 4.検査担当者は、協力会社検査員に検査要員が～ → 検査担当者は協力会社検査員に、検査要員が～ 5.検査担当者は、協力会社検査員に検査を行え～ → 検査担当者は協力会社検査員に、検査を行え～ ・記載の適正化 P14(1) P16(1)検査準備の項（文章上の読点位置訂正） 3.検査担当者は、協力会社検査員に承認された～ → 検査担当者は協力会社検査員に、承認された～ 4.検査担当者は、協力会社検査員に検査要員が～ → 検査担当者は協力会社検査員に、検査要員が～ 5.検査担当者は、協力会社検査員に検査を行え～ → 検査担当者は協力会社検査員に、検査を行え～ 6.検査担当者は、協力会社検査員に検査の実施～ → 検査担当者は協力会社検査員に、検査の実施～ ・記載事項の追加 P38 h. 検査記録の項（記録、採取手順の追加） 「JEAG4207-2004」(2711(3)a～f)に記載の要領で記録する → 「JEAG4207-2004」(2711(1)(2)(3)a～f)に記載の記録、採取手順で記録する ・記載事項の削除 P38 i. 評価の項（検査段階の明確化） 割れその他の有害な欠陥か否か判別できない場合は、他の屈折角若しくは他のモード波による探傷、また配管にあつては2次クリーニング波法による探傷を行うことにより、欠陥からの反射波か否かを判別する。割れその他の有害な欠陥からの反射波と判別されたものについては、第二段階検査にて評価する。 なお、欠陥サイジングについては「JEAG4207-2004」（付録 欠陥深さ寸法測定要領）に従い実施する。 ↓ 割れその他の有害な欠陥か否か判別できない場合は、第二段階検査にて評価する。 ・検査対象範囲の記載漏れによる追加訂正 P58 カテゴリー：F-A、検査対象：支持構造物、検査箇所：原子炉圧力容器、検査方法：VT-3、検査箇所：1- ・誤記訂正 P99 添付資料-9(検査手順：別紙-1) 1.検査の判定に使用する計器 体積検査の項 測定範囲 → 増幅直線性に訂正 ・体積検査の超音波探傷部位追加に伴う判定基準の追加 P105 非破壊検査記録(第一段階検査) 添付-1-4 管台内面丸みの部分：「設計・建設規格」PVB-2422(1)に適合しない欠陥指示がないこと。 						

改正履歴

回	年 月 日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括 責任者	ボイラー・タービン 主任技術者	検査実施 責任者	品質保証 責任者
3	平成 18 年 3 月 22 日	下記参照	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 3. 22	H18. 3. 22	H18. 3. 22	H18. 3. 22
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械保修課長			
■■■■						
H18. 3. 20	<ul style="list-style-type: none"> ・検査実施可能時期の修正 検査工程 P66 ・検査対象箇所の見直し P57・P58・P65・P90・P93 RV202-1D → RV202-1G (RV202-1D は予備品による入替対象のため) ・記載の適正化 P99 1. 検査の判定に使用する計器の項 超音波探傷器の個数 1 → ※1 ・検査用計器の追加 P99 3. 上記以外の検査計器 (※1) の項目を追加 					
4	平成 18 年 3 月 24 日	下記参照	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 3. 24	H18. 3. 24	H18. 3. 24	H18. 3. 24
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械保修課長			
■■■■						
H18. 3. 24	<ul style="list-style-type: none"> ・記載変更 (省令の解釈の一部改正によるもの) P2 I 検査目的の項 「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について (平成 16 年 9 月 22 日 付け平成 16-09-08 原院第 1 号 (NISA-322c-04-4、NISA-163c-04-3))」 ↓ 「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について (平成 18 年 3 月 23 日 付け平成 18-03-20 原院第 2 号 (NISA-322c-06-1、NISA-163c-06-2))」 					

改正履歴

回	年月日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括責任者	ボイラーカビン主任技術者	検査実施責任者	品質保証責任者
5	平成18年4月10日	下記参照	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 4. 10	H18. 4. 10	H18. 4. 10	H18. 4. 10
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械保修課長			
■■■■	H18. 4. 10					
<ul style="list-style-type: none"> ・様式の適正化 P21 別紙-2-1の記載箇所を訂正 左肩より右肩へ ・脱字訂正 <ul style="list-style-type: none"> P35 SAMPLEシート表題 探傷不可範囲図 → 探傷不可能範囲図 P66 検査対象範囲図 主蒸気系(A・B・C・D系統) → 主蒸気系(A・B・C・D系統) P71, P72, P77, P78, P79 原子炉冷却材浄化系 → 原子炉冷却材浄化系(✓) ・記載の見直し P67, P75, P76 検査対象範囲図 <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系(A・B・C・D系Dの配管)(✓) → 主蒸気系(A・B・C・D系Dの配管) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却7in) → 残留熱除去系(原子炉停止時冷却7in)(✓) ・記載事項の追加および修正 <ul style="list-style-type: none"> P64 検査対象箇所図 原子炉圧力容器支持構造物 P77 検査対象箇所図削除 原子炉冷却材浄化系 3A・A・W26 → P78へ記載 ・記載事項の追加によるページ数の増加に伴う修正 						
回	年月日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括責任者	ボイラーカビン主任技術者	検査実施責任者	品質保証責任者
6	平成18年4月28日	下記参照	■■■■	■■■■	■■■■	■■■■
			H18. 4. 28	H18. 4. 28	H18. 4. 28	H18. 4. 28
			作成	/	/	/
			検査主管課長			
			機械保修課長			
■■■■	H18. 4. 27					
<ul style="list-style-type: none"> ・検査箇所の追加 <ul style="list-style-type: none"> 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」の「別紙2 新省令第6条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について」(平成17年12月27日付平成17-12-22原院第6号(NISA-163a-05-3))に基づき検査箇所の追加およびそれに伴う関連箇所の修正 						

目 次

I 検査目的	1
II 検査対象範囲	2
III 検査項目	2
IV 検査方法	3
V 判定基準	3
VI 添付資料	5
1. 検査体制	6
2. 不適合管理	9
3. 検査手順	10
4. 検査工程	56
5. 検査対象範囲一覧表	57
6. 検査対象箇所図	59
7. 支持構造物概略図および検査範囲（代表例）	81
8. 検査計画	88
9. 検査用計器一覧表	101
10. 定期事業者検査成績書	102

I 検査目的

クラス1機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（通商産業省令第62号）」により、以下の機能を満足させるための健全性が要求される。

- ・燃料体及び反射材並びにこれらを支持する構造物、熱遮へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。（第6条）
- ・原子炉施設（圧縮機及び補助ボイラーを除く）に属する容器、管、主要ポンプ若しくは主要弁若しくはこれらを支持する主要な構造物又は原子炉圧力容器内の燃料体を支持する構造物の材料及び構造は、別に告示する区分に応じ、それぞれ別に告示する規格に適合するものでなければならない。（旧省令62号第9条）
- ・使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があってはならない。（第9条の2第1項）
- ・使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥があってはならない。（第9条の2第2項）

<参考>

以下の要求機能は、本検査を実施することにより間接的に確認している。

- ・原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、これらに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。（第5条第1項）
- ・原子力発電所には、次の各号に掲げる設備を施設しなければならない。（第16条）
 - 一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備
 - 二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備
 - 三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備
 - 四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を原子力発電所の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備
 - 五 原子炉停止時（短時間の全交流動力電源喪失時を含む。）に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるように施設しなければならない。（第16条の2）

- ・非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。(第17条第2項)
 - 一 燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。
 - 二 燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。

本検査は、クラス1機器について非破壊検査を実施することにより、上記機能に係る健全性を確認する。

また、本検査は、経済産業省 原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」の「別紙2 新省令第6条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について」(平成17年12月27日付平成17・12・22 原院第6号 (NISA-163a-05-3)) および「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」(平成18年3月23日付平成18・03・20 原院第2号 (NISA-322c-06-1, NISA-163c-06-2)) (以下、「指示文書」という。)に従い、島根原子力発電所2号機において、検査対象箇所として抽出された箇所に対する非破壊検査を実施することにより、上記機能に係る健全性を確認する。

II 検査対象範囲

クラス1機器供用期間中検査(非破壊)対象範囲一覧表(添付資料-5)のとおり。

なお、検査対象の選定にあたっては下記の2つによる。

1. 本検査は第2検査間隔中(第9回~第15回)であり、検査対象の選定については、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2002「発電用原子力設備規格維持規格(2002年改訂版)」(以下「維持規格」という)の添付I-2「検査プログラム適用にあたっての移行措置」に基づき、社団法人日本電気協会規定 JEAC4205-2000「軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査」を適用する。
2. 「指示文書」に従い、島根原子力発電所2号機において、検査対象箇所として抽出された箇所。

III 検査項目

1. 非破壊検査

IV 検査方法

検査は、「維持規格」および「指示文書」に掲げる方法に準拠して実施する。

1. 非破壊検査

第一段階検査を行い、第一段階検査の判定基準を満足することを確認する。

第一段階検査の判定基準を満足せず、第二段階検査を行う場合には、「S2-13-II-1-3 クラス1機器供用期間中検査（欠陥評価の妥当性確認）」検査要領書を制定し、第二段階検査の判定基準を満足することを確認する。

(1) 第一段階検査

a. 目視検査

(a) VT-1

直接目視検査（検査対象に対して近接不可能な場合等には、遠隔目視検査）により、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常の有無を確認する。

(b) VT-3

直接目視検査（検査対象に対して近接不可能な場合等には、遠隔目視検査）により、機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常の有無を確認する。また、支持構造物については、低温停止状態で取付状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、き裂等の異常の有無を確認する。

b. 表面検査

浸透探傷検査により、浸透指示模様の有無を確認する。

浸透探傷検査については、JIS Z 2343-1(2001)に準拠し実施する。

c. 体積検査

超音波探傷検査により、欠陥指示の有無を確認する。

超音波探傷検査については、社団法人日本電気協会電気技術指針 JEAG4207-2004「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」（以下「JEAG4207-2004」という。）に準拠し実施する。

V 判定基準

1. 非破壊検査

(1) 第一段階検査

a. 目視検査

(a) VT-1

機器表面に摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常がないこと。

(b) VT-3

機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常がないこと。

また、支持構造物については、低温停止状態で取付状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、き裂等の異常がないこと。

b. 表面検査

(a) 浸透探傷検査

7. 溶接部(溶接金属および熱影響部を含み、溶接止端部から母材側へ10mmまでの範囲)(社団法人日本機械学会JSME S NB1-2001「溶接規格」(以下「溶接規格」という)による。)

(ア) 長さ1mmを超える指示模様がないこと。

(イ) (ア)に適合しない場合、長さ1mmを超える指示模様は次の①から④までに適合すること。

① 割れによる指示模様および線状指示模様がないこと。

② 長さ4mmを超える円形状指示模様がないこと。

③ 4個以上の円形状指示模様が直線状に並んでいる場合は、隣接する指示模様間の距離が1.5mmを超えること。

④ 面積が3750mm²の長方形(短辺の長さは、25mm以上とする)内に円形状指示模様が10個以上含まれないこと。ただし、長さが1.5mm以下の指示模様は算定することを要しない。

4. 母材部(溶接止端部から母材側へ10mmを超える範囲)(社団法人日本機械学会JSME S NC1-2001「設計・建設規格」(以下「設計・建設規格」という)による。)

(ア) 線状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

母材の厚さ (mm)	線状指示模様長さ (mm)
16 以下	1.5 以下
16 を超え 50 以下	3 以下
50 を超えるもの	5 以下

(イ) 円形状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

母材の厚さ (mm)	円形状指示模様長さ (mm)
16 以下	3 以下
16 を超えるもの	5 以下

(ウ) 4個以上の線状指示模様および円形指示模様が直線状に並んでいる場合は、隣接する指示模様間の距離が1.5mmを超えること。

(エ) 面積が3750mm²の長方形(短辺の長さは、25mm以上とする)内に線状指示または円形状指示模様が10個以上含まれないこと。ただし、長さが1.5mm以下の指示模様は算定することを要しない。

(オ) いかなる割れもあってはならない。

c. 体積検査

(a) 超音波探傷検査

7. 溶接部

「溶接規格」N-1100に適合しない欠陥指示がないこと。

4. ボルトおよびフランジネジ穴のネジ部

(ア) 対比試験片がある場合

「設計・建設規格」PVB-2421(2)bまたはPVB-2422(1)に適合しない欠陥指示がないこと。

(イ) 対比試験片がない場合

「設計・建設規格」PVB-2421(4)に適合しない欠陥指示がないこと。

ウ. 管台内面丸みの部分

「設計・建設規格」PVB-2422(1)に適合しない欠陥指示がないこと。

VI 添付資料

1. 検査体制
2. 不適合管理
3. 検査手順
4. 検査工程
5. 検査対象範囲一覧表
6. 検査対象箇所図
7. 支持構造物概略図および検査範囲（代表例）
8. 検査計画
9. 検査用計器一覧表
10. 定期事業者検査成績書

検査手順

1-3. 検査手順 (非破壊検査 (第一段階検査))

・表面検査 (浸透探傷検査)

各段階の検査手順は以下のとおりとする。

(1) 検査準備

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査担当者は、検査要領書が「定期事業者検査実施要領」に従い制定、改正されていることを確認する。			
2. 検査担当者は、自らが所持する検査要領書および検査成績書 (記録様式) が最新版であることを原本との照合により確認する。			
3. 検査担当者は協力会社検査員に、承認された検査体制に従い必要な要員が揃っていることを下記を含め確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・浸透探傷検査の検査員が有資格者*であることを認定証等 (写しでも可) により確認する。			
4. 検査担当者は協力会社検査員に、検査要員が使用する検査要領書が最新版であることを確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。			
5. 検査担当者は協力会社検査員に、検査を行える状態であることを別紙の記録により確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・検査に使用する計器が校正されていることを別紙-1により確認する。			別紙-1 (添付資料-9) クラス1機器供用期間中検査 (非破壊) 検査用計器校正確認シート
6. 検査担当者は協力会社検査員に、検査の実施前までに必要な準備事項がすべて完了していることを下記により確認し、その報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・「低ハロゲン、低イオウ」の探傷剤が準備されていることを確認する。 ・現場機器が検査対象機器と一致していることを別紙-2-3により確認する。 ・検査対象部位について検査前の手入れが実施されていることを目視により確認する。			別紙-2-3 検査対象機器確認チェックシート (3)
7. 検査担当者は、検査準備が終了したことを検査実施責任者に報告する。			

※日本非破壊検査協会「非破壊検査技量認定規程」に基づく2種または3種

日本工業規格「非破壊試験—技術者の資格及び認証」に基づくレベル2またはレベル3

(2) 表面検査

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査担当者は、以下について検査箇所毎に繰り返し実施する。 (1) 現場機器が検査対象機器と一致していることを現場銘板等により確認し、その結果を別紙-2-3に記載する。			別紙-2-3 検査対象機器確認チェックシート(3) 別紙-3-3 表面検査記録(浸透探傷検査)
(2) 協力会社検査員に表面検査の実施および別紙3-3の作成を指示する。なお、記録の作成にあたっては、指示模様がなかった場合、任意の様式により詳細結果を添付するよう指示する。			
(3) 検査対象表面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			
(4) 現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を別紙3-3により確認する。			
2. 検査担当者は、表面検査が JIS Z 2343-1(2001)に準拠し実施されていることを別紙3-3により確認する。			別紙-3-3 表面検査記録(浸透探傷検査)
3. 検査担当者は、検査結果が判定基準を満足していることを検査記録により確認し、検査記録をとりまとめる。			
4. 検査担当者は、表面検査が終了したことを検査実施責任者に報告する。			

(3) 検査判定

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、第二段階検査を行う必要があると判断した場合は、「S2-13-II-1-3 クラス1 機器供用期間中検査(欠陥評価の妥当性確認)」において実施することを決定する。			第二段階検査を実施する場合は第二段階検査実施前までに「S2-13-II-1-3 クラス1 機器供用期間中検査(欠陥評価の妥当性確認)」検査要領書を制定する。
2. 検査実施責任者は、検査要領書に基づいて検査が適正に行われたことを確認する。			
3. 検査実施責任者は、検査の合否判定を行う。			

(4) 完了確認

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、検査判定までの検査プロセスが完了したことを確認する。			
2. 検査実施責任者は、機械係課長へ検査が完了したことを連絡する。(次工程への引渡し)			

(5) 次回検査への反映

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、今回の検査を通し、検査方法等に関する改善事項を抽出し、必要に応じて次回検査への反映について検討する。			反映事項(連絡) あり・なし

検査対象機器確認チェックシート (3)

確認年月日:平成 年 月 日

検査担当者: _____

確認方法	検査箇所	結果	備考
現場機器が検査対象機器と一致していることを現場銘板等により確認する。		SAMPLE	

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成 年 月 日	
			会社名		
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者		
			検査日	平成 年 月 日	
項目番号	カテゴリ 番号			会社名	
				協力会社検査員	
系統			資格	種 (交付番号:)	
検査対象			検査箇所		
探傷剤の 確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ200ppm未満)			確認 結果 ※	<input type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液
	製造メーカー : () ロットNo. : ()	製造メーカー : () ロットNo. : ()	製造メーカー : () ロットNo. : ()		
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実 施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input type="checkbox"/>	浸透時間:()分 計器No.:() 温 度:()℃ 計器No.:()
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input type="checkbox"/>	現像時間:()分 計器No.:()
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input type="checkbox"/>	照 度:()lx 計器No.:()
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)					
試験員氏名 (資格)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

クラス1 機器供用期間中検査（非破壊）対象範囲一覧表
（第13回定期事業者検査）

1. 維持規格によるもの

添付資料-5

（目視検査（VT-1, VT-3）, 表面検査（PT）, 体積検査（UT））

カテゴリ番号	検査対象	検査箇所	検査方法	検査箇所
B-A	原子炉容器炉心外周域の耐圧部分の溶接継手	胴の長手方向溶接部	UT	W1112(0.15m) W1206より下.7から.15
B-B	容器の耐圧部分の溶接継手	胴の長手方向溶接部（炉心域外）	UT	W1110(0.16m) W1205より下.4から.16
		胴の周方向溶接部（炉心域外）	UT	W1205(0.35m) 292.5°より右.4から.35
		上蓋の長手方向溶接部	UT	W1207(0.35m) 225°より右.4から.35
B-C	胴とフランジ, 鏡板とフランジとの耐圧部分の溶接継手	胴-フランジ円周方向溶接部	UT	W1203(2.7m) 203°より右へ2.7
		上蓋-フランジ円周方向溶接部	UT	W1202(2.45m) 206°より右へ2.45
B-D	容器に完全溶込み溶接された管台	低圧注水管台(N-6)	UT	W2122(N6A)
B-G-1	直径50mmを超える圧力保持用ボルト締め付け部	上蓋締付スタッドボルト	UT	No.44~No.54
		スタッドボルト用ナット	VT-1	No.44~No.54
		主フランジ穴のねじ部	UT	No.44~No.54
		上蓋締付スタッドボルト用ワッシャ	VT-1	No.44~No.54
B-G-2	直径50mm以下の圧力保持用ボルト締め付け部	CRDハウジングフランジボルト	VT-1	2
		再循環系除染用フランジボルト	VT-1	1(ポンプ出口)
		圧力容器ベントドレン系取外しフランジボルト	VT-1	1
		残留熱除去系取外しフランジボルト	VT-1	1(PCV側)
		主蒸気系弁	VT-1	RV202-1G
		主蒸気ドレン系弁	VT-1	MV202-2
B-J	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部	低圧注水管台-セーフエンド(N6)	UT	W2419(N6A)
		主蒸気系(呼び径100A以上の配管)	UT	1B-A-C1060
		主蒸気系(呼び径100A以上の配管)	UT	1D-A-C1070
		主蒸気系(呼び径100A以上の配管)	UT	1C-A-L0030
		残留熱除去系(呼び径100A以上の配管)	UT	5A-A-W7
		残留熱除去系(呼び径100A以上の配管)	UT	5A-A-W10
		残留熱除去系(呼び径100A以上の配管)	UT	5C-A-W2
		残留熱除去系(呼び径100A以上の配管)	UT	5C-A-W3
		低圧炉心スプレイ系(呼び径100A以上の配管)	UT	3-A-C1050
		原子炉冷却材浄化系(呼び径100A以上の配管)	UT	2A-A-C1030
		原子炉冷却材浄化系(呼び径100A以上の配管)	UT	3A-A-W26
		原子炉冷却材浄化系(呼び径100A未満の配管)	PT	8-A-W12
		原子炉冷却材浄化系(呼び径100A未満の配管)	PT	8-A-W13
		圧力容器ベントドレン系(呼び径100A未満の配管)	PT	501-B-W6

カテゴリ番号	検査対象	検査箇所	検査方法	検査箇所
B-K	配管, ポンプ, 弁の支持部材 取付け溶接継手	主蒸気系	PT	SNO-MS-125
		原子炉隔離時冷却系	PT	SNO-RCIC-13
B-M-2	弁本体の内表面 (呼び径100Aを超える弁箱)	主蒸気系弁	VT-3	RV202-1G
F-A	支持構造物	原子炉压力容器	VT-3	1
		主蒸気系	VT-3	SNO-MS-125
		残留熱除去系	VT-3	RE-RHR-50
		原子炉隔離時冷却系	VT-3	SNO-RCIC-13

2. 指示文書によるもの

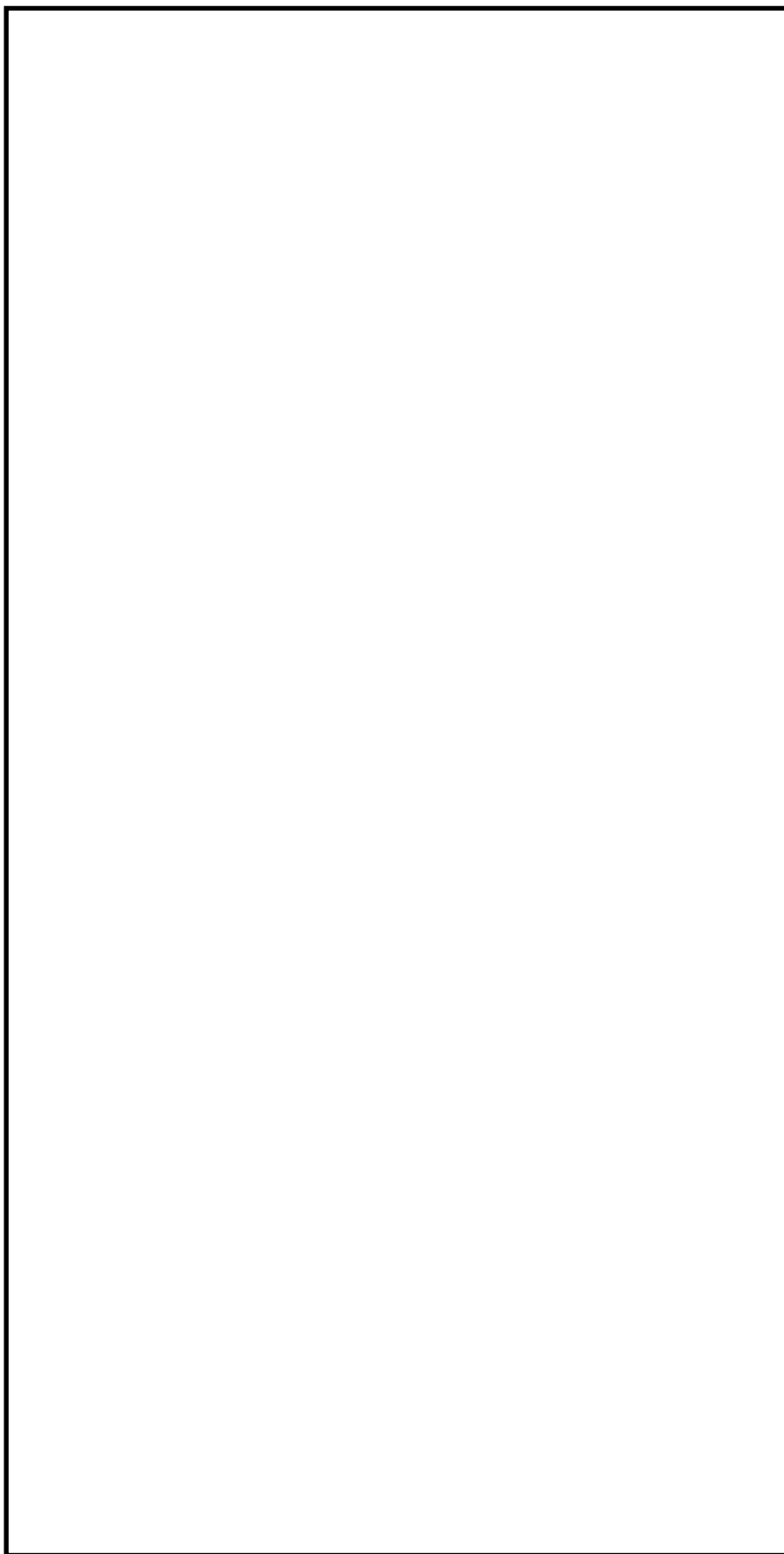
(1) 体積検査 (UT)

カテゴリ番号	検査対象	検査箇所	検査方法	検査箇所
B-F	耐圧部分の異種金属の溶接継手	残留熱除去系 (呼び径100A以上の配管)	UT	14A-A-W4
B-J	管台とセーフエンド, 配管の 耐圧部分の同種金属の溶接部	原子炉冷却材浄化系 (呼び径100A以上の配管)	UT	2A-A-C1030
			UT	3A-A-W26
			UT	3B-A-W15
			UT	5-A-W24
			UT	5-B-W1
			UT	5-B-W2
			UT	1B-A-C0010

(2) 表面検査 (PT)





カテゴリ番号	検査対象	検査箇所	検査方法	検査箇所
B-J	管台とセーフエンド, 配管の 耐圧部分の同種金属の溶接部	原子炉再循環系ドレン配管 (A系) (呼び径100A未満の配管)	PT	503A-A-W2
			PT	503A-A-W3
			PT	503A-A-W4
			PT	503A-A-W5
			PT	503A-A-W6
			PT	503A-A-W7
			PT	503A-A-W8
			PT	503A-A-W9
			PT	503A-A-W10
			PT	503A-A-W11
			PT	503A-A-W12
			PT	503A-A-W13
			PT	503A-A-W14
			PT	503A-A-W15
			PT	503A-A-W16
			原子炉再循環系ドレン配管 (B系) (呼び径100A未満の配管)	PT
		PT		503B-A-W3
		PT		503B-A-W4
		PT		503B-A-W5
		PT		503B-A-W6
		PT		503B-A-W7
		PT		503B-A-W8
		PT		503B-A-W9
		PT		503B-A-W10
		PT		503B-A-W11
		PT		503B-A-W12
		PT		503B-A-W13
		PT	503B-A-W14	

原子炉再循環系(A・B系ドレン配管)




クラス1機器供用期間中検査対象箇所図 (22/22)
(指示文書によるもの)

保管期間 設備廃棄後5年

承認	確認	審査	作成
検査総括 責任者	第1号-カビン 主任技術者	品質保証 責任者	検査実施 責任者
			
H18.5.25	H18.5.25	H18.5.24	H18.5.24

通知

検査主管課長（機械保修課長）

H 18.5.25 

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第13回定期事業者検査成績書

設備名：原子炉本体

原子炉冷却系統設備

計測制御系統設備

検査名：クラス1機器供用期間中検査（非破壊）

要領書番号：S2-13-II-1-1

1. 発電所名 島根原子力発電所第2号機
 2. 検査名 クラス1機器供用期間中検査（非破壊）
 3. 要領書番号 S2-13-II-1-1
 4. 検査結果

検査項目	検査年月日	検査結果	検査実施責任者	摘要
非破壊検査	平成18年3月30日	合格	■	体積検査 (記録確認)
非破壊検査	平成18年3月30日 平成18年3月22日	合格	■	体積検査 (記録確認)
非破壊検査	平成18年3月23日	合格	■	目視検査 表面検査
非破壊検査	平成18年3月30日 平成18年3月22日 平成18年3月23日	合格	■	体積検査 (再現性確認)
非破壊検査	平成18年3月24日	合格	■	目視検査
非破壊検査	平成18年3月30日	合格	■	目視検査
非破壊検査	平成18年3月30日 平成18年4月5日	合格	■	体積検査 (記録確認)
非破壊検査	平成18年4月6日	合格	■	目視検査
非破壊検査	平成18年3月30日 平成18年4月5日 平成18年4月6日	合格	■	体積検査 (再現性確認)
非破壊検査	平成18年4月13日	合格	■	目視検査 表面検査
非破壊検査	平成18年3月30日 平成18年4月12日 平成18年4月13日	合格	■	体積検査 (再現性確認)
非破壊検査	平成18年5月2日	合格	■	表面検査
非破壊検査	平成18年5月23日	合格	■	目視検査


- 添付-1-1 非破壊検査記録（第一段階検査） 目視検査（VT-1）
 添付-1-2 非破壊検査記録（第一段階検査） 目視検査（VT-3）
 添付-1-3 非破壊検査記録（第一段階検査） 表面検査
 添付-1-4 非破壊検査記録（第一段階検査） 体積検査

5. 特記事項

なし

6. その他添付資料

- 添付-2 検査体制
- 添付-3 不適合管理
- 添付-4 検査手順
- 添付-5 検査工程

検査実施 責任者	結果
	合格
4/28.52	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日: 平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者: 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド, 配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W2
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W3
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W4
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
H18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者： 


表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W5
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	


添付-1-3

非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日: 平成 18 年 5 月 2 日
 検査担当者: 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド, 配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W6
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W7
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W8
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W9
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
H18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W10
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B 9. 4 0	B - J	原子炉再循環系 (P L R)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W11
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
4/18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W12
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W13
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
1/8.5.2	

添付 - 1 - 3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日: 平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者: 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド, 配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W14
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
1/18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W15
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日: 平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者: 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W16
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B 9. 4 0	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W2
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日:平成18年5月2日

検査担当者: 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド, 配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W3
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B 9. 40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W4
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
10.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W5
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
10.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成19年 5月 2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W6
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A・W7
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
4/8.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W8
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W9
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W10
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W11
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B 9. 4 0	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W12
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
4/10.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W13
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
1/18.5.2	

添付-1-3

非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B9.40	B-J	原子炉再循環系 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503B-A-W14
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査手順

1-3. 検査手順 (非破壊検査 (第一段階検査))

- ・表面検査 (浸透探傷検査)

各段階の検査手順は以下のとおりとする。

検査箇所 (28箇所)

・503A-A-W2~W16

・503B-A-W2~W14

(1) 検査準備

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査担当者は、検査要領書が「定期事業者検査実施要領」に従い制定、改正されていることを確認する。	✓		
2. 検査担当者は、自らが所持する検査要領書および検査成績書 (記録様式) が最新版であることを原本との照合により確認する。	✓		
3. 検査担当者は協力会社検査員に、承認された検査体制に従い必要な要員が揃っていることを下記を含め確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・浸透探傷検査の検査員が有資格者*であることを認定証等 (写しでも可) により確認する。	✓	5/2	
4. 検査担当者は協力会社検査員に、検査要員が使用する検査要領書が最新版であることを確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。	✓	7	
5. 検査担当者は協力会社検査員に、検査を行える状態であることを別紙の記録により確認し、報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・検査に使用する計器が校正されていることを別紙-1により確認する。	✓		別紙-1 (添付資料-9) クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊) 検査用計器校正確認シート
6. 検査担当者は協力会社検査員に、検査の実施前までに必要な準備事項がすべて完了していることを下記により確認し、その報告をするよう指示し、その報告を受ける。 ・「低ハロゲン、低イオウ」の探傷剤が準備されていることを確認する。	✓		
・現場機器が検査対象機器と一致していることを別紙-2-3により確認する。	✓		別紙-2-3 検査対象機器確認チェックシート (3)
・検査対象部位について検査前の手入れが実施されていることを目視により確認する。	✓		
7. 検査担当者は、検査準備が終了したことを検査実施責任者に報告する。	✓		

*日本非破壊検査協会「非破壊検査技量認定規程」に基づく2種または3種

日本工業規格「非破壊試験-技術者の資格及び認証」に基づくレベル2またはレベル3

(2) 表面検査

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査担当者は、以下について検査箇所毎に繰り返し実施する。 (1) 現場機器が検査対象機器と一致していることを現場銘板等により確認し、その結果を別紙-2-3に記載する。	✓	5/2 [Redacted]	別紙-2-3 検査対象機器確認チェックシート(3) 別紙-3-3 表面検査記録(浸透探傷検査)
(2) 協力会社検査員に表面検査の実施および別紙3-3の作成を指示する。なお、記録の作成にあたっては、指示模様があった場合、任意の様式により詳細結果を添付するよう指示する。	✓		
(3) 検査対象表面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	✓		
(4) 現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を別紙3-3により確認する。	✓		
2. 検査担当者は、表面検査が JIS Z 2343-1(2001) に準拠し実施されていることを別紙3-3により確認する。	✓		別紙-3-3 表面検査記録(浸透探傷検査)
3. 検査担当者は、検査結果が判定基準を満足していることを検査記録により確認し、検査記録をとりまとめる。	✓		
4. 検査担当者は、表面検査が終了したことを検査実施責任者に報告する。	✓		

(3) 検査判定

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、第二段階検査を行う必要があると判断した場合は、「S2-13-II-1-3 クラス1 機器供用期間中検査(欠陥評価の妥当性確認)」において実施することを決定する。	/	5/2 [Redacted]	第二段階検査を実施する場合は第二段階検査実施前までに「S2-13-II-1-3 クラス1 機器供用期間中検査(欠陥評価の妥当性確認)」検査要領書を制定する。
2. 検査実施責任者は、検査要領書に基づいて検査が適正に行われたことを確認する。	✓		
3. 検査実施責任者は、検査の合否判定を行う。	✓		

(4) 完了確認

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、検査判定までの検査プロセスが完了したことを確認する。	✓	5/2 [Redacted]	
2. 検査実施責任者は、機械保修課長へ検査が完了したことを連絡する。(次工程への引渡し)	✓		

(5) 次回検査への反映

内 容	確認 (レ点チェック)	確認日 確認者	備 考
1. 検査実施責任者は、今回の検査を通し、検査方法等に関する改善事項を抽出し、必要に応じて次回検査への反映について検討する。	✓	5/2 [Redacted]	反映事項(速報) あり(なし)

検査対象機器確認チェックシート (3)

確認年月日:平成18年5月2日
 検査担当者: [REDACTED]

確認方法	検査箇所	結果	備考
現場機器が検査対象機器と一致していることを現場銘板等により確認する。	503A-A-W2	良	
	503A-A-W3	良	
	503A-A-W4	良	
	503A-A-W5	良	
	503A-A-W6	良	
	503A-A-W7	良	
	503A-A-W8	良	
	503A-A-W9	良	
	503A-A-W10	良	
	503A-A-W11	良	
	503A-A-W12	良	
	503A-A-W13	良	
	503A-A-W14	良	
	503A-A-W15	良	
	503A-A-W16	良	

検査対象機器確認チェックシート (3)

確認年月日:平成18年5月2日
 検査担当者: XXXXXXXXXX

確認方法	検査箇所	結果	備考
現場機器が検査対象機器と一致していることを現場銘板等により確認する。	503B-A-W2	良	
	503B-A-W3	良	
	503B-A-W4	良	
	503B-A-W5	良	
	503B-A-W6	良	
	503B-A-W7	良	
	503B-A-W8	良	
	503B-A-W9	良	
	503B-A-W10	良	
	503B-A-W11	良	
	503B-A-W12	良	
	503B-A-W13	良	
	503B-A-W14	良	

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電機(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査(非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名 協力会社検査員	
				██████████	
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号:0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W2	
探傷剤の 確認	低ハロゲン、低イオウであること(それぞれ200ppm未満)			確認 結果 ※	
				<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液	浸透液	現像液		
	製造メーカー:(UR-T) ロットNo.:(5H02)	製造メーカー:(UP-T) ロットNo.:(5I01)	製造メーカー:(UD-T) ロットNo.:(5J15)		
検査 方法 (JIS Z2343-1 2001 に準拠し実 施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(// 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記 に記載	
検査 結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。				
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例	レ:異常なし				

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W3
探傷剤の 確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ200ppm未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T)	ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T)	ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T)
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(11分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950lx) 計器No.:(E-245)
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし				

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電研(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名 協力会社検査員	
				██████████	
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W4	
探傷剤の 確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認 結果 ※	
				<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗淨液	浸透液		現像液	
製造メーカ	:(UR-T)	製造メーカ	:(UP-T)	製造メーカ	
ロットNo.	:(5H02)	ロットNo.	:(5I01)	ロットNo.	
				:(5J15)	
検査 方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実 施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(11 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗淨液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記 に記載	
検査 結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	██████████	
		番号		協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W5	
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)			
ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)				
検査方法	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (11 分) 計器No. : (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (957 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所				結果	備考
	機器表面				<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電機(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2 種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W6	
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオンであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(/ / 分) 計器No. : (5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(/ / 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W7	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(/ / 分) 計器No. : (5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(/ 0 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名(資格)	██████████ (PF-2) ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	[REDACTED]
				協力会社検査員	[REDACTED]
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W8
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲, 浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (// 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で, 目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (990 lx) 計器No.: (E-245)
観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2) [REDACTED] (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電機(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	
		番号		協力会社検査員	
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W9	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果 ※	
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果 ※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (// 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (150 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。				
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電研(株)	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2 種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W10	
探傷剤の 確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)	製造メカ : (UD-T)		
ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)	ロットNo. : (5J15)			
検査 方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実 施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲、浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(/ / 分) 計器No. : (5210J007) 温 度:(27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で、目安 10 分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(/ / 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照 度:(950 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査 結果	検査箇所				結果	備考
	機器表面				<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	[REDACTED]	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	[REDACTED]
		番号		協力会社検査員	[REDACTED]
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W11	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ200ppm未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液	浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5101)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 (JIS Z2143-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (// 分) 計器No. : (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (950 lx) 計器No. : (E-245)
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電機(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W12	
探傷剤の 確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果 ※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 (JIS Z2343-I -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(// 分) 計器No. :(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. :(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10 分) 計器No. :(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No. :(E-245)
観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	██████████
		番号		協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W13	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メーカー : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカー : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メーカー : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容	確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。	<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (/ / 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 °C) 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)	<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (/ 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (950 lx) 計器No.: (E-245)	
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。	結果は下記に記載			
検査結果	検査箇所	結果	備考		
	機器表面	<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無			
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし				

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W14
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ200ppm未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5101)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し,浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール,さび,油脂,グリス,塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲,浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中,浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(// 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で,目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後,表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し,その結果を記録する。 なお,浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は,前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ,「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば,「有」の□にレを記入し,任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし					

表面検査記録（浸透探傷検査）

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査（非破壊）			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	██████████
		番号		協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W15
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること（それぞれ200ppm未満）			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)		
ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)			
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(// 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(10 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.:(E-245)
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0932298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W16	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)			
検査方法 (JIS Z2343-1-2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (11 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 °C) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (930 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所				結果	備考
	機器表面				<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし						

表面検査記録（浸透探傷検査）

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	[REDACTED]	
		番号		協力会社検査員	[REDACTED]	
系統	原子炉再循環系			資格	2 種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W2	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)	ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲、浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で、目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)	
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W3
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様がなければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日
			会社名	甲国電ヤ勝)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████
			検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名 協力会社検査員
				██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503B-A-W4
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ200ppm未満)		確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液	浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容	確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。	<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。	<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。	<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)	<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。	結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所	機器表面	結果	備考
			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。				
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)			
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)			
備考) ※確認結果凡例	レ:異常なし			

表面検査記録（浸透探傷検査）

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力㈱	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査（非破壊）			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	[REDACTED]	
		協力会社検査員		[REDACTED]		
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W5	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること（それぞれ200ppm未満）				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) DyTNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) DyTNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) DyTNo. : (5J15)			
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10～50℃の範囲、浸透時間は5～60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10～30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所				結果	備考
	機器表面				<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名(資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名(資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電研(株)	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ番号	B-J	会社名	[REDACTED]	
				協力会社検査員	[REDACTED]	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W6	
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)	製造メカ : (UD-T)		
0ytNo. : (5H02)	0ytNo. : (5I01)	0ytNo. : (5I01)	0ytNo. : (5J15)			
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27) °C 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)	
観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載			
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電業(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503B-A-W7	
探傷剤の 確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メーカー : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカー : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メーカー : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査 方法 (JS Z2343-1 -2001 に準拠し実 施する)	項目	内容	確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。	<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)	<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)	
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。	結果は下記に記載			
検査 結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332208-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W8
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲、浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No. : (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で、目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500x 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。				
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし				

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電力	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	[REDACTED]	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	[REDACTED]
				協力会社検査員	[REDACTED]
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503B-A-W9	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオンであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 .2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500x以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	[REDACTED]	
				協力会社検査員	[REDACTED]	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W10	
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液		浸透液	現像液		
	製造メカ : (UR-T) Dy#No. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) Dy#No. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) Dy#No. : (5J15)			
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(/ 2 分) 計器No. :(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. :(5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(// 分) 計器No. :(5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900 lx) 計器No. :(E-245)	
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法			浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。		
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電研(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W11
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メーカー : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカー : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メーカー : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物を取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲, 浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12 分) 計器No. :(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. :(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で, 目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11 分) 計器No. :(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900 lx) 計器No. :(E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2) ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	鳥根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2 種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W13
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No. : (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No. : (E-245)
観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W12	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)			
ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)				
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900 lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2) , ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W14
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メーカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メーカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

添付

島根原子力発電所2号機
高サイクル熱疲労割れに係る評価結果について

平成17年3月

中国電力株式会社

1. はじめに

本書は経済産業省原子力安全・保安院指示文書「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について－高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について－」（平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号【NISA-163b-03-1】）（以下「指示文書」という。）に従って、島根原子力発電所2号機における検査対象箇所を抽出し、高サイクル熱疲労評価をまとめたものである。

2. 評価対象

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の重要度分類クラス1及び2に属する系統又は機器を抽出範囲とする。

3. 評価結果

通常運転時に高低温の内部流体が合流する部位について抽出した結果を添付資料1に示す。本評価にて抽出された部位のうち、温度ゆらぎが生じ、かつ応力集中が生じることにより、熱疲労割れが発生する可能性のある部位について、以下の方法により評価を実施した。

(1) 日本機械学会基準に準拠する方法

日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S 017-2003）の高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労評価（別紙1）に準拠し実施した。

(2) 電力共研等による個別評価を準用する方法

日本機械学会基準を適用しない高低温水の内部流体が合流する部位については、電力共研等にて個別評価した結果を準用した。

上記の評価の結果、温度ゆらぎが生じ、かつ応力集中が生じることにより、熱疲労割れが発生する可能性のある部位はなかった。

上記（1）の方法で実施した評価結果を添付資料2に示す。

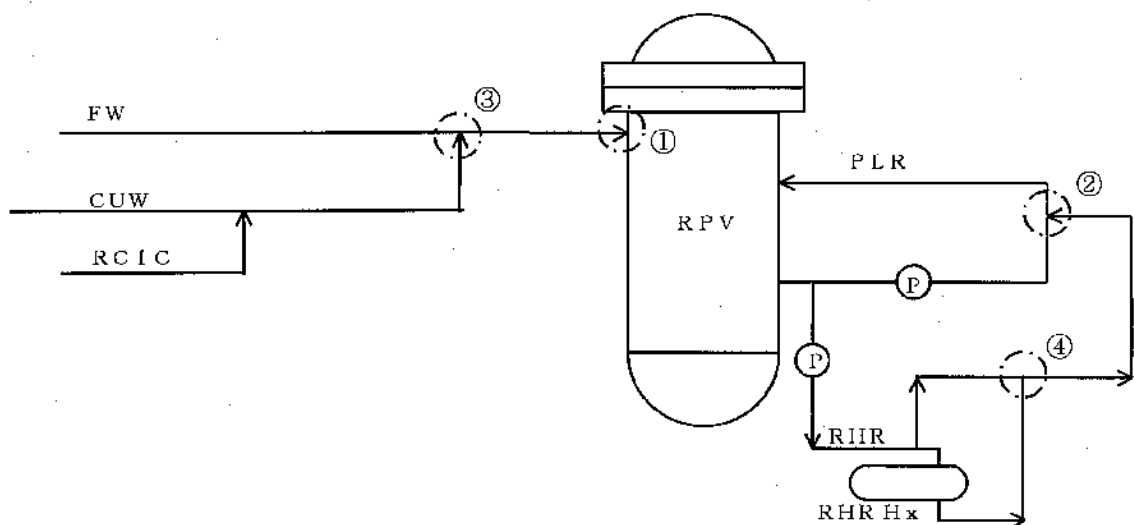
4. 添付資料

- (1) 島根原子力発電所2号機 高低温水が合流する箇所（添付資料1）
- (2) 島根原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労評価結果（添付資料2）
- (3) 高低温水合流部での温度揺らぎに対する配管の構造健全性評価フロー（別紙1）

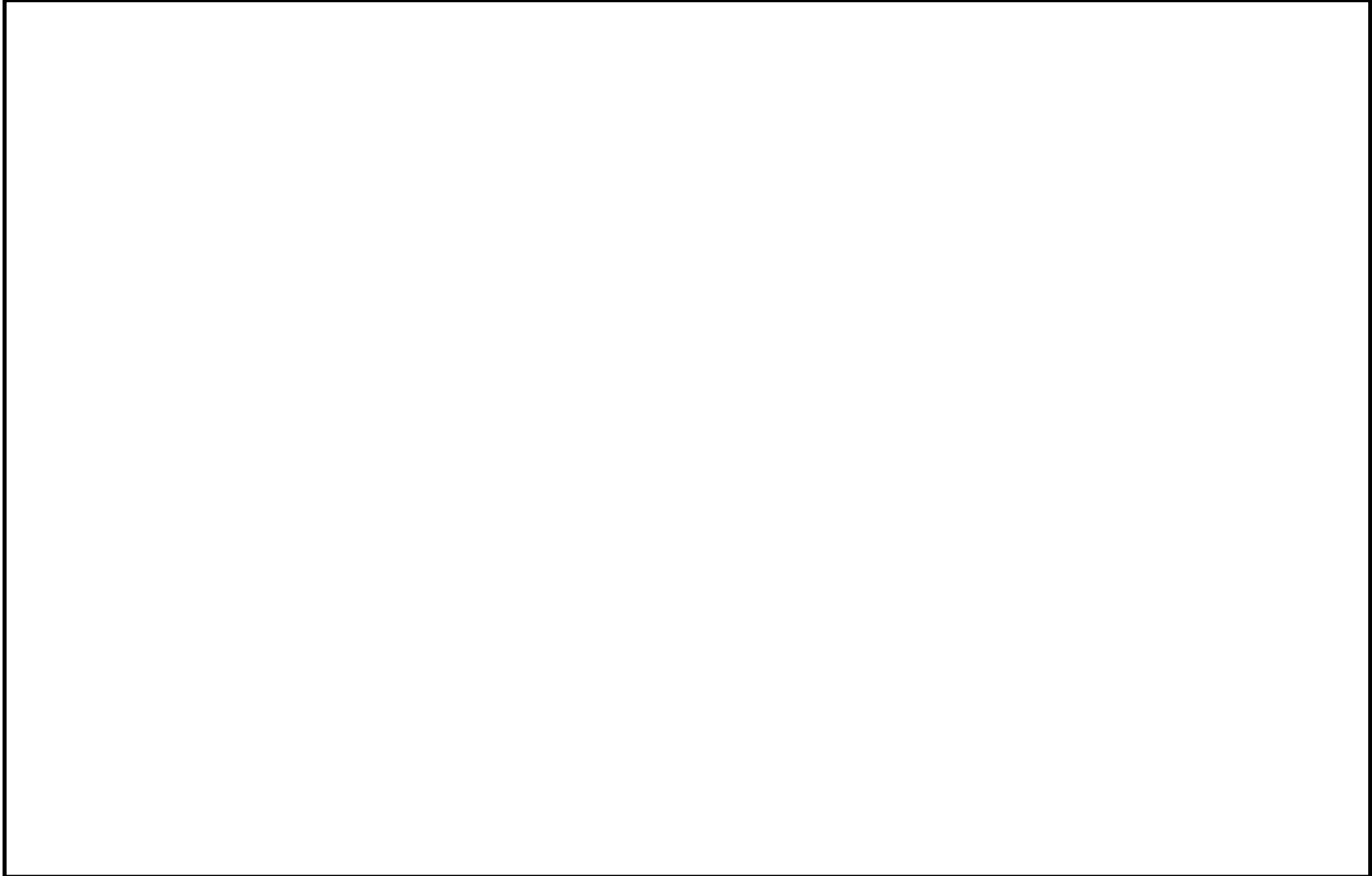
島根原子力発電所 2号機 高低温水が合流する箇所

No.	合流箇所	評価結果
①	原子炉压力容器給水ノズル	サーマルスリーブが設置されており、電力共同研究「給水ラインサーマルスリーブに関する研究」等において高サイクル熱疲労に対する安全性が確認されている。
②	原子炉再循環系/残留熱除去系吐出合流部	高サイクル熱疲労評価（別紙1）に準拠し、保守的な温度条件で評価を実施した結果、高温側および低温側の温度差が判定温度差を下回っていることを確認した。
③	原子炉浄化系の給水系への戻り部	リコンビネーションティが設置されており、電力共同研究「高温・低温流体合流部の構造選定に関する研究」等において高サイクル熱疲労に対する安全性が確認されている。
④	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管合流部	高サイクル熱疲労評価（別紙1）に準拠し、保守的な温度条件で評価を実施した結果、熱応力振幅が疲労限を下回っていることを確認した。

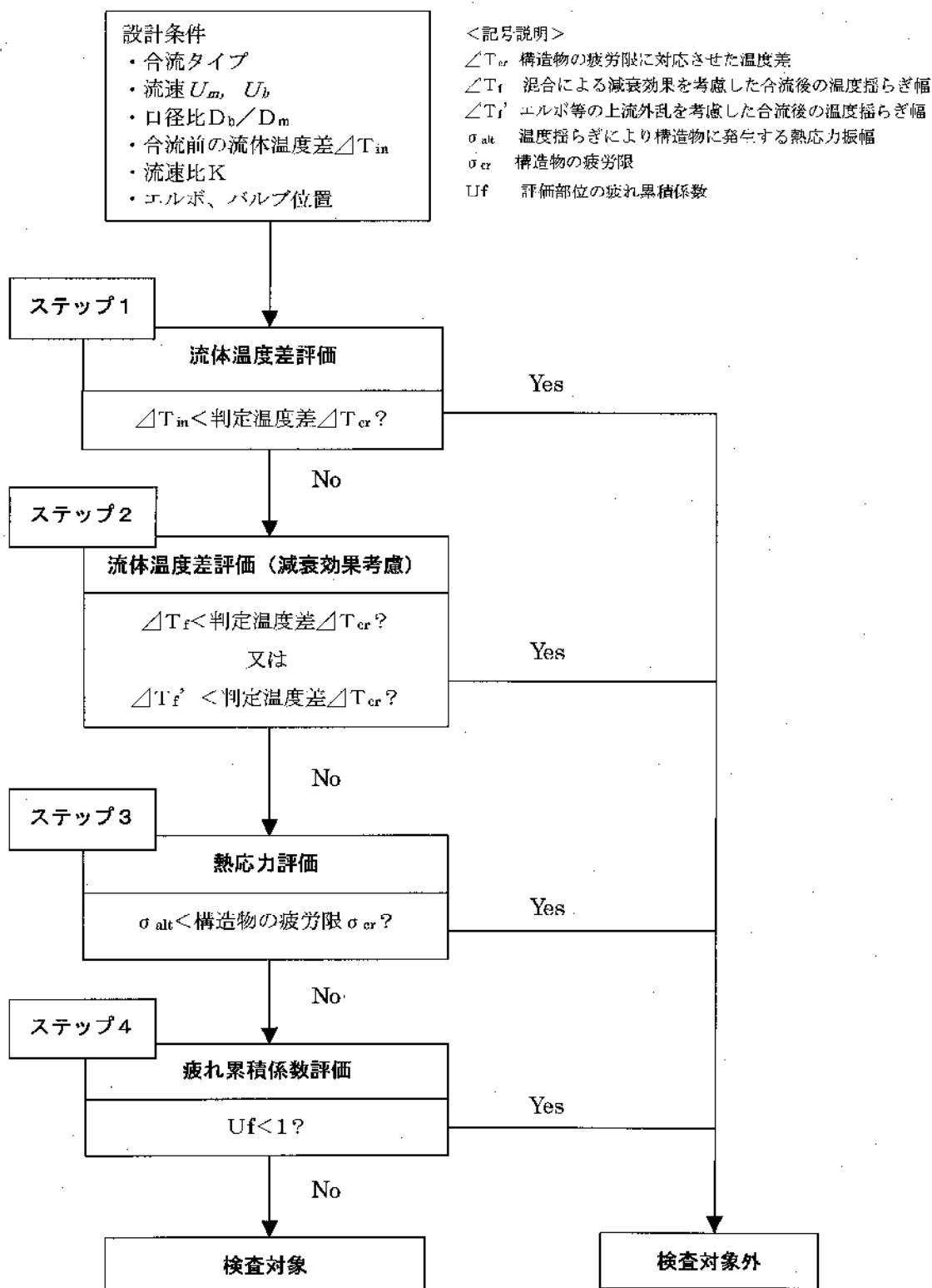
島根 2号機系統概略図



島根原子力発電所2号機 高サイクル熱疲労評価結果



高低温水合流部での温度揺らぎに対する配管の構造健全性評価フロー



技術基準規則の新旧比較について

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（平成25年6月28日）と実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和2年4月1日）との比較について以下の表に示す。

表 技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（平成25年6月28日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和2年4月1日）	備考
（流体振動等による損傷の防止）	（流体振動等による損傷の防止）	
第六条	第十九条	
<p>燃料体及び反射材並びにこれらをサポートする構造物、熱遮へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	<p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	追加要求なし
解釈	解釈	
<p>1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは流れの乱れ、渦、気ほう等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</p> <p>・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1-2005）PVB-3600に規定する手法を適用すること。</p>	<p>1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講ずること。</p> <p>・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）（JSME S NC1-2005）」（以下「設計建設規格2005」という。）PVB-3600 又は「設計・建設規格2012」PVB-3600に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）の要件を付したものであること。</p>	追加要求なし

<p>発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（平成25年6月28日）</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和2年4月1日）</p>	<p>備考</p>
<p>・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S012）に規定する手法を適用すること。<u>なお耐圧機能を有しないものについては第8条の2第2項によること。</u>（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計建設規格（JSME S NC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書）</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）に規定する手法を適用し、<u>損傷の発生防止措置を講じること。なお供用開始後における運転管理等の運用上の対応を考慮して施設することができる。</u>（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書）</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</p>	<p>・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S012）に規定する手法を適用すること。（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計建設規格（JSME S NC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」<u>（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「設計・建設規格2012技術評価書」</u>）</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）に規定する手法を適用し、<u>損傷の発生防止措置を講じること。</u>（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」<u>（平成17年12月原子力安全基盤機構取りまとめ）</u>）</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</p>	<p>追加要求なし</p>

評価範囲の選定理由について

1. 概要

本資料は「VI-1-4-2_流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」における評価対象範囲について、その選定理由をまとめたものである。

2. 規則上の要求

2.1 技術基準規則上の要求

流体振動及び高サイクル熱疲労の考慮を要求している技術基準規則第十九条の中では評価範囲について以下の通り定義されている。

よって、以下の設備については流体振動及び高サイクル熱疲労の評価を実施している。

- ・一次冷却材の循環施設
- ・原子炉浄化系
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

（以下、技術基準規則抜粋）

第十九条 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

（解釈）

- 3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。

2.2 技術基準規則のうちその他条文（第十四条）における流体振動に関する記載

技術基準規則においては第十九条以外にも第十四条（安全設備）では、流体振動に関する考慮について以下の通り要求されている。安全設備については第二条及びその解釈により非常用炉心冷却系として原子炉隔離時冷却系が該当することから、以下の設備については、流体振動の評価を実施している。

- ・原子炉隔離時冷却系

第十四条（安全設備）解釈

3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。この場合において、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。

第二条（定義）

八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であってその故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。

ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止システムを自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に原子炉の安全を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備

第二条（定義）解釈

ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設

- ・ 工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く）
- ・ 原子炉隔離時冷却系（BWR）
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR）
- ・ 制御室非常用換気空調系
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（事故時）（BWR）

3. 本設工認における原冷施設のDB改造範囲について

本設工認においては、1章の要求に基づき以下の範囲を評価対象範囲として選定している。これらについては本設工認においてRCPBの拡大または設計基準対象施設としての改造を行っているため、評価を実施している。

建設時から変更のない設備については、経済産業省原子力安全・保安院による指示文書の別紙1「新省令第6条及び第8条の2第2項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成17・12・22原院第6号）に基づき保安院に提出した「島根原子力発電所1号機及び2号機 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成18年10月13日付電原運第80号）及びNISA文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成17・12・22原院第6号）に基づき提出した「島根原子力発電所第2号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価及び検査結果の提出について」（平成18年6月19日付電原運第29号）（以下「報告書」という。）にて評価しているため、今回改めて評価はしていない。

<RCPB拡大範囲>

- ・MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）からV222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）まで<残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>
- ・MV222-11A,B（残留熱除去系ポンプ炉水戻り弁）からAV222-3A,B（残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）まで<残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>
- ・MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）からMV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで <残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>

<その他の改造範囲（運用変更範囲含む。）>

- ・原子炉圧力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲）<原子炉浄化系として評価>
- ・原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部<原子炉隔離時冷却系として評価>
- ・原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部<原子炉隔離時冷却系として評価>

なお、以下の範囲については残留熱除去系ではあるものの、原子炉停止時冷却モードに該当しないため、流体振動及び高サイクル熱疲労の評価対象外として整理している。

<その他の改造範囲（運用変更範囲含む。）>

- ・ A系原子炉再循環系戻り管からサプレッションチェンバスプレイヘッドまでのうちサプレッションプール水 pH 制御系の合流部
- ・ サプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水系主配管（高圧原子炉代替注水ポンプ供給管）までのうち高圧原子炉代替注水系の分岐部

非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの
有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

補足 1	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭 について……………	補足 1-1
補足 2	原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について……………	補足 2-1
補足 3	原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について……………	補足 3-1
補足 4	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で 兼用するポンプの有効 NPSH 評価条件について……………	補足 4-1

1. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について
 (1) 原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる, サプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて, 大気圧 101.325kPa を考慮し, 吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は, 以下の差分 □ m としている。 ●水源の水位: EL □ m 水源の水位としては, サプレッションプールの最低水位 (保安規定における運転上の制限 (下限値)) とした。 ●ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管及び弁類圧損は, 原子炉隔離時冷却ポンプが以下の流量*1で運転することを想定する。 この場合, サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管*2及び弁類圧損の合計値は, □ m となる。 ●原子炉隔離時冷却ポンプ: 99 m ³ /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧損は, 圧損合計値より □ m に設定する。 注記*1: サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプの吸込配管は, 単独取水する配管構成となっているため, 他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 *2: サプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を保守的に丸めて, 以下に示す。 ●ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中のサプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため, これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力 10.3 m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効 NPSH は, 以下の計算式により算出している。 有効 NPSH = H _a + H _s - H ₁ - H ₂ - h _s $□ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要 NPSH	□ m	原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプ運転流量 99 m ³ /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より, 有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり, 必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH: □ m > 必要 NPSH: □ m

(2) 高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	高圧原子炉代替注水ポンプ運転中の有効NPSH評価上厳しい条件となる、サブプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて、大気圧 101.325kPa を考慮し、吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は、以下の差分 □ m としている。 <ul style="list-style-type: none"> ●水源の水位: EL □ m 水源の水位としては、サブプレッションプールの最低水位（保安規定における運転上の制限（下限値））とした。 ●ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は、高圧原子炉代替注水ポンプが以下の流量* ¹ で運転することを想定する。 この場合、サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管* ² 及び弁類圧損の合計値は、□ m となる。 <ul style="list-style-type: none"> ●高圧原子炉代替注水ポンプ: 93 m³/h×1台 ポンプ吸込配管中の圧損は、圧損合計値より □ m に設定する。 注記* ¹ : サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプの吸込配管は、残留熱除去ポンプと共用する部分があるが、同時使用しない運用であるため、残留熱除去ポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 * ² : サブプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を、以下に示す。 <ul style="list-style-type: none"> ●ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	高圧原子炉代替注水ポンプ運転中のサブプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため、これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力水頭 10.3m としている。
有効NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効NPSHは、以下の計算式により算出している。 $\text{有効NPSH} = H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$ $= □ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要NPSH	□ m	高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプ運転流量 93 m ³ /h における必要NPSHとしてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より、有効NPSHと必要NPSHの関係は以下のとおりとなり、必要NPSHが確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効NPSH: □ m > 必要NPSH: □ m

(3) 低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプ (評価流量: <input type="text"/> m ³ /h)		
記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3m	水源である低圧原子炉代替注水槽は大気に開放しているため、吸込み液面に作用する絶対圧力は、大気圧とし10.3mとしている。
H _s : 吸込揚程	<input type="text"/> m	<p>静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●水源の水位: EL <input type="text"/> m ●ポンプ軸中心: EL <input type="text"/> m <p>水源の水位としては、低圧原子炉代替注水ポンプトリップ水位を保守的に丸めた値とした。</p>
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> m	<p>サプレッションプールから低圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は、低圧原子炉代替注水ポンプが以下の流量で運転することを想定する。</p> <p>この場合、サプレッションプールから低圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、<input type="text"/> m となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●低圧原子炉代替注水ポンプ: <input type="text"/> m³/h × 1 台 <p>ポンプ吸込配管中の圧損は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。</p>
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7m	低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度 66℃における飽和蒸気圧水頭として、2.7m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	<input type="text"/> m	<p>有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。</p> <p>有効 NPSH = H_a + H_s - H₁ - H₂ - h_s</p> <p>= 10.3 + <input type="text"/> - 2.7</p> <p>= <input type="text"/> m</p>
必要 NPSH	<input type="text"/> m	<p>低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプ運転流量 <input type="text"/> m³/h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。</p> <p>以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。</p> <p>有効 NPSH: <input type="text"/> m > 必要 NPSH: <input type="text"/> m</p>

原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について

重大事故等時、原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度は時間経過とともに変化するが、原子炉格納容器圧力は常にサプレッションプール水温度に対応する飽和水蒸気圧力を超えている。したがって、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭の評価にあたっては、原子炉格納容器圧力よりサプレッションプール水温度に対応する飽和蒸気圧力を差し引いた圧力である、原子炉格納容器の背圧を見込むことができる。原子炉格納容器の背圧を考慮する場合には、有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）の評価を保守的にするため、原子炉格納容器の背圧を小さく評価する必要がある。このため、原子炉格納容器圧力及びサプレッションプール水温度に影響する評価条件を設定した解析を行い、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合の有効 NPSH が、ポンプの必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを確認する。

1. 評価事象の選定

(1) 評価事象

評価の対象とする事象は、原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプに期待する炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンスの中から、原子炉格納容器の背圧がもっとも小さくなる重要事故シーケンスを選定する。

第 1 表に有効 NPSH 評価事象の整理を示す。原子炉隔離時冷却ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（長期 TB）を対象とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（TBU, TBD）を対象とする。

なお、有効性評価解析においては、低圧原子炉代替注水系の有効性を確認する観点より、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧開始と同時に、原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水を停止する扱いとしている。

(2) 評価事象の包絡性

原子炉停止機能喪失及び逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シーケンス以外の事故シーケンスでは、崩壊熱とのバランスで逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個によって原子炉圧力が制御されるため、その排気によりサプレッションプール水温度が上昇し、原子炉格納容器の背圧が小さくなっていく。このため、原子炉圧力制御時間が長く、ポンプの運転時間が長くなる事故シーケンスほど原子炉格納容器の背圧条件が厳しくなる。

ここで、全交流動力電源喪失（長期 TB, TBU, TBD）及び崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスは、事象発生直後より逃がし安全弁（逃がし弁機能）による原子炉圧力制御が開始される事故シーケンスであり、急速減圧を開始する約 8 時間までポンプの運転を継続する事故シーケンスであることから、原子炉格納容器の背圧条件としては最も厳しくなる。このうち、全交流動力電源喪失（長期 TB）及び崩壊熱除去機能喪失については、サブプレッションプール水温度が 100℃に到達する 8 時間までポンプの運転を継続することに変わりはないことから、原子炉隔離時冷却ポンプの評価にあたっては、全交流動力電源喪失（長期 TB）を対象とする。なお、実際にはポンプの運転時間が 8 時間よりも長くなる可能性はあるが、サブプレッションプール水温度が 100℃到達時にポンプの運転を停止することから、原子炉格納容器の背圧条件に対する影響はない。

原子炉停止機能喪失は原子炉格納容器圧力の上昇が早い事象であるため、ポンプ運転中の原子炉格納容器の背圧は大きめに推移する。また、逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シーケンスでは、原子炉圧力の減少が早く、ポンプ運転時間が短くなるため、ポンプ運転停止時の原子炉格納容器の背圧は大きくなる。

以上のことより、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価にあたっては、ポンプの運転時間が長くなる全交流動力電源喪失（長期 TB）及び全交流動力電源喪失（TBU, TBD）の重要事故シーケンスを対象に評価することで、保守的な原子炉格納容器の背圧条件を設定することができる。

2. 解析条件

保守的に原子炉格納容器の背圧を小さくする観点より、設置変更許可申請書添付書類十で示した有効性評価解析の条件よりも、原子炉格納容器圧力を低めに評価する解析条件を設定する。また、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温度については、有効性評価解析において、サブプレッションプール水温度を高めめに評価する条件を設定しており、本評価においても同一の条件を設定する。第 2 表に解析条件を示す。

3. 評価結果

第 3 表及び第 4 表に有効 NPSH 算定結果を、第 5 表及び第 6 表に有効 NPSH 評価結果を示す。また、第 1 図から第 6 図に、原子炉格納容器圧力の推移、サブプレッションプール水温度の推移、有効 NPSH の推移を示す。

ポンプの運転期間中において、原子炉格納容器の背圧が最も厳しくなるポンプ停止時点（8 時間）での有効 NPSH を第 5 表に示す。なお、ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭については、保守的に解析結果を包絡する 100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値を設定している。

第6表に示すとおり、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合においても、原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水に期待する期間の有効NPSHは、それぞれのポンプの必要NPSHを上回る。

第1表 有効NPSH評価事象の整理

重要事故シナリオ	ポンプ*1	減圧時間*2	ポンプに期待する期間の原子炉格納容器の背圧条件	評価事象
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	—	30分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	—	約34分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)	RCIC	8時間	他の重要事故シナリオに比べて、RCIC運転時間が長く、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	○ RCIC
2.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)	HPAC	約8.3時間	HPAC運転時間が長く、サブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	○ HPAC
2.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)				
2.3.4 全交流動力電源喪失(TBP)	RCIC	事故発生直後	長期TBに比べて減圧タイミングが早く、RCIC運転時間が短くなることから、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	RCIC	8時間	長期TBと同様RCIC運転時間が長く、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)	RCIC	8時間	長期TBと同様RCIC運転時間が長く、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	
2.5 原子炉停止機能喪失	RCIC	—	長期TBに比べてサブプレッションポンプール水温度は高めになるが、格納容器圧力の上昇が早いことから、長期TBよりもRCIC停止時の原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
2.6 LOCA時注水機能喪失	—	30分	RCIC及びHPACに期待していない。	
2.7 格納容器バイパス(ISLOCA)	RCIC	30分	長期TBに比べて減圧タイミングが早く、RCIC運転時間が短くなることから、RCIC停止時のサブプレッションポンプール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	

炉心損傷防止対策有効性評価

注記*1：設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価解析において期待しているポンプ (RCIC：原子炉隔離時冷却ポンプ、HPAC：高圧原子炉代替注水ポンプ)

*2：設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価解析における逃がし安全弁による原子炉減圧の開始時間 (事象発生からの時間)

第2表 解析条件

項目	有効NPSH評価		有効性評価解析 (参考)
	解析条件	条件選定理由	
格納容器圧力	大気圧	実機条件に対して低めの値として設定。 初期圧力が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	5 kPa [gage]
格納容器雰囲気温度	10 °C	実機条件に対して低めの値として設定。 初期温度が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	57 °C
格納容器体積 (ドライウエル)	7900 m ³	設計値を設定。	7900 m ³
格納容器体積 (ウェットウエル)	空間部：4700 m ³ 液相部：2800 m ³	サブレーションプール水位の運用下限値に基づき設定。設計値は、液相部の最小値である。 液相部が小さい方が、ポンプ停止時のサブレーションプール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	空間部：4700 m ³ 液相部：2800 m ³
サブレーションプール水位	3.61 m (EL 5.61 m)	液相部体積はサブレーションプール水位の運用下限値に基づき設定していることから、サブレーションプール水位は、背圧に影響しない。	3.61 m (EL 5.61 m)
サブレーションプール水温度	35 °C	サブレーションプール水温度の運用上限値を設定。 初期の温度が高い方が、ポンプ停止時のサブレーションプール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	35 °C

第3表 原子炉隔離時冷却ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	<input type="text"/>
H_s ：吸込揚程	<input type="text"/>
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> *2
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	<input type="text"/>
h_s ：ポンプ吸込口における飽和水蒸気圧	10.3*3
有効NPSH($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="text"/>

注記*1：原子炉隔離時冷却ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：ティー及びピネ部を含む。

*3：解析結果を包絡するサプレッションプール水温100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値

第4表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効NPSH算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	<input type="text"/>
H_s ：吸込揚程	<input type="text"/>
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> *2
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	<input type="text"/> *3
h_s ：ポンプ吸込口における飽和水蒸気圧	10.3*4
有効NPSH($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	<input type="text"/>

注記*1：高圧原子炉代替注水ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：ティー及びピネ部を含む。

*3：高圧原子炉代替注水ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効NPSH評価上保守的な評価となるように、残留熱除去ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

*4：解析結果を包絡するサプレッションプール水温100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値

第 5 表 原子炉隔離時冷却ポンプの有効 NPSH 評価結果

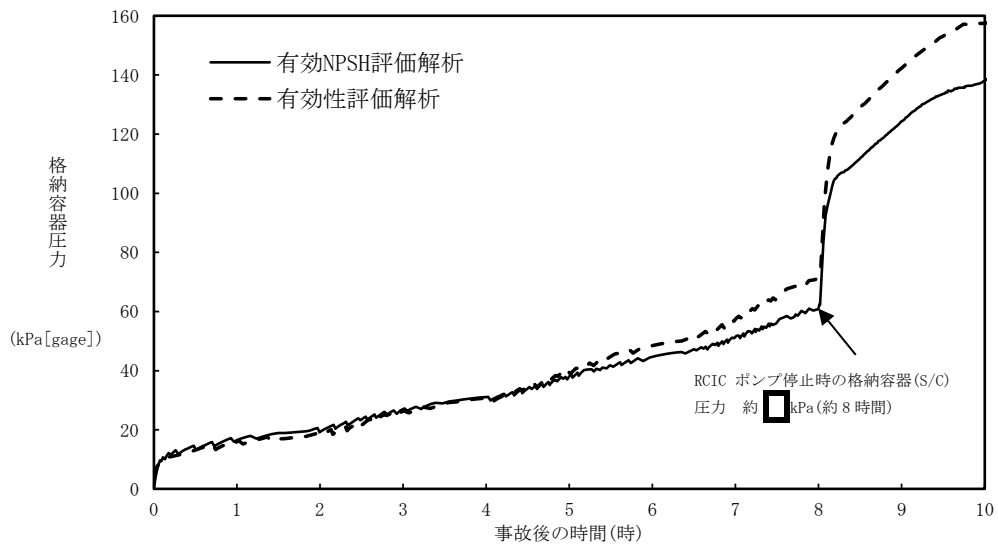
(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却ポンプ	□	□

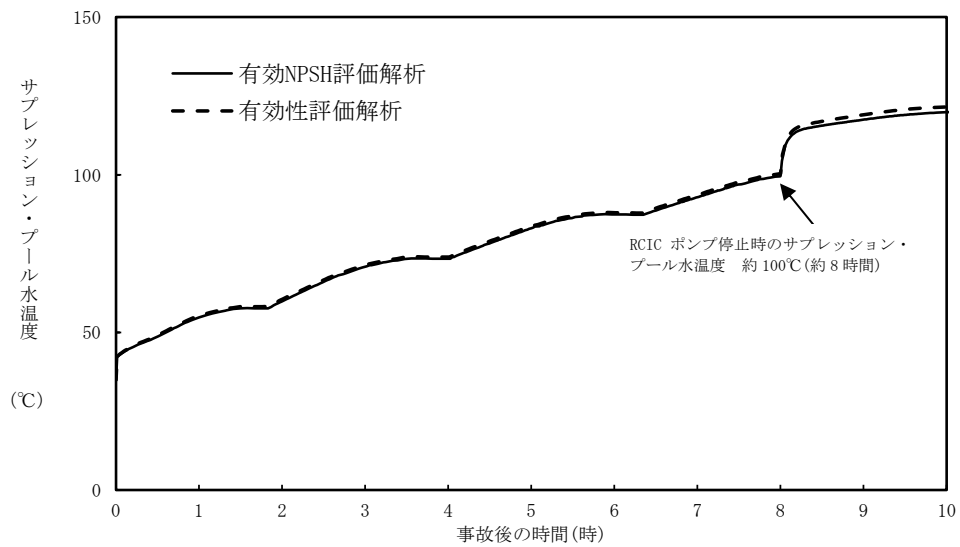
第 6 表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

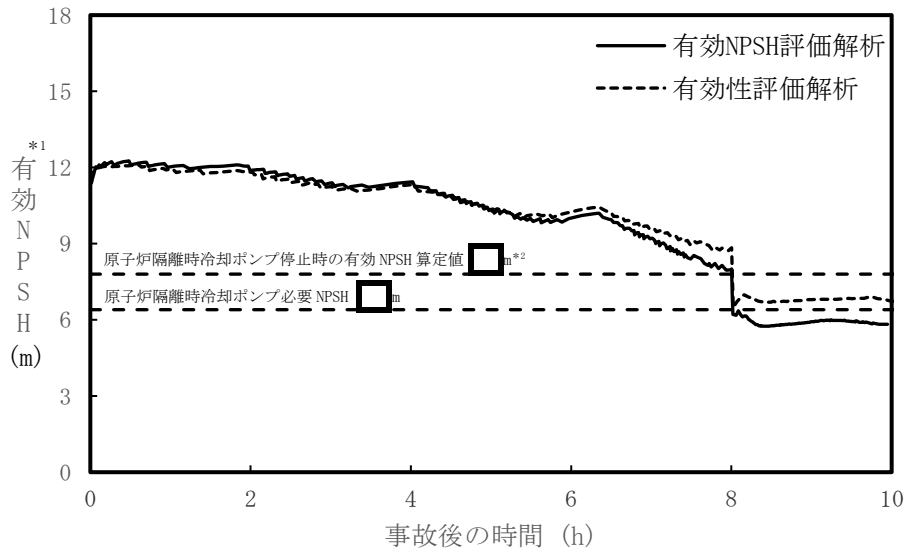
	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧原子炉代替注水ポンプ	□	□



第1図 原子炉格納容器圧力の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

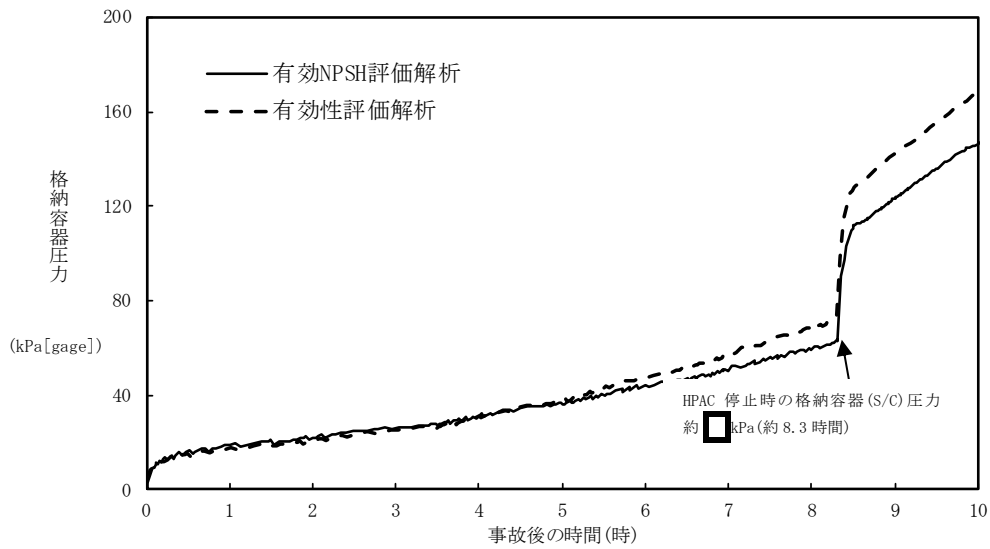


第2図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

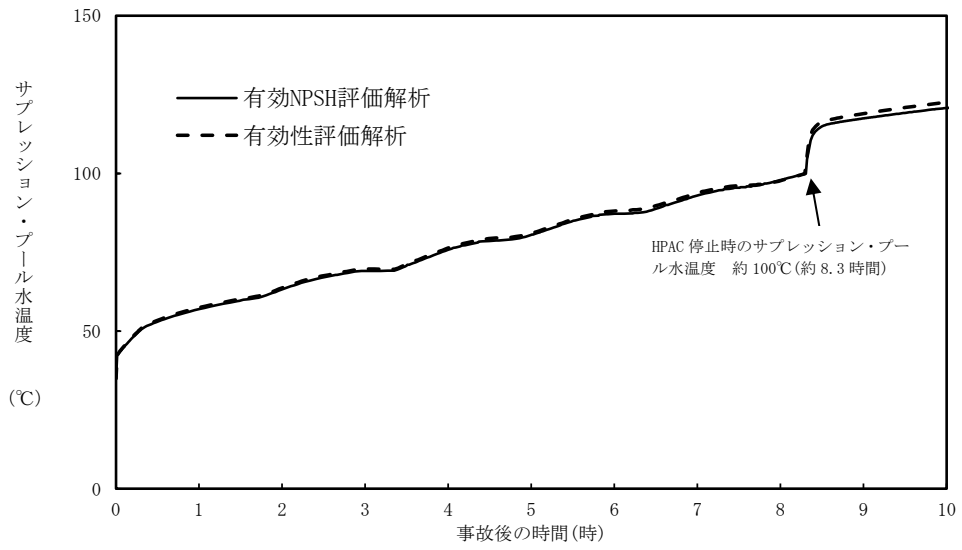


注記*1：格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
 *2：保守的にサプレッションプール水温度 100℃の条件で算定した値

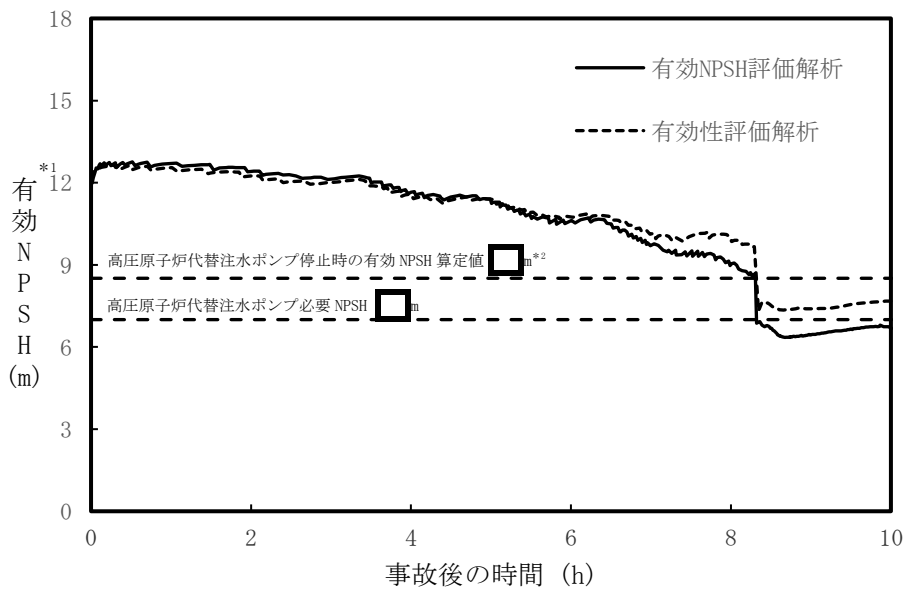
第3図 原子炉隔離時冷却ポンプ有効NPSHの推移
 [全交流動力電源喪失（長期TB）]



第4図 原子炉格納容器圧力の推移
 [全交流動力電源喪失（TBD, TBU）]



第5図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]



注記*1: 格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
*2: 保守的にサプレッションプール水温度 100°Cの条件で算定した値

第6図 高圧原子炉代替注水ポンプ有効NPSHの推移
[全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]

原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について

1. はじめに

本書は、原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損を評価したものである。

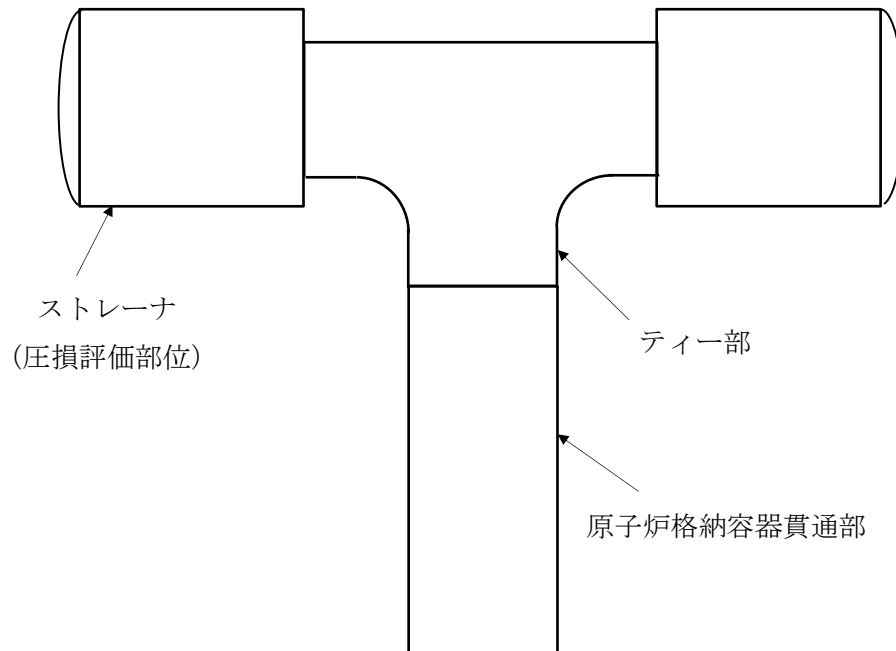


図1-1 圧損評価部位

2. ストレーナ圧損

ストレーナ圧損は、設計上ストレーナ表面積の % が閉塞した場合の圧力損失として求める。

2.1 仕様

表 2-1 にポンプの定格流量を示す。

表 2-1 原子炉隔離時冷却ポンプの定格流量

ポンプ名称	定格流量 Q m ³ /h
原子炉隔離時冷却ポンプ	99

2.2 圧力損失に関する検討

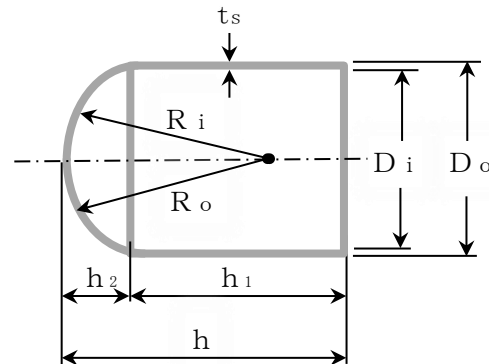
2.2.1 ストレーナ近傍の平均流速

(1) ストレーナの寸法

$$D_i = \text{} \text{ mm}$$

$$R_i = \text{} \text{ mm}$$

$$t_s = \text{} \text{ mm}$$



$$D_o = D_i + 2 \cdot t_s = \text{} + 2 \times \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$R_o = R_i + t_s = \text{} + \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$h = \text{} \text{ mm}$$

$$h_2 = R_o - \sqrt{(R_o)^2 - \left(\frac{D_o}{2}\right)^2} = \text{} - \sqrt{(\text{})^2 - \left(\frac{\text{}}{2}\right)^2} = \text{} \text{ mm}$$

$$= \text{} \text{ m}$$

$$h_1 = h - h_2 = \text{} - \text{} = \text{} \text{ mm} = \text{} \text{ m}$$

$$S_1 = \pi \cdot D_o \cdot h_1 = \pi \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

$$S_2 = 2 \cdot \pi \cdot R_o \cdot h_2 = 2 \times \pi \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

$$S = S_1 + S_2 = \text{} + \text{} = \text{} \text{ m}^2$$

(ストレーナ表面積の % が閉塞した場合の圧力損失を確認するため、ストレーナ 1 個の表面積を用いて圧損を評価する。)

(2) ストレーナ近傍の平均流速

$$\text{ストレーナの表面積} : S = \text{} \text{ m}^2$$

$$\text{平均流速} : \bar{v} = \frac{Q / 60^2}{S} = \frac{99 / 60^2}{\text{}} = \text{} \text{ m/s}$$

2.2.2 圧損評価式

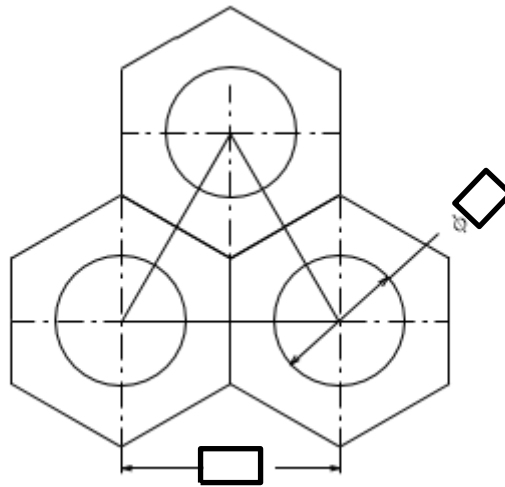
(1) ストレーナ面積比

下図に示すような正三角形モデルとすると、

$$\text{ストレーナ面積比} : \bar{f} = \frac{\frac{\pi}{4} \cdot d^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot p^2} = \frac{\frac{\pi}{4} \cdot \boxed{}^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot \boxed{}^2} = \boxed{}$$

ここで、 p : ピッチ (mm)

d : ストレーナ穴径 (mm)



(2) ストレーナ通過時のレイノルズ数

① ストレーナ通過時の平均流速 : $v_0 = \frac{\bar{v}}{f}$ m/s

② 動粘性係数 : $\nu = \boxed{} \text{ m}^2/\text{s}$ (at $\boxed{} \text{ }^\circ\text{C}$)

原子炉設置変更許可申請書の添付書類「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）」の解析では事象発生初期にサブプレッションプール水温が 50°C 以上であり、本評価では保守的に水温を $\boxed{} \text{ }^\circ\text{C}$ として評価を行う。

水温 $\boxed{} \text{ }^\circ\text{C}$ 時の水の密度及び動粘性係数は、下記に示す水の物性値 *1 を用いる。

・密度 (ρ) : $\boxed{} \text{ g/cm}^3 = \boxed{} \text{ kg/m}^3$
 ・動粘性係数 (ν) : $\boxed{} \text{ cSt} = \boxed{} \text{ m}^2/\text{s}$

③ 等価直径（流路断面が円形の場合 $d_h = \text{円形断面の直径}$ ）

$$d_h = \frac{4 \cdot f_0}{\Pi_0} = \frac{4 \cdot \frac{\pi}{4} \cdot d^2}{\pi \cdot d} = d \text{ (m)}$$

ここで、 f_0 ：ストレーナの1つの穴の面積 (m^2)

Π_0 ：ストレーナの1つの穴の周長 (m)

④ ストレーナ通過時のレイノルズ数

$$Re = \frac{v_0 \cdot d_h}{\nu} = \frac{\bar{v}}{\bar{f}} \cdot d_h = \boxed{\quad} = \boxed{\quad}$$

(3) 縮流係数

縮流係数は下式により得られる。

$$\zeta_{Re} = \frac{\zeta_\phi}{\bar{f}^2} + \bar{\epsilon}_{0Re} \cdot \zeta_{1qu}$$

① ζ_ϕ は、Diagram 8-5 *2 の下表の数値を用いて直線内挿して算出する。

(a) $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて

Diagram 8-5 *2 の下表の数値 $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて $\zeta_\phi = \boxed{\quad}$,
 $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて $\zeta_\phi = \boxed{\quad}$ から
 線形補間により $\bar{f} = \boxed{\quad}$ における ζ_ϕ を算出する。

$$\zeta_\phi = \boxed{\quad} = \boxed{\quad}$$

(b) $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて

Diagram 8-5 *2 の下表の数値 $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて $\zeta_\phi = \boxed{\quad}$,
 $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて $\zeta_\phi = \boxed{\quad}$ から
 線形補間により $\bar{f} = \boxed{\quad}$ における ζ_ϕ を算出する。

$$\zeta_\phi = \boxed{\quad} = \boxed{\quad}$$

(c) $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ にて

(a), (b) から、線形補間により、 $Re = \boxed{\quad}$, $\bar{f} = \boxed{\quad}$ における ζ_ϕ を算出する。

$$\zeta_\phi = \boxed{\quad} = \boxed{\quad}$$

② $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}}$ は, Diagram 8-5*³ の上表の数値を用いて直線内挿して算出する。

Diagram 8-5 *³ の上表の数値 Re= にて $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \text{$
 Re= にて $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \text{$ から
 線形補間により Re= における $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}}$ を算出する。
 $\bar{\epsilon}_{0\text{Re}} = \text{$ =

③ ζ_{1qu} は, Diagram 4-15*⁴ (Re > 10³) に基づいて算出する。

$$\zeta_{1qu} = \left\{ 0.5 \cdot (1 - \bar{f})^{0.75} + \tau \cdot (1 - \bar{f})^{1.375} + (1 - \bar{f})^2 + \lambda \cdot \frac{\ell}{d_h} \right\} \cdot \frac{1}{\bar{f}^2}$$

$$= \text{$$

$$= \text{$$

(a) $\tau = (2.4 - \bar{\ell}) \cdot 10^{-\varphi(\bar{\ell})} = \text{$ =

(b) $\bar{\ell} = \frac{\ell}{d_h} = \frac{\text{$ }{\text{} = \text{ > 0.015 (ℓ = 多孔プレートの厚さ)

(c) $\varphi(\bar{\ell}) = 0.25 + 0.535 \times \{ (\bar{\ell})^8 / (0.05 + (\bar{\ell})^8) \}$
 $= 0.25 + 0.535 \times \{ \text{$ ⁸ / (0.05 + ⁸) }

$$= \text{$$

(d) 管摩擦係数 : $\lambda = \frac{64}{\text{Re}}$ (引用文献[3] 図 151)

$$\lambda = \frac{64}{\text{Re}} = \frac{64}{\text{$$
} = \text{

④ 縮流係数の計算

$$\zeta_{\text{Re}} = \frac{\zeta_{\phi}}{\bar{f}^2} + \bar{\epsilon}_{0\text{Re}} \cdot \zeta_{1qu} \text{ } = \text{$$

(4) ストレーナ部圧力損失

縮流係数を用いてストレーナ部圧力損失を計算する。

$$\Delta H = \zeta_{\text{Re}} \cdot \frac{\bar{v}^2}{2 \cdot g} = \text{$$
 = → m

注記*1 : 引用文献[1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4

*2 : 引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

*3 : 引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

*4 : 引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

2.3 結 論

以上の計算結果から、ストレーナ片側が閉塞した場合のストレーナの圧力損失は、m となる。

ストレーナ名称	定格圧力損失 (m)
原子炉隔離時冷却系ストレーナ	<input type="text"/>

[引用文献]

- [1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4
- [2] HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition
- [3] 機械工学便覧 基礎編 A 5 流体工学（日本機械学会 編）

非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプの有効NPSH評価条件について

今回工事計画において、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプについて、それぞれの機能に期待する際の有効NPSH評価条件を比較し、評価対象を整理した結果を下表に示す。また、各ポンプの系統機能の概要を第1～3図に示す。

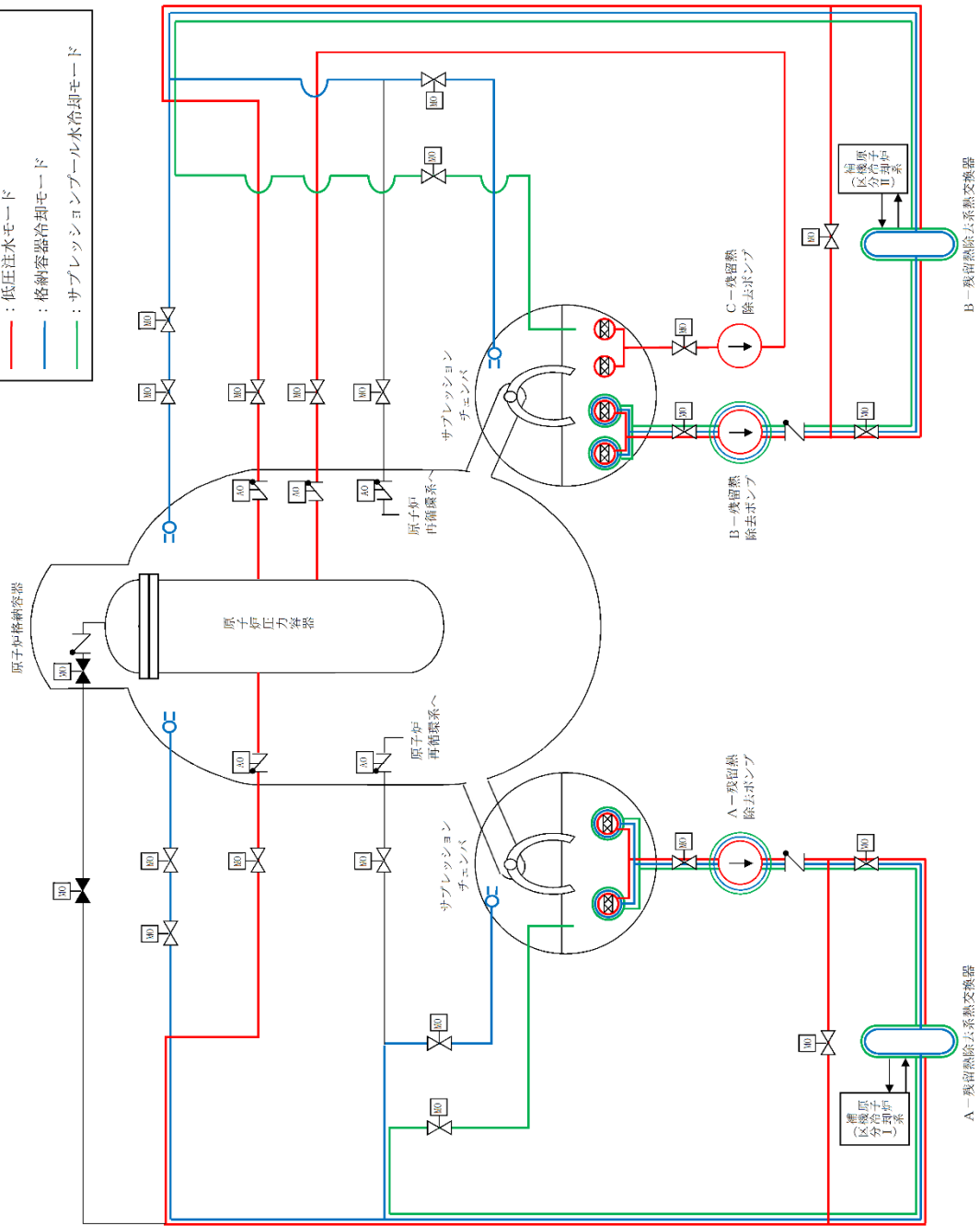
第1表 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプの有効NPSH評価条件の比較

ポンプ名称	系統機能	水源	有効NPSH評価条件					評価対象の整理
			流量	水源の圧力	水源の水位	水源の温度	異物有無	
残留熱除去ポンプ	低圧注水	サブプレッションプール	1218m³/h	□°Cの飽和蒸気圧	S/P 最低水位	□°C	無し	ストレーナへの異物付着による圧損上昇を考慮するDBA時の評価条件に包絡されることから、個別評価対象外としている。
	格納容器冷却			□°Cの飽和蒸気圧				
	サブプレッションプール水冷却			□°Cの飽和蒸気圧				
	低圧注水、格納容器冷却 (DBA評価)			大気圧				
低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水	低圧原子炉代替注水槽	□m³/h	大気圧	ポンプ トリップ水位	66°C	無し	吸込配管の圧損等に寄与する流量が最も大きくなる低圧原子炉代替注水時を代表とし、VI-1-4-3にて評価している。
	格納容器代替スプレイ		□m³/h					
	ベDESTAL代替注水		□m³/h					
大量送水車	低圧原子炉代替注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	70m³/h	大気圧	水中ポンプ : 空気を吸い込まない水位を確保 大量送水車 : 水中ポンプの押込水頭を吸込側 にかけ、必要NPSHを上回る よう考慮	40°C	無し*2	水源が同じ場合、吸込配管 (ホース) のルートも同じであるため、圧損等に寄与する流量が最も大きくなる時が代表となる。 輪谷貯水槽を水源とする場合、低圧原子炉代替注水及び格納容器代替スプレイの同時注水時が最大流量となる。このとき、格納容器代替スプレイ流量が低圧原子炉代替注水流量より大きいことから、同時注水時の吸込配管の圧損に寄与する機能は格納容器代替スプレイである。また、海を水源とする場合、低圧原子炉代替注水時以外の機能に期待する時が最大流量となり、格納容器代替スプレイを代表とする。 以上より、圧力低減設備その他の安全設備として機能を期待する時が代表となるため、VI-1-8-4にて評価している。 なお、大量送水車の付属品である水中ポンプは、空気を吸い込まない水位を確保しキャビテーションを防止する設計であること、大量送水車は付属品である水中ポンプにより、大量送水車の必要NPSHを上回る押込水頭が大量送水車の吸込側にかかるよう設計していることから、評価対象外としている。
	格納容器代替スプレイ	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	ベDESTAL代替注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	低圧原子炉代替注水及び格納容器代替スプレイの同時注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2)	150m³/h*1					
	低圧原子炉代替注水槽への供給	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	輪谷貯水槽 (西1) (西2) への供給	海 (取水槽)	120m³/h					

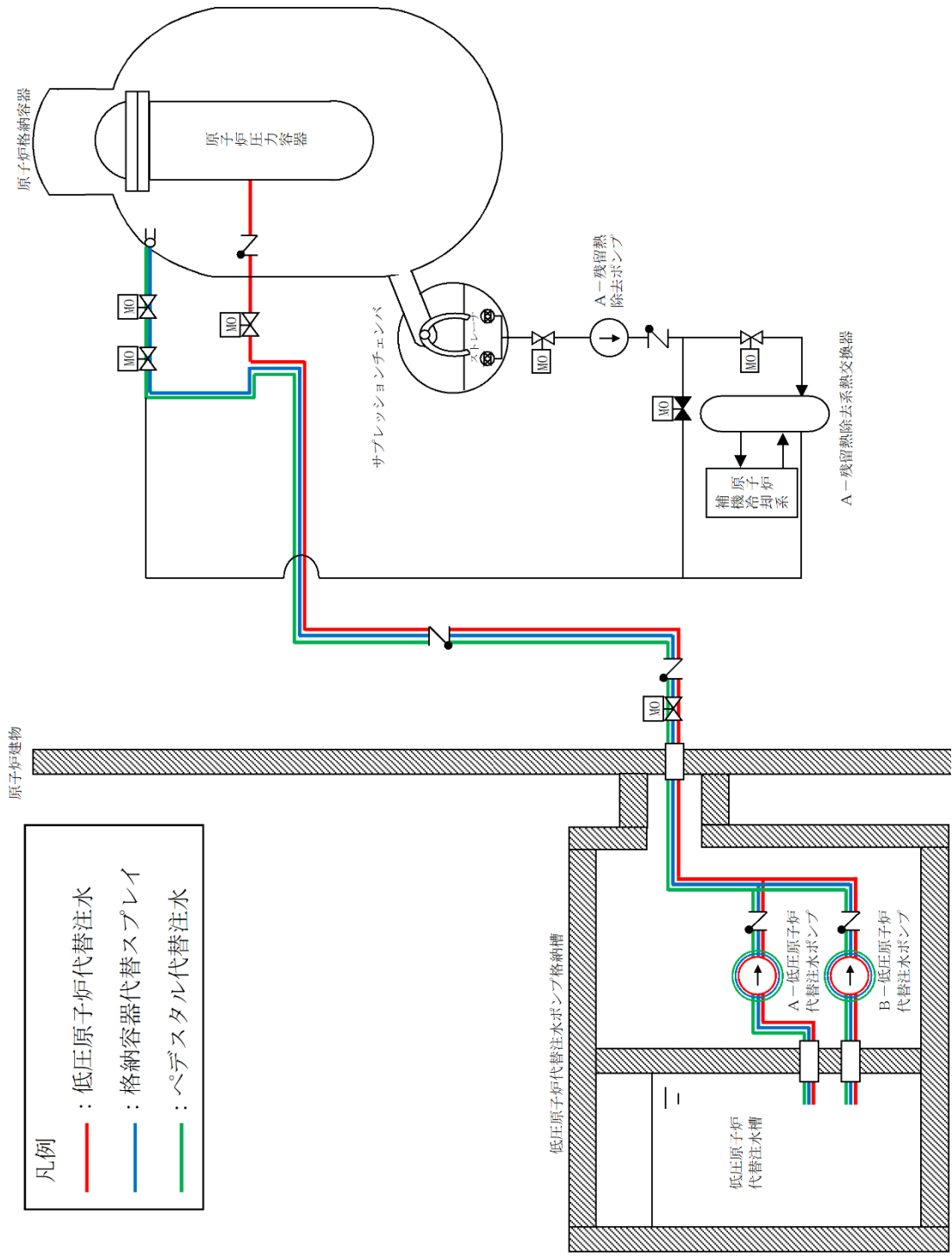
注記*1: 原子炉圧力容器への注水流量は30m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量は120m³/hである。

*2: 海を水源として利用し、大量送水車の付属品である水中ポンプの吸込口のフィルタが閉塞した場合には、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が可能である。フィルタ清掃は吊り上げ作業等含め約25分要するが、注水や補給作業を中断することがないよう、閉塞したフィルタの清掃時間を短縮するために、吊り上げ後に大量送水車に配備している予備の水中ポンプに取替える、吊り上げ時間を短縮するために、事前にラインナップした他の大量送水車へ切替える等により、フィルタ閉塞時の影響を軽減することが可能である。なお、フィルタ閉塞は大量送水車付の流量計等により判断する。

- 凡例
- : 低圧注水モード
 - : 格納容器冷却モード
 - : サプレッションポンプ水冷却モード



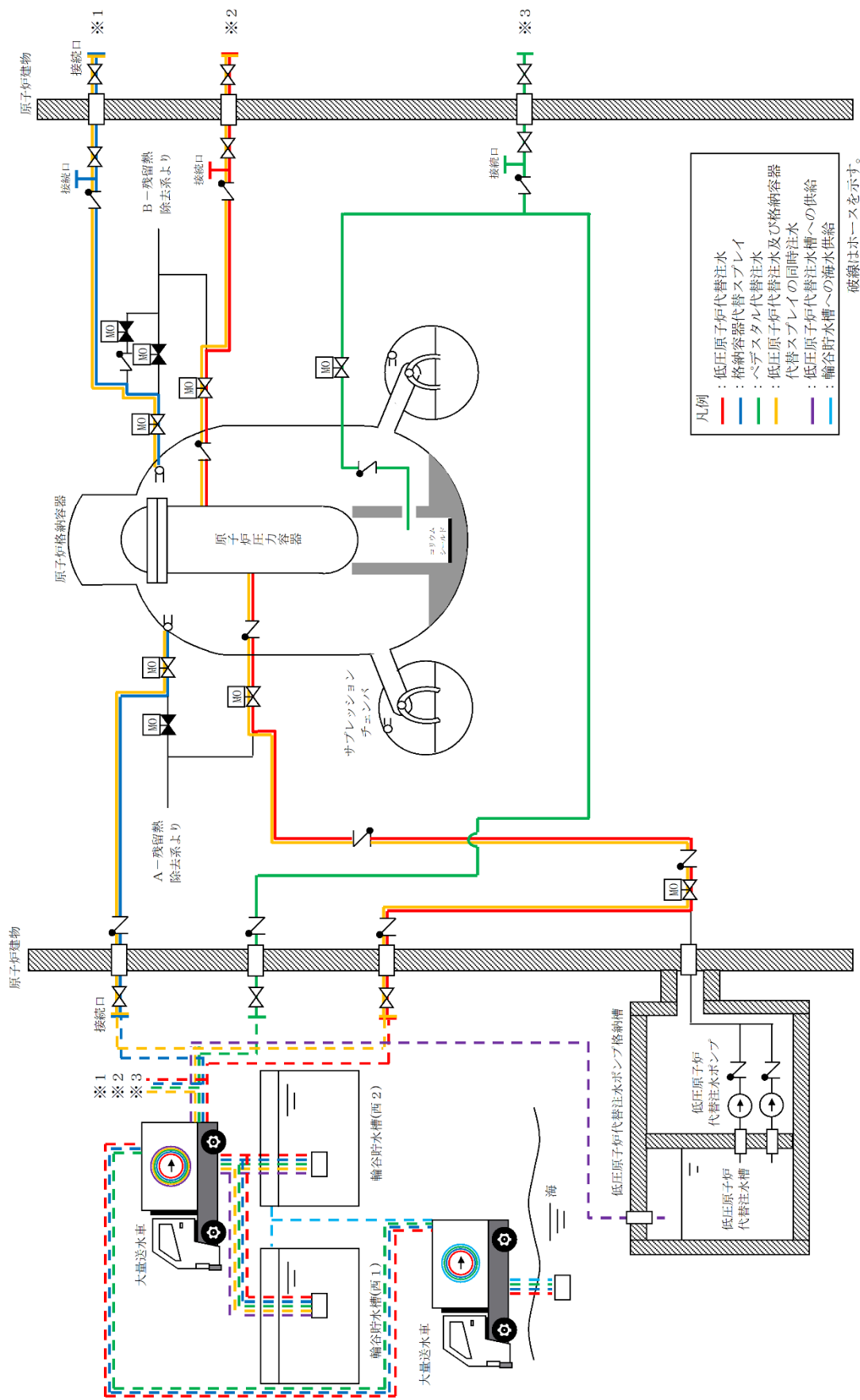
第1図 残留熱除去ポンプ 系統機能概要図



凡例

- : 低圧原子炉代替注水
- : 格納容器代替スプレイ
- : ペデスタル代替注水

第2図 低圧原子炉代替注水泵 システム機能概要図



第3図 大量送水車 系統機能概要図

安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書に係る補足説明資料

目 次

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠…………… 1
 2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠…………… 4
- 別紙 1 弁座漏えいを想定する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び作動を期待する安全弁について
- 別紙 2 安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果について

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV222-1A	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/hの合計値 <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5A, 11A (<input type="text"/> mL/h) MV222-13 (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。
RV222-1B	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/hの合計値 <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5B, 11B (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。
RV222-1C	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5C (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV222-2	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>
RV224-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>
RV223-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV221-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>

2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV225-1A, B	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、逃がし弁下流のほう酸水注入系で隔離が生じ、ほう酸水注入ポンプ1台の定格流量が流入した場合に、その流入流量を全量逃がし得る容量として、ほう酸水注入ポンプ1台の定格流量である□ m³/hを必要な吹出量として設定し、質量流量で*□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：ほう酸水注入ポンプテスト運転時、内部流体は純水を使用するため、流体の比重量は保守的に□ g/cm³とする。</p>
RV227-1A, B	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、重大事故等対処設備として逃がし安全弁へ窒素供給時、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁用窒素ガスポンベの減圧弁が故障により全開となった場合、供給ガス流量を全量逃がし得る容量として、体積流量□ m³/h[normal]を吹出量とし、必要な吹出量は、気体定数 22.4 m³/kmol、窒素ガス 1kmol あたりの質量が 28.01 kg/kmol であることから、質量流量で□ kg/hとする。</p>	

弁座漏えいを想定する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び
作動を期待する安全弁について

原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁については弁座漏えいを想定している。隔離弁の弁座から漏えいした場合に作動を期待する安全弁として、「RV222-1A」、「RV222-1B」、「RV222-1C」及び「RV222-2」がある。これらの安全弁及び弁座漏えいを想定している原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の位置について、図1及び図2に示す。

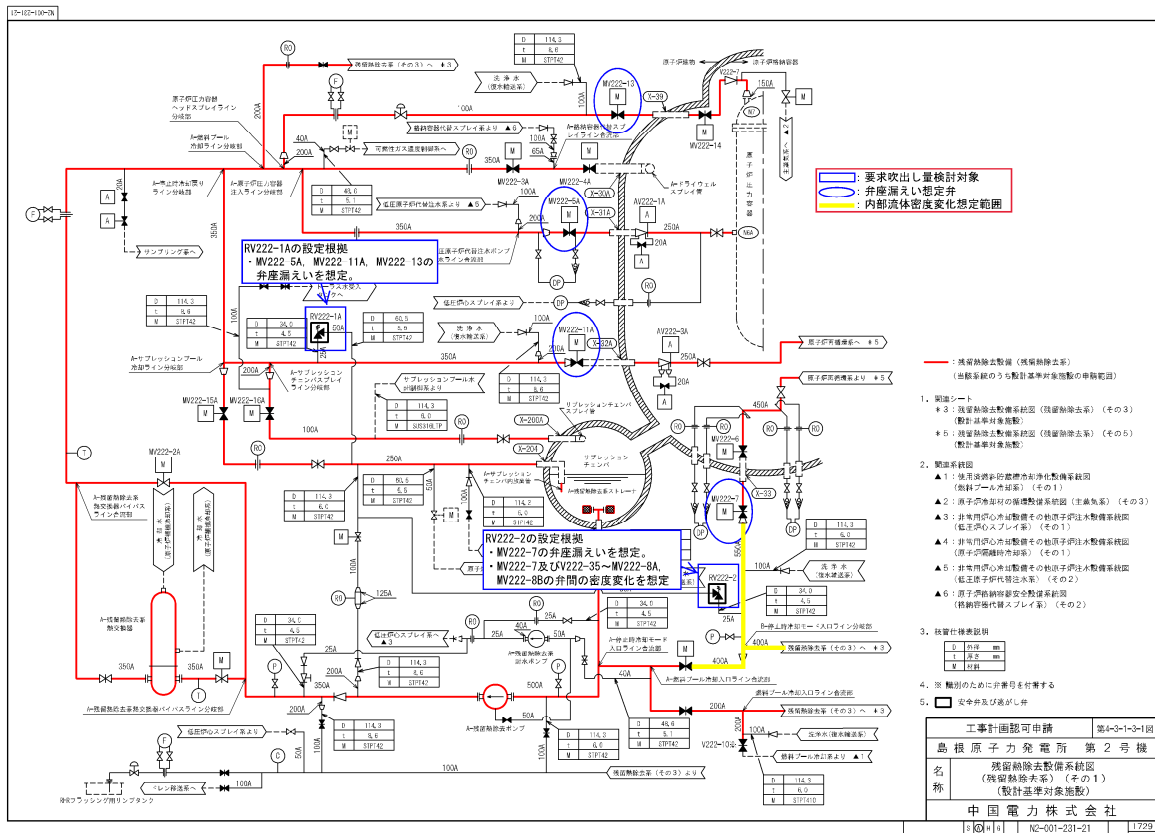


図1 残留熱除去系 工認系統図 (A系)

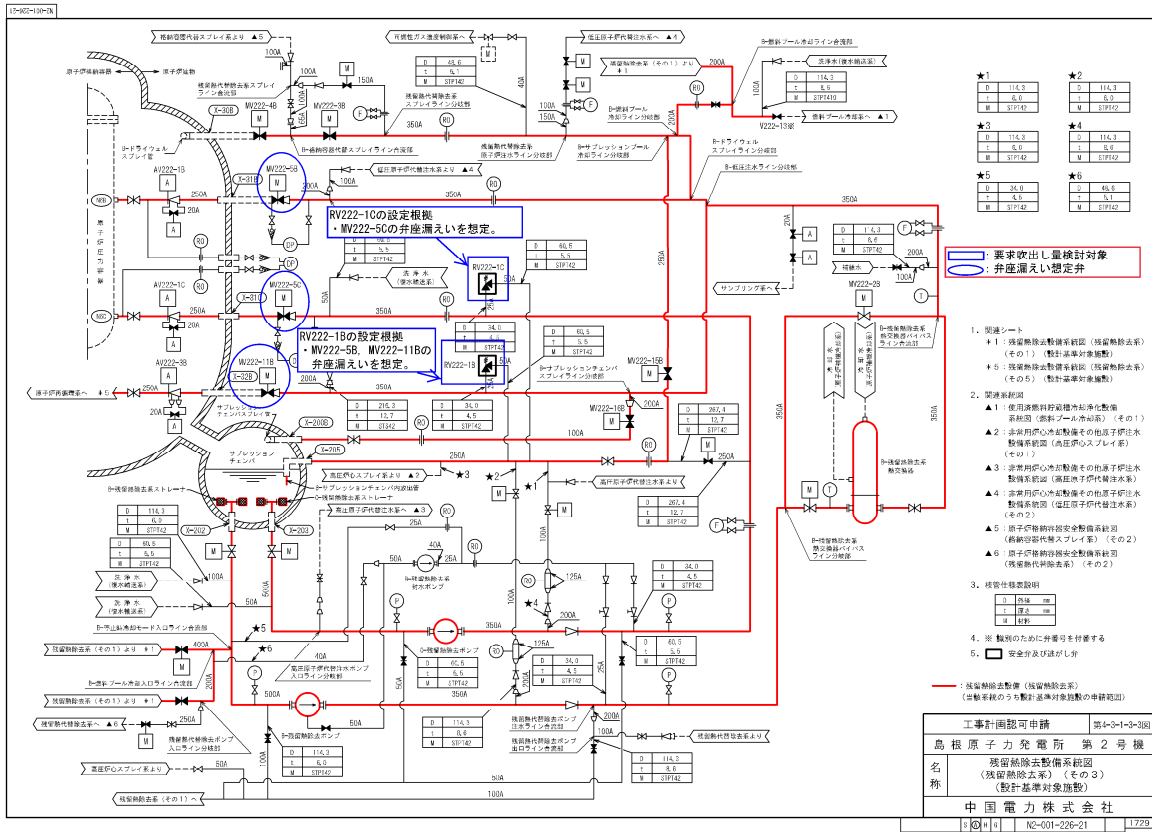


図2 残留熱除去系 工認系統図 (B系)

安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果について

安全弁及び逃がし弁について「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」のうち別表第二の記載要求に基づき，主配管・容器を防護するための安全弁及び逃がし弁又は有効性評価において動作を期待する安全弁及び逃がし弁のうち運転時に機能を期待するものについて吹出量計算書を作成している。

ただし，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において吹出量計算書は作成しない。

また，重大事故等対処設備のうち，原子炉冷却系統施設の逃がし安全弁（RV202-1A～H，J～M）及び非常用電源設備の空気だめの安全弁については，建設時工認で吹出量計算書を提出しており，設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において吹出量計算書は作成しない。

安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果を表 1 に示す。

吹出量計算書対象設備の系統図を図 1 に示す。

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(1/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)	
			弁番号	弁名称											
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	RV202-1A	A-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	
			RV202-1B	B-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1C	C-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1D	D-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1E	E-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1F	F-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1G	G-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1H	H-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1J	J-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1K	K-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1L	L-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
			RV202-1M	M-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
		復水系	RV203-1A	A-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-1B	B-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-1C	C-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2A	A-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2B	B-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2C	C-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3A	A-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3B	B-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3C	C-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-4A	A-第3給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
		RV203-4B	B-第3給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×	
給水系	RV204-1A	A-第5給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×		
	RV204-1B	B-第5給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×		

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(2/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)
			弁番号	弁名称										
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材の循環設備	抽気系	RV241-10A	A-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-10B	B-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-11A	A-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-11B	B-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-12A	A-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-12B	B-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-13A	A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-13B	A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
	残留熱除去設備	残留熱除去系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-1B	B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-1C	C-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-2	RHR 炉水入口配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
	非常用炉心冷却設備その他注水設備	高圧炉心スプレイス系	RV224-1	HPCSポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		低圧炉心スプレイス系	RV223-1	LPCS逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		原子炉隔離時冷却系	RV221-1	RCIC ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		低圧原子炉代替注水系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(3/5)

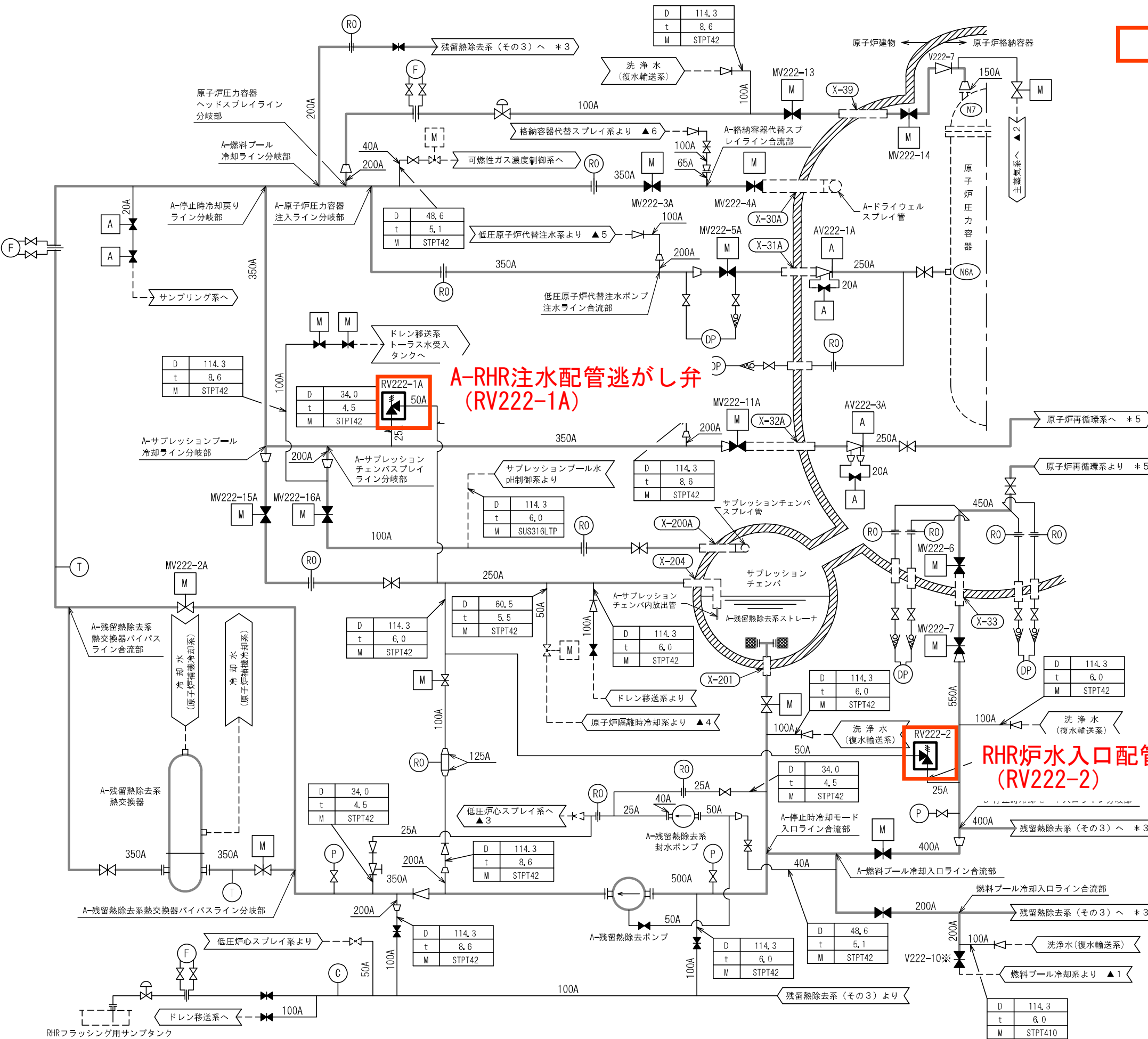
施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)		
			弁番号	弁名称												
原子炉冷却系統設備	非常用炉心冷却設備その他注水設備	残留熱除去系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○		
			RV222-1B	B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	×	○	
			RV222-1C	C-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	×	○	
		ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	×	○	
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	×	○	
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系	RV214-1A	RCW A-RHR熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×	
			RV214-1B	RCW B-RHR熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	-	×	×
			RV214-5A	RCW A-FPC熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	-	×	×
			RV214-5B	RCW B-FPC熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	-	×	×
			RV214-10	RCW CUW補助熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	-	×	×
	原子炉冷却材浄化設備	原子炉浄化系	RV213-1	CUW 圧力調節弁出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
			RV213-3	CUW 再生熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
			RV213-4	CUW サージタンク安全弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
	蒸気タービンに係るもの	蒸気タービンの附属設備	-	RV241-10A	A-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×	
				RV241-10B	B-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-11A				A-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
RV241-11B				B-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
RV241-12A				A-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
RV241-12B				B-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
RV241-13A				A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	
RV241-13B				B-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×	

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(4/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)		
			弁番号	弁名称												
計測制御系統設備	ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○		
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○	○	
	制御用空気設備	窒素逃がしガス供給系	RV227-1A	A-ADS窒素ガス供給装置出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○		
			RV227-1B	B-ADS窒素ガス供給装置出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○		
		計装用圧縮空気系	RV277-1A	A-気水分離器安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-		
			RV277-1B	B-気水分離器安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-		
			RV277-2	計装用空気槽安全弁	○	○	○	-	○	×	-	-	-	-		
			RV277-3A	A-再生送風機出口安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-		
			RV277-3B	B-再生送風機出口安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-		
		圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器代替スプレッドシステム	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
					RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
残留熱代替除去系	RV222-1A			A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	×	○	
	RV222-1B			B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	×	○	

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(5/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)
			弁番号	弁名称										
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	低圧原子炉代替注水系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
		ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
	並び放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備	可燃性ガス濃度制御系	RV229-1A	A-FCS 出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV229-1B	B-FCS 出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
	非常用電源設備	内燃機関	非常用ディーゼル発電設備	RV280-300A	DEG A-空気だめ(自動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○
RV280-300B				DEG B-空気だめ(自動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
RV280-301A				DEG A-空気だめ(手動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
RV280-301B				DEG B-空気だめ(手動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
高圧炉心スプレイズ発電設備			RV280-300H	DEG H-空気だめ(自動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
			RV280-301H	DEG H-空気だめ(手動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
補助ボイラー	補助ボイラー(3号所内蒸気系)	RV275-401A	3号所内ボイラー用安全弁	○	○	-	-	×	-	-	-	×	×	
		RV275-401B	3号所内ボイラー用安全弁	○	○	-	-	×	-	-	-	×	×	
	ボイラーに付属する管(液体廃棄物処理系)	RV252-101A	A-床 dren 濃縮器蒸気管安全弁	○	○	-	-	-	-	-	-	-	×	×
		RV252-101B	B-床 dren 濃縮器蒸気管安全弁	○	○	-	-	×	-	-	-	-	×	×
		RV252-102	化学廃液濃縮器蒸気管安全弁	○	○	-	-	×	-	-	-	-	×	×



 : 対象弁

— : 残留熱除去設備 (残留熱除去系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 関連シート
 - * 3 : 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その3)
(設計基準対象施設)
 - * 5 : 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その5)
(設計基準対象施設)

2. 関連系統図
 - ▲ 1 : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備系統図 (燃料プール冷却系) (その1)
 - ▲ 2 : 原子炉冷却材の循環設備系統図 (主蒸気系) (その3)
 - ▲ 3 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧炉心スプレイ系) (その1)
 - ▲ 4 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (原子炉隔離時冷却系) (その1)
 - ▲ 5 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (原子炉代替注水系) (その2)

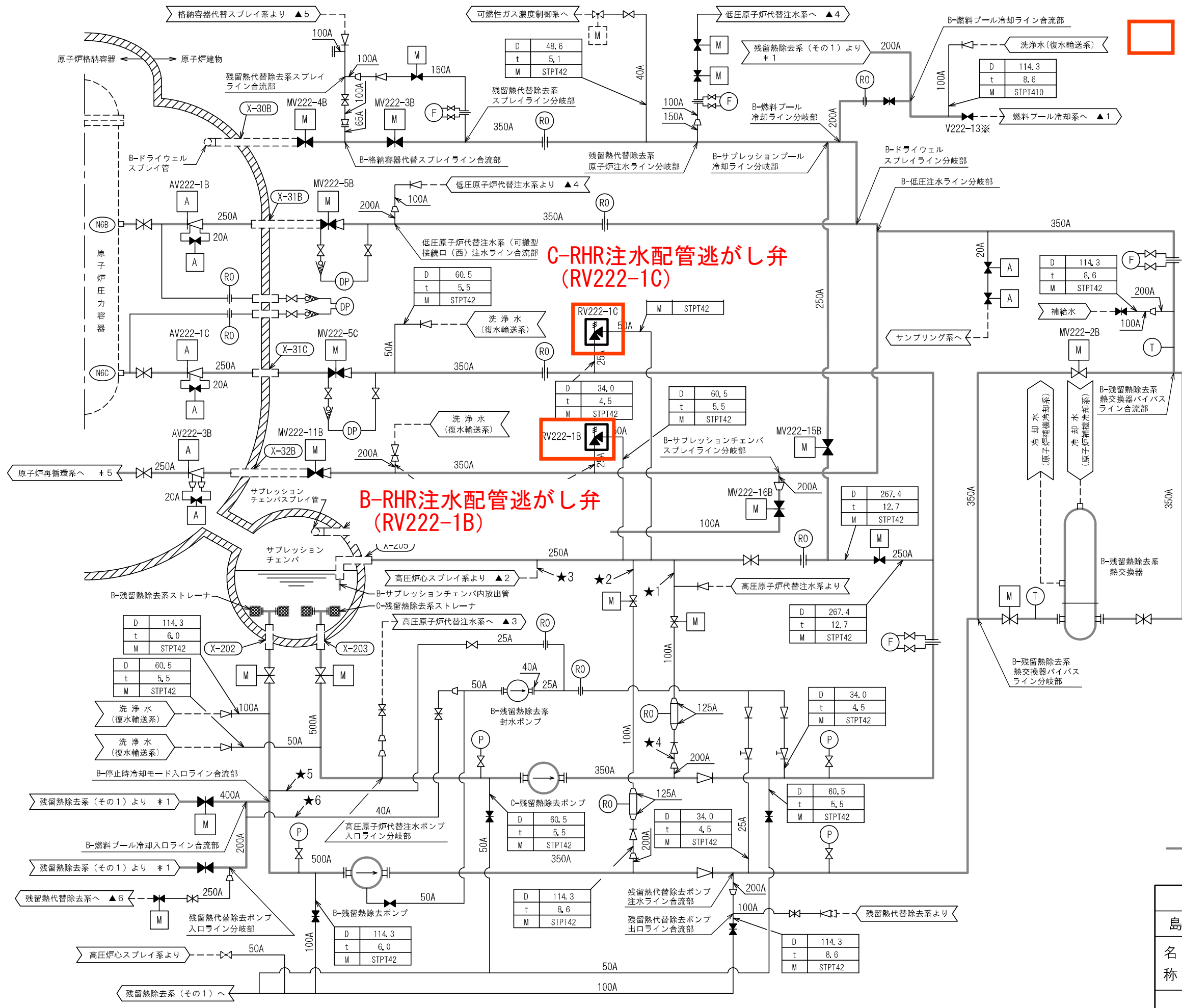
3. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

4. ※ 識別のために弁番号を付番する
5. 安全弁及び逃がし弁

工事計画認可申請		第4-3-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その1) (設計基準対象施設)	
中国電力株式会社		

: 対象弁



★1	D 114.3 t 6.0 M STPT42	★2	D 114.3 t 6.0 M STPT42
★3	D 114.3 t 6.0 M STPT42	★4	D 114.3 t 8.6 M STPT42
★5	D 34.0 t 4.5 M STPT42	★6	D 48.6 t 5.1 M STPT42

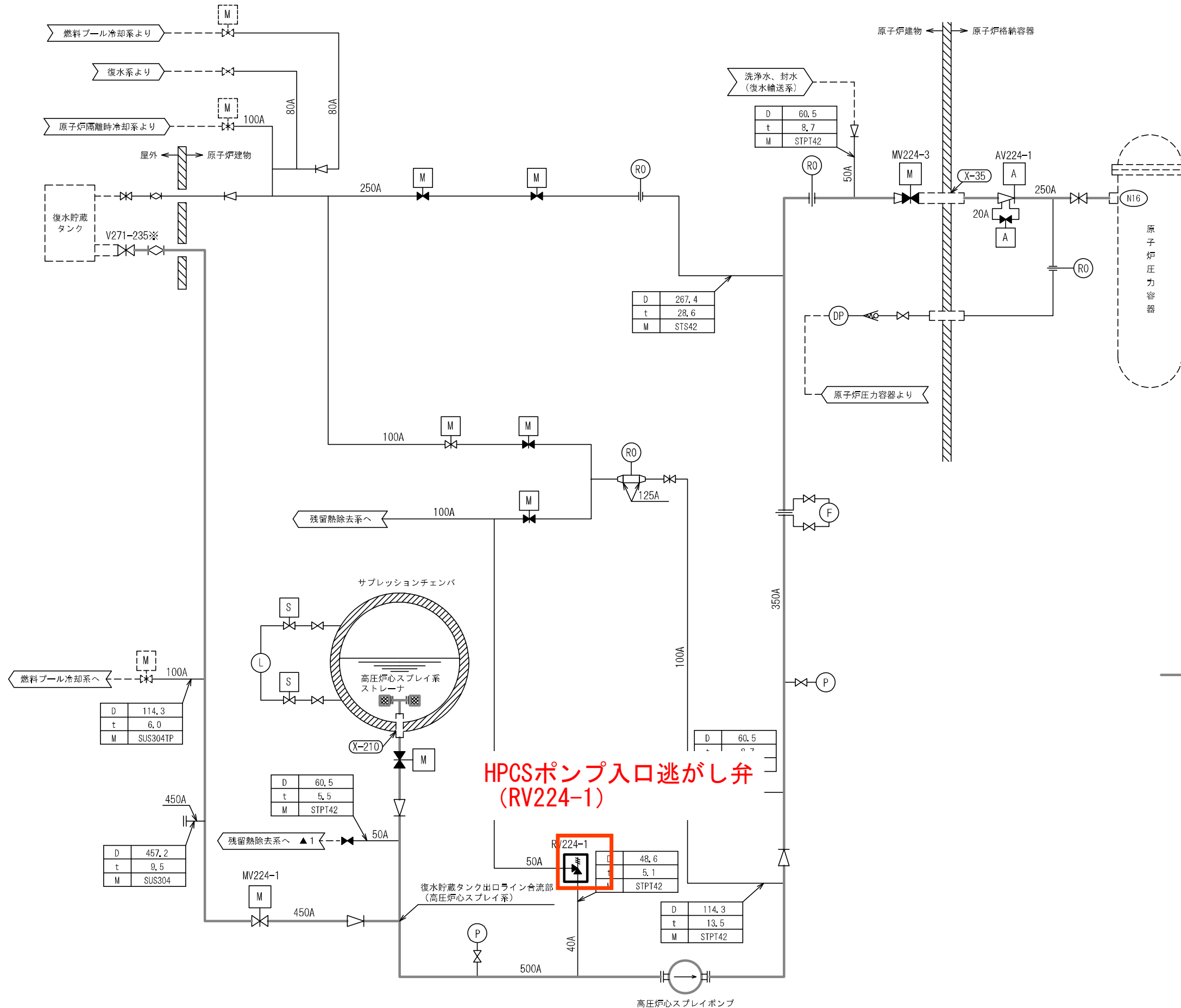
- 関連シート
 - ★1: 残熱除去設備系統図 (残熱除去系) (その1) (設計基準対象施設)
 - ★5: 残熱除去設備系統図 (残熱除去系) (その5) (設計基準対象施設)
- 関連系統図
 - ▲1: 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備系統図 (燃料プール冷却系) (その1)
 - ▲2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧炉心スプレイ系) (その1)
 - ▲3: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧原子炉代替注水系)
 - ▲4: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧原子炉代替注水系) (その2)
 - ▲5: 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その2)
 - ▲6: 原子炉格納容器安全設備系統図 (残熱代替除去系) (その2)
- 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	
- ※ 識別のために弁番号を付番する
- 安全弁及び逃がし弁

— : 残熱除去設備 (残熱除去系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

工事計画認可申請	第4-3-1-3-3図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	残熱除去設備系統図 (残熱除去系) (その3) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	

: 対象弁



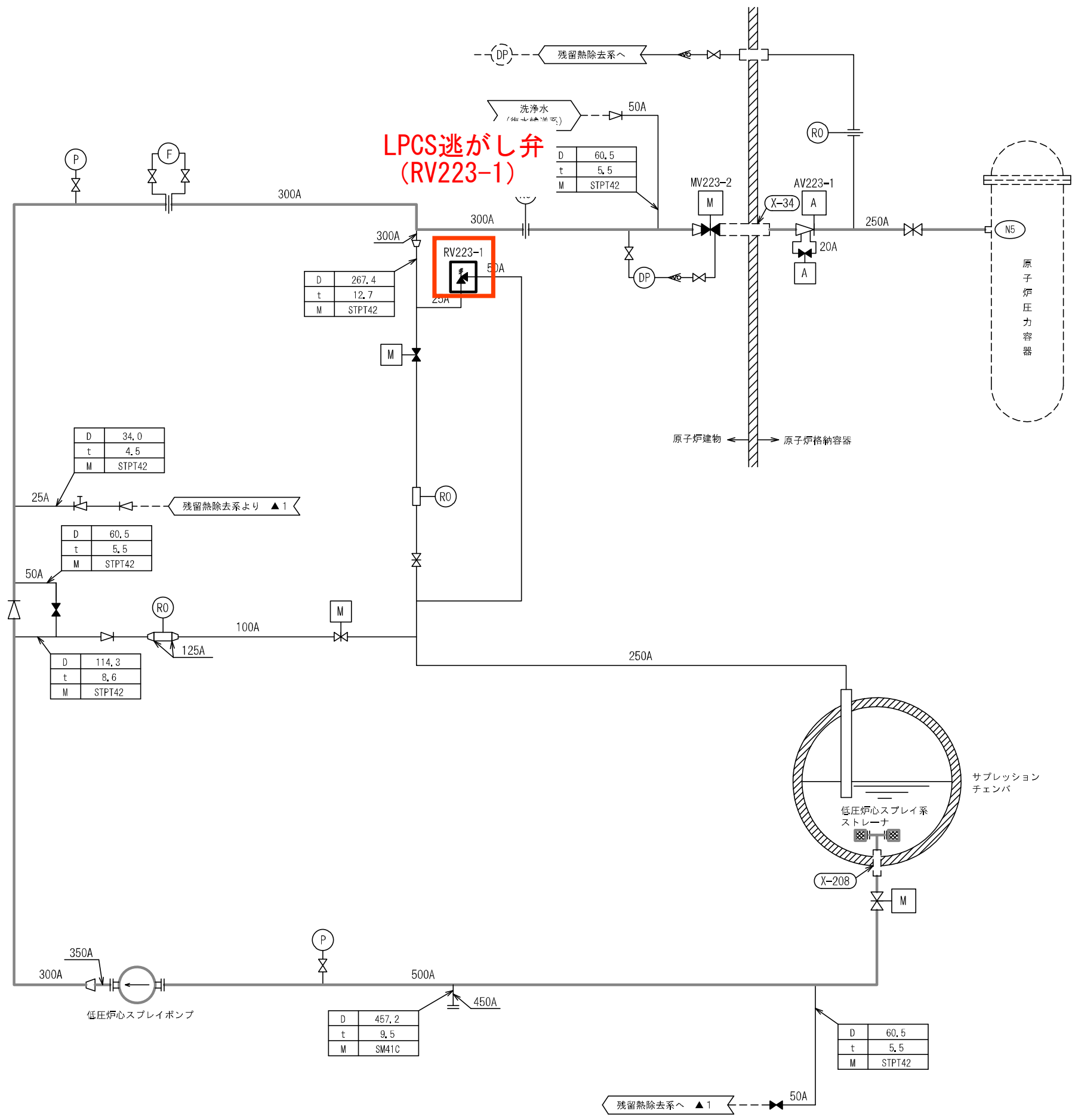
— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧炉心スプレィ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 関連系統図
▲ 1 : 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その3)
2. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	
3. ※識別のために弁番号を付番する
4. 安全弁及び逃がし弁

工事計画認可申請	第4-4-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧炉心スプレィ系) (その1) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	

: 対象弁

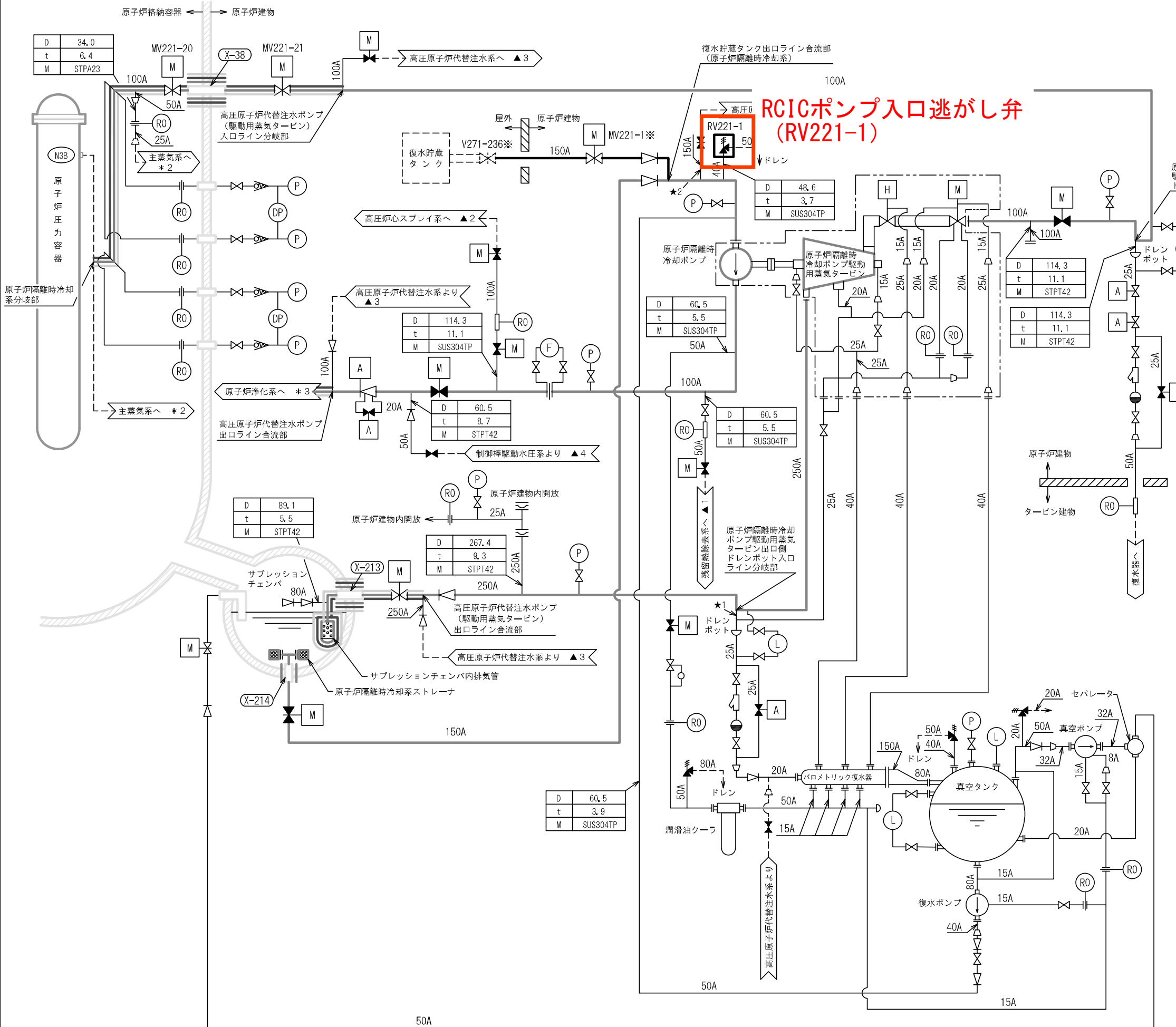


— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧炉心スプレイ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 関連系統図
▲1 : 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その1)
2. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	
3. 安全弁及び逃がし弁

工事計画認可申請	第4-4-2-3-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧炉心スプレイ系) (その1) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	



 : 対象弁

RCICポンプ入口逃がし弁 (RV221-1)

★1	D	267.4
	t	9.3
	M	STPT42

★2	D	165.2
	t	7.1
	M	SUS304TP

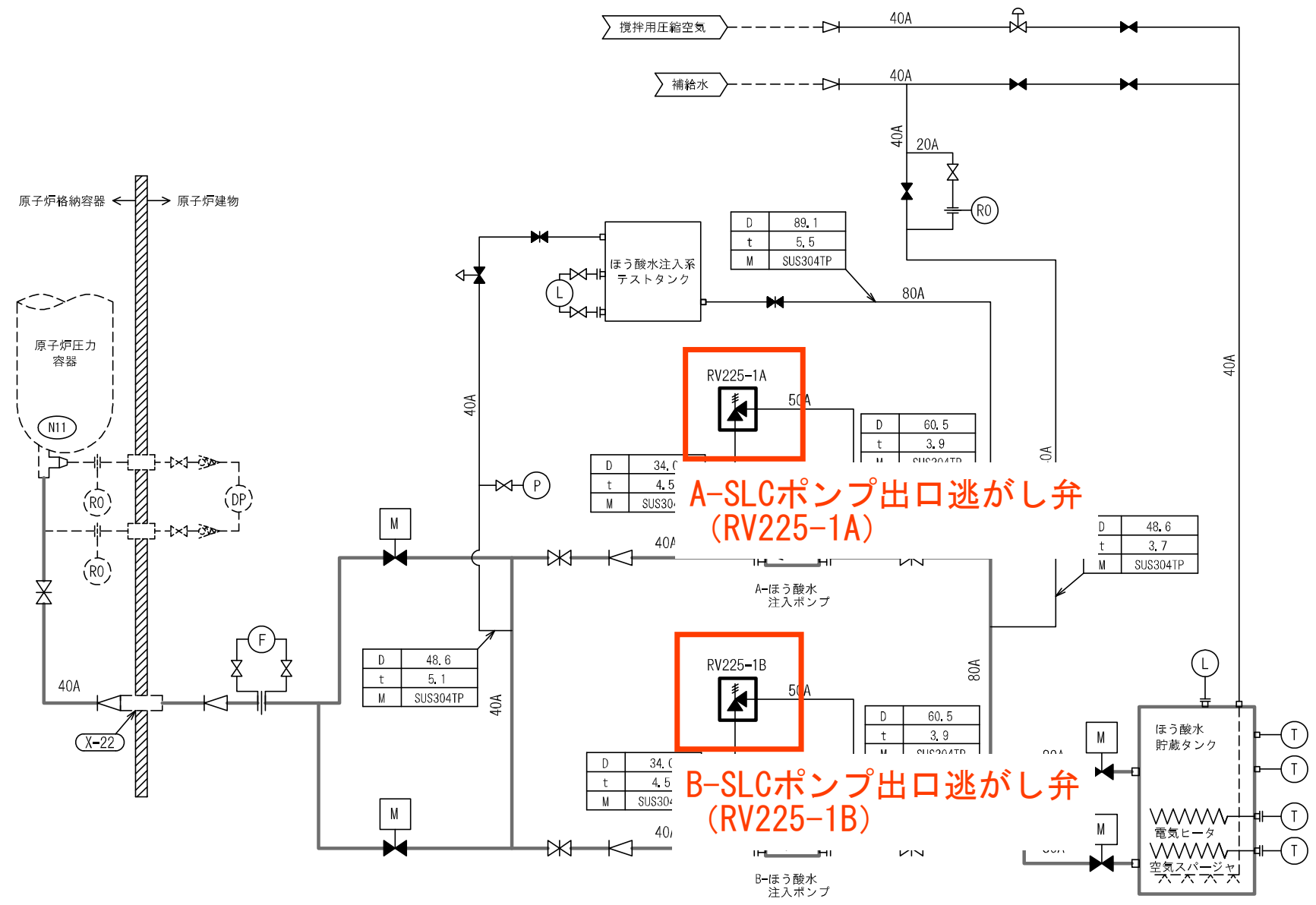
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) (当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納施設 (原子炉格納容器)
- : 原子炉本体 (原子炉压力容器)

1. 関連シート
 - * 2 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (原子炉隔離時冷却系) (その2)
 - * 3 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (原子炉隔離時冷却系) (その3)
2. 関連系統図
 - ▲ 1 : 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その2)
 - ▲ 2 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧炉心スプレイ系) (その2)
 - ▲ 3 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧原子炉代替注水系)
 - ▲ 4 : 制御棒駆動水圧系系統図
3. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	
4. ※ 識別のために弁番号を付番する
5. SA主要弁、安全弁及び逃がし弁

工事計画認可申請		第4-4-4-2-1図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (原子炉隔離時冷却系) (その1) (重大事故等対処設備)	
中国電力株式会社		

: 対象弁



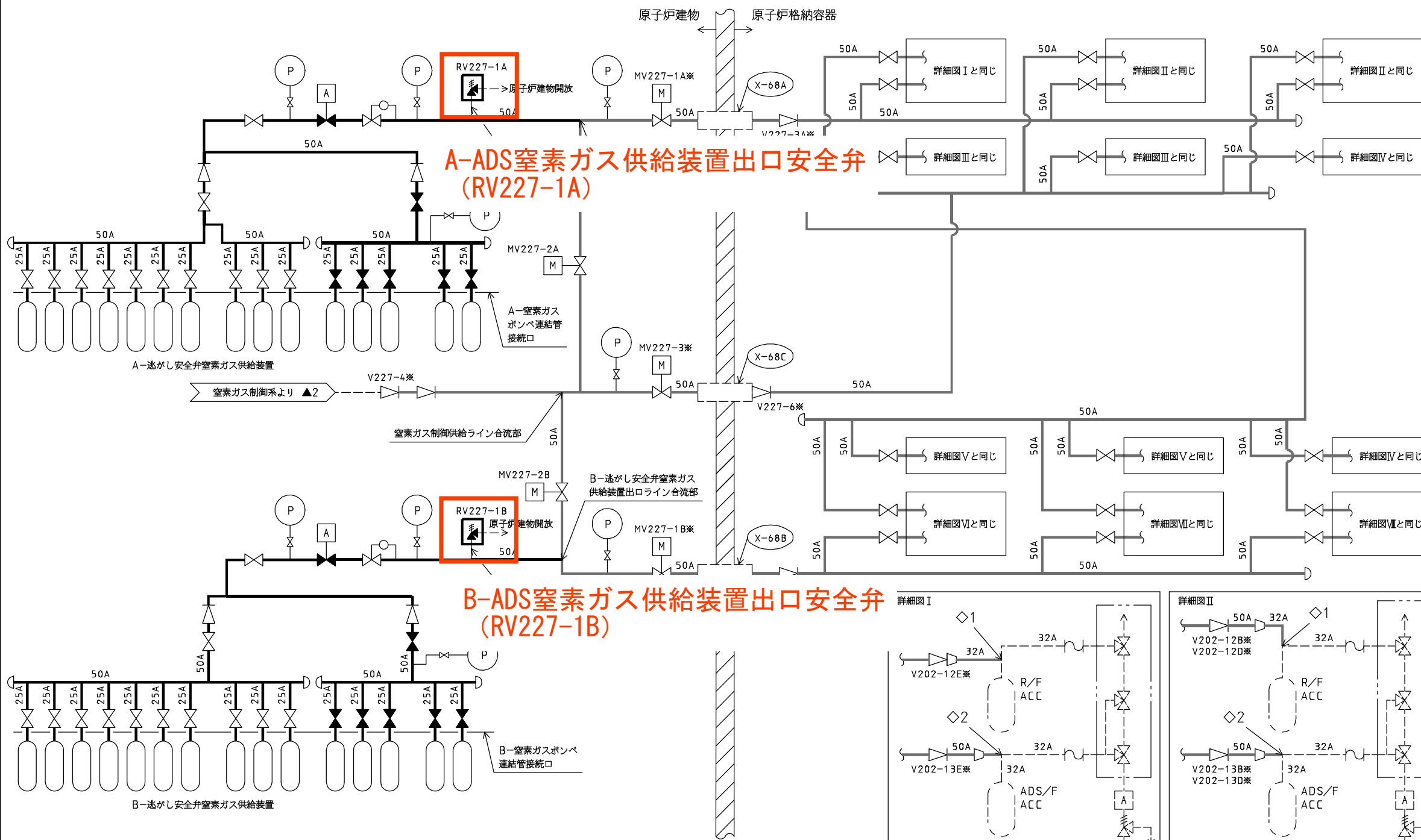
— : ほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

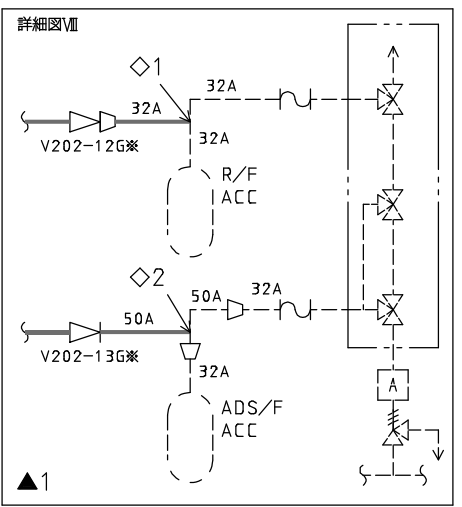
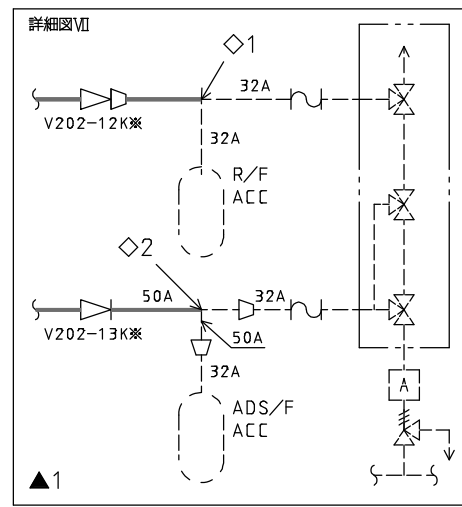
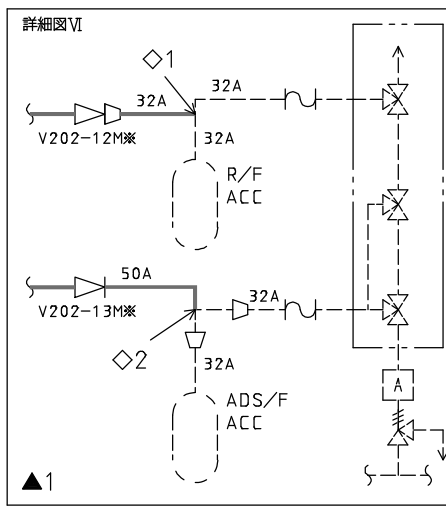
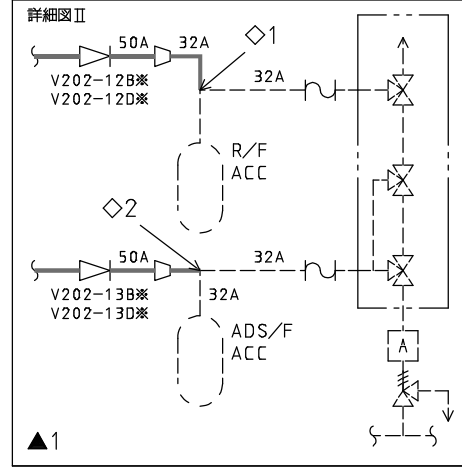
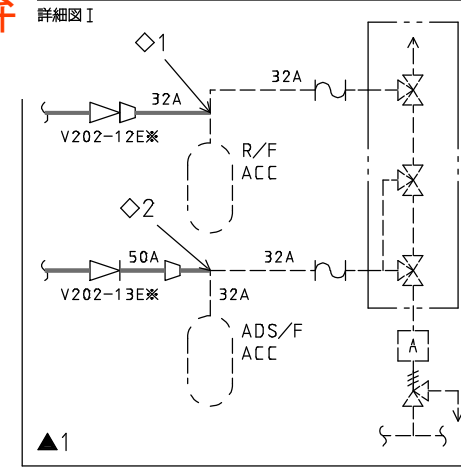
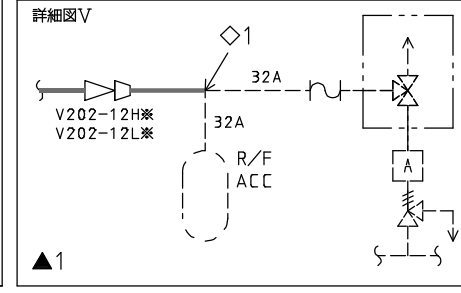
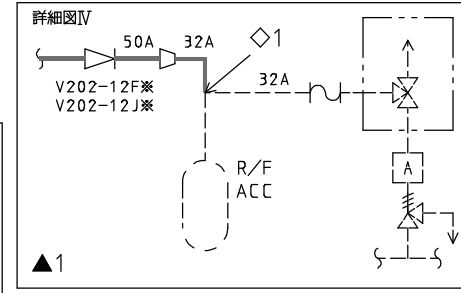
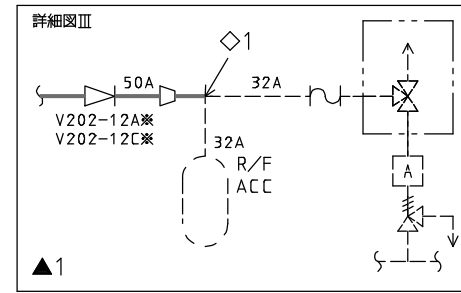
2. 安全弁及び逃がし弁

工事計画認可申請		第5-3-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	ほう酸水注入設備系統図 (ほう酸水注入系) (その1) (設計基準対象施設)	
中国電力株式会社		



□ : 対象弁

備考
 本図中の記号は下記を意味する。
 ADS/F ACC: 逃がし安全弁
 自動減圧機能用アキュムレータ
 R/F ACC: 逃がし安全弁
 逃がし弁機能用アキュムレータ



- 関連系統図
 ▲1: 原子炉冷却材の循環設備系統図 (主蒸気系) (その3)
 ▲2: 原子炉格納容器調気設備系統図 (窒素ガス制御系)
- 枝管仕様表説明

D	外径	mm
T	厚さ	mm
M	材料	
- ※識別のために弁番号を付番する
- 安全弁及び逃がし弁
- 合流部名称
 ◇1: 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部
 ◇2: 窒素ガス供給ライン逃がし安全弁自動減圧機能側合流部

— : 制御用空気設備 (逃がし安全弁窒素ガス供給系)
 (当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

工事計画認可申請	第5-6-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	制御用空気設備系統図 (逃がし安全弁窒素ガス供給系) (その1) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の
第一水源変更に係る補足説明資料

目 次

1. 概要	1
2. 安全機能の重要度	1
3. 設備の位置付け	2
4. 系統構成	2

1. 概要

高圧炉心スプレイ系（以下「HPCS」という。）及び原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）は、これまで復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）を第一水源として運用してきた。重大事故等時にはサブプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）を水源として期待するため、CST 水位や漏えい水等を検知し、CST から S/C 切り替えるインターロックを検討したが、確実な水源切替手段の構築が困難であったため、重大事故等への対応の成立性を確保する観点より、第一水源を CST から S/C へ変更することとした。

本資料は、第一水源の変更に伴って見直す CST 等の安全機能の重要度や設備の位置付け等について説明するものである。

2. 安全機能の重要度

HPCS 及び RCIC の水源である CST は、当該系の機能遂行のうえで不可欠な水源ではないものの、通常運転時に第一水源として運用していることを踏まえ、直接関連系と位置付けていたが、S/C への第一水源変更に伴い、CST は当該系に課せられた設計条件を担保するうえで必要な設備と位置付けられなくなることから、CST の安全重要度は、間接関連系の MS-3 と整理する。表 2-1 に、CST が有する安全機能及び第一水源変更前後での重要度の比較を示す。

整理にあたっては「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（J E A G 4 6 1 2）を参考とした。間接関連系の定義について「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（J E A G 4 6 1 2）で以下のとおり示されている。

「当該系の状態監視機能を有する関連系、及び当該系に課せられた設計条件を担保する上で必要であるが、その関連系の機能喪失の発生から当該系の機能喪失発生までには相当の時間余裕を有し、その間に補修又は代替手段が可能な関連系については、当該系の一つ下位のクラス（クラス 2 又は 3）の重要度を有するものとする。その他の間接関連系はクラス 3 の重要度を有するものとする。」

CST はこの定義における「その他の間接関連系」に該当することから安全機能の重要度を MS-3 と整理した。なお、水源切替弁に相当する復水貯蔵水入口弁（MV224-1, MV221-1）、CST からの吸込配管も同様に変更となる。この内容については設置変更許可審査時に説明している。

表 2-1 CST の安全機能の重要度の変更前後の比較

安全機能	当該系	重要度	
		変更前	変更後
①原子炉停止後の除熱機能	HPCS	MS-1（直接関連系）	MS-3（間接関連系）
	RCIC	MS-1（直接関連系）	MS-3（間接関連系）
②炉心冷却機能	HPCS	MS-1（直接関連系）	MS-3（間接関連系）
③放射性物質の貯蔵機能	CWT	PS-3（当該系）	変更なし
④プラント運転補助機能	CWT	PS-3（直接関連系）	変更なし
⑤原子炉冷却材の補給機能	CRD	MS-3（当該系）	変更なし
	RCIC	MS-3（当該系）	MS-3（間接関連系）

注：CWT：復水輸送系，CRD：制御棒駆動水圧系

3. 設備の位置付け

CST や CST からの吸込配管等について、MS-3（間接関連系）への変更に伴い、設計条件を担保するうえで必要な設備ではないため、「発電用原子炉を安全に停止するために必要な設備」、「発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備」に該当しないことから、機器クラスをクラス2機器からクラス3機器へ見直す。表 3-1 に、第一水源変更前後での機器クラスの比較を示す。

なお、耐震重要度分類の変更はない。

表 3-1 CST 等の機器クラスの変更前後の比較

設備区分	系統	機器	機器クラス	
			変更前	変更後
非常用炉心冷却設備その他 原子炉注水設備	HPCS	CST 側吸込配管 (弁 V271-235～弁 MV224-1)	クラス2管	クラス3管
原子炉冷却材補給設備	RCIC	CST 側吸込配管 (弁 V271-236～弁 MV221-1)	クラス2管	クラス3管
	CWT	復水貯蔵タンク	クラス2容器	クラス3容器

4. 系統構成

(1) ポンプ吸込弁の開閉状態

HPCS ポンプ及び RCIC ポンプの吸込弁の通常時の開閉状態については、これまで第一水源である CST 側の吸込弁を「開」、S/C 側の吸込弁を「閉」としてきたが、第一水源の変更を踏まえ、S/C 側の吸込弁を「開」、CST 側の吸込弁を「閉」に変更する。第一水源変更前後での吸込弁の通常時の開閉状態比較を表 4-1 に示す。

表 4-1 吸込弁の通常時の開閉状態の比較

系統	弁番号 (名称)	変更前	変更後
HPCS	MV224-1 (復水貯蔵水入口弁)	開	閉
	MV224-2 (トーラス水入口弁) *	閉	開
RCIC	MV221-1 (復水貯蔵水入口弁)	開	閉
	MV224-3 (トーラス水入口弁)	閉	開

注記*：主要弁を示す。

(2) テストライン

HPCS ポンプ及び RCIC ポンプのサーベイランスについて、これまでは CST を水源とし実施してきたが、第一水源の変更及び実条件性能確認の観点から、今後は S/C を水源として実施する。

S/C 水源でのテストライン構築のため、HPCS、RCIC とともに、S/C への戻りライン（フルフローライン）を新たに設ける。第一水源変更によるテストラインの構成比較を表 4-2 に示す。

表 4-2 テストラインの構成比較

系統	変更前		変更後	
	水源	戻り先	水源	戻り先
HPCS	CST	CST	S/C	S/C B-RHR テストラインへ接続
RCIC	CST	CST	S/C	S/C C-RHR 系を經由し B-RHR テストライン へ接続

(3) 水張り・封水ライン

これまで CST が第一水源であったため、RCIC については、CST の水頭による水張り・封水としていた。第一水源の変更により、S/C の水頭では注水弁（MV221-2）以降の満水維持が難しいため、CWT からの水張り・封水ラインを新たに設ける。

また、高圧原子炉代替注水系（以下「HPAC」という。）については、RCIC の CST 吸込ラインを介して、水張り・封水とする計画としていたが、RCIC の第一水源変更を踏まえ、CWT からの水張りラインを新たに設ける。第一水源変更による水張り・封水方法の比較を表 4-3 に示す。

なお、HPCS は従来から CWT による水張り・封水としており、変更はない。

表 4-3 水張り・封水方法の比較

系統	変更前	変更後
HPCS	CWT により実施	(変更なし)
RCIC	CST の水頭により実施	CWT により実施
HPAC	CST の水頭により実施*	CWT により実施

注記*：HPAC については、第一水源変更前の計画を記載

主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去に係る補足説明資料

目 次

1. 概要	1
2. 系統概要	1
3. 撤去範圍	2
4. 撤去理由	3

1. 概要

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、事故時主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制するために設けているが、島根2号機ではシート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しており、主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなったことから、地震時の内部流体漏えい対策として、当該系統の撤去を行う。

2. 系統概要

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、主蒸気隔離弁の下流側の主蒸気管に設けている主蒸気第3弁、漏えい蒸気を各主蒸気隔離弁及び主蒸気第3弁間からサブレーションプール水中に導く配管系及び原子炉棟に導く配管系で構成している。系統概要図を図2-1に示す。

主蒸気第3弁の下流側における主蒸気管破断事故時に、主蒸気管流量大や主蒸気管周囲温度高等の信号による主蒸気隔離弁閉等の信号を確認した後、本系統を手動にて作動させ、主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気をサブレーションプール水中に排出し、プール水中で凝縮させることによって、破断口への蒸気の漏えいを制御できる設計としている。また、冷却材喪失事故時には、主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を原子炉棟内に導き、非常用ガス処理系にて処理できる設計としている。

なお、主蒸気隔離弁漏えい制御系は、設計基準事故時に、閉止した主蒸気隔離弁を通してタービン建物へ流入する蒸気漏えい量の低減を目的に設置しているが、安全解析ではその効果を考慮していないため、撤去による安全解析への影響はない。

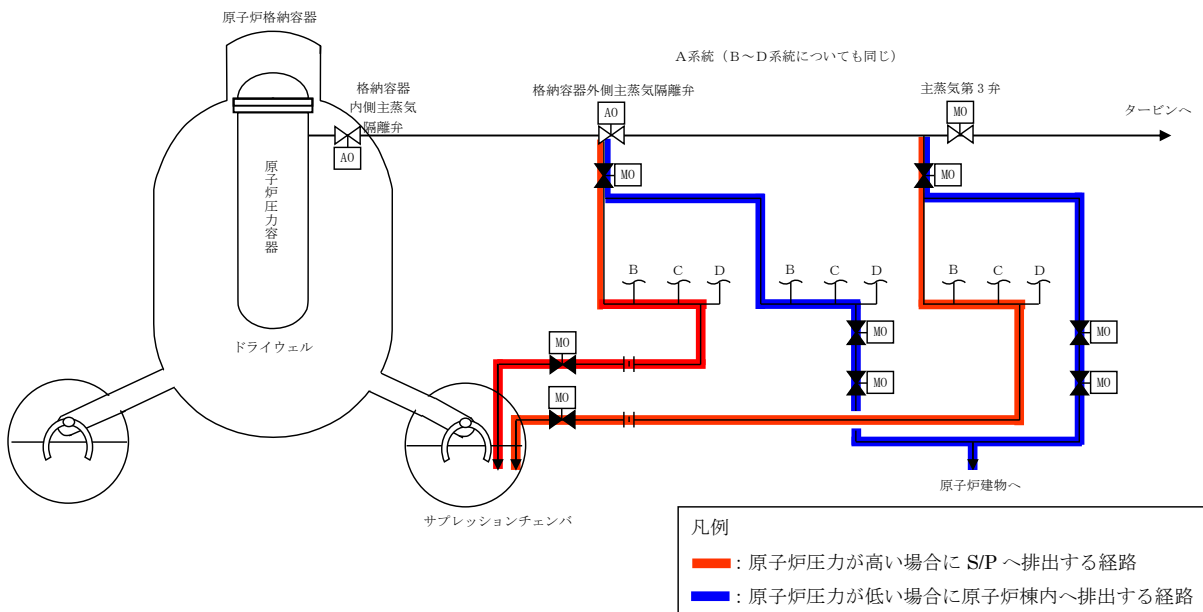


図 2-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系 系統概要図

3. 撤去範囲

主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能のみを有する範囲については、他の既設設備へ影響を及ぼさない範囲で撤去する。ただし、既設設備への影響を考慮し、主蒸気隔離弁漏えい制御系以外の機能も有する範囲については、表 3-1 に示すとおり今後も維持する。また、機能廃止範囲を図 3-1 に示す。

表 3-1 今後も維持する範囲

維持する範囲	維持する理由
主蒸気第 3 弁	主蒸気管の機器クラスを当該弁により区分する。具体的には、クラス 2 機器とクラス 3 機器を区分する。
主蒸気内側隔離弁及び外側隔離弁間に設置されているサプレッションプールへのベントライン	プラント停止時における主蒸気管の水抜きのため、ドレンラインとして活用する。

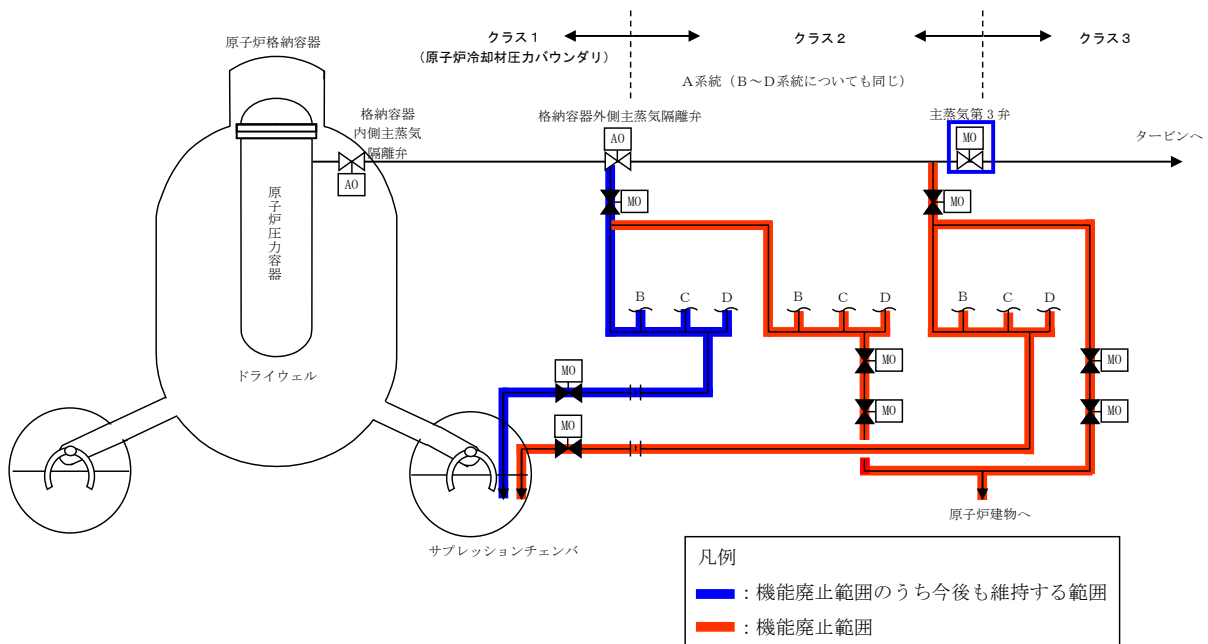


図 3-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能廃止範囲

4. 撤去理由

主蒸気隔離弁漏えい制御系は、主蒸気管破断事故時等に主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を制御するため設置したものである。島根2号機では、シート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しているため、主蒸気隔離弁の漏えい率検査では、判定基準に対し十分低い漏えい率であることを確認しており、主蒸気隔離弁が高い信頼性を有していることから、主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなっている。

このため、通常運転時に地震等が発生し、本系統配管の破損による蒸気や放射性物質の漏えいリスク低減のために主蒸気隔離弁漏えい制御系を撤去する。

(1) 主蒸気隔離弁のシート性能向上

島根2号機の主蒸気隔離弁は、漏えいリスク低減を考慮した改良型を採用している。改良型とは、弁座シート面と弁体が安定して接触するように従来型から弁体の上部ガイド径を縮小することで、シート性能を向上させている。図4-1に主蒸気隔離弁の全体図、図4-2に弁体の改良内容の概略説明を示す。

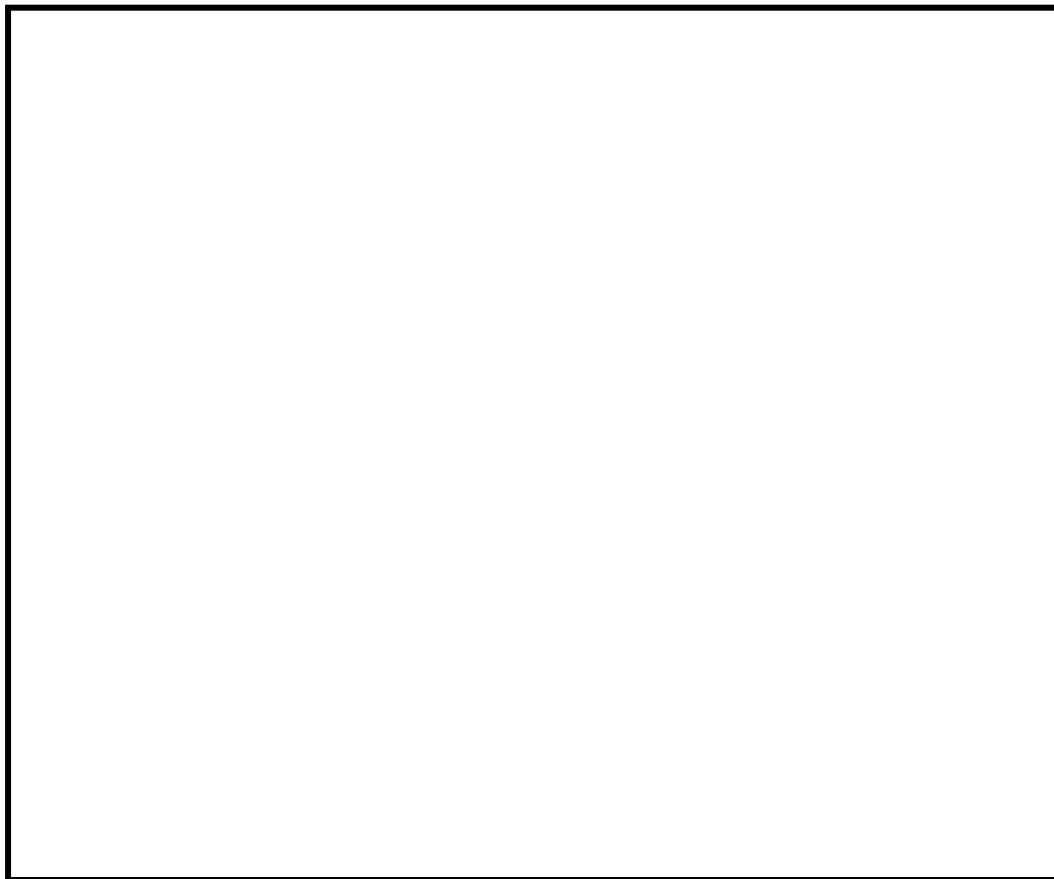


図4-1 主蒸気隔離弁全体図

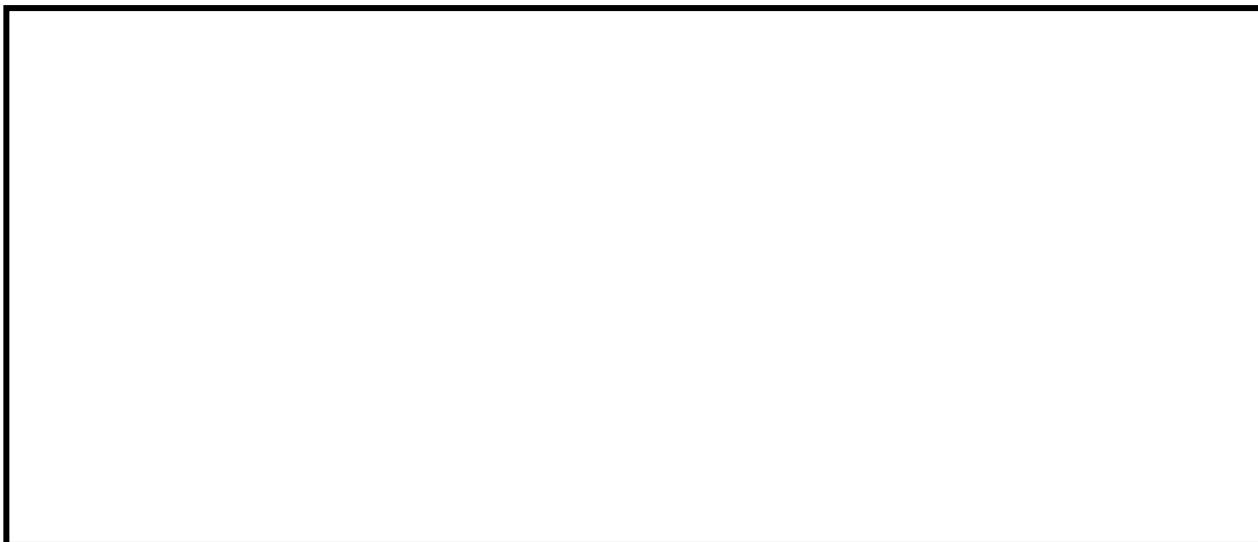


図 4-2 弁体改良内容の概略図

(2) 主蒸気隔離弁漏えい率試験

島根 2 号機の主蒸気隔離弁漏えい率試験（全 8 弁，内側 4 弁，外側 4 弁）の結果を図 4-3 及び図 4-4 に示す。判定基準 10%/day に対し，漏えい率は十分低い結果となっている。

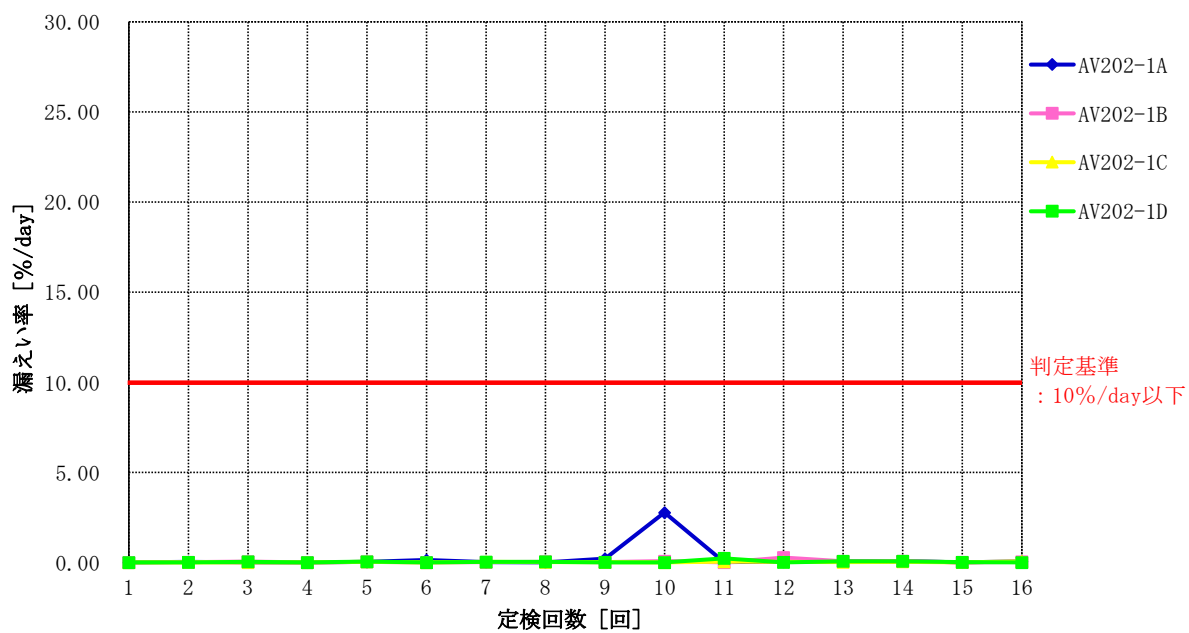


図 4-3 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果（内側弁）

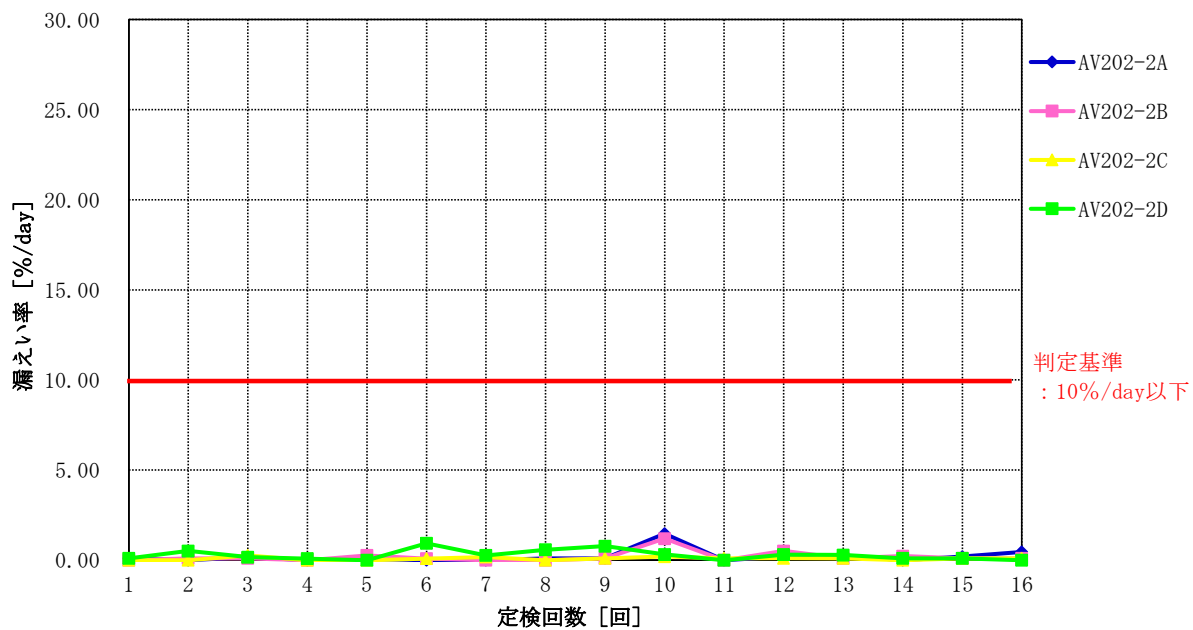


図 4-4 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果 (外側弁)

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-009 改 19
提出年月日	2023年6月29日

補足-009 工事計画に係る補足説明資料
(計測制御系統施設)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考	
1	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視		
		2. 原子炉格納容器下部水位監視について		
		3. 代替注水流量（常設）について		
		4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について		
		5. 原子炉圧力容器内の水位監視について		
		6. 可搬型計測器について		
		7. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について		
		8. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について		
		9. 設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて		
2	工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書	1. 原子炉圧力高設定値について		
		2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について		
		3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について		
3	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	1. 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間について		
		2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について		
		3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について		
		4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について		
		5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について		
4	(1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）	設計基準事故時の中央制御室の機能	1. 環境条件	
			2. 誤操作防止対策	
			3. 中央制御室から外の状況を把握する設備	
			4. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計について	
	重大事故等時の中央制御室の機能	1. 重大事故等時の中央制御室の機能について		
		2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について		
4-2	(2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防	1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について		
		2. 固定源及び可動源の特定について		

	護について) (2)緊急時対策所の機能に関する説明書(緊急時対策所の有毒ガス防護について)	3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスについて 4. 受動的に機能を発揮する設備について 5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について 6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について 7. 可動源に対する防護措置の詳細について	
5	通信連絡設備に関する説明書	通信連絡設備に関する説明書に係る補足説明資料	

計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び
警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視.....	1
1.1 原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置について.....	1
1.2 格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）の概要.....	2
1.2.1 測定原理.....	2
1.2.2 システム構成.....	5
1.3 格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の概要.....	7
1.3.1 測定原理.....	7
1.3.2 システム構成.....	10
1.4 格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の認証について.....	14
1.4.1 環境試験.....	14
1.4.2 耐震試験.....	17
1.5 格納容器酸素濃度（B系）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA） 及び格納容器水素濃度（SA）の電源供給について.....	18
1.6 格納容器酸素濃度、格納容器水素濃度の計測範囲.....	19
1.6.1 計測範囲の考え方.....	19
1.6.2 ナローレンジの計測範囲の変更について.....	20
2. 原子炉格納容器下部水位監視について.....	24
2.1 原子炉格納容器下部注水時の水位監視.....	24
2.2 ドライウェル水位及びペDESTAL水位の計測機能.....	27
2.2.1 環境条件.....	27
2.2.2 測定原理.....	27
2.3 ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）設置高さの変更.....	29
2.3.1 設置高さの変更.....	29
2.3.2 有効性評価解析への影響.....	29
2.3.3 ペDESTAL/ドライウェル水位の推移と原子炉格納容器下部/ドライウェル底部 の状態について.....	31
3. 代替注水流量（常設）について.....	32
3.1 代替注水流量（常設）による流量監視.....	32
3.2 代替注水流量（常設）の計測機能.....	33
3.2.1 環境条件.....	33
3.2.2 測定原理.....	33
4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について.....	35
4.1 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視.....	35
4.2 可搬型設備（車両）の構成.....	35
5. 原子炉圧力容器内の水位監視について.....	37
5.1 原子炉圧力容器内の水位監視について.....	37
5.2 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）の概要.....	39

5.2.1	原子炉水位（広帯域）	39
5.2.2	原子炉水位（燃料域）	39
5.2.3	原子炉水位（S A）	39
5.3	原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段	47
5.4	原子炉圧力，原子炉圧力（S A）及びサプレッションチェンバ圧力（S A）による水位の推定手段	49
6.	可搬型計測器について	50
6.1	可搬型計測器による監視パラメータの計測結果の換算概要	59
6.1.1	温度（例：原子炉圧力容器温度（S A）の場合）	59
6.1.2	圧力（例：原子炉圧力の場合）	59
6.1.3	水位（例：原子炉水位（広帯域）の場合）	59
6.1.4	流量（注水量）（例：高圧原子炉代替注水流量の場合）	59
7.	安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について	60
7.1	安全保護装置の概要	60
7.2	安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策	63
7.2.1	安全保護装置の物理的な分離対策	63
7.2.2	ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策	64
7.2.3	物理的なアクセス及び電気的なアクセスの制限対策	64
7.3	想定脅威に対する対策について	66
7.4	耐ノイズ・サージ対策	67
7.5	安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器（平均出力領域計装）の概要	67
7.5.1	A P R Mの信号処理部の構成	69
7.5.2	ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲	70
8.	主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について	72
9.	設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて	98

1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視

1.1 原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置について

原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する酸素及び水素を監視する目的で、酸素濃度及び水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

原子炉格納容器内の酸素濃度は、解析上は事象発生から 12 時間後に原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol% を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により酸素濃度及び水素濃度は上昇し続けることから、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）起動後（事象発生から約 2 時間）、酸素濃度及び水素濃度を測定できる設計としている。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.4vol% に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

このために、原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置は、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の傾向（トレンド）を監視できることが重要となる。島根原子力発電所第 2 号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を格納容器酸素濃度（B 系）、格納容器水素濃度（B 系）、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）によって監視することとしている。

格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）については、常設代替交流電源設備による給電後に格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）を起動した時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるこの時点での原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol% に到達しない。また、格納容器酸素濃度（B 系）及び格納容器水素濃度（B 系）については、原子炉補機代替冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における原子炉補機代替冷却系が使用可能となる時点での原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol% に到達しない。

格納容器酸素濃度（B 系）は、酸素分子が常磁性体であることを利用した熱磁気風式の酸素検出器である。酸素は強い磁化率を有しており、測定において水素や窒素のような弱い反磁性を有する他ガスの影響は受けない。

格納容器酸素濃度（SA）は、酸素分子が常磁性体であることを利用した磁気力式の酸素検出器である。酸素は強い磁化率を有しており、測定において水素や窒素のような弱い反磁性を有する他ガスの影響は受けない。

格納容器水素濃度（B 系）及び格納容器水素濃度（SA）は、水素の熱伝導率が空気、窒素、酸素等と大きく異なることを利用した熱伝導式の水素検出器である。熱伝導式は、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率が水素と大きく異なるため、

水素濃度測定に対して大きな誤差にはならない。

1.2 格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）の概要

1.2.1 測定原理

(1) 格納容器酸素濃度（B系）

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度（B系）は、熱磁気風式のものをを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図1-1「酸素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

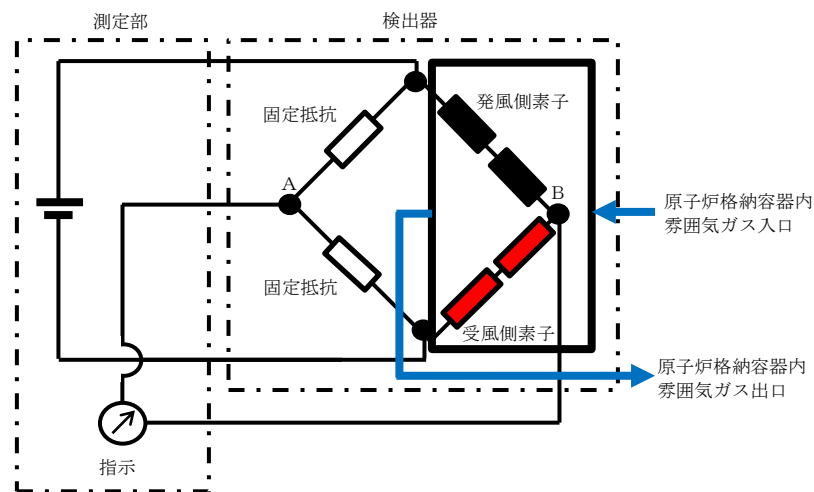


図1-1 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度（B系）の測定原理を図1-2「格納容器酸素濃度（B系）の測定原理」に示す。酸素検出器は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

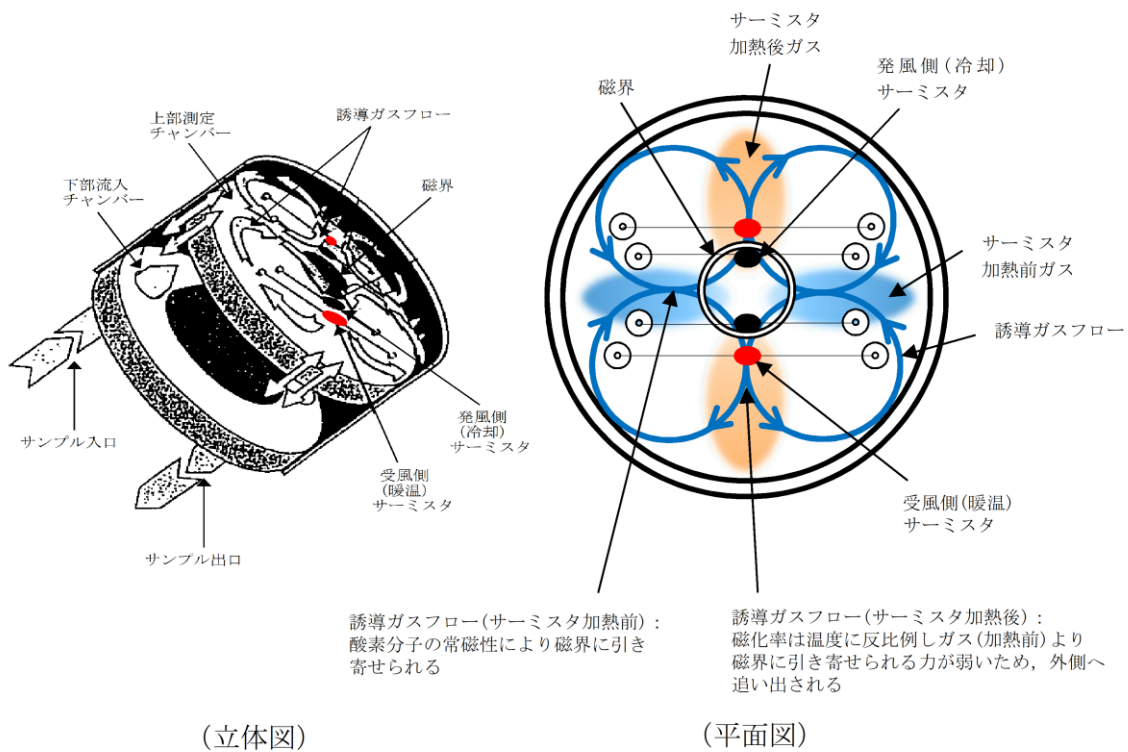


図 1-2 格納容器酸素濃度 (B系) の測定原理

チャンバー内に酸素を含むサンプルガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 1-1 の A B 間に電位差 (電流) が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器酸素濃度 (B系) の計測範囲 0~10vol%/0~25vol%において、計測装置仕様は最大 $\pm 0.32\text{vol}\%$ / $\pm 0.80\text{vol}\%$ (ウェット), $\pm 0.25\text{vol}\%$ / $\pm 0.63\text{vol}\%$ (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

(2) 格納容器水素濃度（B系）

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度（B系）は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図1-3「水素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されておりサンプルガスとは接触しない構造になっている。

水素検出器へ電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含むサンプルガスを流すと、サンプルガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図1-3のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度（B系）の計測範囲 0～20vol%/0～100vol%において、計測装置仕様は最大±0.64vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.50vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

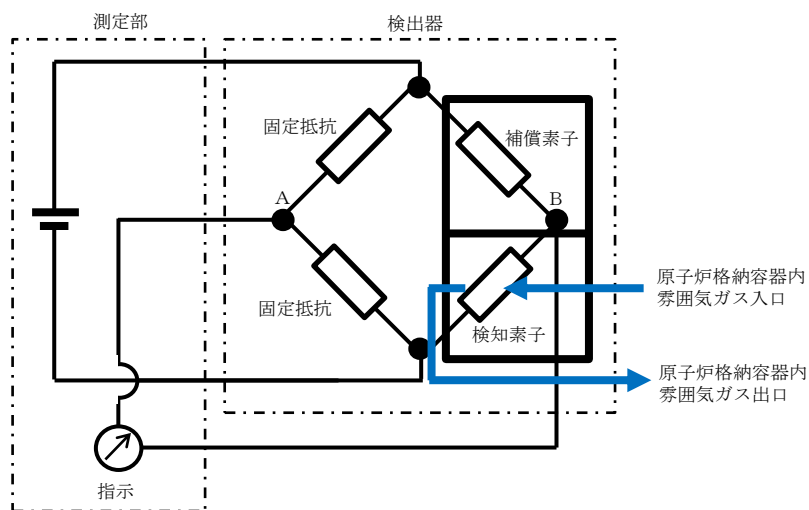


図1-3 水素濃度検出回路の概要図

1.2.2 システム構成

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の測定においては、格納容器ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器ガスサンプリング装置の構成を図1-4「格納容器ガスサンプリング装置の構成」に示す。

(1) 配管ヒータ

配管ヒータは、サンプルガスが配管途中で放熱することにより管内でドレンが発生することを避けるため、加熱保温することを目的として設置している。

(2) 格納容器ガスサンプリング装置

格納容器ガスサンプリング装置は酸素濃度及び水素濃度の測定を行うことを目的として設置している。格納容器ガスサンプリング装置は、酸素検出器、水素検出器、冷却器、除湿器等で構成され、大きさは幅約4m、奥行き約0.6m、高さ約1.8mである。

各構成機器の概要について以下に示す。

a. 冷却器

冷却器はガス濃度を測定するための前処理としてサンプルガスを冷却するために設置する。

b. 除湿器

除湿器はガス濃度を測定するための前処理としてサンプルガスを除湿するために設置する。

c. ドレン計量部

ドレン計量部は冷却・除湿した際に発生するドレンを測定し湿分補正のパラメータとして用いるために設置する。

d. 減圧弁

減圧弁はサンプルガスを390kPa以下に減圧するために設置する。

e. 酸素検出器

酸素検出器はサンプルガス中の酸素濃度を測定するために設置する。

f. 水素検出器

水素検出器はサンプルガス中の水素濃度を測定するために設置する。

g. サンプリングポンプ

サンプリングポンプはサンプルガスを原子炉格納容器に戻す際に昇圧するために設置する。

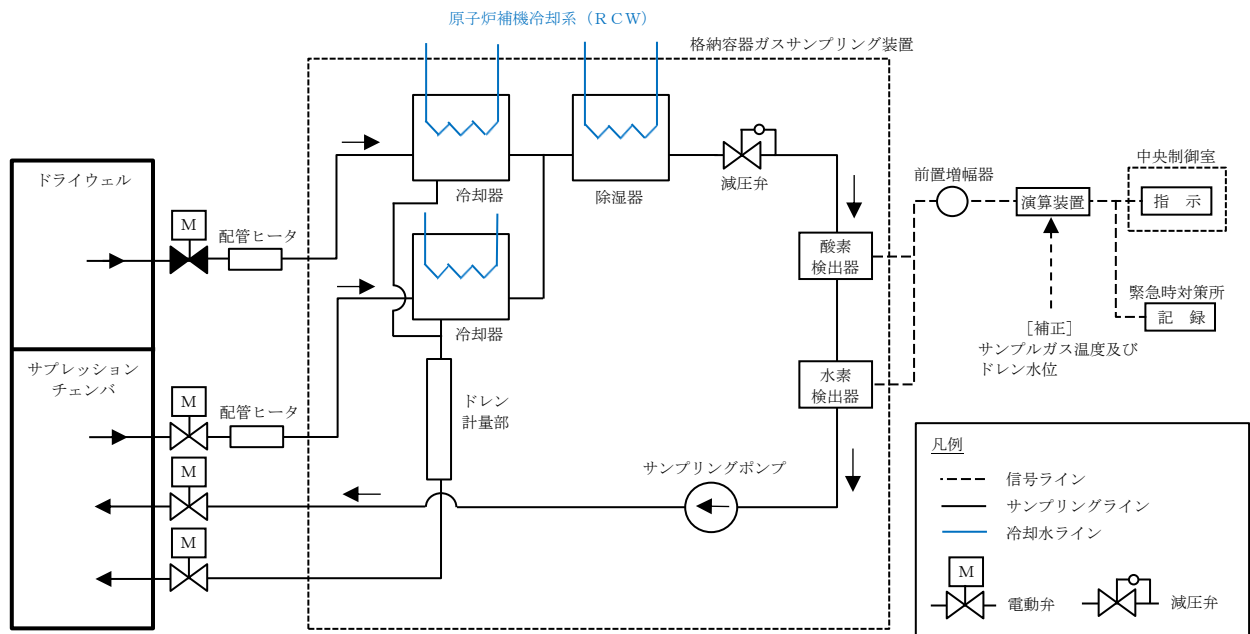


図 1-4 格納容器ガスサンプリング装置の構成

1.3 格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の概要

1.3.1 測定原理

(1) 格納容器酸素濃度（S A）

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度（S A）は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、図1-5「格納容器酸素濃度（S A）の測定原理」に示すとおり、2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度（S A）の検出回路を図1-6「格納容器酸素濃度（S A）検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁界に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転することにより、LEDから受光素子への光量が増加する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させ、フィードバック電流がコイルに流れることで発生するカウンターモーメントが球体に働き、光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。（図1-7「格納容器酸素濃度（S A）の測定原理イメージ」参照。）

なお、格納容器酸素濃度（S A）の計測範囲0～25vol%において、計測装置仕様は最大±0.75vol%（ウェット）、±0.50vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

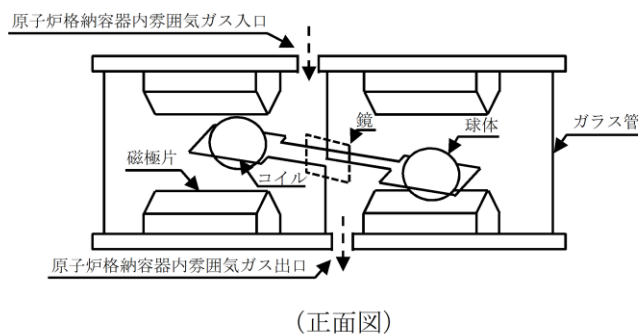
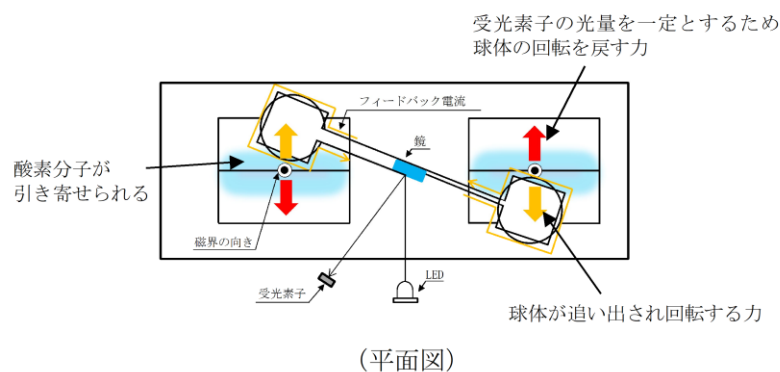


図1-5 格納容器酸素濃度（S A）の測定原理

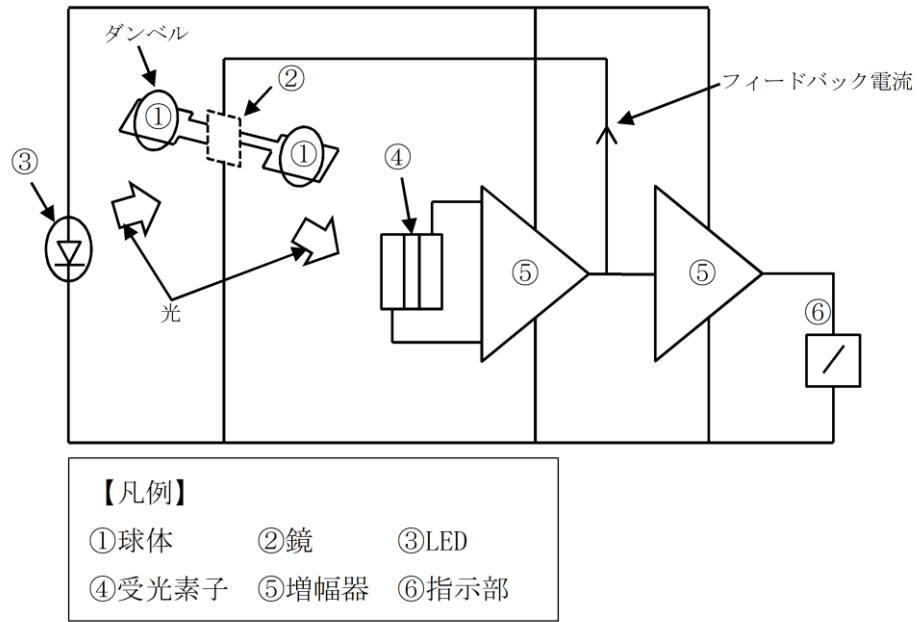


図 1-6 格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路図

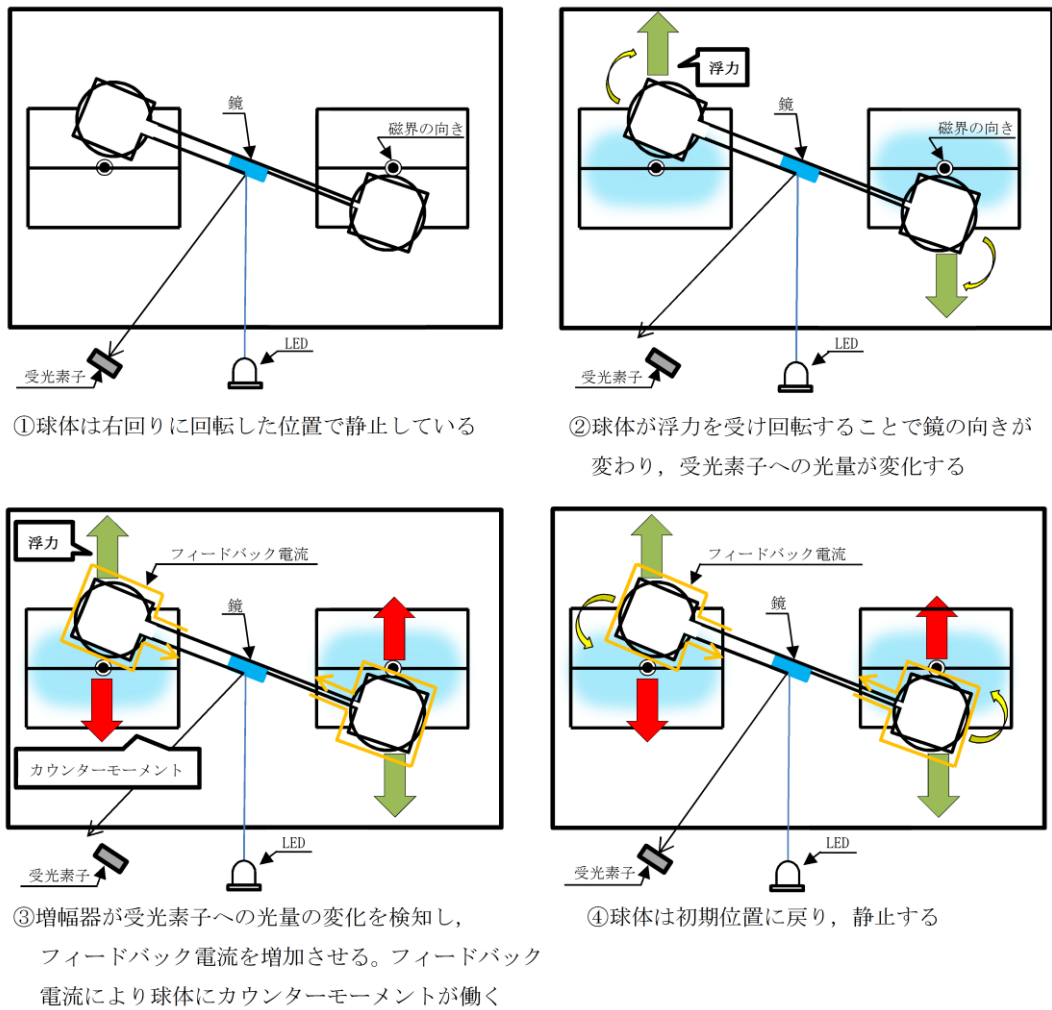


図 1-7 格納容器酸素濃度 (S A) の測定原理イメージ

(2) 格納容器水素濃度 (SA)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (SA) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1-8「水素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみにサンプルガスが流れ、補償素子の部分にサンプルガスが流れない構造としている。

水素検出器へ電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含むサンプルガスを流すと、サンプルガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 1-8 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (SA) の計測範囲 0~100vol%において、計測装置仕様は最大±2.0vol% (ウェット) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

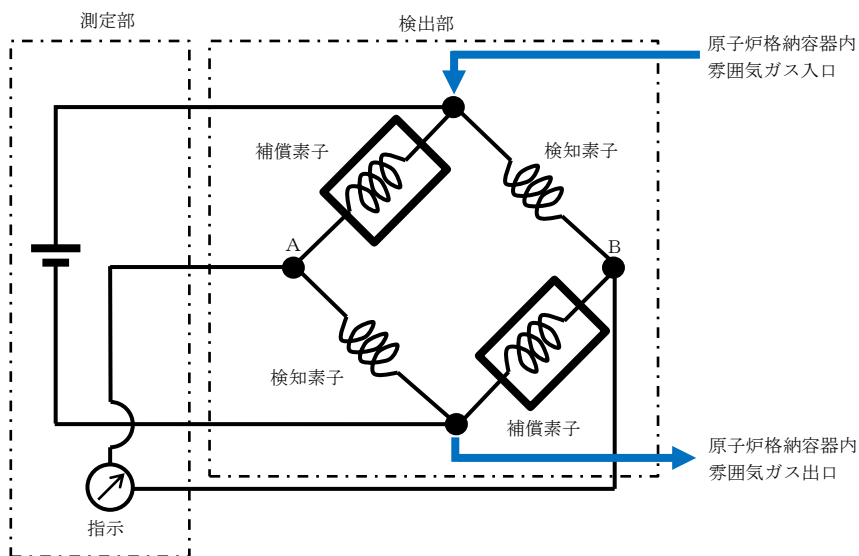


図 1-8 水素濃度検出回路の概要図

1.3.2 システム構成

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の測定においては、格納容器ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器ガスサンプリング装置の構成を図1-9「格納容器ガスサンプリング装置の構成（通常待機状態）」に示す。

(1) ガスサンブラ

ガスサンブラは金属フィルタとスロットルオリフィスから構成され、サンプルガスの吸入口として原子炉格納容器内に設置される。サンプルガスを吸入する際には、ガスサンブラ内部のスロットルを通過する際、ガスの流れが制限されることでサンプルガスは原子炉格納容器内の圧力から装置内の圧力まで減圧され、サンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。ガスサンブラの構造については図1-10に示す。

(2) サンプリング配管用トレースヒータ

サンプリング配管用トレースヒータはサンプルガスの蒸気凝縮の防止を目的として設置している。サンプリング配管用トレースヒータは、原子炉格納容器外から格納容器ガスサンプリング装置までのサンプリング配管にトレースヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を該当ヒータにより130℃に制御し、蒸気凝縮を防止する。

(3) 格納容器ガスサンプリング装置

格納容器ガスサンプリング装置は酸素濃度及び水素濃度の測定を行うことを目的として設置している。格納容器ガスサンプリング装置は、酸素検出器、水素検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器等で構成され、大きさは幅約1.6m、奥行き約0.9m、高さ約2.1mである。

水素濃度の測定においては、サンプルガスの蒸気凝縮を防止するため、サンプルガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、ウェット条件の水素濃度を測定する。水素濃度は、演算装置にて湿度測定の数値を用いてサンプルガス内湿度値が算出され、水素濃度をドライ条件に補正し、演算装置から中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される。

酸素濃度の測定では、水素濃度及び湿度測定後のサンプルガスを冷却器により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後のドライ条件の酸素濃度を測定する。酸素濃度は、演算装置にて湿度測定の数値を用いてサンプルガス内湿度値が算出され、酸素濃度をウェット条件に補正し、演算装置から中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される。

なお、格納容器ガスサンプリング装置によるサンプリングは、サンプルガスを一定時間検出器ラインに保持する方式とする。

各構成機器の概要について以下に示す。

- a. コイル
コイルは格納容器ガスサンプリング装置内のサンプルガス温度を 120℃に保つために設置する。
- b. 湿度検出器
湿度検出器は酸素検出器による酸素濃度の測定において蒸気濃度を考慮した値に補正するために設置する。
- c. 水素検出器
水素検出器はサンプルガス中の水素濃度を測定するために設置する。
- d. 冷却器
冷却器は酸素検出器へのサンプルガスの冷却及びサンプルガス中に含まれる蒸気を凝縮し、除去するために設置する。サンプルガスは冷却器で 5 秒間保持され、5℃まで冷却される。
- e. 酸素検出器
酸素検出器はサンプルガス中の酸素濃度を測定するために設置する。
- f. タンク
タンクは、サンプルガスを格納容器ガスサンプリング装置内へ引き込む際の圧力変動及び流量変動を防止するために設置する。タンクの容量は 20ℓ である。
- g. 圧縮機
圧縮機はタンクの容量 20ℓ にサンプル配管の容量 1ℓ を含めた合計 21ℓ の空間体積内を規定圧力 90～110kPa [abs] から少なくとも 70kPa [abs] まで減圧するため及び原子炉格納容器内にサンプルガスを戻すために設置する。圧縮機による減圧は当該装置の要求時間 40 秒以内に実施される。
- h. キャビネットヒータ
キャビネットヒータはサンプルガス中に含まれる蒸気の凝縮を防止するため、装置内温度を 120℃に制御するために設置する。
- i. 窒素ボンベ
窒素ボンベは格納容器ガスサンプリング装置内の空気作動弁の駆動源及び検出器中へサンプルガスを押し込むための窒素の供給に必要な容量を原子炉建物付属棟に設置する。なお、サンプルガスを検出器へ押し込む際の窒素消費量はサンプリング 1 回当たり 1ℓ である。
重大事故等時に使用する格納容器ガスサンプリング装置の窒素ボンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用する。このため、本ボンベの容量は一般汎用型の窒素ボンベの標準容量 46.7ℓ/個となる。格納容器ガスサンプリング装置の窒素ボンベの個数は、格納容器ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な個数を確保する。
格納容器ガスサンプリング装置について、1 日当たりの窒素消費量は以下の通りとなる。なお、サンプリングは 3 分間に 1 回の頻度で実施するため、1 日当たりの窒素消費量はサンプリング 480 回分の消費量とする。
①格納容器ガスサンプリング装置の検出ラインにサンプルガスを押し込むため

の消費量=480ℓ/日 [normal]

②格納容器ガスサンプリング装置の空気作動弁を駆動させるための消費量
=143ℓ/日 [normal]

③格納容器ガスサンプリング装置の冷却器にて発生した凝縮水を原子炉格納容器内に押し込むための消費量=1000ℓ/日 [normal]

上記①～③より合計は 1623ℓ/日 [normal] であり、7 日間の運転における窒素消費量は 11361ℓ [normal] である。

窒素ポンペ 1 個当たりの供給量 S_b は、ポンペ使用下限圧力 P_2 を設定し、ポンペ初期充填圧力 P_1 及びポンペ容量 V_b の関係から下記の式で求める。なお、ポンペ使用下限圧力 P_2 は重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 0.853MPa を考慮し、1.2MPa [abs] に設定する。

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \cdot V_b$$
$$= \frac{14.7 - 1.2}{0.1013} \times 46.7$$

$$= 6224 \text{ℓ/個 [normal]}$$

S_b : ポンペによる供給量 (ℓ/個 [normal])

P_1 : ポンペ初期充填圧力=14.7MPa [abs]

P_2 : ポンペ使用下限圧力=1.2MPa [abs]

P_N : 大気圧=0.1013MPa [abs]

V_b : ポンペ容量=46.7ℓ/個

M : 必要ポンペ個数

上記より、格納容器ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な窒素ポンペの個数 M は以下となる。

$$S_b \cdot M > 11361$$

上記の関係式より、

$$6224 \times M > 11361$$

$$M > 1.83$$

よって、格納容器ガスサンプリング装置の窒素ポンペの個数は 1.83 となることから、必要な個数は 2 個となるため、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮して 2 個を加え、窒素ポンペは 2 個 (予備 2 個) とする。



図 1-9 格納容器ガスサンプリング装置の構成（通常待機状態）

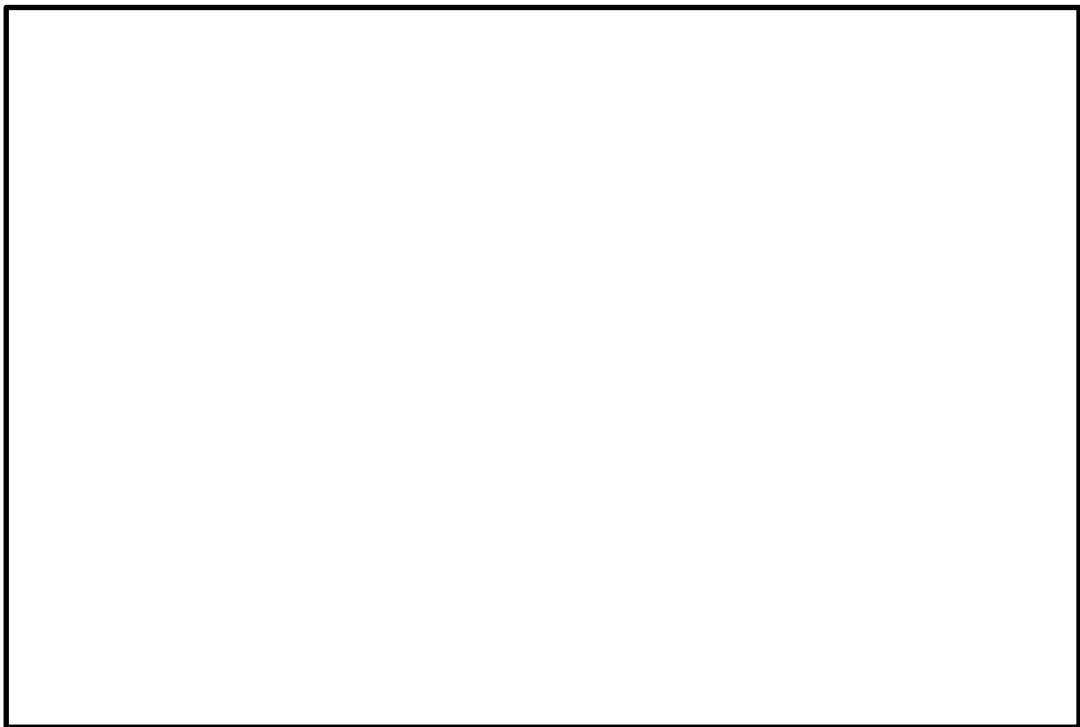


図 1-10 ガスサンプラの構造図

1.4 格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の認証について

1.4.1 環境試験

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の構成機器である格納容器ガスサンプリング装置の環境試験の条件及び評価結果について以下に示す。なお、ガスサンプラについては評価結果に仕様を記載する。

(1) 気候負荷試験

気候負荷試験において格納容器ガスサンプリング装置を温度：66℃、圧力：大気圧、湿度：98%の環境で管理される気候チャンバー内に10日間設置し、気候チャンバー内から取り出した後で、格納容器ガスサンプリング装置の機能的な健全性が確保されていることを確認している。

(2) 放射線負荷試験

放射線負荷試験において格納容器ガスサンプリング装置の各機器に対し、放射線負荷（表1-1を参照。）を照射し、照射時及び照射後において格納容器ガスサンプリング装置の機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表1-1 格納容器ガスサンプリング装置内の機器における放射線負荷について

機器	機器仕様
サンプルガスが流れる機器	1.0～31.3kGy
パージガスのみが流れる機器	2.1～20.6kGy

(3) 評価結果

a. 酸素検出器の評価結果

	環境条件 (原子炉棟内)	機器仕様
温度	66℃	66℃
圧力	大気圧相当	大気圧相当
湿度	100%	100%
放射線	0.92kGy/7日間	1.0kGy

b. 水素検出器の評価結果

	環境条件 (原子炉棟内)	機器仕様
温度	66℃	66℃
圧力	大気圧相当	大気圧相当
湿度	100%	100%
放射線	1.5kGy/7日間	20.6kGy

c. ガスサンプラの仕様

	環境条件 (原子炉格納容器内)	機器仕様
温度	200°C	250°C
圧力	853kPa	1600kPa
湿度	蒸気	蒸気
放射線	740kGy/7 日間	—*

注記*：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない。

(4) 200°C, 853kPa [gage] における使用について

格納容器ガスサンプリング装置の性能確認として，サンプルガスの温度を 60°C～140°C，圧力を 100～630kPa [abs] の範囲に変化させ，水素濃度の測定が正常に行えることを確認している。

[Redacted content consisting of multiple horizontal bars]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

b. 温度について

サンプルガスはサンプリング配管用のトレースヒータによって 130℃に温度制御されてから格納容器ガスサンプリング装置内へ吸引される。格納容器ガスサンプリング装置は性能確認により、サンプルガスの温度が 140℃において測定可能であることを確認しているが、原子炉格納容器内においてサンプルガス温度が 200℃であったとしても、小口径のサンプリング配管を通過する際の熱損失により 130℃まで冷却されるため、原子炉格納容器内の温度が 200℃の場合においても測定は可能である。

1.4.2 耐震試験

耐震試験において、格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラを加振台に設置し、表 1-2 に示す加速度を加えた後で格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラの機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表 1-2 格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラの地震負荷について (×9.8m/s²)

方向	格納容器ガスサンプリング装置		ガスサンプラ		
	機能維持評価用加速度	機能確認済加速度	機能維持評価用加速度		機能確認済加速度
			ドライウエル	サプレッションチェンバ	
水平方向*	1.95	3.8	3.15	3.10	3.4
鉛直方向	1.94	3.5	1.89	3.23	3.3

注記*：水平 2 方向のうち、機能維持評価用加速度については大きい方の値を記載し、機能確認済加速度については小さい方の値を記載している。

<関連する計測制御系統施設の耐震性に関する説明書>

添付書類VI-2-6-5-33 : 格納容器酸素濃度 (S A) の耐震性についての計算書

添付書類VI-2-6-5-35 : 格納容器水素濃度 (S A) の耐震性についての計算書

添付書類VI-2-6-7-1-12: 格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A)) の耐震性についての計算書

1.5 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源供給について

格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）は，常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

電源供給については図1-11「格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源概略構成図」に示す。

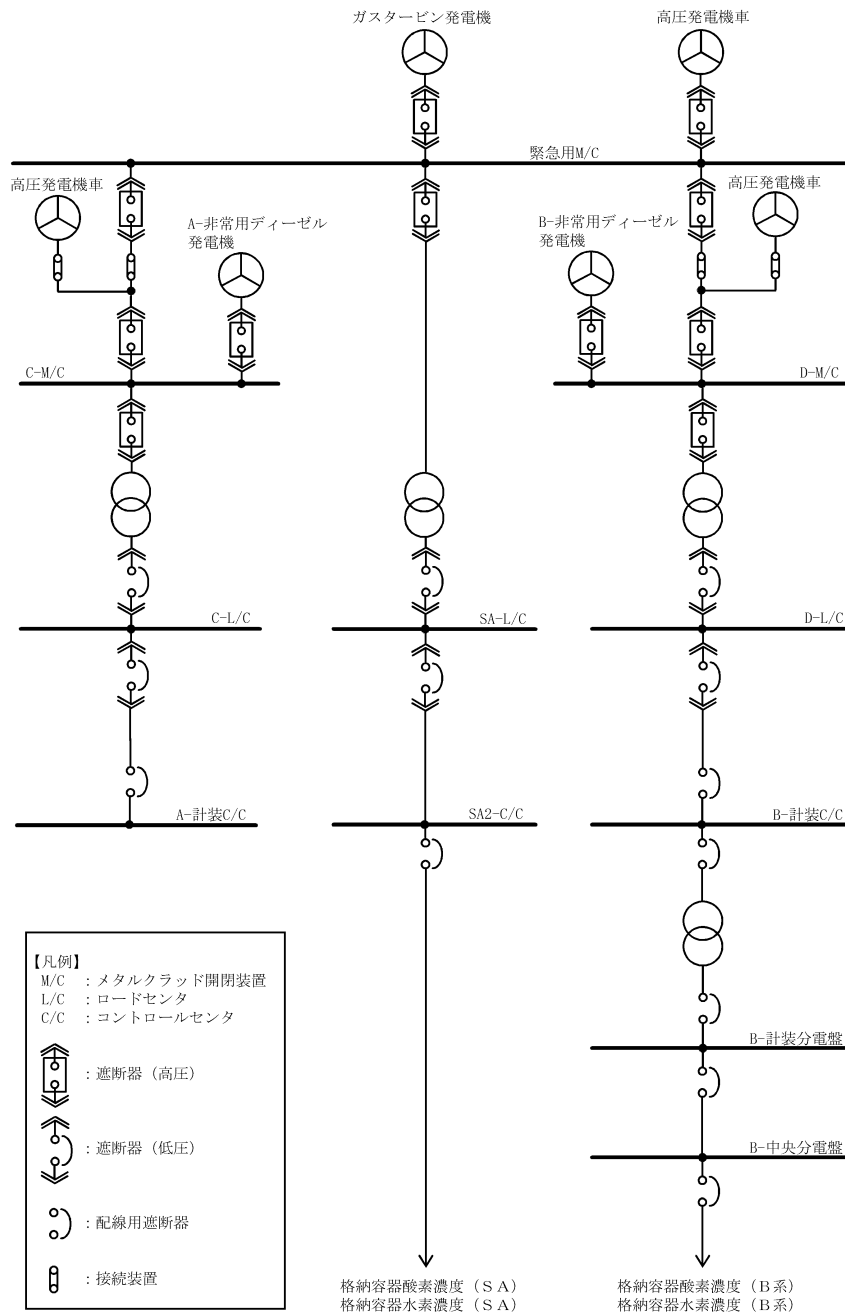


図1-11 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源概略構成図

1.6 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の計測範囲

格納容器酸素濃度及び格納容器水素濃度は，設計基準対象施設として設計基準事故が発生した場合の状況を把握し及び対策を講ずるために十分な測定範囲で監視し，重大事故等対処設備*として著しい炉心の損傷が発生した場合に変動する可能性のある範囲で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を監視する目的で設置する。また，格納容器酸素濃度は，プラント停止中における原子炉格納容器内の空気置換により流入する酸素及び通常運転中において原子炉格納容器内が窒素置換により保安規定で定める濃度以下に酸素が維持されていることを把握するために十分な測定範囲で監視する目的にも使用する。

注記*：A系：重要監視パラメータの常用計器

B系：重要監視パラメータの重要計器

1.6.1 計測範囲の考え方

格納容器酸素濃度の計測範囲は，格納容器内の酸素が変動する可能性のある範囲としてプラント停止中に格納容器内を空気置換した際の空気中の酸素割合約 21%を最大値として考慮し，状況を把握し及び対策を講ずるための測定範囲として有効性評価のうち格納容器破損モード「水素燃焼」における酸素濃度の初期条件 2.5vol%と格納容器ベントを行うまでの期間に上昇しうる可燃領域 5vol%前後の濃度において必要な監視能力を有した設計とする。

格納容器水素濃度の計測範囲は，格納容器内の水素が変動する可能性のある範囲並びに状況を把握し及び対策を講ずるための測定範囲として重大事故等対策の有効性評価のうち格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエルの気相濃度最大値約 90.4%，格納容器ベントを行うまでの期間に上昇しうる可燃領域 4vol%及び爆轟領域 13vol%を一定程度上回る濃度において必要な監視能力を考慮した設計とする。

表 1-3 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の想定される変動範囲

	停止中 (原子炉格納容器 開放時)	通常運転* ¹	設計基準事故* ²	重大事故等* ³
酸素濃度	約 21vol%	～2.5vol% (ドライ)	～4.3vol%	～4.4vol% (ドライ)
水素濃度	0vol%	0vol%	～2.0vol%	～約 20vol%* ⁴ (ドライ)

注記*¹：有効性評価「格納容器破損モード（水素燃焼）」解析初期値

*²：安全評価「原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化（可燃性ガスの発生）」解析最大値

*³：有効性評価「格納容器破損モード（水素燃焼）」解析 格納容器冷却後～格納容器ベント前

*⁴：格納容器冷却前にドライウエルで最大約 90.4vol%（ドライ）まで上昇する。

変動しうる範囲の濃度と比較して、格納容器雰囲気ガス濃度の把握が特に重要となる可燃領域付近では低濃度の推移を監視することになるため、計器誤差等により低濃度における監視性が損なわれないようワイドレンジとナローレンジの2つの計測範囲を設けている。また、中央制御室の指示及び記録におけるワイドレンジとナローレンジの計測範囲切り替えは、検出器が計測した酸素濃度又は水素濃度の値に応じて自動で切り替わる設計とする。格納容器酸素濃度及び格納容器水素濃度の2つの計測範囲及びその考え方を表1-4に一覧で示す。

表1-4 計測範囲及び考え方

名称	計測範囲		計測範囲の考え方
格納容器 酸素濃度	ワイド レンジ	0~25vol%	原子炉格納容器内を空気置換した際の空气中酸素割合約21%を包含する範囲
	ナロー レンジ	0~10vol%	有効性評価解析初期条件2.5vol%と格納容器ベントまでに上昇する可燃領域5vol%未満を包含し必要な計測精度で計測可能な範囲
格納容器 水素濃度	ワイド レンジ	0~100vol%	有効性評価解析の最大値約90.4%を包含する範囲
	ナロー レンジ	0~20vol%	格納容器ベントまでに上昇する可燃領域4vol%及び爆轟領域13vol%を一定程度上回る濃度を必要な計測精度で計測可能な範囲

1.6.2 ナローレンジの計測範囲の変更について

計測範囲の自動切替えは、ナローレンジからワイドレンジに切り替える設定値(以下「ワイド切替設定値」という。)とワイドレンジからナローレンジに切り替える設定値(以下「ナロー切替設定値」という。)の2つを設け、雰囲気ガス濃度の上昇に伴いワイド切替設定値を超えたとき、又は、下降に伴いナロー切替設定値を下回ったときに行っている。

ワイド切替設定値は、雰囲気ガス濃度がナローレンジの上限を超えて上昇する際にワイドレンジへの切り替えが遅れることなく連続的に監視可能とするためナローレンジ上限値未満とし、また、雰囲気ガス濃度の微小変化等によりワイドレンジとナローレンジの切替えが短期間に連続するチャタリング*1が発生しないよう、ワイド切替設定値とナロー切替設定値の間には計測装置の計器誤差及び切断差*2を踏まえて適切な幅を持たせた値に設定する必要がある。そのため、雰囲気ガス濃度がナローレンジの上限付近及び一度ワイドレンジに切り替わった後にナロー切替設定値以下となるまでは、実質ワイドレンジを使用した計測となる。(図1-12参照。)

注記*1：電気的接点の動作状態と復帰状態が繰り返し切替わること。ここではレンジの自動切替えが繰り返し行われ安定しないことも含む。

*2：設定値における動作値と復帰値の差。切断差が小さい場合、チャタリングを生じる恐れがある。

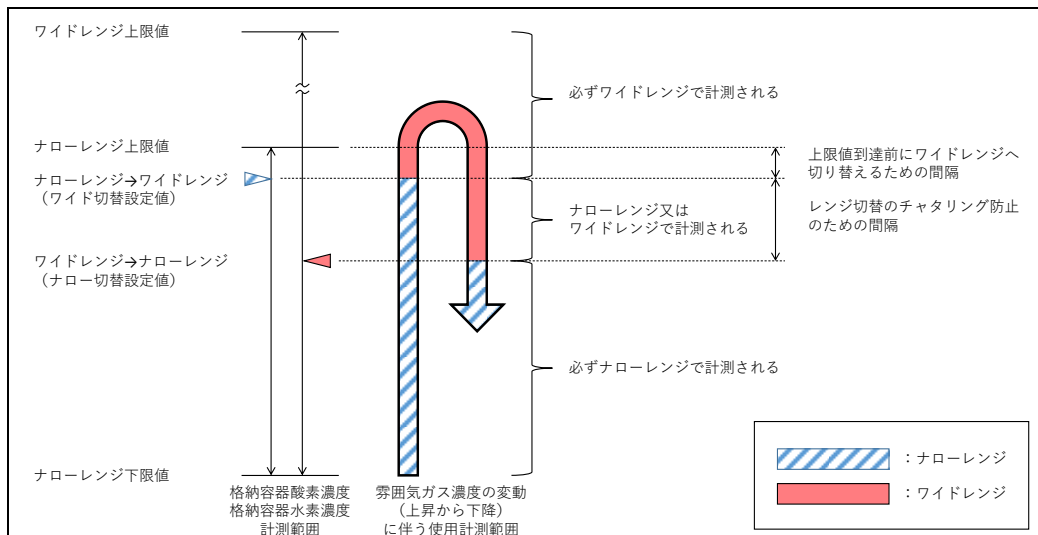


図 1-12 雰囲気ガス濃度変動に伴う使用計測範囲イメージ

設置（変更）許可申請時は、格納容器酸素濃度の重大事故等時の格納容器ベント判断基準である 4.4vol%，格納容器水素濃度の可燃限界である 4.0vol%前後をナローレンジの計測範囲 0～5vol%にて既存設備の設計を変更せずに計測する計画であったが、設計進捗において、ナローレンジの計測範囲上限値が 5vol%の場合のナローレンジ切替設定値は、酸素濃度 4.4vol%，水素濃度 4.0vol%以上に設定できず実質ワイドレンジを使用した計測となる可能性があることが分かった。

ワイドレンジはナローレンジに比べて計器誤差が大きく、格納容器ベント判断や可燃限界付近の監視を行う際の適切な監視能力が確保できないと判断したことからナローレンジの計測範囲を既存設計から変更する。

変更後のナローレンジの計測範囲は、設計基準対象施設としての監視性を損なわずに重大事故等時の監視性を更に向上できる計測範囲として、格納容器酸素濃度を 0～10vol%，格納容器水素濃度を 0～20vol%とする。格納容器酸素濃度、格納容器水素濃度の計測範囲及びそれに伴う誤差の変更内容を表 1-5 に示し、変更後の各運転状態における監視性について表 1-6 に示す。

表 1-5 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の計測範囲及び誤差

名称	変更前			変更後		
	計測範囲	切替設定値	誤差	計測範囲	切替設定値	誤差*1
格納容器 酸素濃度	0～5vol%/ 0～25vol%	ワイド切替 4.6vol% ナロー切替 3.2vol%	ウェット： ±0.16vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±0.63vol%	0～10vol%/ 0～25vol%	ワイド切替 設計検討中*2 ナロー切替 設計検討中*2	ウェット： ±0.32vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.25vol%/ ±0.63vol%
格納容器 水素濃度	0～5vol%/ 0～100vol%	ワイド切替 4.8vol% ナロー切替 3.0vol%	ウェット： ±0.16vol%/ ±3.2vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±2.5vol%	0～20vol%/ 0～100vol%	ワイド切替 設計検討中*2 ナロー切替 設計検討中*2	ウェット： ±0.64vol%/ ±3.2vol% ドライ： ±0.5vol%/ ±2.5vol%

注記*1：検出器～SPDS表示装置等の誤差（現状計画）

*2：酸素濃度 4.4vol%，水素濃度 4.0vol%以上で計器設計上可能なナローレンジ上限に近い値に設定する。

表 1-6 計測範囲変更後の各運転状態における監視性

	停止中 (原子炉格納容器開放時)	通常運転	設計基準事故	重大事故等
酸素濃度	空気中の酸素濃度（約21vol%）の監視はワイドレンジ（0～25vol%）であり計器誤差に変更は生じないため監視性に影響はない。	有効性評価における初期酸素濃度（2.5vol%（ドライ））未満であることを、ナローレンジ（0～10vol%）で監視する。変更後のドライ誤差（±0.25vol%）を考慮した上で運転することにより、その後に必要な対策を実施することが可能であるため監視性に影響はない。	酸素濃度が可燃領域（5.0vol%）に到達していないことをナローレンジ（0～10vol%）で監視する。安全評価上の原子炉格納容器内酸素濃度上昇は最大4.3vol%であるため、変更後のウェット誤差（±0.32vol%）を踏まえても可燃領域未満の監視性に影響はない。	酸素濃度の可燃領域（5.0vol%）への到達有無をナローレンジ（0～10vol%）で監視し、格納容器ベントの準備及び実施判断を行う。格納容器ベントの判断基準*1には計器誤差として±0.5vol%を考慮しており、変更後のドライ誤差（±0.25vol%）でも監視性及び判断に影響はない。なお、格納容器ベント停止時に酸素濃度が可燃領域未満に低下したことを監視する上でも問題ない。
水素濃度	水素濃度は0vol%であり、計器誤差の変更が監視性に影響しない。	水素濃度は0vol%であり、計器誤差の変更が監視性に影響しない。	水素濃度が可燃領域（4.0vol%）に到達していないことをナローレンジ（0～20vol%）で監視する。安全評価上の原子炉格納容器内水素濃度上昇は最大2.0vol%であるため、変更後のウェット誤差（±0.64vol%）を踏まえても可燃領域未満の監視性に影響はない。	水素濃度の可燃領域（4.0vol%）及び爆轟領域（13vol%）への到達有無をナローレンジ（0～20vol%）で監視する。重大事故等時における水素濃度は、操作等の判断基準ではないことから、考慮すべき計器誤差の基準値等は存在しないが、監視性向上の観点から可能な限り計器誤差を縮小することが望ましく、変更後のナローレンジ（0～20vol%）によるドライ誤差（±0.5vol%）での監視は、変更前のワイドレンジ（0～100vol%）によるドライ誤差（±2.5vol%）での監視*2より計器誤差が縮小するため監視性に影響はない。なお、格納容器ベント停止時に水素濃度が可燃領域未満に低下したことを監視する上でも問題ない。

注記*1：酸素濃度の可燃限界である5.0vol%に到達することを防止するため、計器誤差（±0.5vol%）並びに水素及び酸素排出操作所要時間における上昇分（約0.1vol%）を考慮して設定

*2：変更前におけるナロー切替設定値は3.0vol%であるため、事故初期の水素濃度上昇以降、可燃領域（4.0vol%）及び爆轟領域（13vol%）はワイドレンジ（0～100vol%）による監視であった。

2. 原子炉格納容器下部水位監視について

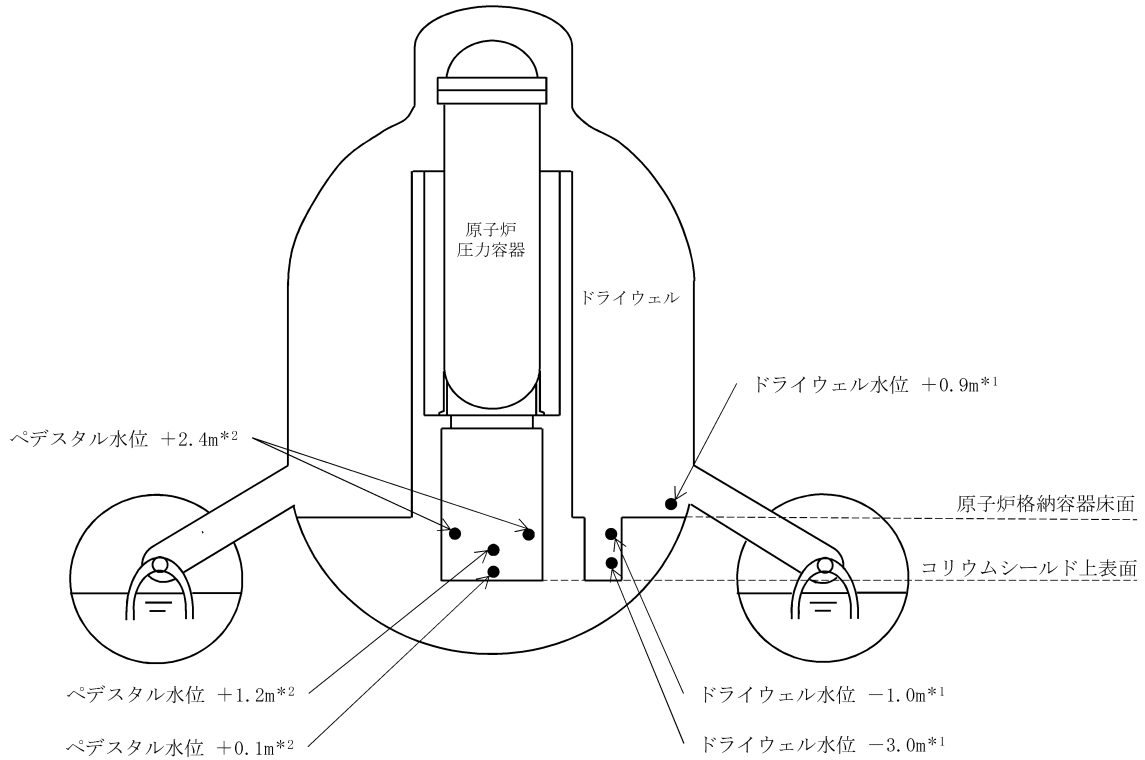
重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却し，熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制するためにペDESTAL代替注水系（常設），ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設置している。原子炉格納容器下部の水位を監視するためにドライウエル水位及びペDESTAL水位を設置する。

2.1 原子炉格納容器下部注水時の水位監視

ドライウエル水位及びペDESTAL水位の設置状況は，図2-1「ドライウエル水位及びペDESTAL水位設置図」，図2-2「ドライウエル水位及びペDESTAL水位配置図」，図2-3「ドライウエル水位及びペDESTAL水位取付図」に示す。

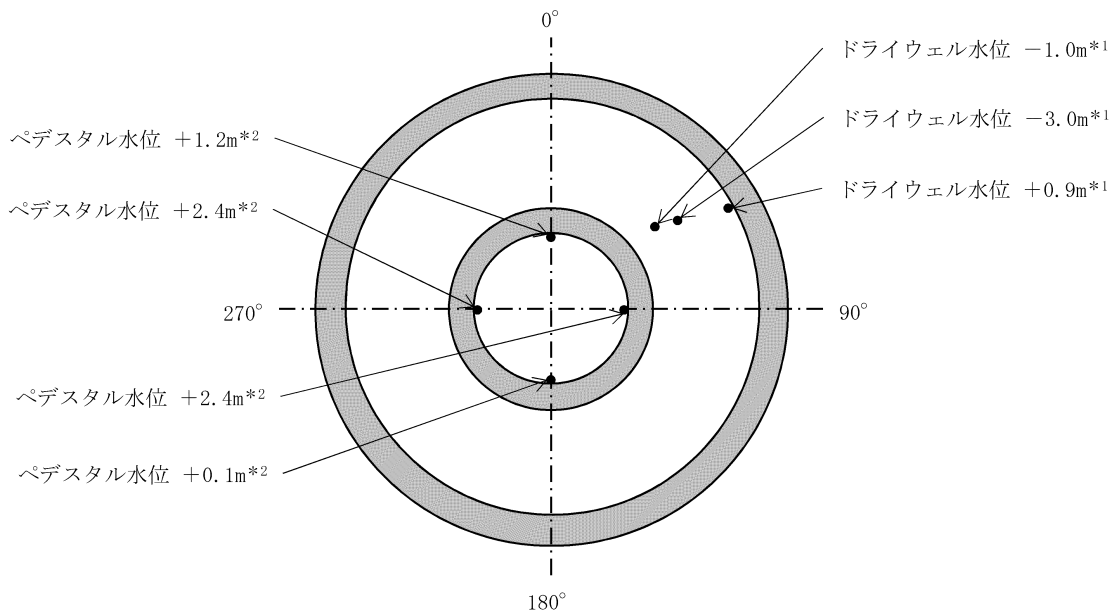
ドライウエル水位は，原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を注水するドライウエルスプレイによるサンプルピットへの注水量を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ-3.0m，-1.0mに各1個設置する。また，残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ+0.9mに1個設置する。

ペDESTAL水位は，原子炉格納容器下部への注水状況を把握するため，熔融炉心の冷却に必要な水深を確認することができるよう電極式水位検出器をコリウムシールド上表面からの高さ+0.1m（初期），+1.2m（中間）に各1個に設置し，+2.4m（停止判断）に2個設置する。



注記*1：原子炉格納容器床面からの高さを示す。
 *2：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

図 2-1 ドライウエル水位及びペDESTAL水位設置図 (図 2-2 の 180° 方向断面)



注記*1：原子炉格納容器床面からの高さを示す。
 *2：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

図 2-2 ドライウエル水位及びペDESTAL水位配置図 (図 2-1 の真上平面)

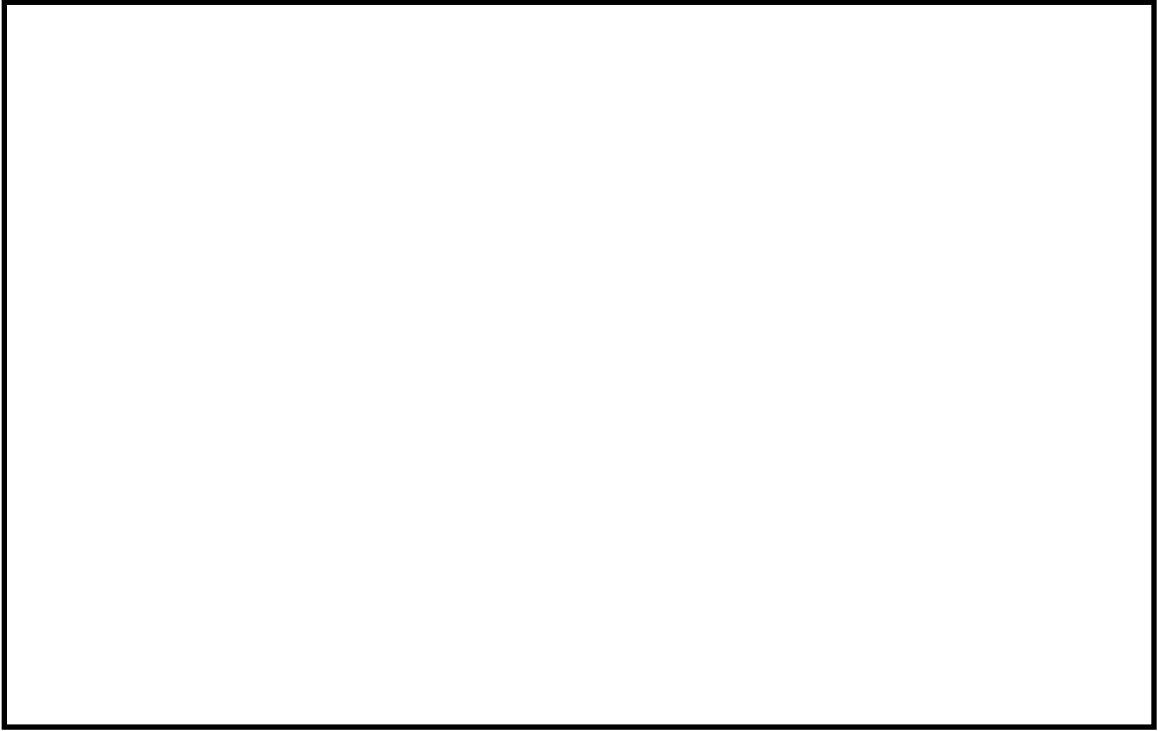


図 2-3 ドライウェル水位及びペDESTAL水位取付図

2.2 ドライウェル水位及びペDESTAL水位の計測機能

電極式水位検出器の環境条件を表2-1「検出器の環境条件」に、測定原理を図2-4「電極式水位検出器の測定原理」に示す。

2.2.1 環境条件

電極式水位検出器は、重大事故等時の格納容器破損防止対策の有効性評価における環境条件を満足する試験を実施し、健全性を確認している。

表2-1 検出器の環境条件

項目	環境条件（包絡条件）	試験条件	評価結果
温度	200℃		想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気		想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	853kPa		想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	740kGy/168時間		想定される環境放射線での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。

2.2.2 測定原理

電極式水位検出器は、電極部、MIケーブル、電極部を絶縁するセラミックから構成されている。

電極式水位検出器の測定原理は、図2-4にあるように、電極式水位検出器が2本1セットで2本の電極間の導通状態を検知することで、電極位置が水中か気中かを判定するものである。電極が気中にある場合は電極間抵抗が大きく、水中の場合は電極間抵抗が低下するため、導通することで水中を判定できる。

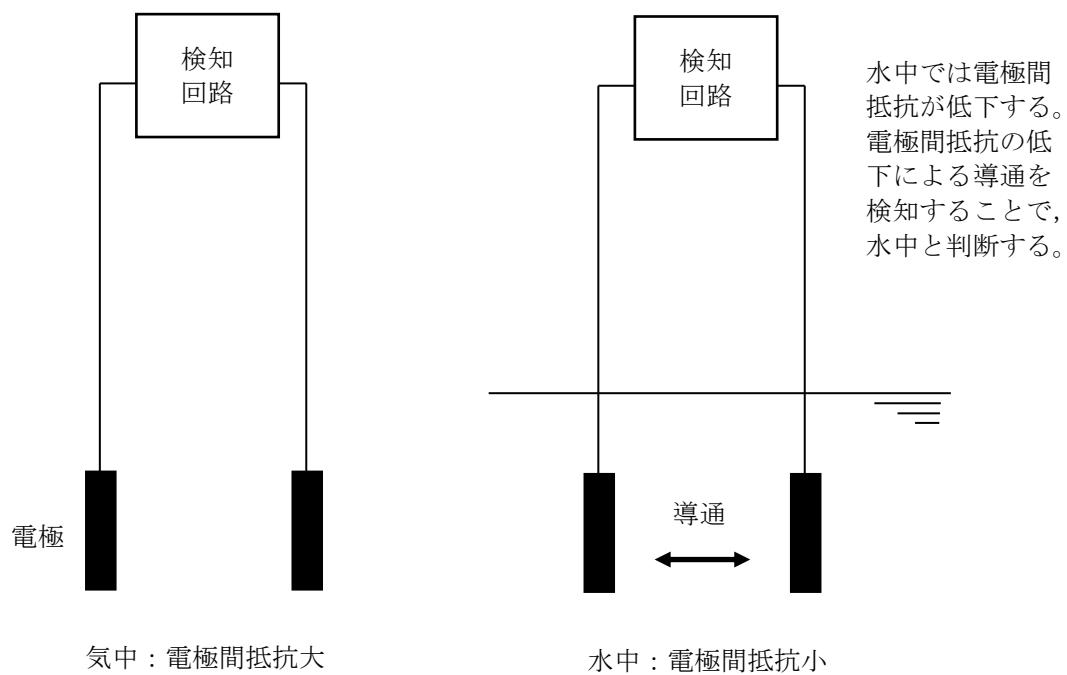


図 2-4 電極式水位検出器の測定原理

2.3 ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）設置高さの変更

2.3.1 設置高さの変更

ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）は、設置（変更）許可申請時においてベント管下端高さに設置することを計画していたが、ベント管等の構造物には施工誤差があるため、必ずしも原子炉格納容器床面+1.0mではない。（ベント管8本の下端高さを測定した結果、最も低い箇所で原子炉格納容器床面+約0.93m）

ベント管下端が原子炉格納容器床面+1.0mより低い位置にあると、そこからサブプレッションチェンバへ水が流れ込むことで電極式水位検出器の検出点（原子炉格納容器床面+1.0m）まで水位が上昇せず、水位を検知できないため、原子炉格納容器床面及びベント管下端高さの施工誤差を考慮しても確実に検出できる高さに変更する。具体的に変更する設置高さは、ベント管下端の最も低い高さ（原子炉格納容器床面+約0.93m）より下で、かつ、計器誤差（±10mm）等を考慮して原子炉格納容器床面+0.9mとする。

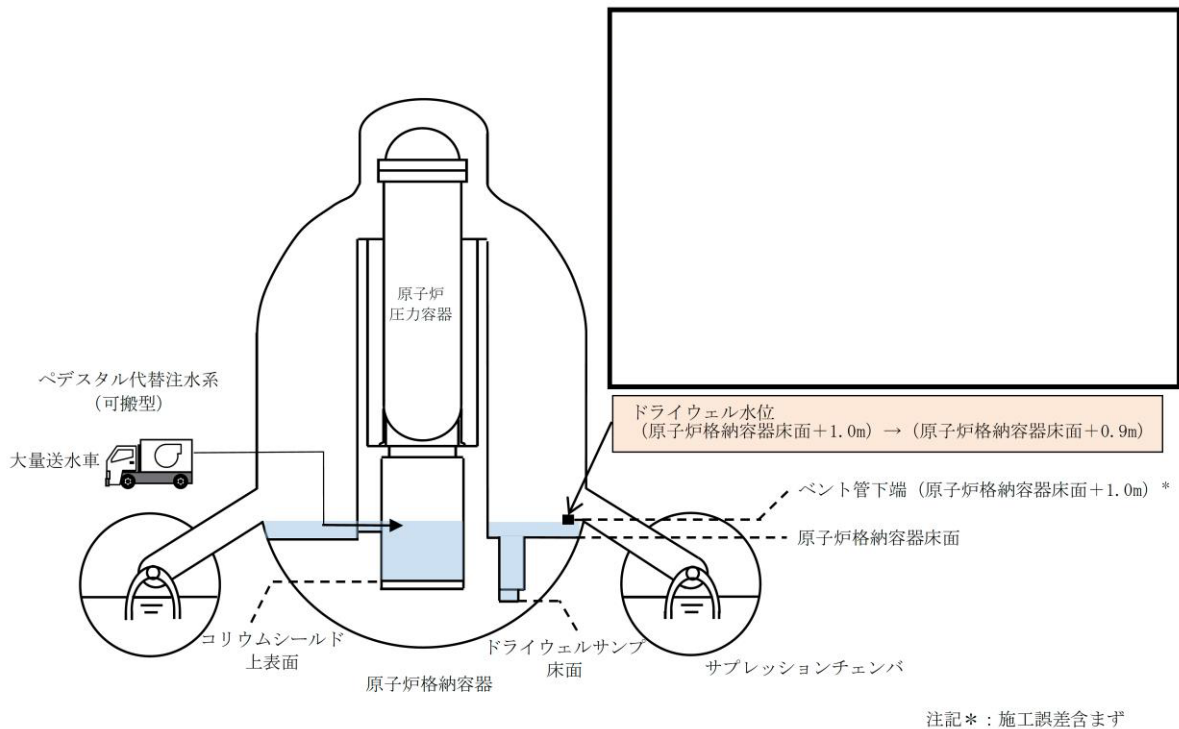


図2-5 ドライウェル水位とベント管下端の高さ関係概要図

2.3.2 有効性評価解析への影響

有効性評価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水の停止手順として以下①～③の基準がすべて成立したことをもって実施することとしている。

- ①残留熱代替除去系運転による格納容器除熱の確認
- ②ドライウェル水位がベント管下端位置（原子炉格納容器床面+1.0m）に到達
- ③格納容器圧力 384kPa [gage] 未満

有効性評価においては、図 2-6 及び図 2-7 に示すとおり、事象発生 12 時間後時点でペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を停止している。ドライウェル水位がベント管下端位置（原子炉格納容器床面+1.0m）に到達する（②が成立する）のは、事象発生 10 時間後の残留熱代替除去系運転開始の直後であり、②の基準となる水位を「原子炉格納容器床面+0.9m」に変更した場合、その基準となる水位への到達時間は早くなる。一方、格納容器圧力が 384kPa [gage] 未満となる（③が成立する）のは事象発生 12 時間後であり、①～③の基準がすべて成立する時間には変わりはないことから、有効性評価の解析への影響はない。

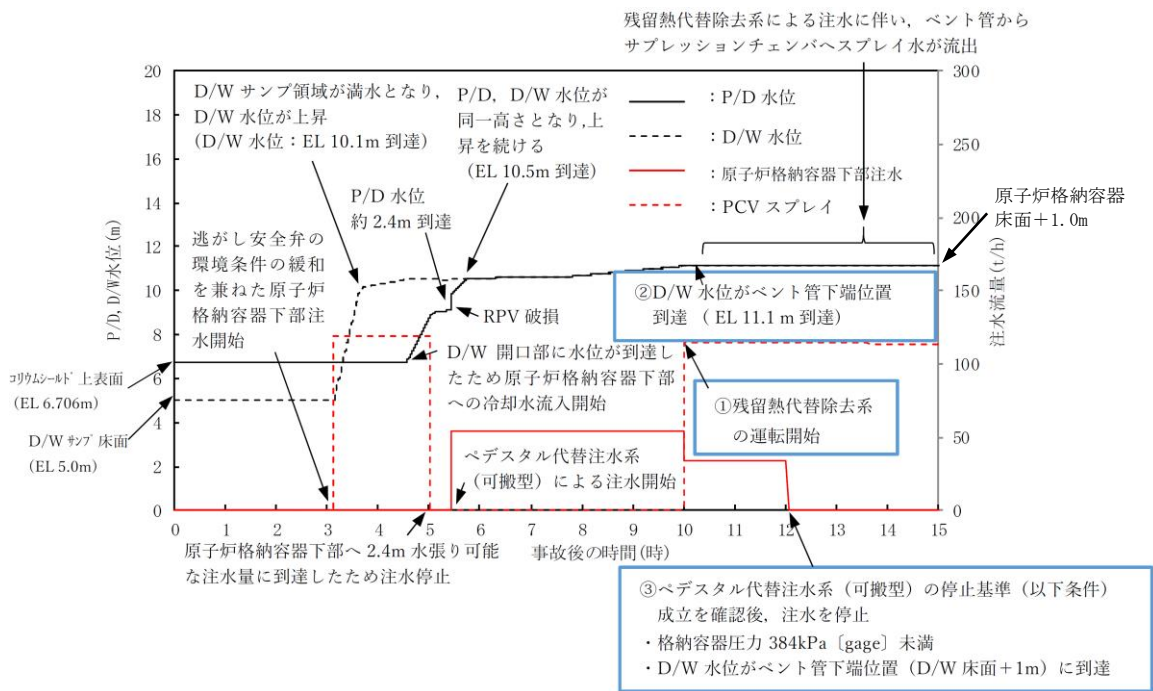


図 2-6 ペDESTAL/ドライウェル水位と注水流量の推移（その 1）

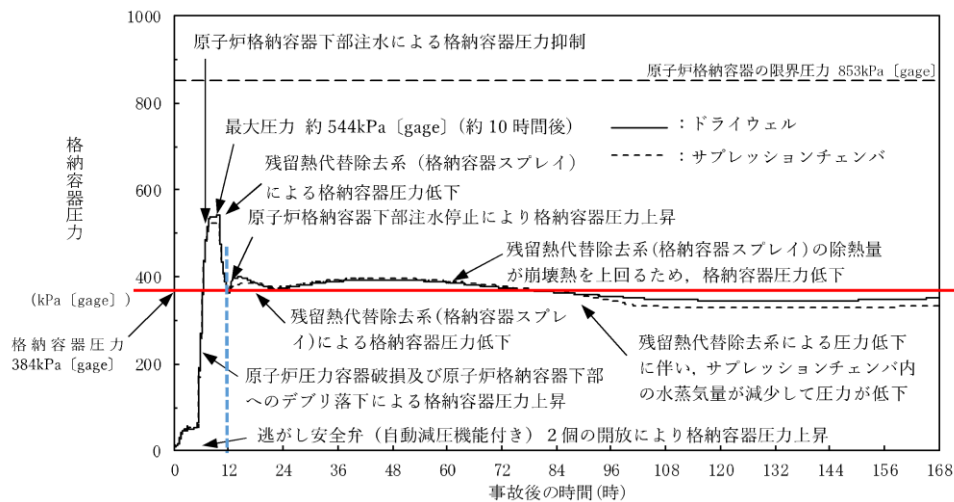


図 2-7 格納容器圧力の推移

2.3.3 ペDESTAL/ドライウエル水位の推移と原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態について

「2.3.2 有効性評価解析への影響」におけるペDESTAL/ドライウエル水位と注水流量の推移及び原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態図を示す。

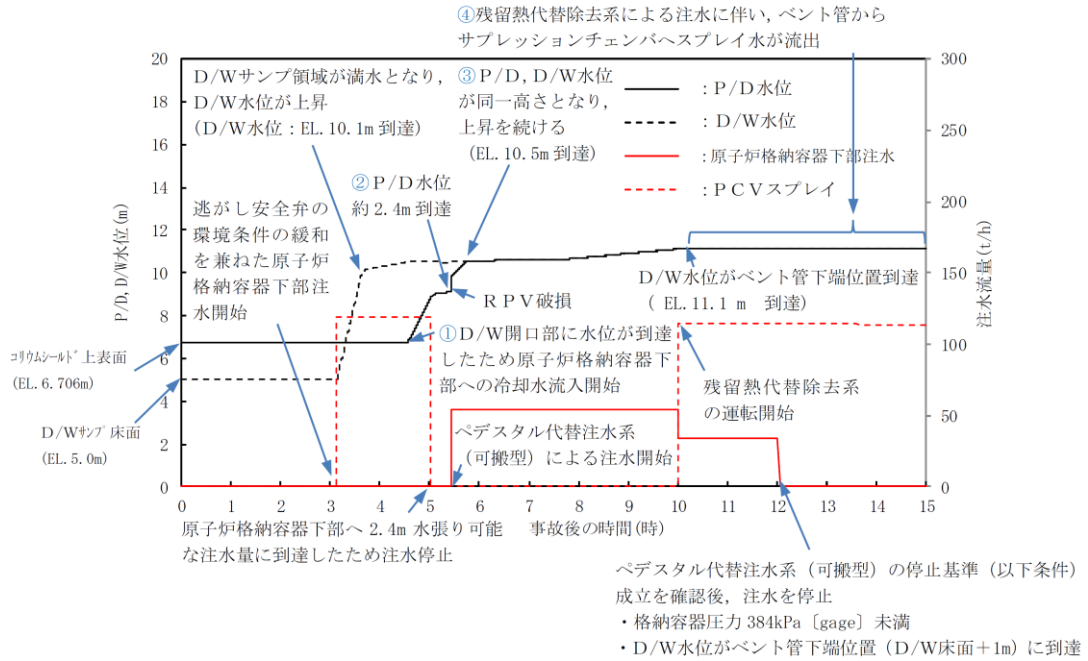


図 2-8 ペDESTAL/ドライウエル水位と注水流量の推移 (その 2)

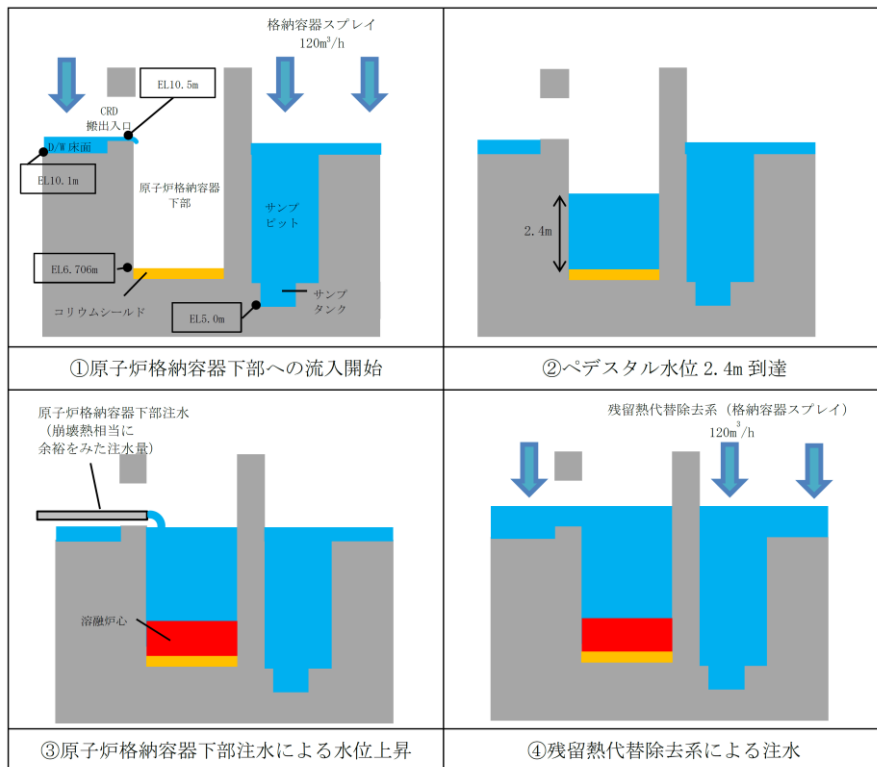


図 2-9 原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態図

3. 代替注水流量（常設）について

低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水の流量は、代替注水流量（常設）により流量計測を行い、中央制御室にて監視する設計とする。常設注水設備である低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室における弁の遠隔操作により、原子炉注水と格納容器スプレイを切り替え、ペダスタル注水は格納容器スプレイにて実施するため、同時注水を実施しない運用であることから、代替注水流量（常設）使用時は、原子炉注水と格納容器スプレイのいずれかの流量計測であるため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測する装置として兼用することによる計測への影響はなく、他の技術基準規則 73 条対象パラメータと同様に代替手段も整備していることから確実に流量計測が可能である。

3.1 代替注水流量（常設）による流量監視

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量が 200m³/h、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 120m³/h、ペダスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量が 120m³/h となる。

代替注水流量（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプの容量 280m³/h に余裕を見込んで、計測範囲を 0～300m³/h とする。

主要仕様及び系統図を表 3-1「代替注水流量（常設）の主要仕様」及び図 3-1「代替注水流量（常設）の系統図」に示す。

表 3-1 代替注水流量（常設）の主要仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	誤差*
超音波式流量検出器	0～300m ³ /h	1	±6.0m ³ /h

注記*：検出器～SPDS表示装置等の誤差（現状計画）

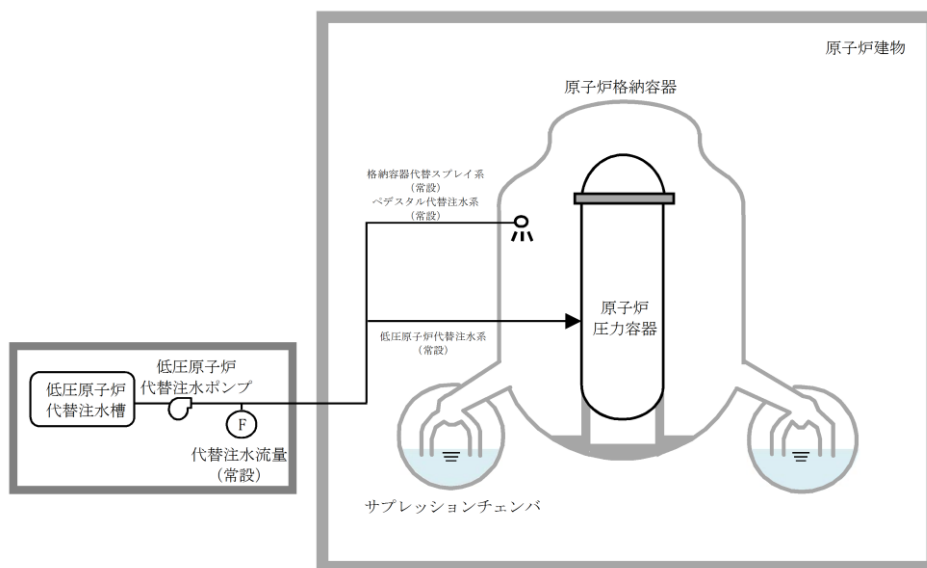


図 3-1 代替注水流量（常設）の系統図

3.2 代替注水流量（常設）の計測機能

超音波式流量検出器の環境条件を表3-2「検出器の環境条件」に、測定原理を図3-2「超音波式流量検出器の測定原理」に示す。

3.2.1 環境条件

超音波流量検出器は、重大事故等時に想定される環境条件を満足する試験の実施又は設備仕様により、健全性を確認している。

表3-2 検出器の環境条件

項目	環境条件（包絡条件）	試験条件又は設備仕様	評価結果
温度	40℃		想定される環境温度での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
湿度	85%		想定される環境湿度での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
圧力	大気圧		想定される環境圧力での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
放射線	6Gy/168時間		想定される環境放射線での機能維持を試験により確認しており、健全性を維持できる。

3.2.2 測定原理

超音波式流量検出器は、超音波送受信器及び流量変換器から構成されている。

超音波式流量検出器の測定原理は、図3-2にあるように、超音波送受信器（超音波振動子）を流体が流れる配管の外周に取り付け、超音波送受信器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することにより、流体の流量を測定する。

超音波式流量検出器の特徴は、崩壊熱相当の低流量の測定も可能である。

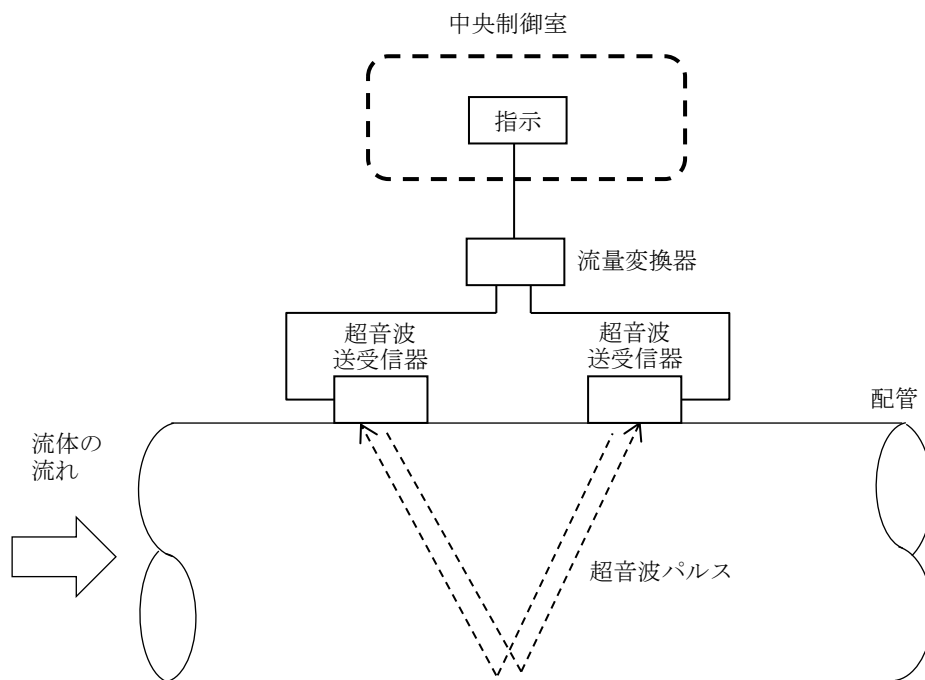


図 3-2 超音波式流量検出器の測定原理

4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について

4.1 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視

格納容器フィルタベント系の事故収束時に可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施され、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ出口水素濃度を設置する。第1ベントフィルタ出口水素濃度を測定する熱伝導式水素検出器は、1.2.1(2)に示す格納容器水素濃度（B系）と同様の測定原理であり、0～20vol%/0～100vol%の計測範囲で系統内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視することができる。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成を図4-1に示す。

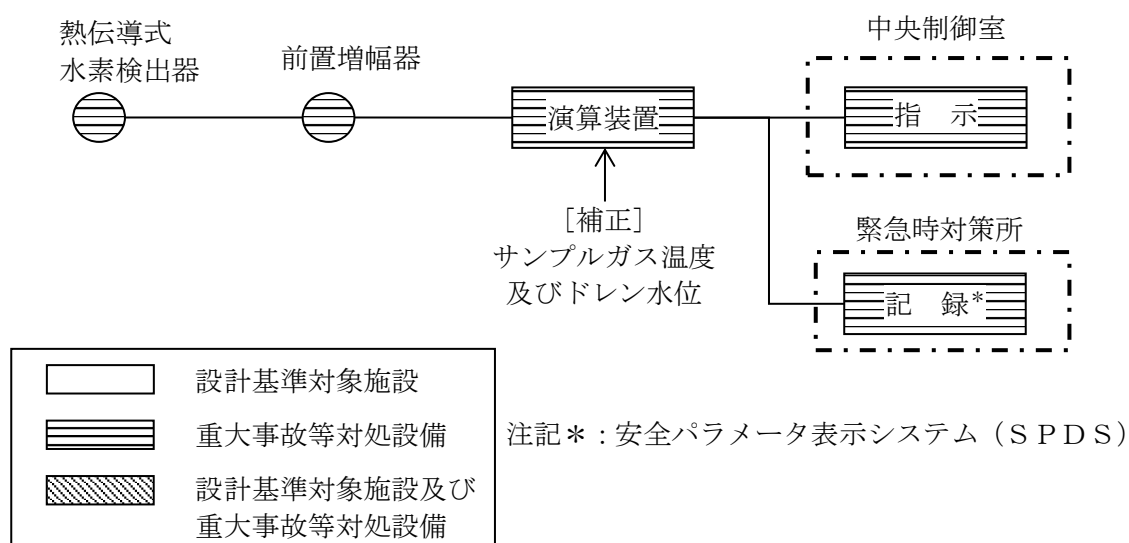


図4-1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

4.2 可搬型設備（車両）の構成

第1ベントフィルタ出口水素濃度を構成する機器のうち熱伝導式水素検出器、前置増幅器及び演算装置は可搬型とし、第1ベントフィルタ出口配管内の雰囲気ガスをサンプリングするためのサンプリング装置（サンプリングポンプ、冷却器）及び冷却器へ冷却水を供給するためのチラーユニットと合わせて可搬型設備（車両）へ設置し、屋外の第4保管エリア（EL 約8500mm）に1台及び第1保管エリア（EL 約50000mm）に予備1台を保管する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の測定時は、可搬型設備（車両）を格納容器フィルタベント系によるベント実施前に屋外（原子炉建物南側（EL 約15000mm））へ配置し、ホース、電源ケーブルの敷設及び接続後の起動操作することで測定を開始する設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度のシステム概要図を図4-2、可搬型設備（車両）の概要図を図4-3に示す。

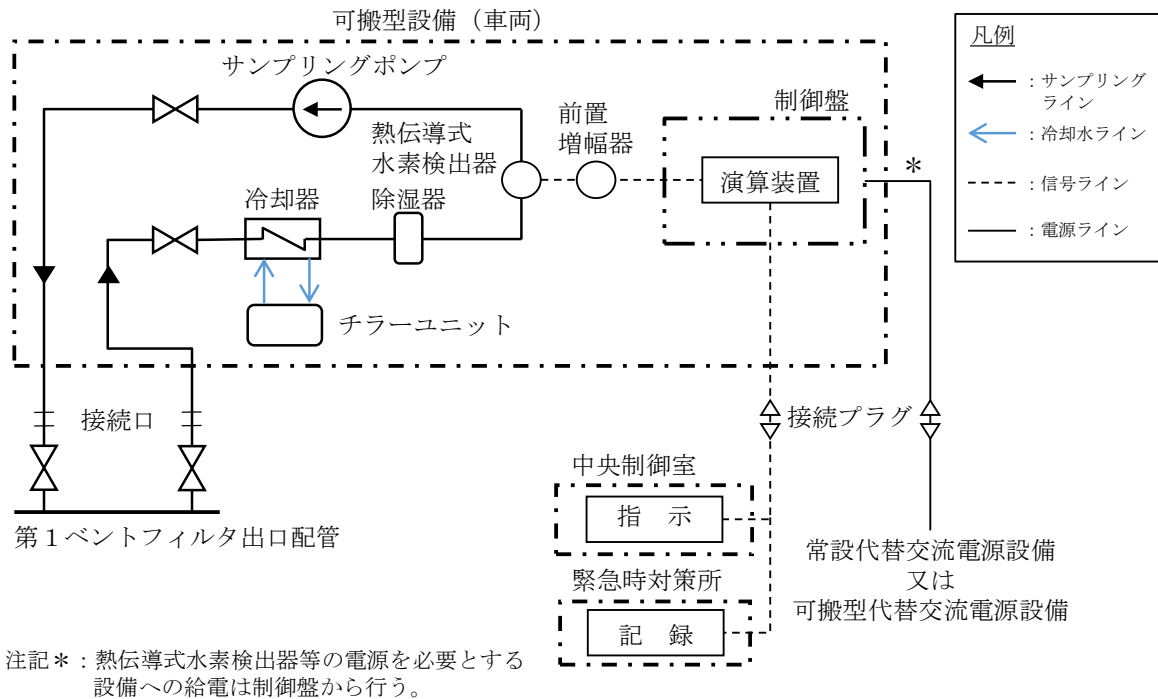


図4-2 第1ベントフィルタ出口水素濃度システム概要図

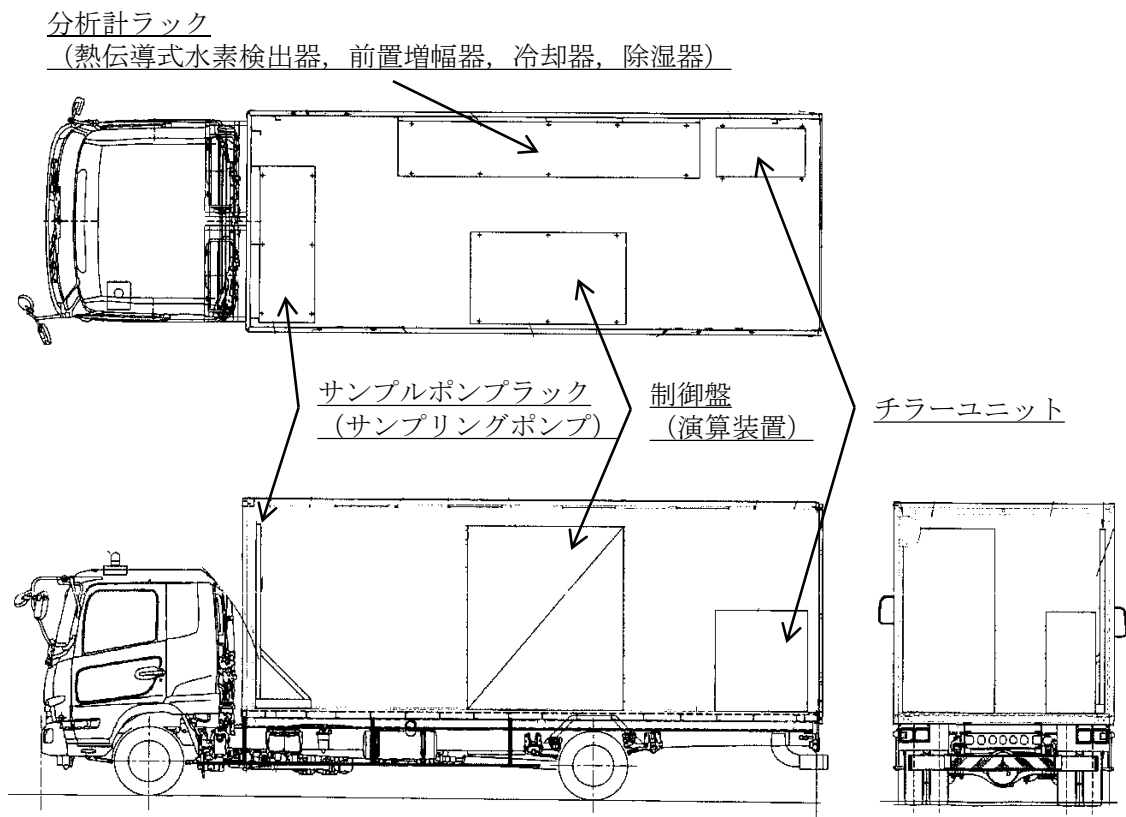


図4-3 可搬型設備（車両）概要図

5. 原子炉圧力容器内の水位監視について

5.1 原子炉圧力容器内の水位監視について

BWR プラントにおいては、原子炉圧力容器の水位を計測することで、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉圧力容器内の保有水量の監視を行っている。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）を主要パラメータとしており、原子炉水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。

①他の原子炉水位による原子炉圧力容器内の水位計測

- ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の他チャンネルによる推定
- ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の原子炉水位（SA）による推定
- ・原子炉水位（SA）の原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）による推定

②原子炉圧力容器への注水流量（高圧原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量）による原子炉水位の推定

③原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッションチェンバ圧力（SA）による原子炉圧力容器が満水であることの推定

表 5-1 主要パラメータと推定手段（1/2）

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-400～+150cm*
	原子炉水位（燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-800～-300cm*
	原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-900～+150cm*
推定手段 ①	原子炉水位（広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-400～+150cm*
	原子炉水位（燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-800～-300cm*
	原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-900～+150cm*

表 5-1 主要パラメータと推定手段 (2/2)

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
推定手段 ②	高圧原子炉代替注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~150m ³ /h
	代替注水流量(常設)	重大事故等対処設備	超音波式流量検出器	1	0~300m ³ /h
	低圧原子炉代替注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	2	0~200m ³ /h
	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	2	0~50m ³ /h
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~150m ³ /h
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~1500m ³ /h
	残留熱除去ポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	3	0~1500m ³ /h
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~1500m ³ /h
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~50m ³ /h
推定手段 ③	原子炉圧力	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~10MPa
	原子炉圧力(SA)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	1	0~11MPa
	サプレッションチェンバ圧力(SA)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~1000kPa [abs]

注記* : 計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

5.2 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）の概要

原子炉水位計は，差圧式検出器により，原子炉圧力容器下部の計装配管より分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と凝縮槽より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで，水位に比例した信号を検出し，指示，記録する。

5.2.1 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は気水分離器下端を基準とし， $-400\sim+150\text{cm}$ までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（広帯域）は，通常運転時の炉内環境下で使用するため，通常運転時の炉水飽和温度 286°C を考慮した水の密度に対して校正を行っている。

5.2.2 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は気水分離器下端を基準とし， $-800\sim-300\text{cm}$ までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（燃料域）は，大気圧での飽和水温度 100°C における水の密度に対して校正を行っている。

なお，原子炉圧力が高く，飽和水温度が校正条件よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため，燃料棒有効長頂部に到達及び燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

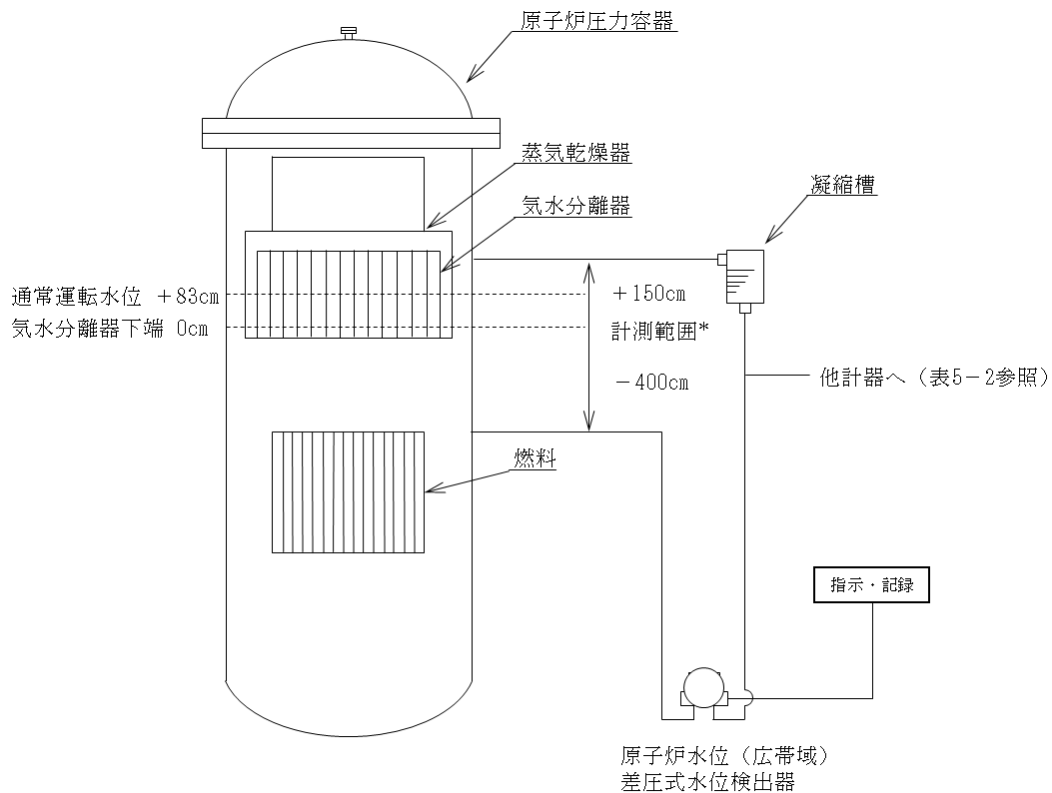
5.2.3 原子炉水位（S A）

原子炉水位（S A）は気水分離器下端を基準とし， $-900\sim+150\text{cm}$ までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（S A）は，大気圧での飽和水温度 100°C における水の密度に対して校正を行っている。

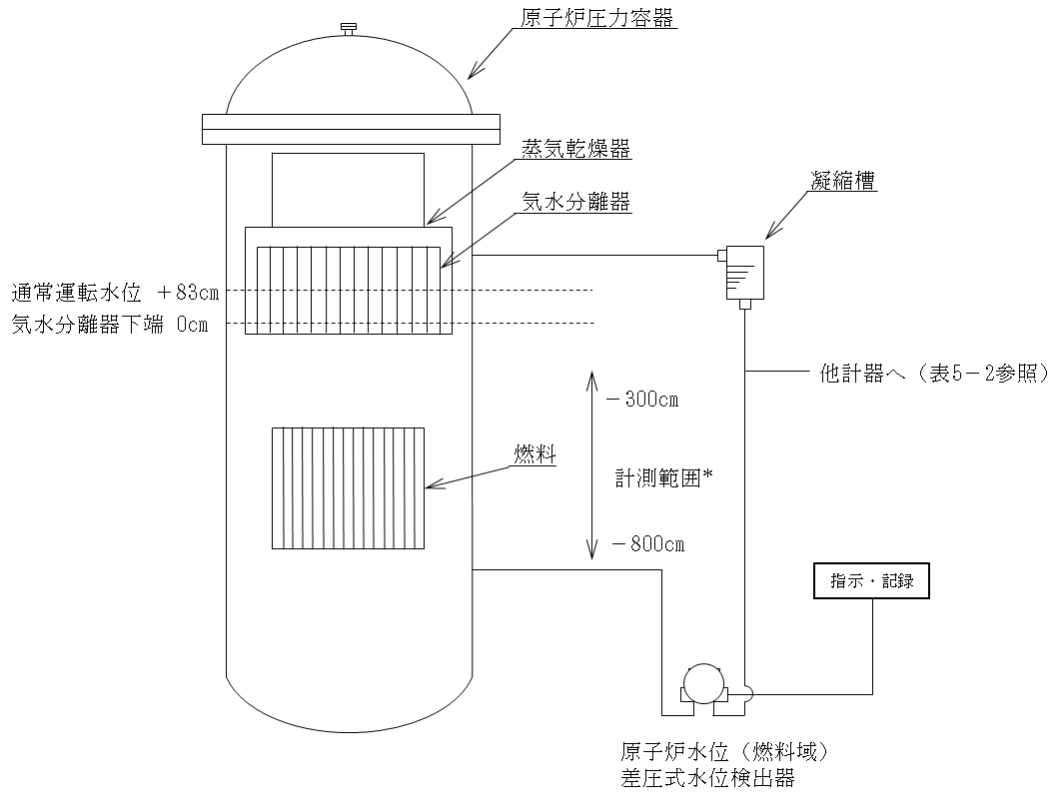
なお，原子炉圧力が高く，飽和水温度が校正条件よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため，燃料棒有効長頂部に到達及び燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

計器の概要については図5-1「原子炉水位（広帯域）の概要」、図5-2「原子炉水位（燃料域）の概要」及び図5-3「原子炉水位（SA）の概要」に、凝縮槽の配置については図5-4「凝縮槽の配置図」に、凝縮槽から計器までの配管ルートについては図5-5「凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図」に示す。また、凝縮槽を兼用している計器については表5-2「凝縮槽を兼用している計器」に、計器の仕様については表5-3「原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様」及び表5-4「原子炉水位（SA）の仕様」に示す。



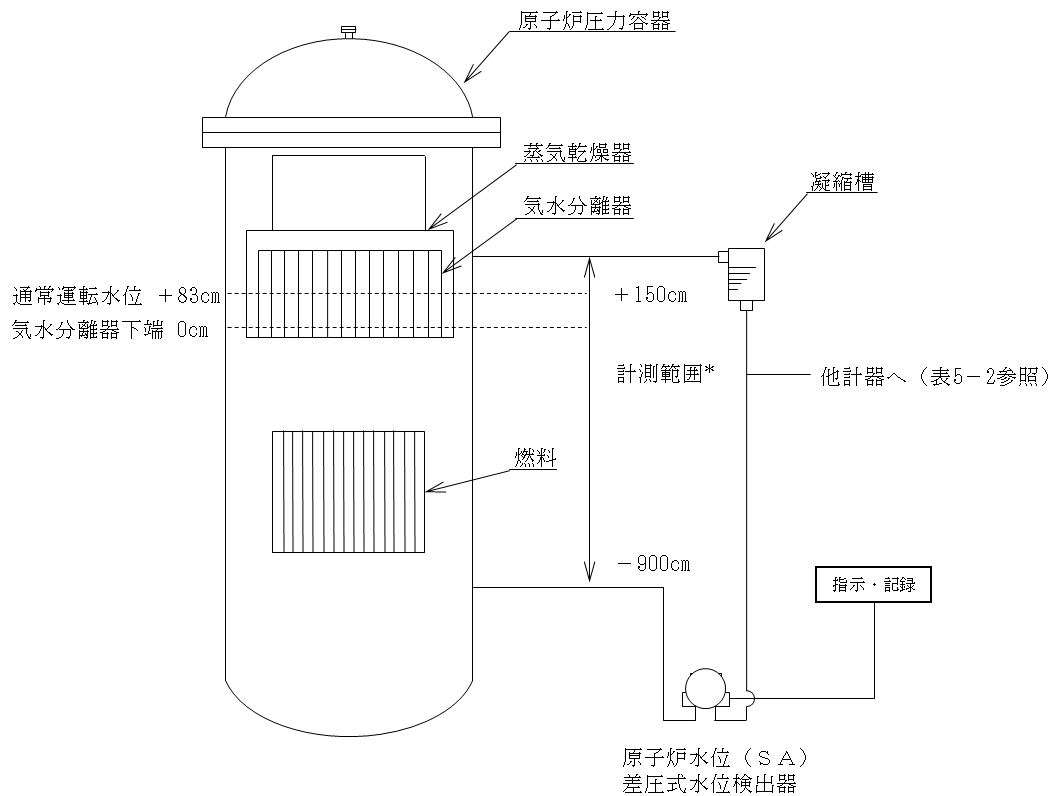
注記*：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

図5-1 原子炉水位（広帯域）の概要



注記* : 計測範囲の零は、汽水分離器下端とする。

図5-2 原子炉水位 (燃料域) の概要



注記* : 計測範囲の零は、汽水分離器下端とする。

図5-3 原子炉水位 (SA) の概要

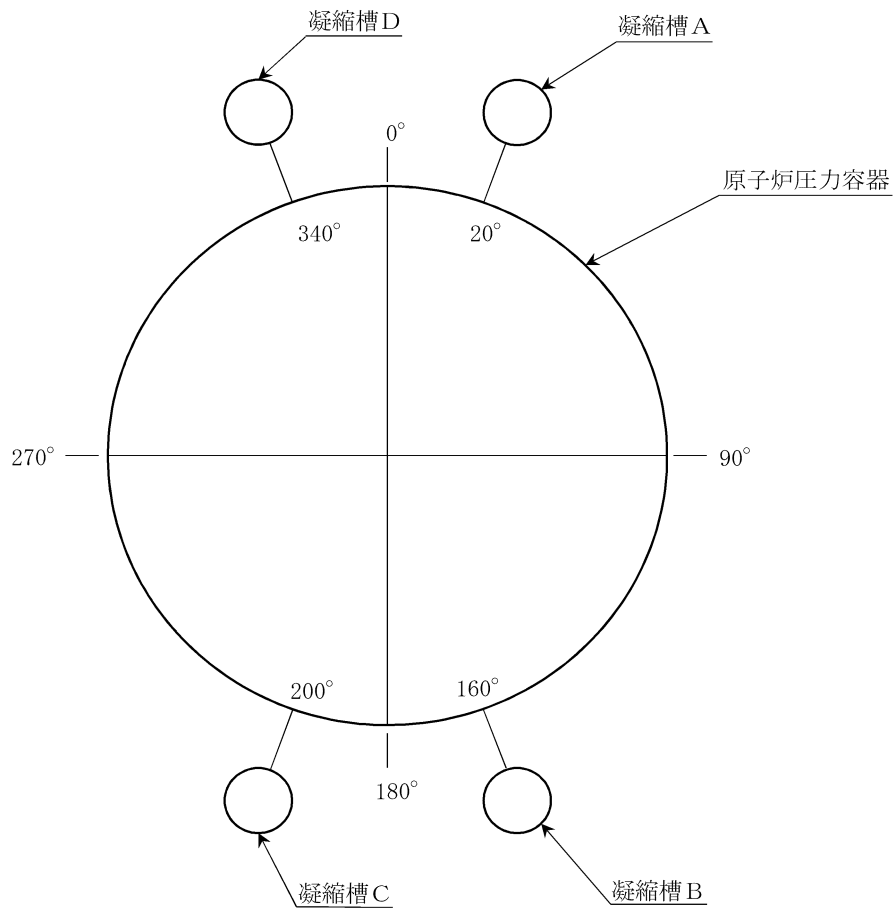


図 5-4 凝縮槽の配置図

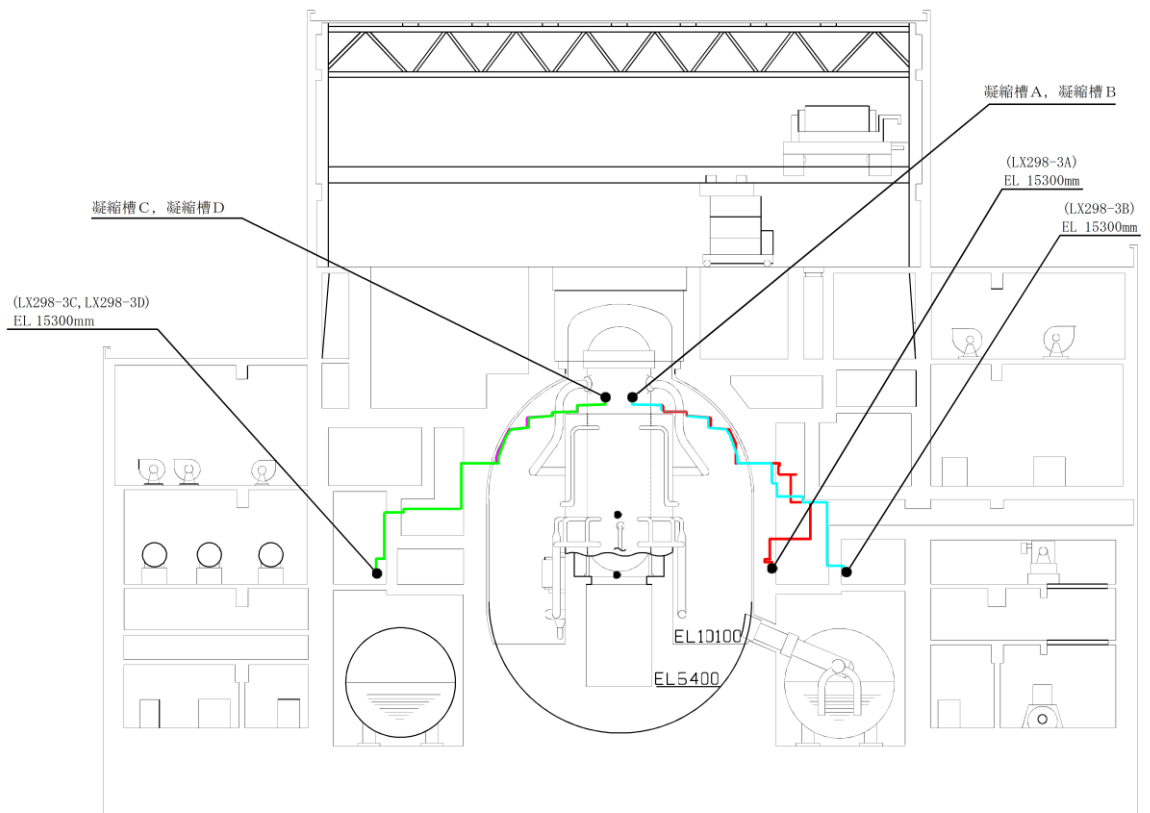
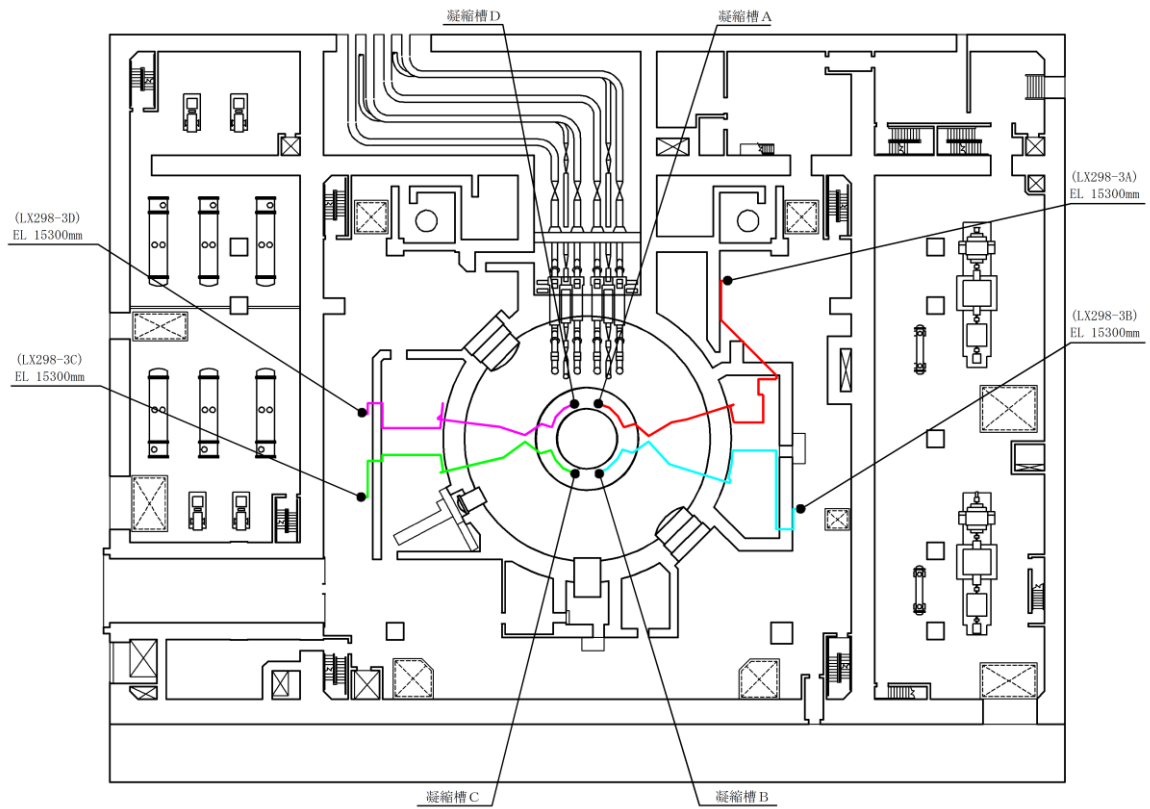


図 5-5 凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図

表 5-2 凝縮槽を兼用している計器 (1/2)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位 (狭帯域)	LX204-1A	0～+150cm	A	タービントリップ 中央制御室監視
	LX204-1B		B	
	LX204-1C		C	
	LX293-1A	0～+150cm	A	原子炉スクラム その他の原子炉格納容器隔離弁閉鎖 非常用ガス処理系起動
	LX293-1B		B	
	LX293-1C		C	
	LX293-1D		D	
	LX298-2A*	0～+150cm	B	自動減圧系作動条件
	LX298-2B*		D	
	LX298-6A*	0～+150cm	A	高圧炉心スプレー系注入弁閉
	LX298-6B*		A	
	LX298-6C*		A	
	LX298-7A*	0～+150cm	D	原子炉隔離時冷却系タービントリップ
	LX298-7B*		D	
LX298-7C*	D			
原子炉水位 (広帯域)	LX298-1A	-400～+150cm	B	低圧炉心スプレー系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 原子炉隔離時冷却系起動 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動
	LX298-1B		D	
	LX298-1C		B	
	LX298-1D		D	
	LX298-3A	-400～+150cm	A	主蒸気隔離弁閉鎖
	LX298-3B		B	
	LX298-3C		C	
	LX298-3D		D	
	LX298-4A	-400～+150cm	A	高圧炉心スプレー系起動
	LX298-4B		C	
	LX298-4C		A	
	LX298-4D		C	
	LX298-8A	-400～+150cm	B	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリ ップ機能）作動
	LX298-8B		D	
	LX298-8C		B	
	LX298-8D		D	
	LX298-11A	-400～+150cm	A	中央制御室監視
	LX298-11B		C	中央制御室監視 中央制御室外原子炉停止装置監視
	原子炉水位 (燃料域)	LX298-12A	-800～-300cm	B
LX298-12B		D		
原子炉水位 (S A)	LX298-13	-900～+150cm	D	中央制御室監視

表 5-2 凝縮槽を兼用している計器 (2/2)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉圧力	PX204-4	0~8.5MPa	B	中央制御室監視
	PX204-5	6~7.5MPa	B	中央制御室監視
	PX293-1A	0~8.5MPa	A	原子炉スクラム
	PX293-1B		B	
	PX293-1C		C	
	PX293-1D		D	
	PS298-1A*	1~10MPa	D	逃がし安全弁の逃し弁機能作動
	PS298-1B*		D	
	PS298-1C*		D	
	PS298-2A*		D	
	PS298-2B*		D	
	PS298-2C*		D	
	PS298-3A*		D	
	PS298-3B*		D	
	PS298-3C*		D	
	PS298-4A*		B	
	PS298-4B*		B	
	PS298-4C*		B	
	PX298-5A	0~10MPa	A	中央制御室監視
	PX298-5B		C	中央制御室監視 中央制御室外原子炉停止装置監視
	PX298-6A*	0~8.5MPa	A	残留熱除去系停止時冷却隔離弁開許可条件
	PX298-6B*		C	
	PI298-7A*	0~10MPa	A	現場指示計
PI298-7B*	C			
PX298-8A	0~10MPa	B	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動 A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 作動	
PX298-8B		D		
PX298-8C		B		
PX298-8D		D		
原子炉圧力 (S A)	PX298-9	0~11MPa	D	中央制御室監視

注記* : 工事計画書記載対象外

表 5-3 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様

項目	計器仕様	補足
計測範囲	(広帯域) -400~+150cm (燃料域) -800~-300cm	燃料棒有効長底部から主蒸気管高さまでの水位を確認可能であり、燃料体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	(広帯域) 2 (燃料域) 2	—
精度	(広帯域) ±11cm (燃料域) ±10cm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故時の温度、圧力及び放射線に耐えることを確認。
耐震性	Sクラス	—
電源	非常用交流電源設備又は代替電源設備から給電	

表 5-4 原子炉水位（SA）の仕様

項目	計器仕様	補足
計測範囲	-900~+150cm	燃料棒有効長底部から主蒸気管高さまでの水位を確認可能であり、燃料体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	1	—
精度	±8.4cm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故時の温度、圧力及び放射線に耐えることを確認。
耐震性	S s 機能維持	—
電源	代替電源設備から給電	

5.3 原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段

原子炉圧力容器への注水流量と水位不明時から水位推定時点までの経過時間により、水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量（以下「 V_1 」という。）を算出する。図 5-6「崩壊熱除去に必要な水量」において水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量（以下「 V_2 」という。）は水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量を上辺、水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量を下辺、水位不明となってから水位推定時点までの経過時間を高さとした台形の面積として近似される。 V_1 と V_2 の差が水位不明となってから水位推定時点までの水量の変化量となるため、 V_1 と V_2 の差を原子炉圧力容器レベル換算により原子炉水位変化幅に換算し、直前まで判明していた水位に原子炉水位変化幅を足すことにより原子炉水位を推定する。

【原子炉水位推定までの計算過程】

$$V_1 = Q_1 \cdot (t_2 - t_1)$$

$$V_2 = (Q_{21} + Q_{22}) \cdot (t_2 - t_1) / 2$$

$$l = (V_1 - V_2) / k$$

$$L_2 = L_1 + l$$

V_1 : 水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量 (m^3)

V_2 : 水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量 (m^3)

Q_1 : 原子炉圧力容器への注水流量 (m^3/h)

Q_{21} : 水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量 (m^3/h)

Q_{22} : 水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量 (m^3/h)

t_1 : 原子炉停止後から水位不明となるまでの経過時間 (h)

t_2 : 原子炉停止後の経過時間 (h)

l : 原子炉水位変化幅 (mm)

k : 原子炉圧力容器レベル換算=約 m^3/cm

L_1 : 直前まで判明していた水位 (cm)

L_2 : 推定水位 (cm)

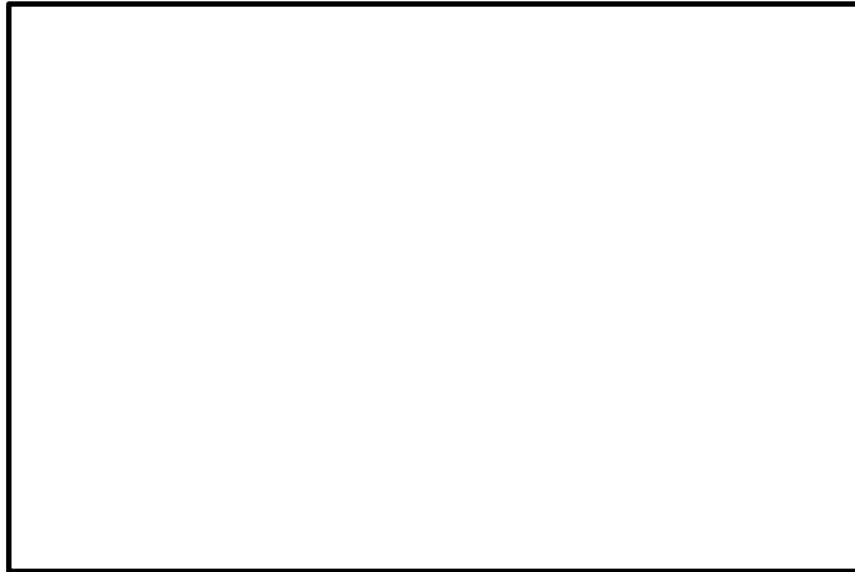


図 5-6 崩壊熱除去に必要な水量

【誤差による影響について】

原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では、崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向が把握できるため、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

5.4 原子炉圧力、原子炉圧力（S A）及びサプレッションチェンバ圧力（S A）による水位の推定手段

原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し、逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで、注水ポンプの吐出圧により原子炉圧力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッションチェンバ圧力（S A）の差圧が \square MPa* 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。（図 5-7「満水判断のイメージ」を参照。）

注記*：原子炉圧力容器への非常用炉心冷却系による注水がなく崩壊熱により発生した蒸気が逃がし安全弁（ \square 弁）から排出されている場合における原子炉停止 \square 分後の原子炉圧力 \square MPa に余裕を加えた値
 なお、原子炉圧力容器の満水が必要となるのは、最短で原子炉停止 \square 分以降であると予想されるため、原子炉停止 \square 分後の値を基準としている。

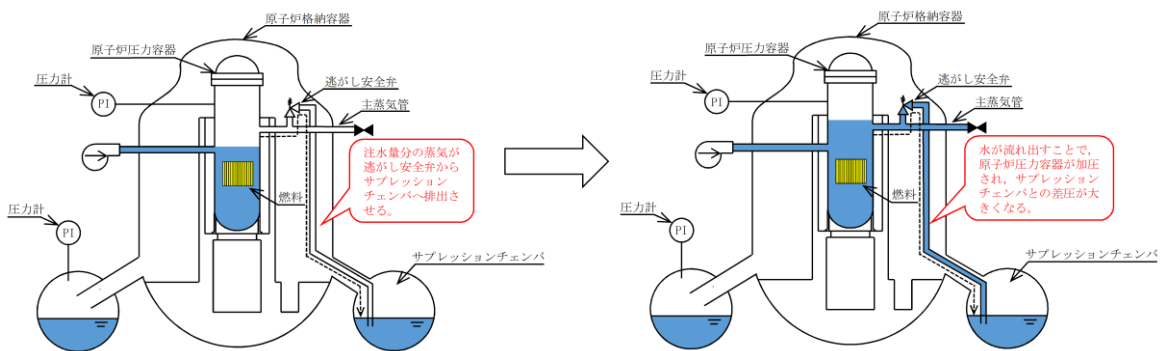


図 5-7 満水判断のイメージ

6. 可搬型計測器について

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備について、温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、要員が記録用紙に記録し、保存する。（図 6-1「可搬型計測器の概略構成図」、表 6-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び図 6-2「可搬型計測器接続イメージ」、表 6-2「可搬型計測器の必要個数整理」参照。）

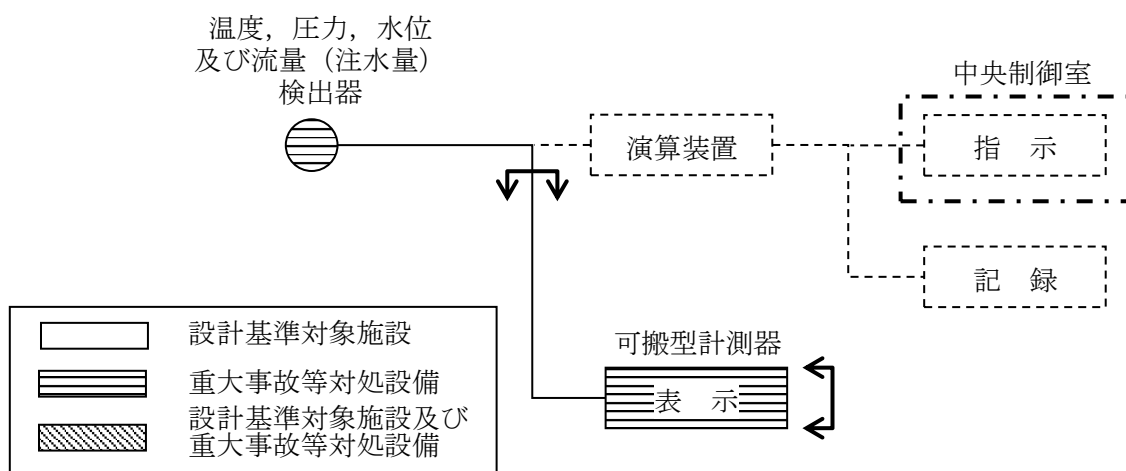


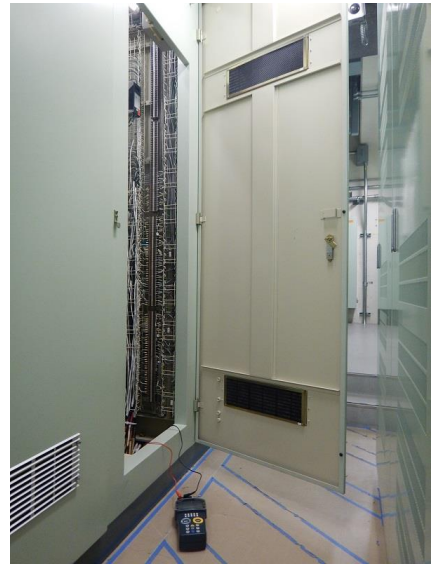
図 6-1 可搬型計測器の概略構成図

表 6-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

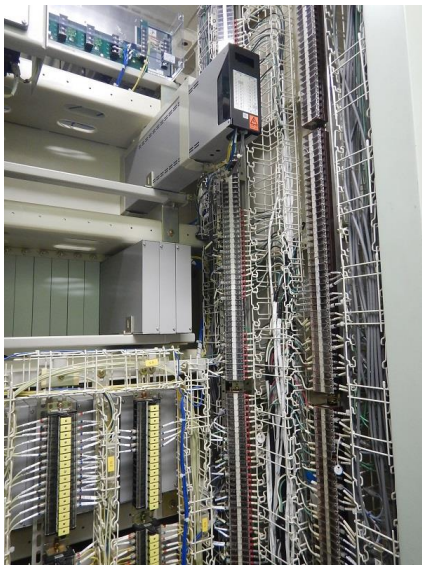
監視パラメータ	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サブプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サブプレッションプール水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウェル水位
高圧原子炉代替注水流量	サブプレッションプール水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	ペDESTAL水位
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉圧力容器温度 (S A)
残留熱代替除去系原子炉注水流量	スクラバ容器水位
原子炉圧力	スクラバ容器圧力
原子炉圧力 (S A)	スクラバ容器温度
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウェル圧力 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
ドライウェル温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	燃料プール水位・温度 (S A)



<可搬型計測器>



<可搬型計測器接続>



<盤内詳細>



<計測結果読み取り>

図 6-2 可搬型計測器接続イメージ

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (1/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉圧力 容器内の 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	0~10MPa	0~10MPa	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	原子炉圧力 (S A)	0~11MPa	0~11MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力 容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	-400~+150cm*1	-400~+150cm*1	2	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm*1	-800~-300cm*1	2		差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	
	原子炉水位 (S A)	-900~+150cm*1	-900~+150cm*1	1		差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力 容器への 注水量	高压原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	高压炉心スプレィポンプ出口 流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	—	1	—*2	超音波式流量 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	低压原子炉代替注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
低压炉心スプレィポンプ出口 流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1	差圧式流量 検出器		廃棄物処理建物		
残留熱代替除去系原子炉注水 流量	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物		

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (2/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉格納 容器への 注水量	代替注水流量 (常設)	0~300m ³ /h	—	1	—*2	超音波式流量 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	—
原子炉格納 容器内の 温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL水温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションプール 水温度 (SA)	0~200℃	0~500℃	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
原子炉格納 容器内の 圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (3/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉格納 容器内の 水位	サブプレッションプール水位 (SA)	-0.80~+5.50m ^{*3}	-0.80~+5.50m ^{*3}	1	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	-
	ドライウェル水位	-3.0m ^{*4} , -1.0m ^{*4} , +0.9m ^{*4}	-3.0m ^{*4} , -1.0m ^{*4} , +0.9m ^{*4}	3	1	電極式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定する。
	ペDESTAL水位	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5}	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5}	4	1	電極式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納 容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	0~20vol%/ 0~100vol%	-	1	- ^{*2}	熱伝導式 水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度 (SA)	0~100vol%	-	1	- ^{*2}	熱伝導式 水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納 容器内の 線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	- ^{*2}	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	- ^{*2}	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の 維持又は 監視	中性子源領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1×10 ³ ~ 1×10 ⁶ cm ² ・s ⁻¹)	-	4	- ^{*2}	核分裂 計数管	-	可搬型計測器での計測対象外。
	中間領域計装	0~40% ^{*6} 又は0~125% (1.0×10 ⁸ ~ 1.5×10 ¹³ cm ² ・s ⁻¹)	-	8	- ^{*2}	核分裂 電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	出力領域計装	0~125% ^{*7} (1.2×10 ¹² ~ 2.8×10 ¹⁴ cm ² ・s ⁻¹)	-	124 ^{*8}	- ^{*2}	核分裂 電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (4/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
最終ヒート シンクの 確保	スクラバ容器水位	□ mm ^{*9}	□ mm ^{*9}	8	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	スクラバ容器圧力	0~1MPa	0~1MPa	4	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	スクラバ容器温度	0~300℃	0~350℃	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	第 1 ベントフィルタ出口 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	—*2	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—	1	—*2	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第 1 ベントフィルタ出口 水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	1	—*2	熱伝導式 水素濃度 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	残留熱除去系熱交換器出口 温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。	
格納容器 バイパスの 監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa	3	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	0~5MPa	0~5MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (5/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m ³ *10	0~1500m ³ *10	1	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	0~10MPa	0~10MPa	1	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかのシステムを使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	0~12MPa	0~12MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	0~4MPa	0~4MPa	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかのシステムを使用する。
	残留熱代替除去ポンプ 出口圧力	0~3MPa	0~3MPa	2		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉建物 内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol%	—	1	—*2	触媒式水素 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
		0~20vol%	—	6		熱伝導式 水素検出器		
	静的触媒式水素処理装置入口 温度	0~100℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	静的触媒式水素処理装置出口 温度	0~400℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	0~10vol%/ 0~25vol%	—	1	—*2	熱磁気風式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (S A)	0~25vol%	—	1	—*2	磁気力式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (6/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~+7.30m ^{*11}	—	1	— ^{*2}	ガイドパルス式 水位検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~1200℃	1 ^{*12}	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10~10 ⁸ mSv/h	—	1	— ^{*2}	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—	1		電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	—	—	1	— ^{*2}	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での計測対象外。

配備個数：可搬型計測器を 30 個（計測時故障を考慮した 1 個含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として緊急時対策所に 30 個配備する。

注記*1：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

*2：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

*3：計測範囲の零は、通常水位（EL 5610mm）とする。

*4：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*5：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

*6：各計測レンジにおける出力比を示す。

*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

*8：平均出力領域計装に使用する 93 個は、重大事故等対処設備としても使用する。

*9：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台（N9）高さとする。

*10：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0~12542mm 相当

*11：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）とする。

*12：検出点 7 箇所

6.1 可搬型計測器による監視パラメータの計測結果の換算概要

可搬型計測器による温度、圧力、水位及び流量（注水量）のパラメータについて、検出器からの温度指示の監視、又は電流信号を計測した後、換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算する際の概要を以下に示す。

6.1.1 温度（例：原子炉圧力容器温度（S A）の場合）

可搬型計測器にて原子炉圧力容器温度（S A）の検出器のタイプ（熱電対）を選択し、表示された値を読み取る。

6.1.2 圧力（例：原子炉圧力の場合）

可搬型計測器にて原子炉圧力の圧力検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{原子炉圧力} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 10$$

[計測範囲：0～10MPa，電流値：4～20mA]

6.1.3 水位（例：原子炉水位（広帯域）の場合）

可搬型計測器にて原子炉水位（広帯域）の水位検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{原子炉水位（広帯域）} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 550 - 400$$

[計測範囲：-400cm～+150cm，電流値：4～20mA]

6.1.4 流量（注水量）（例：高圧原子炉代替注水流量の場合）

可搬型計測器にて高圧原子炉代替注水流量の流量検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{高圧原子炉代替注水流量} = \sqrt{\frac{(\text{電流値} - 4)}{16}} \times 150$$

[計測範囲：0～150m³/h，電流値：4～20mA]

7. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 35 条(安全保護装置) 第 5 号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとするために必要な措置が講じられているものであること。』に対して安全保護装置については適切な措置を実施している。

7.1 安全保護装置の概要

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号(接点信号を含む。)であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

例として、原子炉保護系の構成例を図 7-1「原子炉保護系の構成例(通常状態)」に示す。

原子炉保護系は、図 7-1 に示すように、2 チャンネルで構成する。各チャンネルには、1 つの測定変数に対して、少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時トリップの場合に、原子炉がスクラムする。

スクラム弁への計装用空気の制御には、2 個の作動用ソレノイドをもつスクラムパイロット弁を使用する。このスクラムパイロット弁は、三方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2 つのソレノイドのうち 1 つ、あるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、スクラム弁を閉鎖状態に保つようにしている。スクラムパイロット弁の両ソレノイドが無励磁になれば、スクラム弁のダイヤフラムの空気圧がなくなってスクラム弁は開き、制御棒を緊急挿入することになる。各駆動機構のスクラムパイロット弁に 2 つずつあるソレノイドは、原子炉保護系のそれぞれのチャンネルが同時にトリップすれば、無励磁となり原子炉はスクラムするが、単一チャンネルのみのトリップでは 1 つのソレノイドしか無励磁とならずスクラムしない。

また、安全保護系の構成を図 7-2「安全保護系構成概略図」に示す。

安全保護装置は、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉停止(スクラム)系を自動的に作動させる信号を発する原子炉保護系と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。

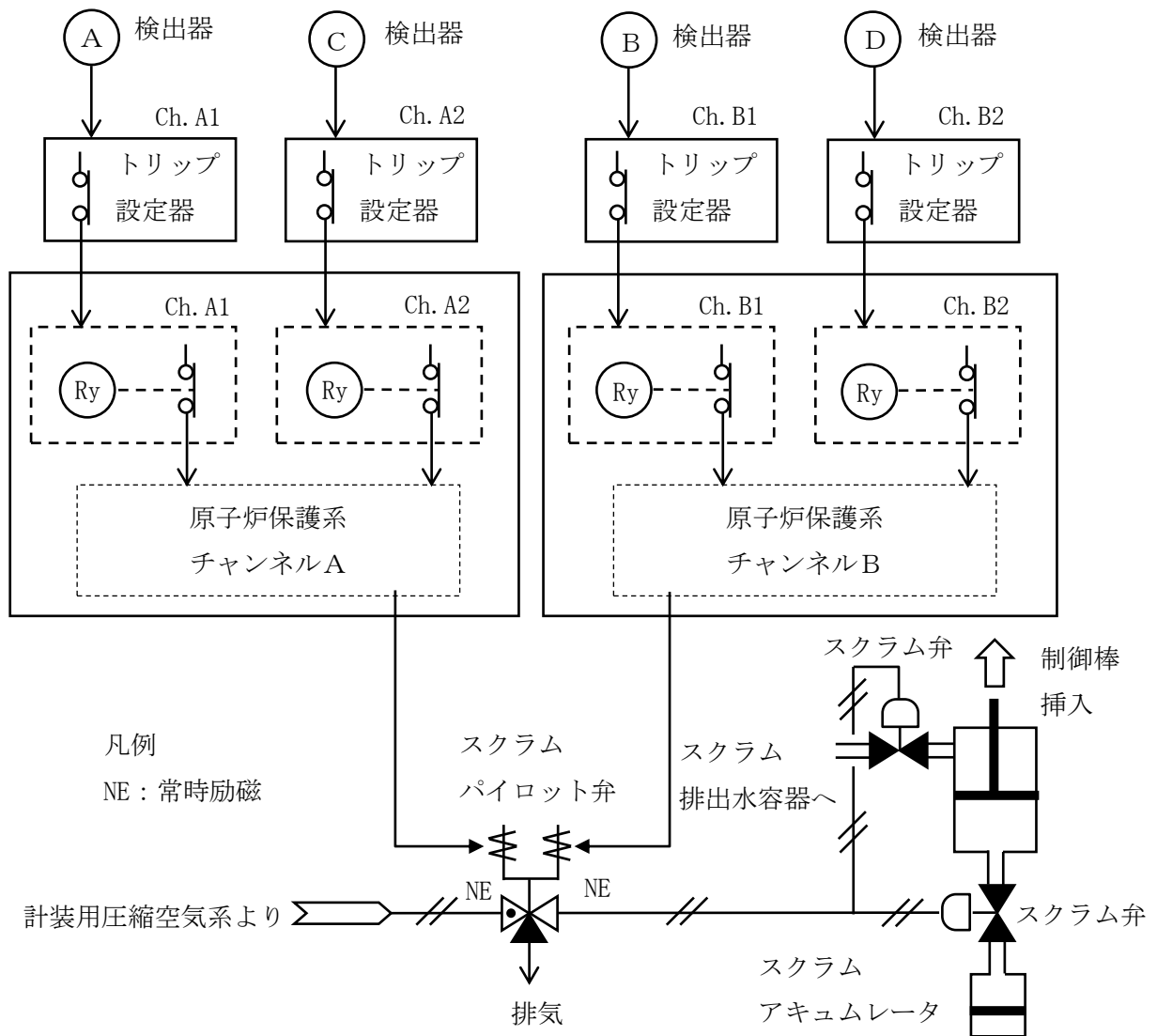


図7-1 原子炉保護系の構成例（通常状態）

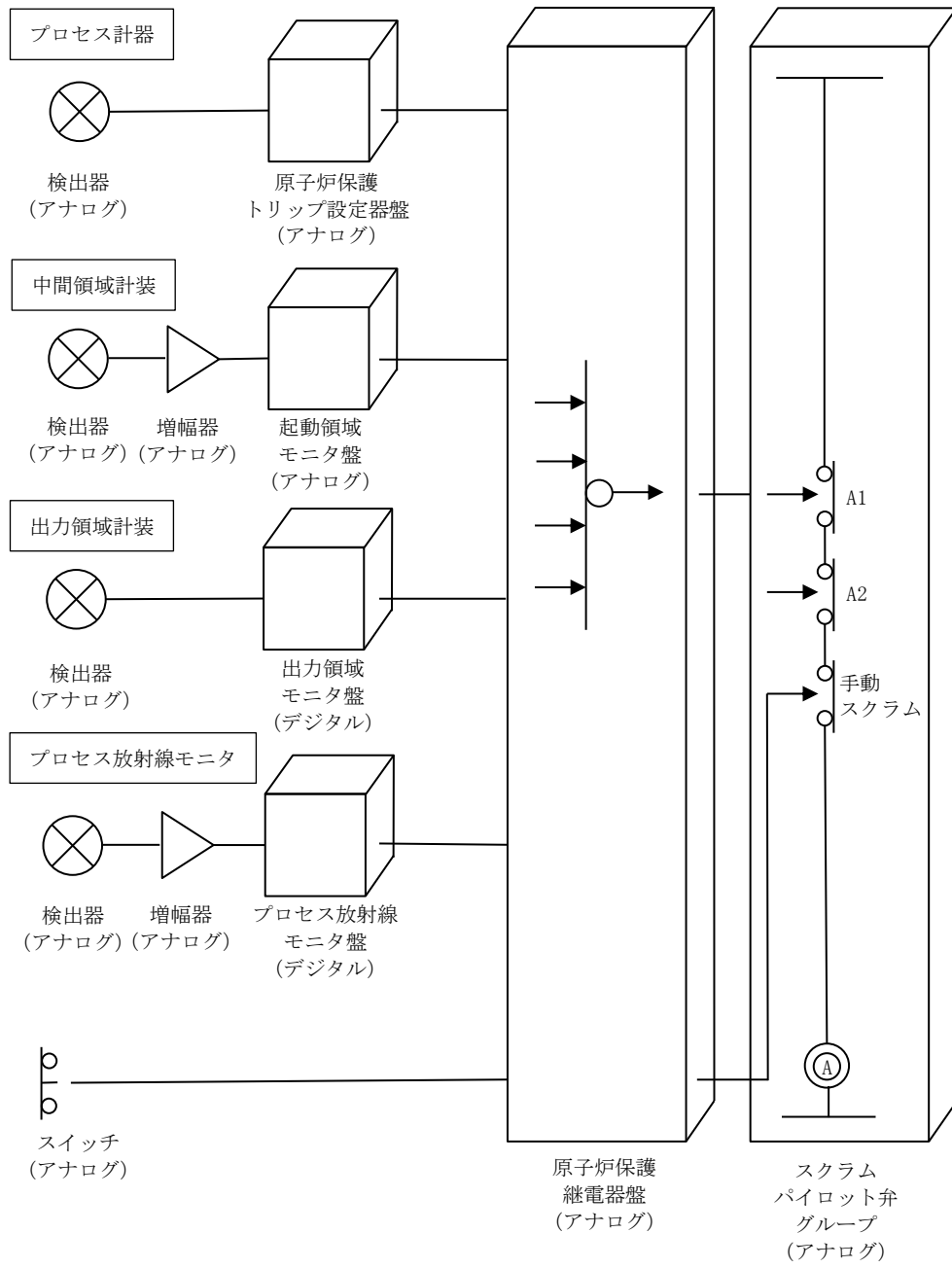


図 7-2 安全保護系構成概略図

7.2 安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策

7.2.1 安全保護装置の物理的分離対策

安全保護装置は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉については施錠を行うこととし、保守ツールは施錠管理された保管ラック内に保管しており、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。(図7-3「安全保護系盤及び保守ツール」参照。)

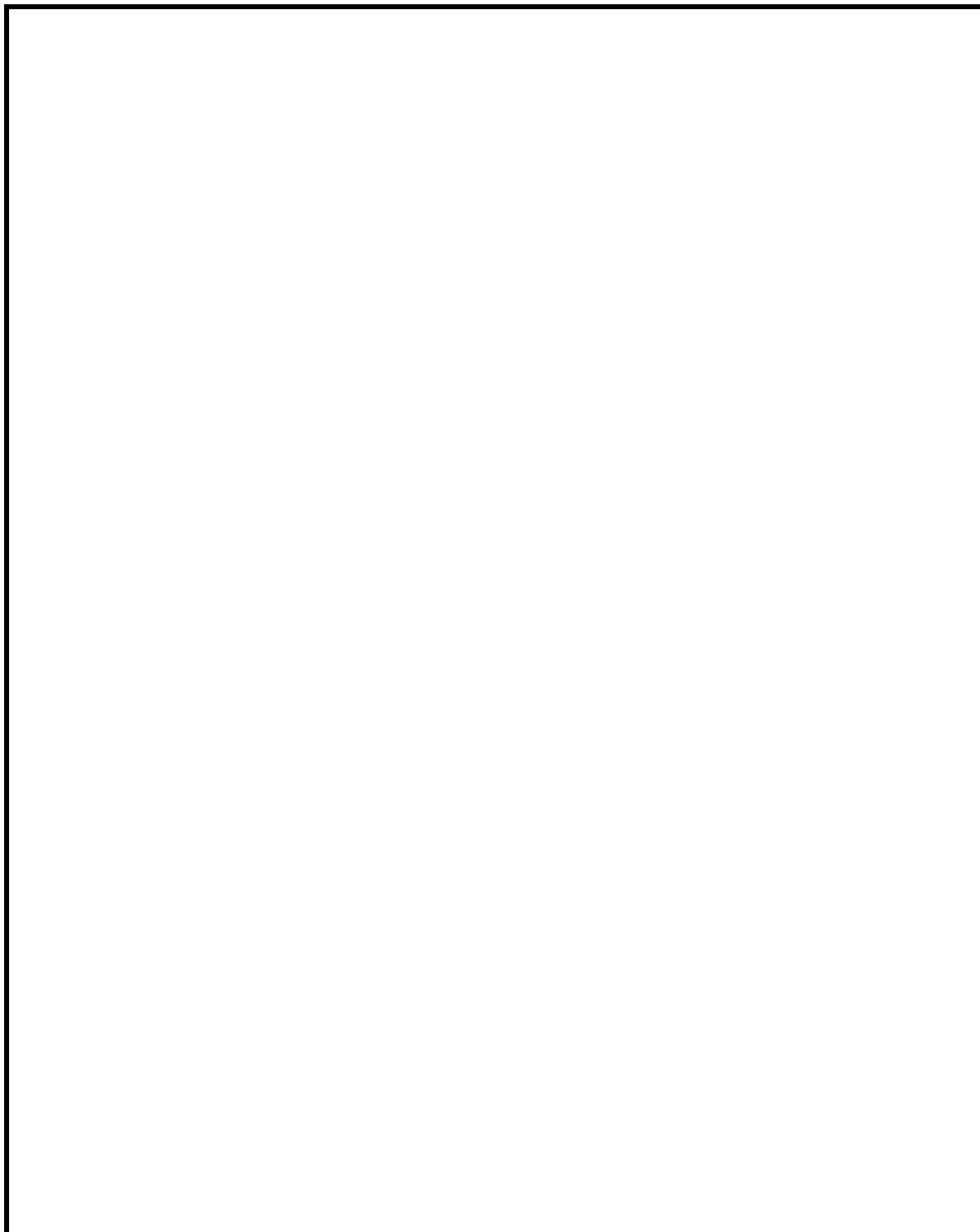


図7-3 安全保護系盤及び保守ツール

安全保護系盤等は、社内規程に定められた [] による扉の鍵管理を行っている。保守ツールは、 [] により鍵管理されたラック内に保管しており、許可されない者のアクセスを防止している。また、安全保護系の情報システムに関する要員（協力会社の作業員を含む。）に対して情報セキュリティに関する教育を行っている。

7.2.2 ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護装置の信号は、安全保護装置→運転監視用計算機・SPDSデータ収集サーバ→防護装置→SPDS伝送サーバ→防護装置を介して外部に伝送している。

[]
この信号の流れにおいて、安全保護装置からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。（図7-4「外部ネットワークとの接続構成概要」参照。）

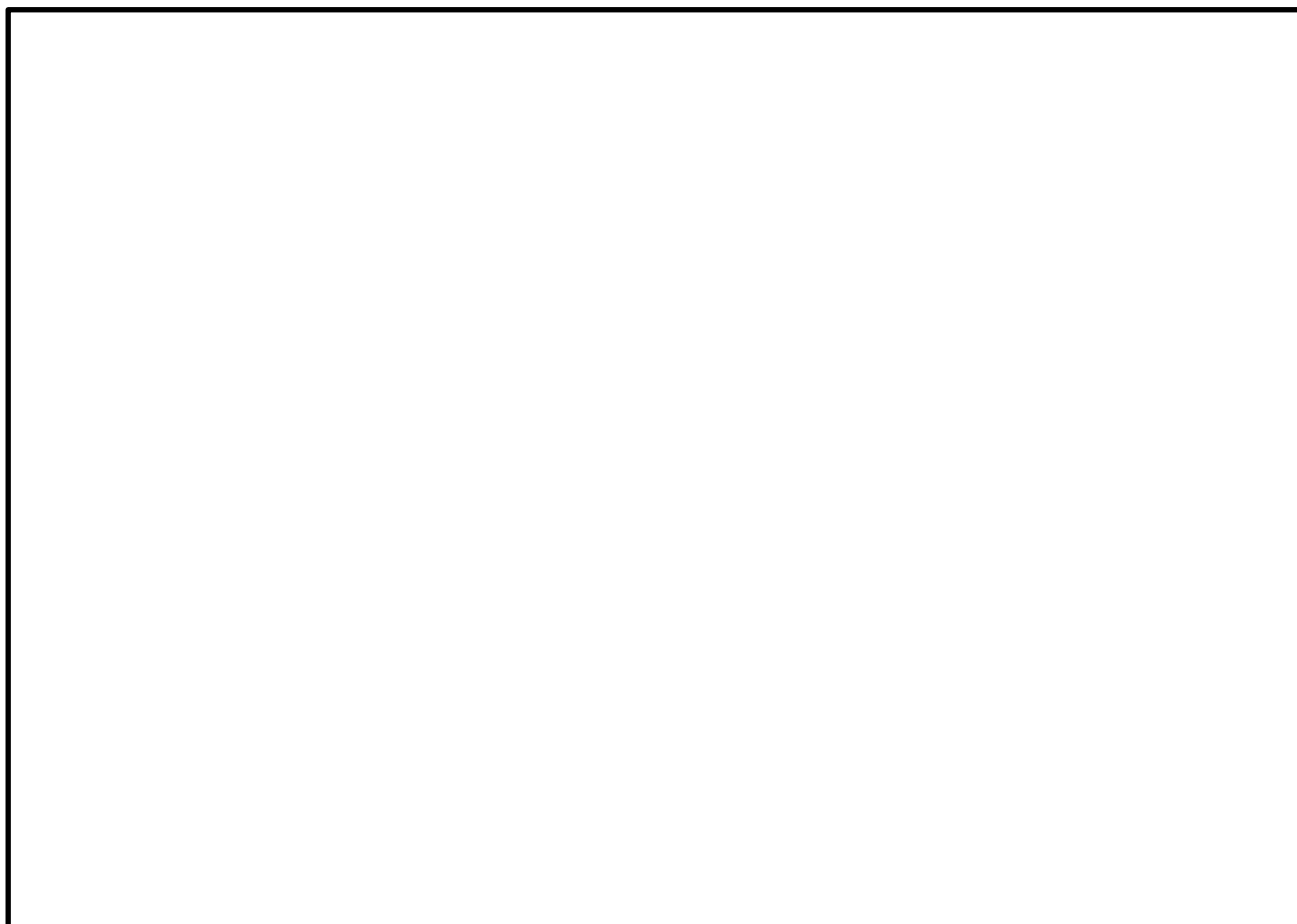


図7-4 外部ネットワークとの接続構成概要

7.2.3 物理的アクセス及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護装置を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル処理部

と接続する保守ツールは施錠管理された場所に保管し、パスワード管理することで管理されない変更を防止している。

7.3 想定脅威に対する対策について

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器については、工場製作段階から表 7-1 及び図 7-5 に示す想定脅威に対する対策を行っている。

表 7-1 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威	対策

図 7-5 データ移動概要図

7.4 耐ノイズ・サージ対策

安全保護装置は、雷、サージ・ノイズ、電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部や外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

安全保護装置は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。

7.5 安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器（平均出力領域計装）の概要

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器として、平均出力領域計装及び放射線モニタ（主蒸気管放射能高、原子炉棟放射能高及び燃料取替階放射能高）がある。これらの機器構成の測定原理は同様に構成部品の使用方法も類似しておりソフトウェアの検証と妥当性は、ほぼ同様の確認・検証を行っていることから、代表として平均出力領域計装（以下「APRM」という。）について説明する。図7-6に原子炉保護系のうちAPRMに関わる概略図を示し、図7-7にAPRMの概略図を示す。なお、それぞれの図中にて、原子炉非常停止信号である中性子束高、熱流束高及び中性子束計装不作動を赤枠で示す。

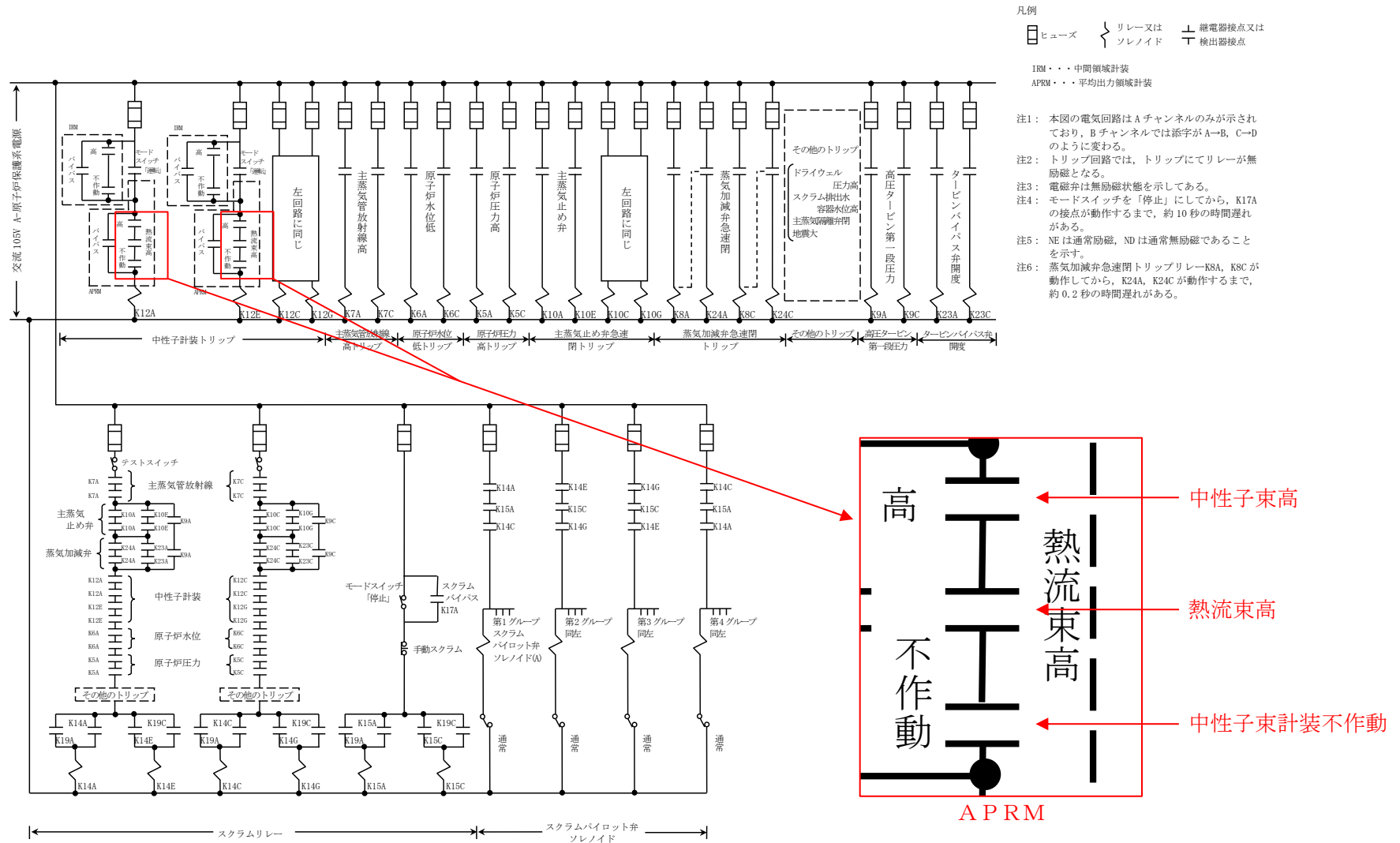


図 7-6 原子炉保護系の概略図

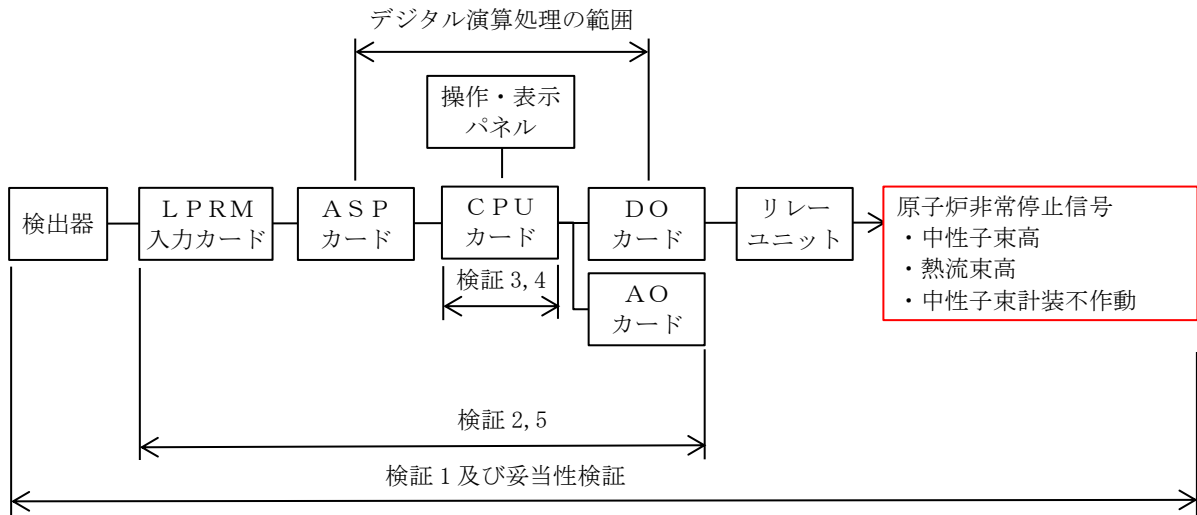


図 7-7 APRMの概略図

7.5.1 APRMの信号処理部の構成

(1) LPRM入力カード

最大5点のLPRM検出器の信号を入力可能であり、電流制限、絶縁アンプ、フィルター機能を持っている。また特性試験時に使用する高圧電源装置の電源切替も行う。

(2) ASPカード

LPRM入力カードからのアナログ信号を受けA/D変換を行う。変換したデジタル信号にLPRMゲイン調整、250%レンジ制限を行い、CPUカードに受け渡すバッファメモリに記録する。

(3) CPUカード

デジタル演算処理を行う箇所であり、構成機器の制御、ASPカードのバッファメモリからの信号読み取りを行う。読み取ったLPRMレベルの平均演算、ゲイン調整によりAPRMレベルの演算を行う。原子炉非常停止信号の演算では、内部メモリーカードに保存している設定値または、原子炉再循環流量信号から熱流束相当の演算により得られる設定値とAPRMレベルとの比較演算を行う。また、特性試験時の機器制御、構成機器の自己診断も行い、機器の異常により動作不能になった際は、不動作の信号を出力する。

(4) 操作・表示パネル

各種操作を行うタッチパネルにブザー、キースイッチを含む。

(5) DOカード

CPUカードの演算結果により中性子束高等の接点信号を出力する。

(6) AOカード

CPUカードの演算したAPRMレベル等をD/A変換し、記録計等にアナログ信号を出力する。

7.5.2 ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲

ソフトウェアの検証と妥当性の確認は「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(J E A G 4 6 0 9-2008) に準じて確認している。各ステップで行った検証内容の概略を表7-2「ソフトウェアの検証と妥当性の概要」に示す。

表7-2 ソフトウェアの検証と妥当性の概要

	実施内容	基準図書	対象図書
検証1	デジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可申請書 若しくは、設計及び工事計画認可申請書 J E A C 4 6 2 0 	<ul style="list-style-type: none"> 系統設計仕様書 計装ブロック図
検証2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。	<ul style="list-style-type: none"> 系統設計仕様書 計装ブロック図 	<ul style="list-style-type: none"> 機器設計仕様書 インターロックブロック線図
検証3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。	<ul style="list-style-type: none"> 機器設計仕様書 インターロックブロック線図 	<ul style="list-style-type: none"> 機能仕様書 計器仕様表
		<ul style="list-style-type: none"> 機能仕様書 計器仕様表 	<ul style="list-style-type: none"> ソフトウェア仕様書
検証4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。	<ul style="list-style-type: none"> ソフトウェア仕様書 	<ul style="list-style-type: none"> ソフトウェアソースリスト
検証5	ハードウェアとソフトウェアを統合してソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。	<ul style="list-style-type: none"> 機能仕様書 計器仕様表 ソフトウェア仕様書 ソフトウェアソースリスト 	<ul style="list-style-type: none"> 展開接続図
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可申請書 若しくは、設計及び工事計画認可申請書 J E A C 4 6 2 0 	<ul style="list-style-type: none"> 工場試験要領書 工場試験成績書

検証及び妥当性確認はあらかじめ作成された計画書に基づき実施される。

発注者は計画書の記載内容を確認するとともに、各検証の基準図書となる書類について内容の確認を行う。これらの図書は調達文書にて提出を求め、設計管理要項に定める方法により確認する。

8. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について

重大事故等が発生し、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（主要パラメータ）を計測することが困難となった場合において、代替パラメータにより推定するときの代替パラメータの誤差による影響について説明する。

（表 8-1「代替パラメータによる判断への影響」及び表 8-2「計装設備の計器誤差について」参照。）

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (1/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下の場合には、輻射伝熱、燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認			
		有	原子炉格納容器下部への注水判断			
		手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		有	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		有	原子炉圧力容器破損確認			

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (2/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	有	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (S A) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (S A) ④サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (S A) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認						
		有	原子炉圧力容器破損確認						
	原子炉水位 (S A)	有	高圧・低圧注水機能確認				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認						
		有	原子炉圧力容器破損確認						

注記*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (3/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A)、低压原子炉代替注水槽水位の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	代替注水量 (常設)	有手	低压注水機能確認	①低压原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)		なし
	低压原子炉代替注水量 低压原子炉代替注水量 (狭帯域用)	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A)	①低压原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (S A) の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)		なし
	残留熱除去ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)		なし
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)		なし
	残留熱代替除去系原子炉注水量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A)		なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (4/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ②ドライウエル水位 ②サブプレッションプール水位 (SA) ②ペDESTAL水位	①低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッションチェンバ圧力 (SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位及びペDESTAL水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器代替スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッションプール水位 (SA) ①ペDESTAL水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッションチェンバ圧力 (SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位及びペDESTAL水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①ペDESTAL水位 ①ドライウエル水位	①ペDESTAL代替注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先のペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (5/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエル温度 (SA)	手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ペDESTAL温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のペDESTAL温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③④ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	ペDESTAL温度 (SA)	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ペDESTAL温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペDESTAL温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のドライウエル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③④ペDESTAL温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
有手	原子炉压力容器破損確認					
	ペDESTAL水温度 (SA)	有手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル	①ペDESTAL水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (6/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度 (2/2)	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションプール水温度 (SA) ③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①サブプレッションチェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションチェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッションプール水温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水温度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッションチェンバ温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし
		有	サブプレッションプール水冷却機能確認			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認			

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (7/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ④ペDESTAL温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱確認			
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドライウエル圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱確認			

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (8/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認 ①サブプレッションプール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ②ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水位 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水位 (SA)	有手	原子炉格納容器除熱機能確認 ①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペDESTAL代替注水流量 ①ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッションプール水位] *3	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッションプール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	ペDESTAL水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認 ①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペDESTAL水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペDESTAL水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量の注水量により、ペDESTAL水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (9/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *3	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器水素濃度 (SA)	手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *3	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] *3	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の線量当量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] *3	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の線量当量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (10/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	有	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、中間領域計装、出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉未臨界の確認			
	中間領域計装	有	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装、出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉未臨界の確認			
	出力領域計装	有 手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉未臨界の確認			
	[制御棒手動操作・監視系] *3	手	原子炉スクラムの確認	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③出力領域計装	①制御棒操作・監視系の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③出力領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (11/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系 水温度 (SA)	有 手 残留熱代替除去系に よる原子炉格納容器 除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッションチェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器 出口温度		①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブプレッションプール水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (12/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	有手 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サブプレッションプール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッションプール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッションチェンバ温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (13/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保 格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	有手 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器圧力		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (S A) ②サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (S A)、サブプレッションチェンバ圧力 (S A) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器温度		①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	第1ベントフィルタ出口水素濃度		①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (S A)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (S A) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (14/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	有手	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	
	残留熱除去ポンプ出口流量			①残留熱除去ポンプ出口圧力	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握するが、判断に与える影響はない。	

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (15/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	有 手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA)		①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	
	原子炉圧力		①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	
	原子炉圧力 (SA)		①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	

注記*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (16/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状況 ドライウエル温度 (SA)	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル圧力 (SA)		①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ判断に与える影響はない。	

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (17/21)

分類		主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉建物内の状況	残留熱除去ポンプ出口圧力	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *3	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *3	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (18/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	有手	低圧注水機能確認 ①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッションプール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) の注水量と直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッションプール水位 (SA) の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水位 (SA)	手	低圧・高圧注水機能確認 ①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッションプール水位] *3	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッションチェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッションプール水位 (SA) が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションプール水位 (SA) が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッションプール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (19/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	手	原子炉建物内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (20/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	手	格納容器ベント判断 ①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *3	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器酸素濃度 (SA)	手	格納容器ベント判断 ①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *3	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) 及びサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

注記*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (21/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) で燃料プールの水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール水位・温度 (SA)	有手		①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) で燃料プール水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	有手		①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	①水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール監視カメラ (SA)	有手		①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

注記*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-2 計装設備の計器誤差について (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
原子炉圧力容器温度 (S A)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内	±10.0℃
原子炉圧力	弾性圧力 検出器	0~10MPa	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±0.20MPa
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力 検出器	0~11MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.09MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位 検出器	-400~+150cm*2	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±11cm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位 検出器	-800~-300cm*2	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±10cm
原子炉水位 (S A)	差圧式水位 検出器	-900~+150cm*2	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±8.4cm
高圧原子炉代替注水流量	差圧式流量 検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m ³ /h
代替注水流量 (常設)	超音波式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±6.0m ³ /h
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量 検出器	0~200m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±4.0m ³ /h
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量 検出器	0~50m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m ³ /h
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	差圧式流量 検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m ³ /h
高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	差圧式流量 検出器	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±45m ³ /h
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量 検出器	0~1500m ³ /h	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	差圧式流量 検出器	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m ³ /h
残留熱代替除去系 原子炉注水流量	差圧式流量 検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m ³ /h
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量 検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m ³ /h
ペDESTAL代替注水流量	差圧式流量 検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 1階	±3.0m ³ /h
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量 検出器	0~50m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 1階	±1.0m ³ /h
残留熱代替除去系 格納容器スプレイ流量	差圧式流量 検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m ³ /h
ドライウェル温度 (S A)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL水温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
サブプレッションチェンバ 温度 (S A)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±4.0℃
サブプレッションプール水 温度 (S A)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウェル圧力 (S A)	弾性圧力 検出器	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8kPa
サブプレッションチェンバ 圧力 (S A)	弾性圧力 検出器	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8kPa

表 8-2 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m ^{*3} , -1.0m ^{*3} , +0.9m ^{*3}	3	原子炉格納容器内	±10mm
サブプレッションプール水位 (SA)	差圧式水位検出器	-0.80~+5.50m ^{*4}	1	原子炉建物原子炉棟地下2階	±0.05m
ペDESTAL水位	電極式水位検出器	+0.1m ^{*5} , +1.2m ^{*5} , +2.4m ^{*5} , +2.4m ^{*5}	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式水素検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物原子炉棟3階	ウェット: ±0.64vol%/ ±3.2vol% ドライ: ±0.50vol%/ ±2.5vol%
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物原子炉棟中2階	ウェット: ±2.0vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟1階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N: -2~5
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟地下1階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N: -2~5
中性子源領域計装	核分裂計数管	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	4	原子炉格納容器内	7.07×10 ^{N-1} ~ 1.42×10 ^N s ⁻¹ N: -1~6
中間領域計装	核分裂電離箱	0~40%又は 0~125% (1.0×10 ⁸ ~ 1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹) ^{*6}	8	原子炉格納容器内	±2.7%
出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) ^{*7}	124 ^{*8}	原子炉格納容器内	±2.5%
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟1階	±4.0℃
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器	 mm ^{*9}	8	第1ベントフィルタ格納槽	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa	4	第1ベントフィルタ格納槽	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0~300℃	4	第1ベントフィルタ格納槽	±6.0℃
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	第1ベントフィルタ格納槽	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N: -2~5
	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	屋外	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N mSv/h N: -3~4
第1ベントフィルタ出口水素濃度	熱伝導式水素濃度検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	屋外	±3.0vol%
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟1階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器	0~1500m ³ /h	2	原子炉建物原子炉棟地下2階	±45m ³ /h

表 8-2 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.08MPa
低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.10MPa
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式水位 検出器	0~1500m ³ *10	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±12m ³
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~4MPa	2	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~10MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~12MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.24MPa
残留熱代替除去ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~3MPa	2	原子炉建物附属棟 地下2階	±0.024MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式 水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.50vol%
	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	6	原子炉建物原子炉棟 1階, 2階, 4階	±1.00vol%
静的触媒式水素処理装置 入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.0℃
静的触媒式水素処理装置 出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±8.0℃
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0~10vol%/ 0~25vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3階	ウェット： ±0.32vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.25vol%/ ±0.63vol%
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物原子炉棟 中2階	ウェット： ±0.75vol% ドライ： ±0.50vol%
燃料プール水位 (SA)	ガイド パルス式 水位検出器	-4.30~+7.30m*11	1	原子炉建物原子炉棟 4階	±0.24m
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1000~+6710mm*11	1*12	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.5℃
		0~150℃			
燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N: -3~4
	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24×10 ^{N-1} ~ 1.91×10 ^N Sv/h N: 1~8
燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線 カメラ	(映像)	1	原子炉建物原子炉棟 4階	(映像)

注記*1 : 検出器~SPDS表示装置等の誤差 (現状計画)

*2 : 計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

*3 : 原子炉格納容器床面からの高さを示す。

*4 : 計測範囲の零は、通常水位 (EL 5610mm) とする。

*5 : コリウムシールド上表面からの高さを示す。

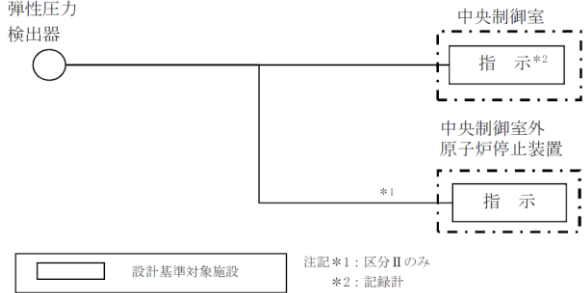
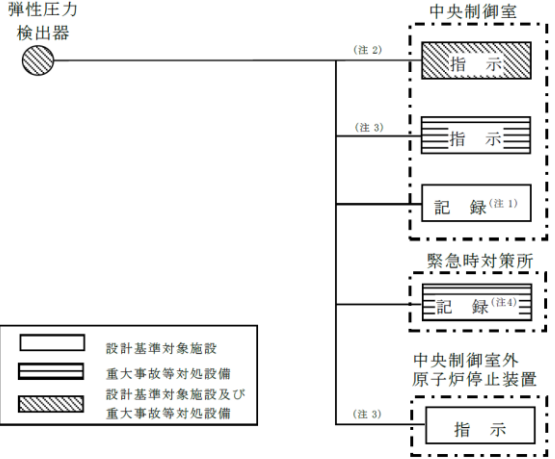
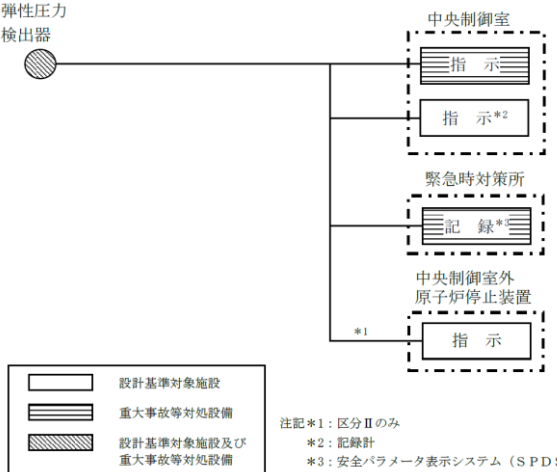
- *6 : 各計測レンジにおける出力比を示す。
- *7 : 定格出力時の値に対する比率で示す。
- *8 : 平均出力領域計装に使用する 93 個は、重大事故等対処設備としても使用する。
- *9 : 計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台 (N9) 高さとする。
- *10 : 計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0~12542mm 相当
- *11 : 基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL 35518mm) とする。
- *12 : 検出点 7 箇所

9. 設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて

一部の計測装置の概略構成について，設置（変更）許可申請における審査資料（島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 補足説明資料58条 計装設備）からの見直しを行ったため，変更内容を表9-1に示す。

表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（1/3）

原子炉圧力

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
 <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計</p>	 <p>(注1) 記録計 (注2) 区分Ⅰのみ (注3) 区分Ⅱのみ (注4) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDS伝送サーバ）</p>	 <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計 *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>
<p><変更点></p> <p>設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉圧力を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。</p> <p>本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。</p>		

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（2/3）

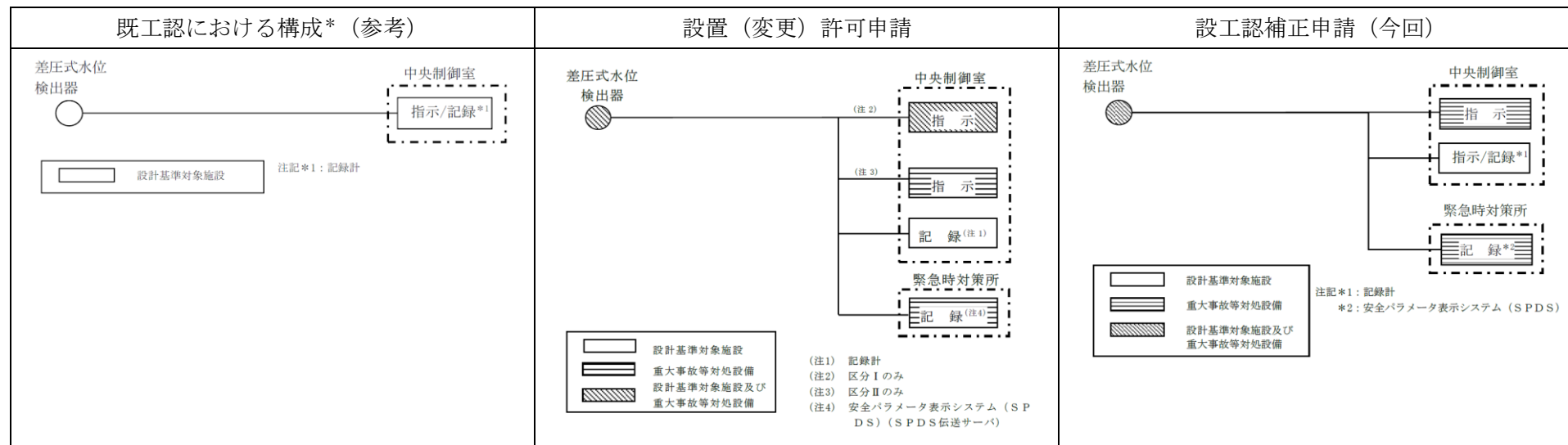
原子炉水位（広帯域）

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示/記録*2</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計</p>	<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示</p> <p>中央制御室 指示</p> <p>緊急時対策所 記録</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>(注2)</p> <p>(注3)</p> <p>(注1)</p> <p>(注4)</p> <p>(注3)</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 区分Ⅰのみ (注3) 区分Ⅱのみ (注4) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDS伝送サーバ）</p>	<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示</p> <p>中央制御室 指示/記録*2</p> <p>緊急時対策所 記録*3</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計 *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>
<p><変更点></p> <p>設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉水位（広帯域）を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。</p> <p>本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。</p>		

注記*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（3/3）

原子炉水位（燃料域）



<変更点>

設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉水位（燃料域）を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記*：既では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

工学的安全施設等の起動（作動）信号の
設定値の根拠に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 原子炉圧力高設定値について	1
1.1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の設定値に関する基本的な考え方	1
1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の相対関係	2
2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について	3
2.1 残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転確立について	3
2.2 タイマーによる時間遅れについて	3
3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について	5

1. 原子炉圧力高設定値について

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（A T W S）」という。）は、原子炉非常停止信号による動作が失敗した際に、期待する信号である。このため、設定値については、圧力上昇事象に対して原子炉保護系の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（スクラム）」という。）が先に発信し、その後の圧力上昇に対して原子炉圧力高（A T W S）信号が発信するよう設定することを基本とする。

1.1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（A T W S）の設定値に関する基本的な考え方

原子炉非常停止信号が発信する事象が発生した場合、スクラム動作が遅れると燃料の冷却性、原子炉圧力等の最大値はより厳しくなることが考えられる。

また、主蒸気系逃がし安全弁から蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮する。

このため、実設計では、計装誤差を考慮しても、発電用原子炉設置変更許可申請書における添付書類十の解析で妥当性を確認した設定値を超えないよう、セット値を設定する必要があり、解析上の入力値を上限として、下側に想定される計装誤差を考慮する。設定値の相対関係を図1-1に示す。

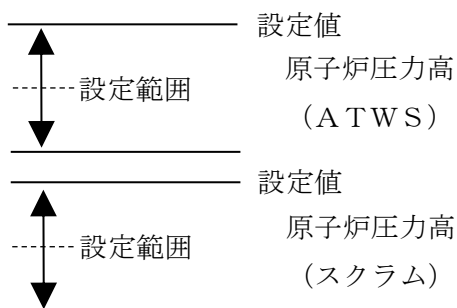


図1-1 設定値の相対関係

1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高(スクラム)と原子炉圧力高 (A T W S) の相対関係

A T W S時の事象緩和の観点から、原子炉圧力高 (A T W S) は可能な限り早く動作することが望ましい。一方で、1.1 に記載したとおり、原子炉圧力高 (A T W S) より原子炉圧力高 (スクラム) が先に動作する必要がある。これらと1.1 に記載した計装誤差を考慮すると、原子炉圧力高 (スクラム) と原子炉圧力高 (A T W S) の設定値に係る相対関係は図1-2に示すとおりとなる。

原子炉圧力高 (A T W S) の下限値 (図1-2の②) については、以下の事項を満足させる必要がある。

- ・②下限値は、①原子炉圧力高 (スクラム) 設定値より低い値としないこと。
- ・③設定値は、主蒸気系逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、④逃がし弁機能最低吹出し圧力より低く設定すること。

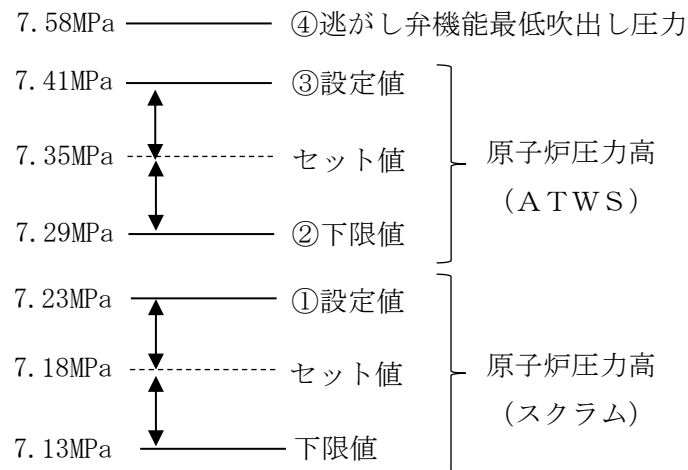


図1-2 原子炉圧力高 (スクラム) と原子炉圧力高 (A T W S) の相対関係

2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の信号及び時間遅れを設けるタイマーにより構成される。作動回路の概略を図2-1「代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図」に示す。

2.1 残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転確立について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により主蒸気系逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプが運転の場合に作動する設計とする。

残留熱除去ポンプ運転信号及び低圧炉心スプレイポンプ運転信号は、各ポンプの遮断器閉信号としている。

2.2 タイマーによる時間遅れについて

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後120秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）には、ATWS時又は設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これにより、代替自動減圧機能論理回路タイマー設定値は10分とする。

なお、事象発生から10分後に代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モード）等により十分な炉心冷却が可能である。

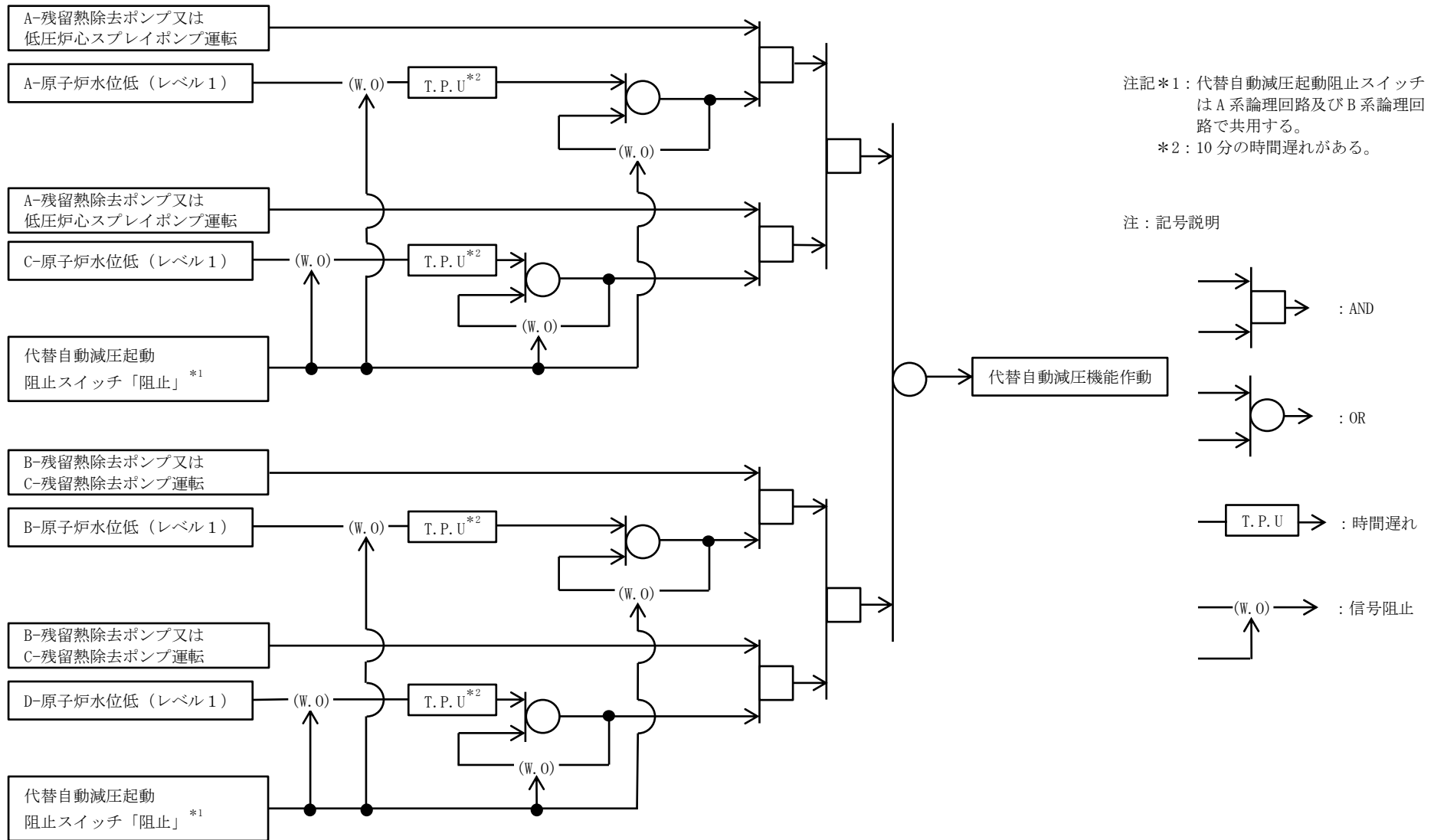


図2-1 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図

3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について

計装誤差に含まれる余裕（以下「余裕」という。）は図3-1に示すとおり、計装誤差と計器誤差の差分として表される。この余裕は計器誤差の値を切上げた際に発生する差分として

いる。
 例として、原子炉水位低（レベル2）の信号を挙げる。原子炉水位低（レベル2）の計器誤差は3.2cmである。原子炉水位（広帯域）を計測する計器の最大計器誤差に合わせ、保守的に計装誤差を4.0cmとする。その際に0.8cmの余裕が発生する。（表3-1参照。）

計器誤差より余裕分早い作動につながるため、安全性に影響はない。

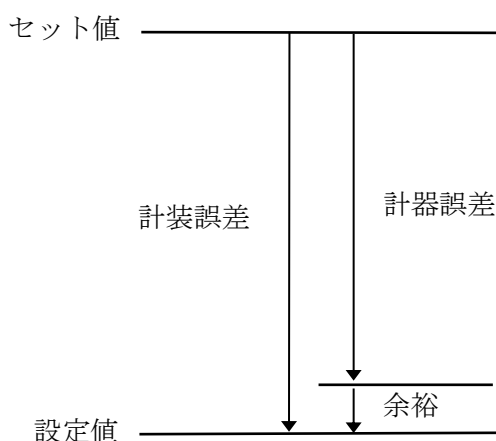


図3-1 計装誤差の概念

表3-1 計装誤差に含まれる余裕について

信号の種類	計装誤差	計器誤差	余裕
原子炉水位低 (レベル2)	4.0cm	3.2cm	0.8cm
原子炉水位低 (レベル1)	4.0cm	3.2cm	0.8cm
原子炉圧力高	0.0600MPa	0.0539MPa	0.0061MPa

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る
制御方法に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間について	1
1.1 概要	1
1.2 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間について	2
1.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について	6
1.4 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について	10
2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について	11
3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について	15
3.1 選択制御棒挿入機能の設定について	15
3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について	15
4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について	17
5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について	18

1. 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間について

1.1 概要

安全保護系のうち原子炉保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故あるいは運転中の発電用原子炉における重大事故が発生した場合又は発生が予想される場合にそれを抑制あるいは防止するため、異常を検知し発電用原子炉を自動的に停止させる。

また、安全保護系のうち工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

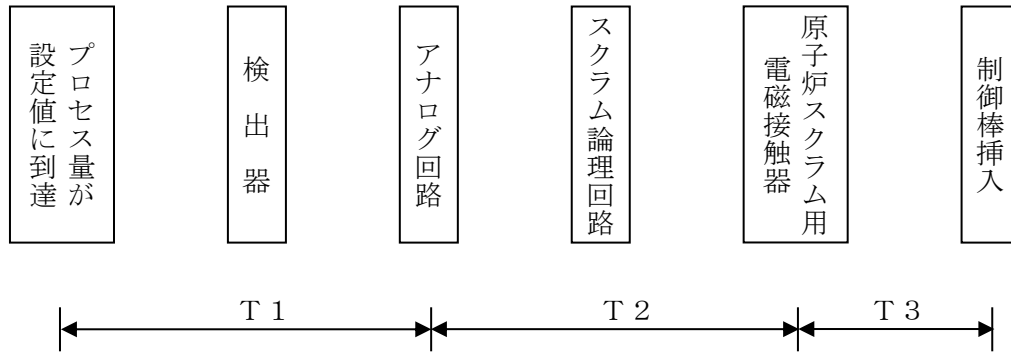
その他の工学的安全施設等の作動回路は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することのできない事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を作動させる。

これらのうち、設置（変更）許可の安全評価の条件として使用している原子炉保護系の応答時間、工学的安全施設の起動信号（主蒸気隔離弁）の応答時間及びその他の工学的安全施設等としてA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の応答時間について説明する。

1.2 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間について

(1) 原子炉保護系

原子炉保護系の原子炉非常停止信号の応答時間の内訳を以下に示す。



T 1 : プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

T 2 : スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

T 3 : 原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間

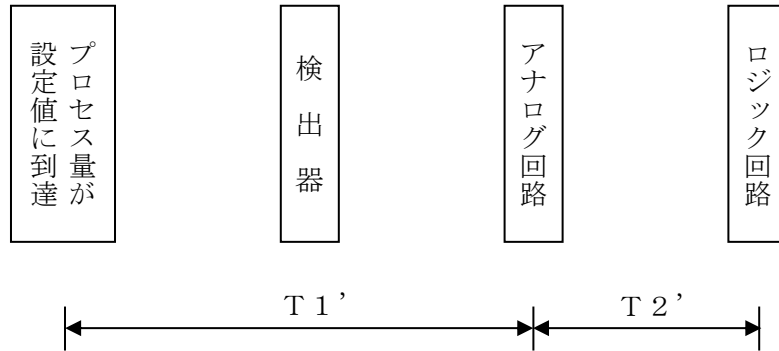
原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号		応答時間 (秒)				
		T 1	T 2	合計 (T 1 + T 2) * ¹	T 3 * ²	合計 (T 1 + T 2 + T 3)
原子炉圧力高				0.55	1.62	2.17
原子炉水位低				1.05		2.67
中性子束高	出力領域計装			0.09		1.71
	中間領域計装			0.09		1.71
主蒸気隔離弁閉				0.06		1.68
主蒸気止め弁閉				0.06		1.68

注記*1：設置許可添付書類十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件

*2：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

- (2) 工学的安全施設作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路
工学的安全施設作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の工学的安全施設等作動信号の応答時間の内訳を以下に示す。



$T1'$: プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

$T2'$: ロジック回路での信号処理遅れ時間

工学的安全施設等作動信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間 (秒)		
	T 1'	T 2'	合計 (T 1' + T 2') *
主蒸気管流量大			0.50
主蒸気管放射能高			0.50

注記* : 設置許可添付書類十「事故解析」における解析条件

A T W S緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	応答時間 (秒)		
	T 1'	T 2' *	合計 (T 1' + T 2')
原子炉圧力高			0.70

注記* : 設置許可添付書類十「重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価」における解析条件

1.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について

(1) 原子炉非常停止信号

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（原子炉非常停止信号の応答時間：T1 + T2）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点からは、T1とT2の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求値として設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1 + T2 + T3
原子炉圧力高			1.62 秒	2.17 秒
			原子炉スクラム用電磁接触器の動作から、制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間が 1.62 秒以下に収まることを定期事業者検査等で確認している。	
原子炉水位低		同上	1.62 秒	2.67 秒

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T 1	T 2	T 3	T 1 + T 2 + T 3
中性子束高 (出力領域計装) 中性子束高 (中間領域計装)			1.62 秒	1.71 秒
		原子炉圧力高に同じ		
主蒸気隔離弁閉 主蒸気止め弁閉			1.62 秒	1.68 秒
		同上		

(2) 工学的安全施設等作動信号

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（工学的安全施設等作動信号の応答時間： $T1' + T2'$ ）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点からは、 $T1'$ 、 $T2'$ の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求として設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

主蒸気隔離弁	応答時間の根拠		
	$T1'$	$T2'$	$T1' + T2'$
主蒸気管流量大			0.50 秒
主蒸気管放射能高			0.50 秒

A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	応答時間の根拠		
	T 1 '	T 2 '	T 1 ' + T 2 '
原子炉圧力高			0.70 秒

1.4 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として使用している原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号の各応答時間の確認について説明する。

(1) 原子炉保護系の応答時間

原子炉非常停止信号の各応答時間（ $T_1 \sim T_3$ ）の確認について以下に示す。

T_1 ：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

検出器は工場試験等によりプロセス量を変化させ、出力が所定の値に達するまでの応答時間を計測している。また、アナログ回路部の継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から動作するまでの応答時間を計測している。

T_2 ：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間
アナログ回路部の原子炉スクラム原因接点動作から原子炉スクラム用電磁接触器が動作するまでの時間を計測している。

T_3 ：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

原子炉スクラムテスト信号発信から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間を計測可能である。この応答時間は、定期事業者検査「制御棒駆動水圧系機能検査」として毎サイクル実施し確認している。

(2) 工学的安全施設作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路

T_1' ：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

検出器は工場試験等によりプロセス量を変化させ、出力が所定の値に達するまでの応答時間を計測している。また、アナログ回路部の継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から継電器が動作するまでの応答時間を計測している。

T_2' ：ロジック回路での信号処理遅れ時間

ロジック回路の各継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から継電器が動作するまでの応答時間を計測している。

2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について

タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能，ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），常用電源喪失時の原子炉再循環ポンプトリップ機能について，表2-1「原子炉再循環ポンプトリップ機能」に示す。

表2-1 原子炉再循環ポンプトリップ機能

	タービントリップ又は負荷遮断時の 原子炉再循環ポンプトリップ機能	ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	常用電源喪失時
目的	タービントリップ又は負荷遮断が生じた場合，原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより炉心流量を急減させ，原子炉出力の上昇を緩和させる。 発電用原子炉がスクラムすることで最小限界出力比の低下は抑制されるが，原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより，ボイドの減少を抑制し燃料の熱的な影響を緩和することが可能である。 なお，本機能は既設の機能である。	原子炉緊急停止失敗による原子炉出力上昇や高出力状態の継続を抑制することで原子炉圧力バウンダリの破損回避やサブプレッションプールへの蒸気放出量を低減させるため，原子炉再循環ポンプをトリップさせることで速やかな出力低下が可能である。 なお，本機能は既設の機能である。	原子炉再循環ポンプの回転数を変更するために流体継手つき原子炉再循環ポンプMGセットが設置されている。 なお，本機能は既設の機能である。
概要 (動作の流れ)	タービン主塞止弁閉又は蒸気加減弁急速閉時に原子炉再循環ポンプ2台を同時にトリップさせる。	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）で原子炉再循環ポンプ2台を同時にトリップさせる。	常用電源喪失時には，流体継手つき原子炉再循環ポンプMGセットの慣性により原子炉再循環ポンプ速度が緩やかに低下する。
インターロック	図2-1「原子炉再循環ポンプトリップ回路（タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能）」参照	図2-2「原子炉再循環ポンプトリップ回路（ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）」参照	—（常用電源喪失によるものであり，インターロックにより作動するものではない。） 図2-3「原子炉再循環ポンプトリップ回路（常用電源喪失時）」参照
動作遮断器等	・原子炉再循環ポンプトリップ遮断器（RPT遮断器）・・・ 原子炉再循環ポンプ1台毎に2台設置（A1/A2，B1/B2） 単一故障で機能喪失しないように直列に設置されたRPT遮断器の両方へ遮断信号を送り，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	・原子炉再循環ポンプトリップ遮断器（RPT遮断器）・・・ 原子炉再循環ポンプ1台毎に2台設置（A1/A2，B1/B2） 単一故障で機能喪失しないように直列に設置されたRPT遮断器の両方へ遮断信号を送り，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	—

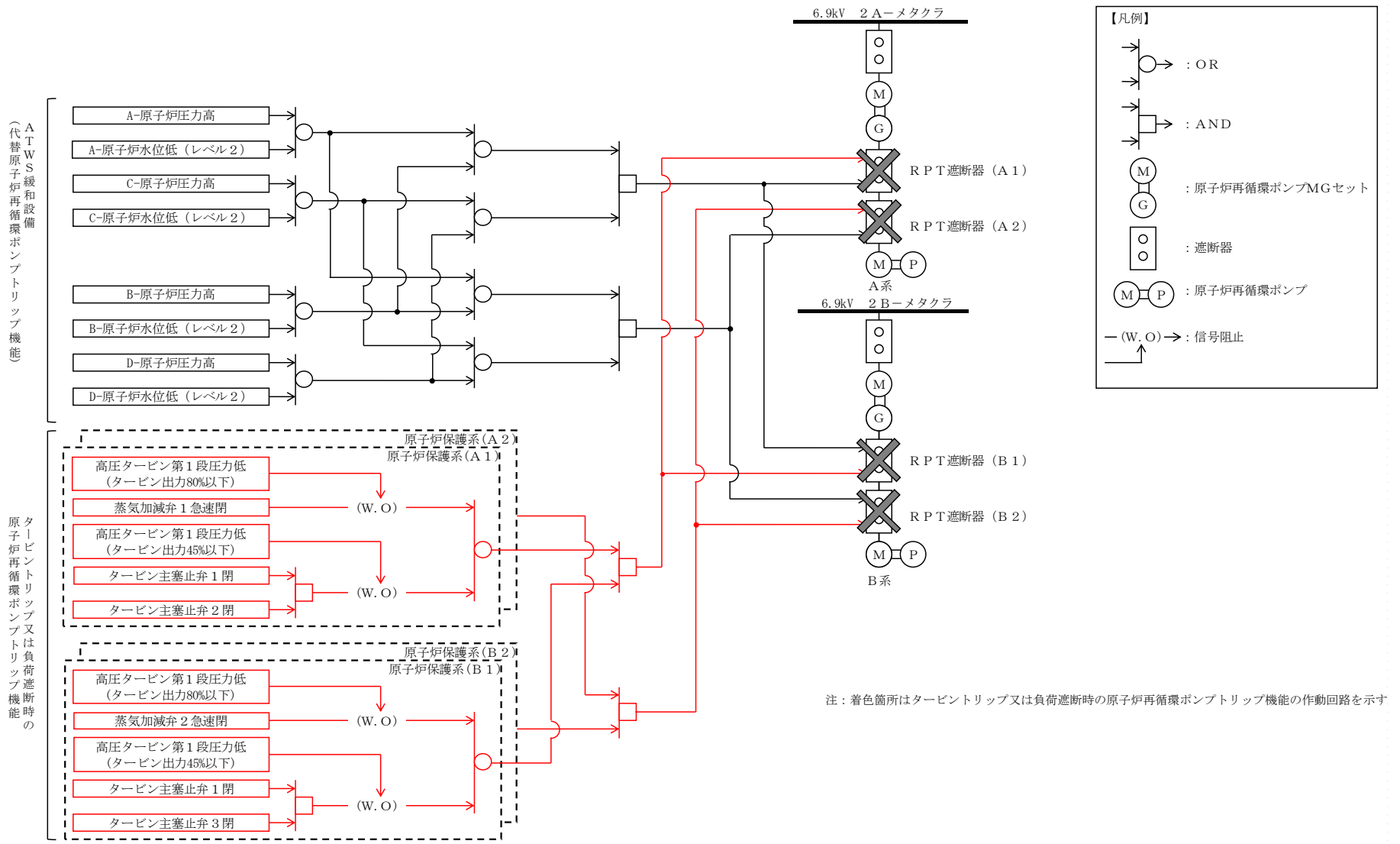


図 2-1 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能)

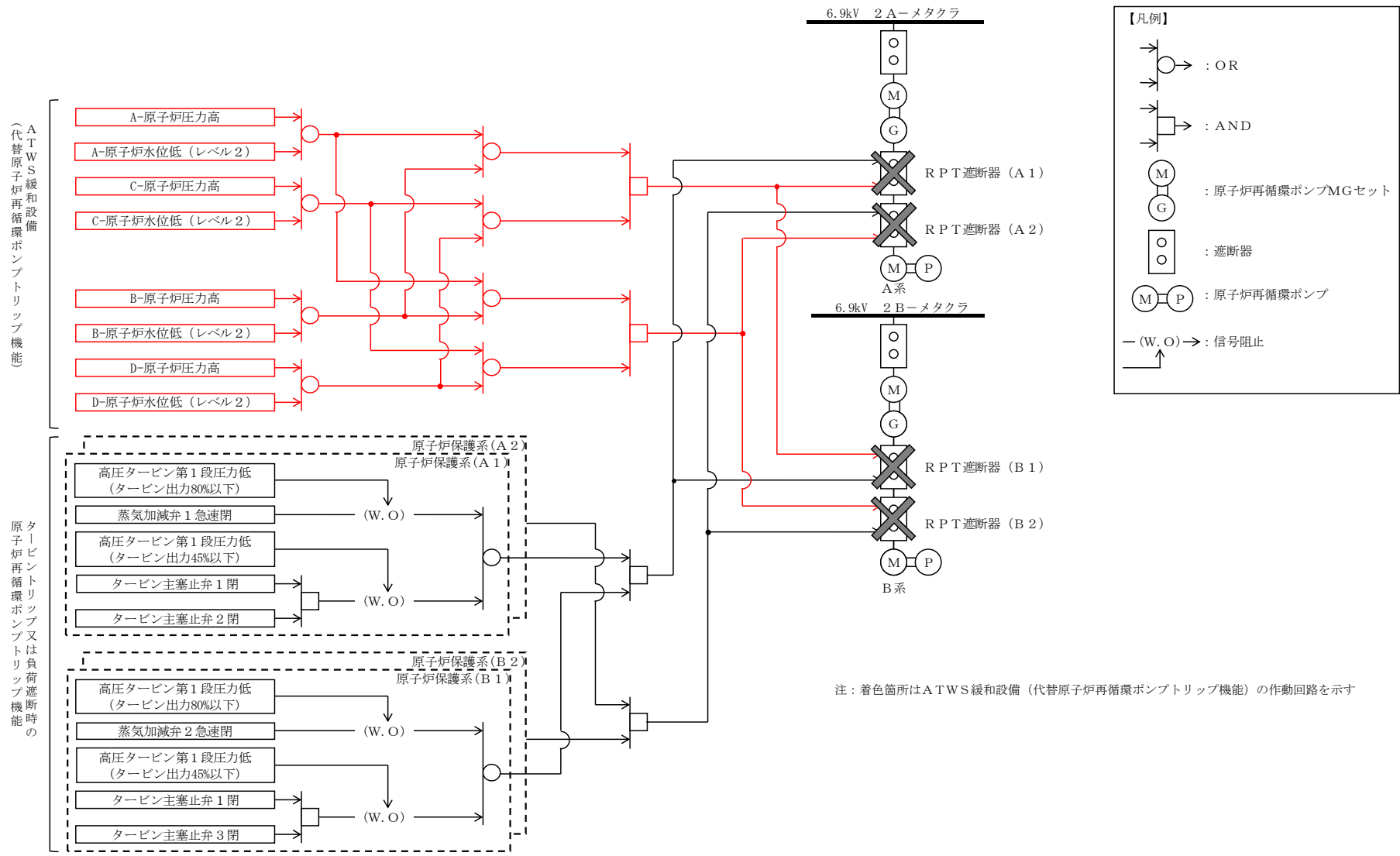


図 2-2 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能))

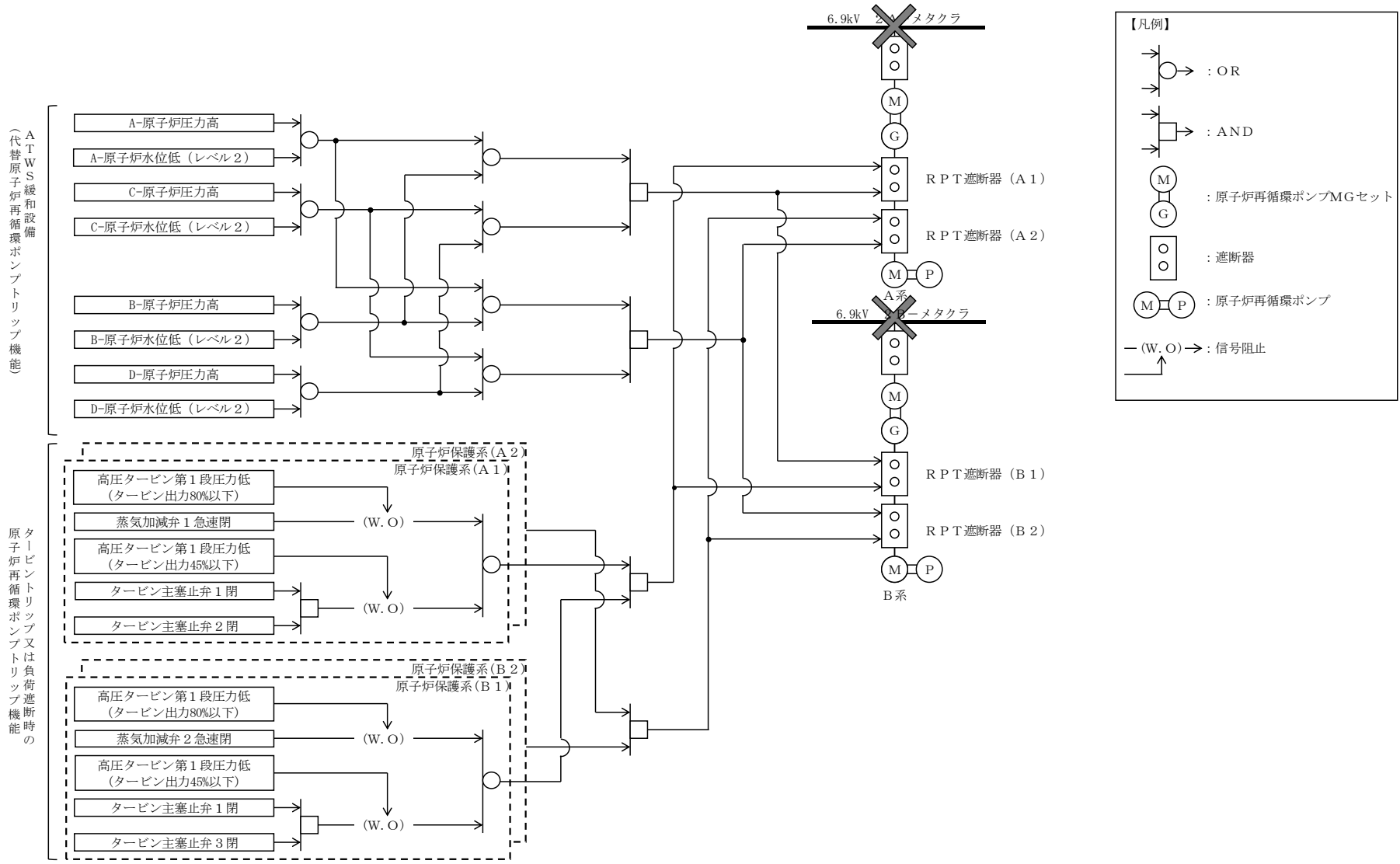


図 2-3 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (常用電源喪失時)

3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について

選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能は、タービン出力に応じてバイパスされるインターロックとなっている。選択制御棒挿入機能は、負荷遮断がタービン出力45%以下で発生した場合にバイパスする。原子炉再循環ポンプトリップ機能は、タービントリップがタービン出力45%以下で発生、又は負荷遮断がタービン出力80%以下で発生した場合にバイパスする。

上記のタービン出力の設定について、「3.1 選択制御棒挿入機能の設定について」及び「3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について」にて説明する。

3.1 選択制御棒挿入機能の設定について

選択制御棒挿入機能は、負荷遮断発生時に予め選択された制御棒を挿入することにより、原子炉出力を低下する機能である。以下にバイパス設定値の根拠を示す。

3.1.1 タービン出力45%

負荷遮断発生時に、燃料の熱的健全性を十分維持し、かつ所内単独運転移行後の給水温度低下による出力上昇が生じて、熱流束高スクラムを回避して発電用原子炉の運転を継続するために予め選択した制御棒の挿入が必要とされない値として、タービン出力45%以下をバイパス設定値とする。

3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について

原子炉再循環ポンプトリップ機能は、負荷遮断あるいはタービントリップ発生時に、タービン出力に応じて原子炉再循環ポンプを2台ともトリップすることにより、燃料の熱的影響を緩和する機能である。以下にバイパス設定値の根拠を示す。

3.2.1 タービン出力45%

タービントリップ発生時に、原子炉再循環ポンプをトリップせずに、燃料の熱的健全性を十分維持できる値としてタービン出力45%以下をバイパス設定値とする。

3.2.2 タービン出力80%

負荷遮断発生時のタービン出力及びタービンバイパス弁の作動状態によって原子炉スクラムの発生有無が異なるため、以下の2点を踏まえた値として、タービン出力80%以下をバイパス設定値とする。

- ① 負荷遮断発生時にタービンバイパス弁が作動する場合には、蒸気加減弁急速閉信号によるスクラムをバイパスするため、原子炉再循環ポンプトリップによる原子炉出力低下により中性子束高スクラムの回避が可能であること。

- ② 負荷遮断発生時にタービンバイパス弁が作動しない場合には蒸気加減弁急速閉信号によりスクラムするため、スクラムと合わせて燃料の熱的健全性を確保できること。

4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について

中央制御室外原子炉停止盤により操作及び監視が可能な機器を表4-1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」及び表4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

中央制御室外原子炉停止盤より操作する系統の区分は、発電用原子炉が高圧時に使用可能な原子炉隔離時冷却系の分離区分に合わせ、区分Ⅱとする。

なお、スクラム操作は中央制御室で実施し、スクラム後の高温停止状態から低温停止状態までの操作を中央制御室外原子炉停止盤室で実施する手順とする。また、中央制御室でのスクラム操作が不可能な場合は、現場にある原子炉保護系の電源を遮断することにより原子炉をスクラムさせる。

表4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系統	系統数*	操作場所	機能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系 逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3弁 1	中央制御室外原子炉停止盤室	発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態からその後の低温停止状態に導く
原子炉補機冷却系	一部	中央制御室外原子炉停止盤室	補機冷却
非常用ディーゼル発電機系	1	中央制御室外原子炉停止盤室	外部電源喪失時の非常用電源確保

注記*：区分Ⅱ

表4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計装*1	指示場所	機能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉停止盤室	発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導く場合の主要変数の監視
原子炉水位指示計		
サプレッションプール水位指示計		
サプレッションプール水温指示計		
ドライウエル圧力指示計		
ドライウエル温度指示計		
R C I C *2 流量指示調節計		
R C I C *2 駆動蒸気タービン速度指示計		
R H R *3 流量指示計		
R H R *3 熱交換器入口温度指示計		
6.9kV 母線2D電圧計		
非常用ディーゼル発電機電圧計		

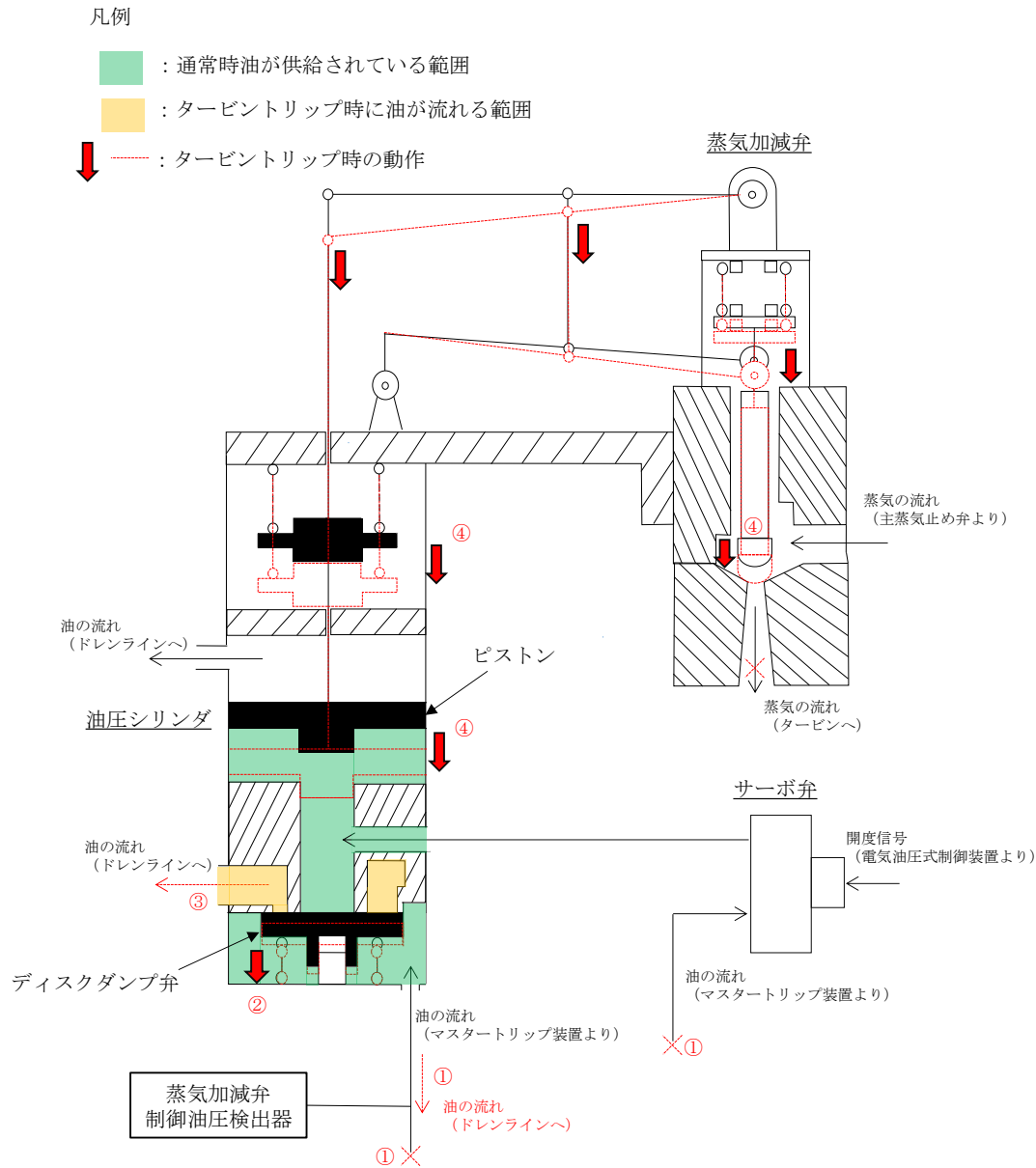
注記*1：区分Ⅱ

*2：原子炉隔離時冷却系

*3：残留熱除去系

5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について

「蒸気加減弁急速閉」信号を発信する際の蒸気加減弁の動作概要を図5-1に示す。



(タービントリップ時の各部の詳細動作)

- ①マスタートリップ装置からの油の供給が遮断されディスクダンプ弁下部の油がドレンラインへ流れることで、ディスクダンプ弁下部油圧が低下する。
- ②ディスクダンプ弁下部油圧が低下することで、油圧シリンダ内のピストンにつながったパネの力により加圧された油がディスクダンプ弁を下方方向に動かす。
- ③ディスクダンプ弁が下方方向に動くことで、ピストン下部の油が急速に排出される。
- ④ピストン下部の油が急速に排出されることで、油圧シリンダ内のピストンがパネの力で下方方向に動き蒸気加減弁が急速に閉止する。

図5-1 蒸気加減弁の動作概要

通常時において、蒸気加減弁はマスタートリップ装置（タービントリップ信号を受けタービンに流入する蒸気を早急に遮断しタービンを停止するための装置）から供給される油（約11MPa）をサーボ弁で圧力調整することにより開度調整される。

タービントリップ時には、マスタートリップ装置からの油の供給が遮断され油圧シリンダ内の油が排出されることにより蒸気加減弁は急速に閉止する。その際に、蒸気加減弁制御油圧検出器で検出している蒸気加減弁のディスクダンプ弁下部油圧が設定値(4.12MPa)

を下回ることによって「蒸気加減弁急速閉」信号が発信される。

なお、この時タービン出力 45%以下の場合、タービンバイパス弁が不作動であっても燃料の熱的健全性を維持可能であるため原子炉非常停止信号を発信させない設計とし、タービン出力 45%を超えて蒸気加減弁急速閉の信号発生後 0.2 秒以内にタービンバイパス弁全 6 弁のうち 3 弁が 20%開度に達した場合は、所内単独運転に移行可能なため原子炉非常停止信号を発信させない設計とする。

中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料

設計基準事故時の中央制御室の機能

設計基準事故時の中央制御室の機能

目 次

1. 環境条件	1
1.1 現場操作が必要となる操作の抽出	1
1.2 環境条件の抽出	1
1.3 環境条件下における操作の容易性	5
2. 誤操作防止対策	13
2.1 中央制御室の誤操作防止対策	13
2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策	20
2.3 その他の誤操作防止対策	24
3. 中央制御室から外の状況を把握する設備	27
3.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要	27
3.2 監視カメラについて	29
3.3 監視カメラ映像サンプル	34
3.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等	40
3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ	41
4. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計について	42
4.1 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計の設備概要	42
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理	43

1. 環境条件

1.1 現場操作が必要となる操作の抽出

安全施設のうち、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））での操作のみならず、中央制御室以外の設計基準対象施設の現場操作を抽出し、現場操作場所を特定する。

具体的には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）時に必要な操作（事象発生から冷温停止まで）のうち、事象の拡大防止、あるいは、事象を収束させるために必要な操作を抽出する。また、新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても、安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作を抽出する。

抽出結果は以下のとおり。

- ・中央制御室における操作
- ・火災防護対策における現場操作
- ・溢水防護対策における現場操作
- ・全交流動力電源喪失時における現場操作
- ・中央制御室外原子炉停止装置における操作

1.2 環境条件の抽出

前節で抽出した現場操作が必要となる起因事象及び起因事象と同時にもたらされる環境条件について、抽出する。

現場操作が必要となる起因事象として、地震、津波、設置許可基準規則第六条に示す設計基準事象、内部火災、内部溢水、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故等を想定する。

これらの起因事象と同時にもたらされる環境条件について、中央制御室における環境条件を表 1-1 に、中央制御室以外の場所における環境条件を表 1-2 に示す。

表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(1/2)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規程類で定めることとし、中央制御室の機能を維持する。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規程類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内規程類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失（全交流動力電源喪失含む）	外部電源喪失時においても、中央制御室の照明は、非常用ディーゼル発電設備から給電され*、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失しない設計とする。
積雪		地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
落雷		風（台風）：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。
火山		森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。
		火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室空調換気系について、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	

表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(2/2)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
凍結	凍結による中央制御室内環境への影響	中央制御室空調換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。
降水	影響なし	—
地滑り・土石流	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

注記*：非常用ディーゼル発電設備は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。

表 1-2 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応

起因事象	同時にもたらされる中央制御室以外の環境条件	中央制御室以外での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災 (地震起因含む)	火災による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部火災の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部溢水の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、操作を中止し安全確保に努める」ことを社内規程類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失時においても、現場の照明は、非常用ディーゼル発電設備から給電され*、機能が喪失しない設計とする。
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山		
外部火災 (森林火災)	ばい煙や燃焼ガスの発生による建物内環境への影響	外気取入運転を行っている換気空調設備は、外気取入口にフィルタを設置しているため、ばい煙や降下火砕物による建物内環境への影響はない。また、空調ファンを停止し、外気取り入れを遮断することから建物内環境への影響はない。
火山	降下火砕物による建物内環境への影響	
凍結	凍結による建物内環境への影響	換気空調設備により環境温度が維持されるため、建物内環境への影響はない。
降水	影響なし	—
地滑り・土石流	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

注記*：各自然現象に対する非常用ディーゼル発電設備の健全性確保状況については、
表 1-1 と同様

1.3 環境条件下における操作の容易性

(1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 中央制御室の通常時の環境

中央制御室は、運転員の居住性、監視操作性等に鑑み、以下を考慮した設計とする。

(a) 温湿度

中央制御室換気系により、運転操作に適した室温（21～26℃）、湿度（相対湿度 50%程度）に調整可能な設計とする。

(b) 照度

中央制御室の照明設備については、運転監視業務に加え、机上業務も考慮してベンチ盤操作部エリアは通常 700 ルクス*を確保可能な設計とする。

注記*：日本産業規格（J I S Z 9 1 1 0：500 ルクス（制御室などの計器盤及び制御盤などの監視））を下回らない値として設定

なお、不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため非常用照明については、照明器具にルーバ等が付属して一体となっており、耐震性を有した照明設備とすることで地震時における照明設備の落下を防止している。

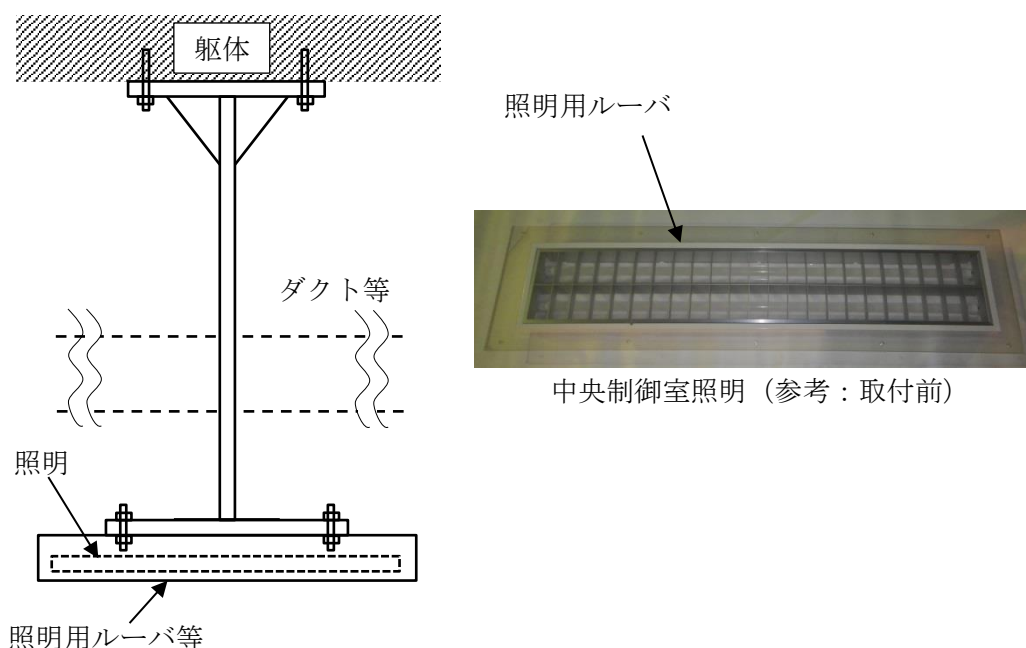


図 1-1 中央制御室照明の落下防止措置

(c) 騒音

運転員間のコミュニケーションが適切に行えるような騒音レベルを維持できる設計（60dB(A)以下の設計*）とする。

注記*：室内の定常的騒音に対する推奨許容値として、発電所の制御室は 56～66dB(A)（出典：空気調和・衛生工学便覧）

b. 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

中央制御室における環境条件に対し，以下のとおり設計する。

(a) 火災による中央制御室内設備の機能喪失

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに，常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし，火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程類に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室における消火器及び手摺の設置状況を図 1-2 に示す。

(b) 地震

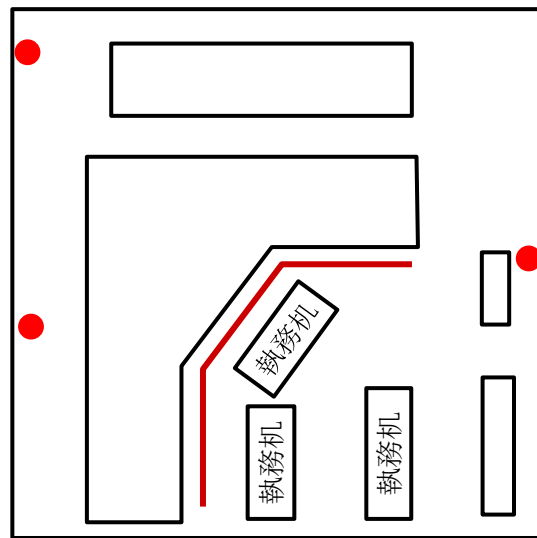
中央制御室及び制御盤は，耐震性を有する制御室建物に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，中央監視操作盤に手摺を設置するとともに天井照明設備は耐震性を有した設備とすることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。なお，その他制御盤については，運転員は地震が発生した場合，操作を中止し制御盤から離れることにより，誤接触を防止する。



手摺設置状況



消火器設置状況



— : 手摺
● : 消火器

図 1-2 中央制御室における消火器及び手摺の設置状況

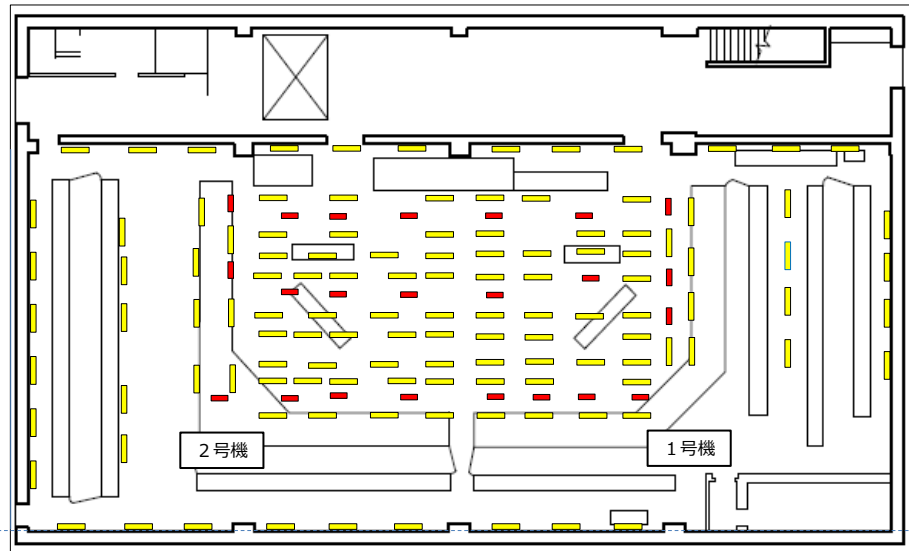
(c) 外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，竜巻，風（台風），積雪，落雷，外部火災，降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電設備が起動することにより，操作に必要な照明用電源を確保し，容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については、非常用照明とし、外部電源が喪失しても照明（ベンチ盤操作部エリア：700ルクス）を確保する設計とする。

なお、シミュレータ訓練において、直流非常灯のみの状態で運転操作が可能なことを確認している。

中央制御室の照明配置概要図を図1-3に、中央制御室照明のイメージを図1-4に示す。



- | | | |
|---|---|---|
| <p>(凡例)</p> <p>— : 2号機非常用照明</p> <p>— : 2号機直流非常灯</p> | <p>照明の仕様 (設計値)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用照明
ベンチ盤操作部エリア：700ルクス*1 鉛直にある計器面：300ルクス*2 ・直流非常灯
ベンチ盤操作部エリア：50ルクス | <p>注記*1：J I S Z 9 1 1 0 (2010)</p> <p>制御室などの計器盤及び制御盤などの
監視：500ルクスを下回らない値</p> <p>*2：J E A G 4 6 2 4 -2009</p> <p>制御盤面：300ルクス</p> |
|---|---|---|

図1-3 中央制御室の照明配置概要図



非常用照明点灯時



直流非常灯点灯時

(通常時及び外部電源喪失時)

図1-4 中央制御室照明のイメージ (シミュレータの点灯例)

(d) ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響

外部火災により発生するばい煙や有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

- ・中央制御室空調換気系について、通常時は、中央制御室外気処理装置、中央制御室給気隔離弁、中央制御室空気調和装置、中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室排気隔離弁により中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、中央制御室空気調和装置を介して中央制御室送風機により中央制御室に供給し、中央制御室排風機により建物外に直接排気する設計とする。

中央制御室空調換気系の概要図（通常運転時）を図1-5に示す。

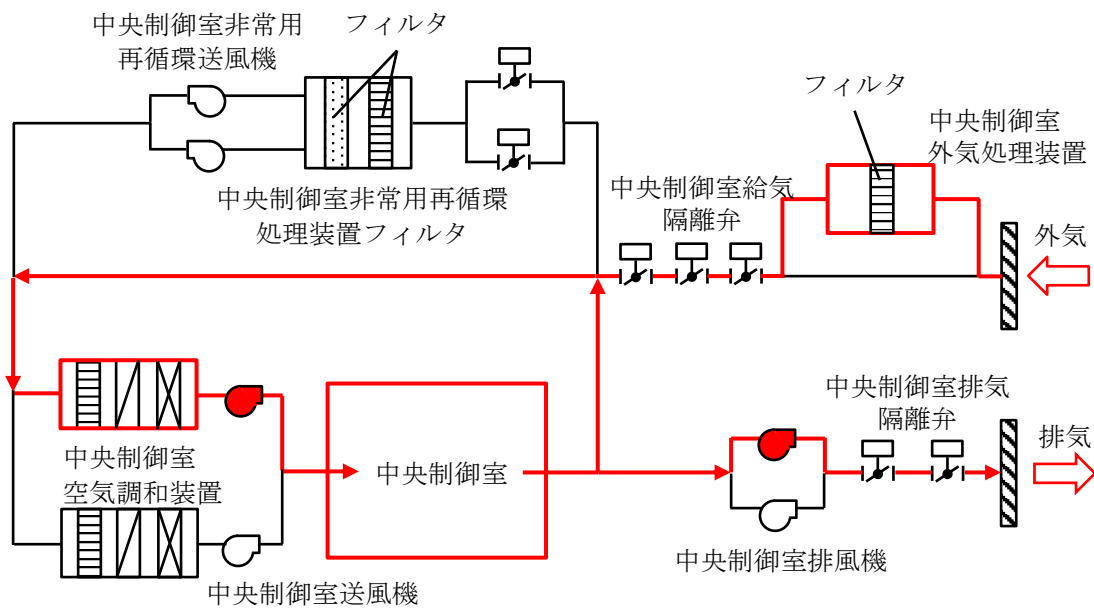


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（通常運転時）

- ・事故時は、中央制御室給気隔離弁及び中央制御室排気隔離弁を閉操作することで、外気から隔離し、室内空気を中央制御室空気調和装置に通して再循環する設計とする。この時、再循環空気の一部を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより浄化することで、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外気取り入れ時には、中央制御室給気隔離弁を開操作することで、外気を浄化して中央制御室内に取り入れることが可能な設計とする。

中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転時）を図1-6に示す。

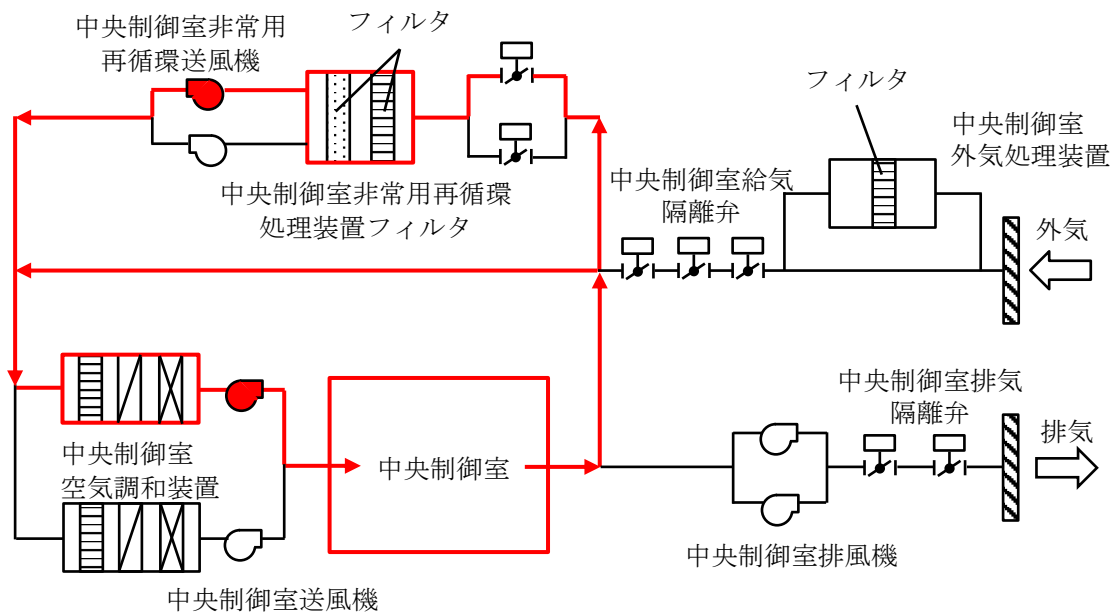


図 1-6 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転時）

- ・外部火災によるばい煙や有毒ガス，降下火砕物に対しては，手動で中央制御室給気隔離弁及び中央制御室排気隔離弁を閉操作し，系統隔離運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

中央制御室空調換気系仕様

中央制御室外気処理装置	基数：1 基
中央制御室送風機	台数：2 台 容量：120000m ³ /h/台
中央制御室排風機	台数：2 台 容量：21000m ³ /h/台
中央制御室空気調和装置	基数：2 基
中央制御室非常用再循環送風機	台数：2 台 容量：32000m ³ /h/台
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	基数：1 基
よう素除去効率	95%以上（相対湿度 70%以下，温度 30℃以下）
粒子除去効率	99.9%以上（0.5 μm 粒子）

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室には，溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで，消火水の放水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(f) 凍結による中央制御室内環境への影響

中央制御室空調換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(2) 中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 設計基準事象において求められる現場操作

(a) 内部火災対策による現場操作

内部火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持した状態において、原子炉スクラムを実施させる必要がある場合には、現場での電源切操作が必要となる。

(b) 溢水防護対策における現場操作

溢水等の要因により、燃料プール冷却系、燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残留熱除去系により燃料プールの冷却・給水機能を維持する必要があるため、その際に現場での手動弁の開操作が必要となる。

現場操作が必要な手動弁について表 1-3 に、残留熱除去系による燃料プール冷却時の系統を図 1-7 に示す。

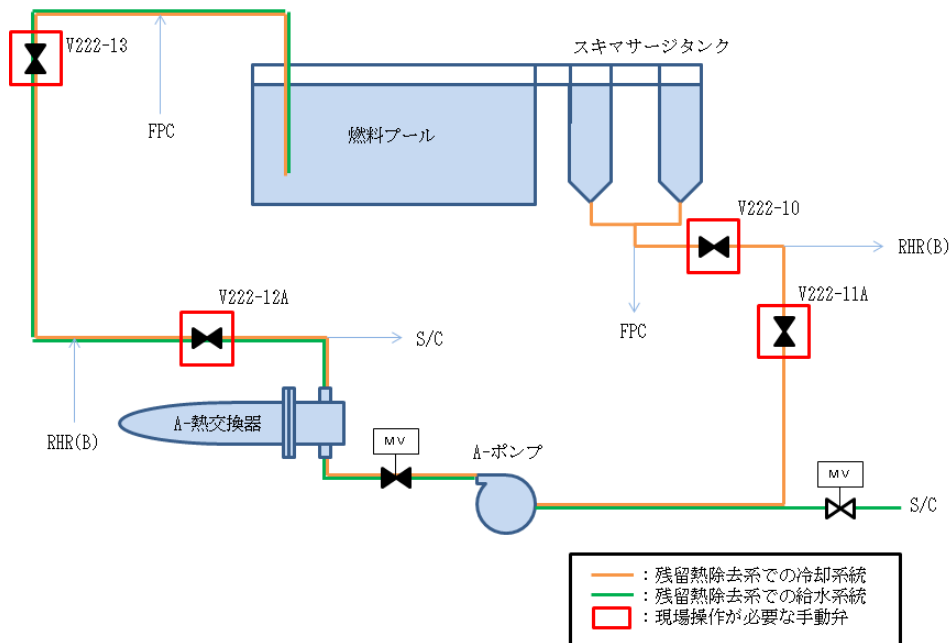


図 1-7 残留熱除去系による燃料プール冷却時の系統

表 1-3 現場操作が必要な手動弁

操作	使用する系統	操作対象機器		設置区画
		機器番号	機器名称	
燃料プール冷却	残留熱除去系(A)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11A	A-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-02N
		V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11B	B-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-15N
		V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
燃料プール給水	残留熱除去系(A)	V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N

また、上記以外において、想定破損発生時の現場での隔離操作も必要となる。

(c) 全交流動力電源喪失時における現場操作

全交流動力電源喪失時に、非常用ディーゼル発電設備からの給電又は外部電源復旧が不可能な場合は、以下の現場操作を実施する。

- ①非常用ディーゼル発電設備の起動失敗確認。
- ②全交流動力電源喪失時のA-計装用電気室（廃棄物処理建物1階）における負荷切り離し操作。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置における操作

中央制御室内での操作が火災等の何らかの要因により困難な場合、中央制御室外原子炉停止盤室において、原子炉スクラム後の高温停止状態から低温停止状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが、スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系の電源を遮断すること等により行うことができる設計とする。

b. 中央制御室以外の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

(a) 内部火災対策における現場操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉制御盤及び原子炉保護継電器盤を発火箇所とする。

それに対し、操作場所である A、B-計装用電気室は、発火箇所である中央制御室と位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、電源切操作を行う原子炉保護系 MG 盤は、当該盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(b) 溢水防護対策における現場操作

溢水事象発生後の環境条件（没水、被水、温度（蒸気）、線量、薬品、照明、感電、漂流物）の観点から評価し、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍及び管理区域内に配備し、現場弁の操作が容易に実施可能とする。

(c) 全交流動力電源喪失時における現場操作

全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても操作できるように、非常用系の蓄電池から受電する直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明を設置しており、更に現場作業を行う運転員はヘッドライトまたは懐中電灯を持って移動することで、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該配線用遮断器で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置における操作

中央制御室が火災等の何らかの要因で被害を受けた場合、中央制御室外原子炉停止盤室は中央制御室とは位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤室の制御盤は、発電用原子炉を安全に停止させるために必要な系統のポンプや弁の操作器、監視計器等から構成しており、使用する手順書を確認しながら操作を行うことで、誤操作を防止する。系統ごとに関連する監視計器、状態表示を極力近接配置することにより、操作が実施されたことの確認も容易な設計とする。

2. 誤操作防止対策

2.1 中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また、中央制御室の制御盤は、盤面機器（操作器、指示計、警報表示、記録計、表示装置）を系統ごとにグループ化して配置し、操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

(1) 視認性

a. 中央制御室の制御盤の配置

中央制御室の制御盤は、中央監視操作盤及びその他制御盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、中央監視操作盤に配置する。中央監視操作盤は、左側から安全、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で中央制御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては、その他制御盤に配置する。

中央制御室の制御盤配置を図 2-1 に示す。

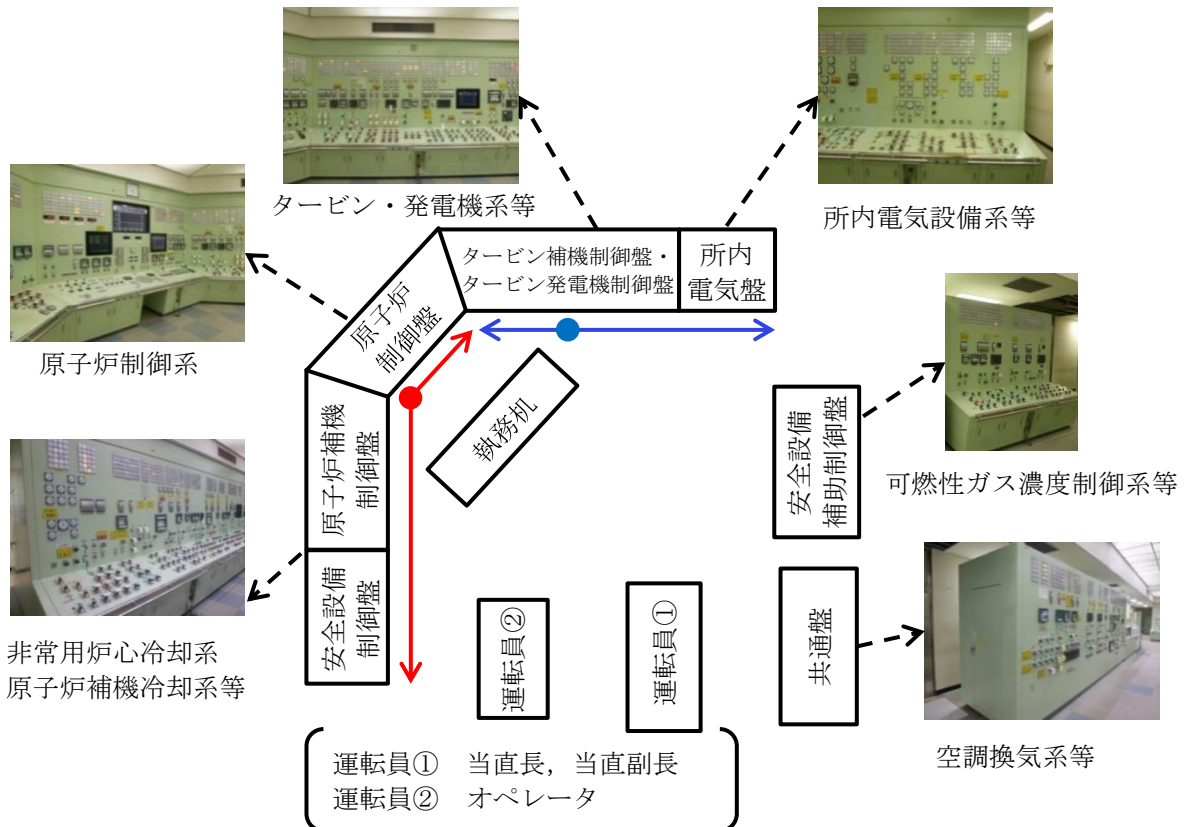


図 2-1 中央制御室の制御盤配置

通常運転時及び事故時の操作性を考慮し、重要度の高い非常用炉心冷却系等は系統区分に従ったグループにまとめて配置している。

盤面器具配列を図 2-2 に示す。

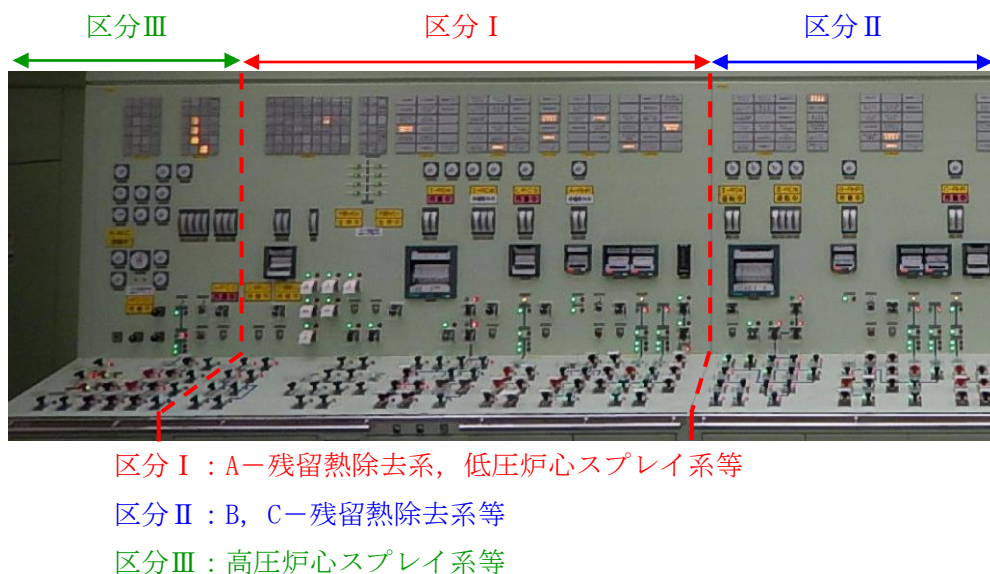


図 2-2 盤面器具配列

盤面器具の配列は可能な限り、以下の方針に従って配列している。

- ・ 警報，状態表示灯は，中央制御室の監視・操作エリアから監視できるように配置している。操作頻度の高い操作器及び緊急時に操作を必要とする操作器は，容易に手の届く範囲に配置している。
- ・ 操作に関連する指示計，記録計及び表示装置は，操作を行う位置から監視できるように配置している。

制御盤の盤面器具配列を図 2-3 に示す。

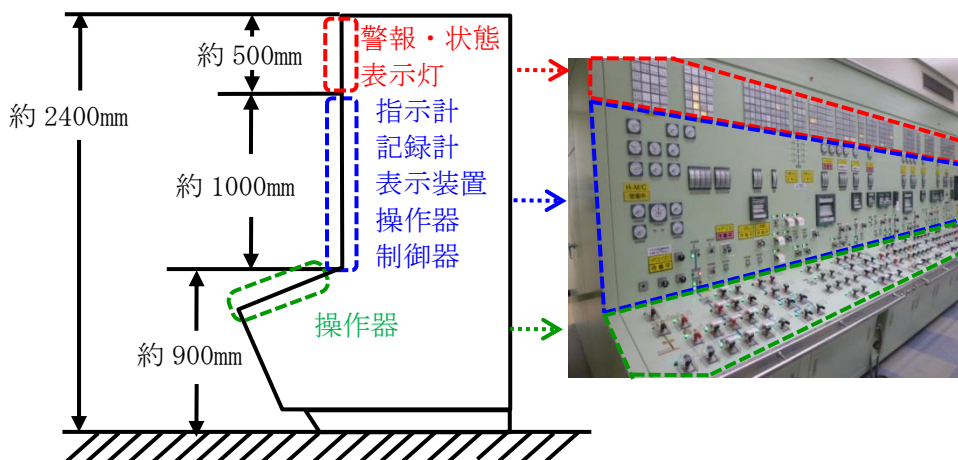


図 2-3 制御盤の盤面器具配列

- ・指示計，記録計，表示装置，操作器及び制御器は，系統区分に従ったグループにまとめられている。
- ・運転操作の複雑な箇所，緊急性を要する箇所については，誤操作防止の観点からミミック化（プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表したもの）を実施している。

系統区分による配置例を図 2-4 に，系統ミミック配置例を図 2-5 に示す。



図 2-4 系統区分による配置例

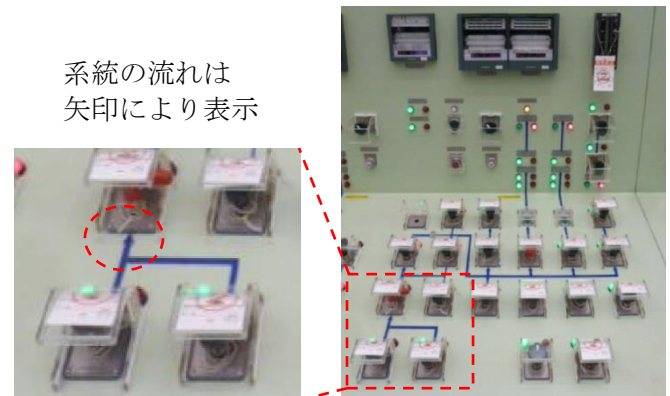


図 2-5 系統ミミック配置例

- ・多重化された指示計及び操作器は向かって左又は上から A, B, C の順に配列している。

指示計及び操作器の配置例を図 2-6 に示す。

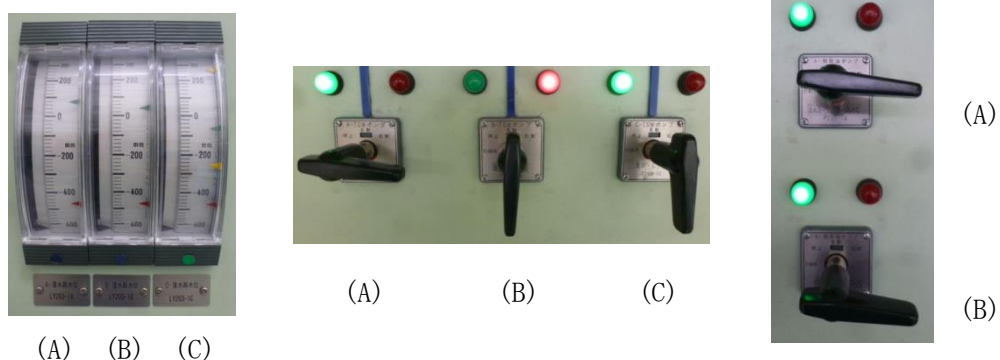


図 2-6 指示計及び操作器の配置例

原子炉水位等の重要な指示計，記録計については，識別表示を行い，容易に識別可能な設計とする。

指示計・記録計の識別表示例を図 2-7 に示す。



指示計，記録計のコーディング（色分け）
 a. 事故時監視計器：赤
 b. 一般監視計器：色無

図 2-7 指示計・記録計の識別表示例

警報の重要度・緊急度を色分け等による識別をすることで、確実かつ容易に識別・判断できる設計とする。特に、事故時のように短時間に多数の警報発報がある場合でも、重要度の高い警報は赤色に色分けするとともに二重枠とすることで、運転員が瞬時にプラント及び系統の状態を把握可能な設計とする。

警報表示灯の識別例を図 2-8 に示す。



警報表示灯（重要警報）

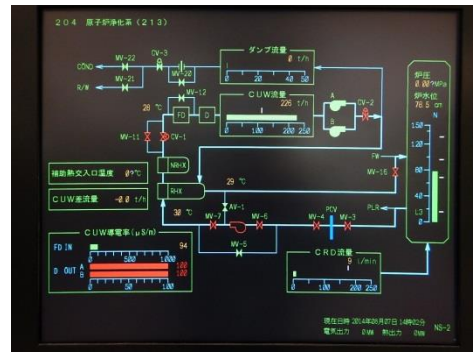
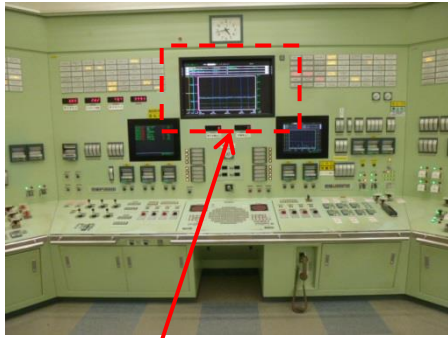
警報表示灯（一般）

赤 色：プラントトリップ等に関する警報（スクラム，タービントリップ等）
 乳白色：上記以外の警報

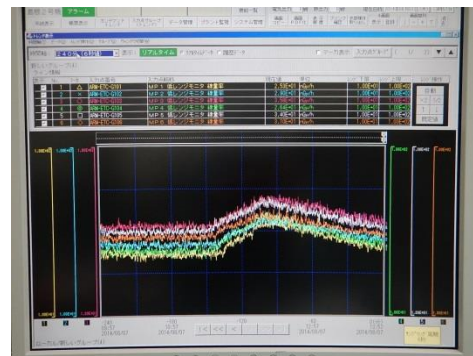
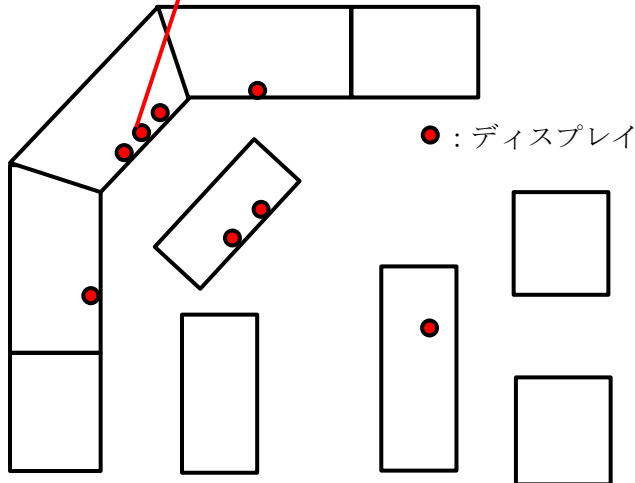
図 2-8 警報表示灯の識別例

運転員に通常運転時や異常発生時の原子炉施設のプラント情報を提供するため、ディスプレイを設置している。ディスプレイにより、系統の状態やパラメータの指示及びトレンドを監視できる設計とする。

ディスプレイの配列を図 2-9 に示す。



系統の状態監視例



パラメータのトレンド表示例

図 2-9 ディスプレイの配列

中央制御室の操作器は、基本的にはハードスイッチで構成されているが、一部の操作はソフトスイッチを適用し、運転員が容易に操作可能なよう操作器を配置している。

(2) 操作性

運転員の負荷軽減化あるいは誤操作防止対策として、盤面器具に視覚的要素での識別を行っている。

a. ソフトスイッチ

ソフトスイッチを使用した基本的な操作は、画面横に設置されたキースイッチで機器モードを選択し、画面上で操作を行う。ソフトスイッチの操作については、以下の項目を考慮した設計としている。

- ・タッチ領域は枠を表示することにより、その領域がタッチ領域であることを区別して表示する。
- ・タッチ領域には、大きさ及び間隔を確保する。
- ・運転員にタッチしている場所を画面上にマーキング表示することで認識させ、指をタッチ対象に移動し、タッチオフで受け付ける方式とする（タッチ操作の命中率を向上させる設計とする）。

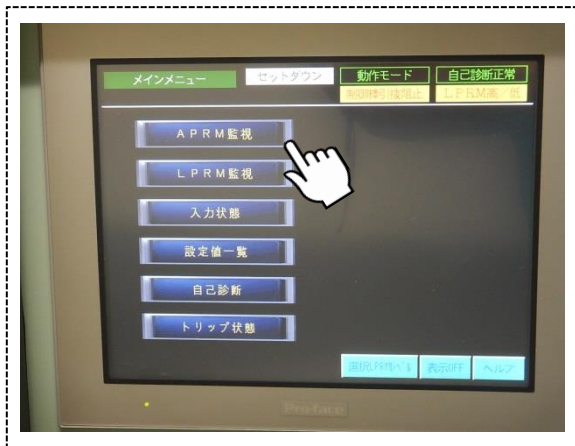
なお、設定値変更時は、キースイッチを“OP”位置から“TEST-CAL”位置にする必要があり、キーの引き抜きは“OP”位置でのみ可能としている。

ソフトスイッチを使用した操作例を図 2-10 に示す。

①機器モード選択（キースイッチ）



②メニュー選択画面



③平均出力領域計装監視画面



図 2-10 ソフトスイッチを使用した操作例

b. ハードスイッチ

操作器は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また、安全上の重要な操作器は他の操作器と識別可能な設計とする。

その他に、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、保護カバーの設置、キー付きスイッチの設置、押釦スイッチを設置している。

操作器の例を図 2-11 に、操作器の識別例を図 2-12 に示す。

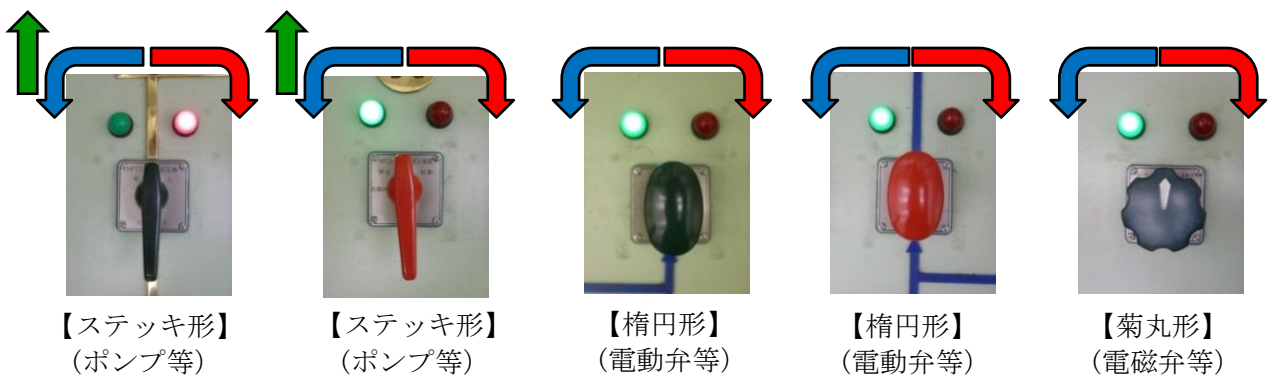


保護カバー

キー付きスイッチ

押釦スイッチ
(選択+押し込み)

図 2-11 操作器の例



【ステッキ形】
(ポンプ等)

【ステッキ形】
(ポンプ等)

【楕円形】
(電動弁等)

【楕円形】
(電動弁等)

【菊丸形】
(電磁弁等)

<ハンドル色>

赤色：工学的安全施設

黒色：工学的安全施設以外

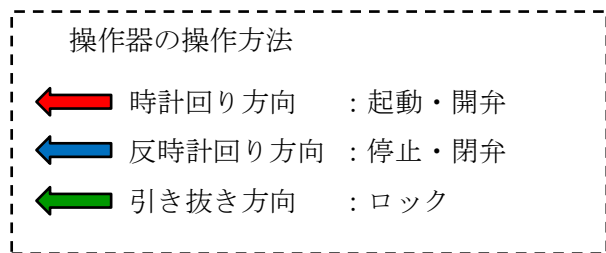


図 2-12 操作器の識別例

2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため、発電用原子炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・プラント外部の環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理、現場盤及び計装ラックの識別管理、配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

また、この対策により現場操作の容易性も確保する。

(1) 施錠管理

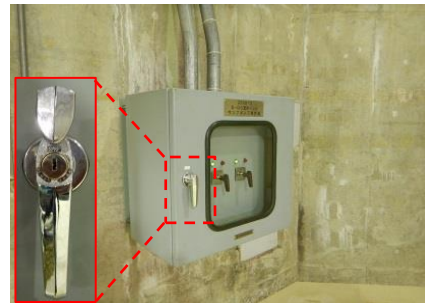
誤操作によりプラントの安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある機器や弁等に対して施錠管理を行う。

上記設備は、施錠を解除しないと操作できないようにすることで、誤操作防止を図る。

現場機器の施錠管理例を図 2-13 に示す。



チェーンによる施錠



現場盤の施錠



操作器の施錠

図 2-13 現場機器の施錠管理例

(2) 識別管理

入域時に号機の取り違えによる誤操作を防止するため、号機番号等の掲示により識別管理を実施している。

また、1、2号機を区別するため、2号機の制御盤の盤番号には“2-”を付けるよう定めている。

号機の識別例を図 2-14 に、制御盤の識別例を図 2-15 に示す。



図 2-14 号機の識別例

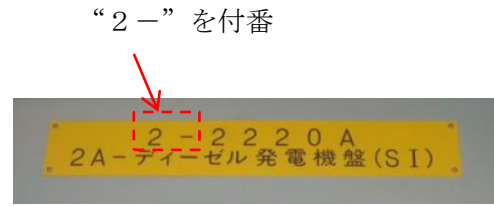


図 2-15 制御盤の識別例

誤操作により、プラントの安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある盤、計装ラック及び弁等について、銘板取付けや色分けにより識別を行っている。

現場機器の識別管理例を図 2-16 に示す。

現場操作時はこれら銘板と使用する手順書・操作タグに記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

	盤	計装ラック	配管
黄色			
銀色			

黄色：原子炉保護系，工学的安全施設等 銀色：上記以外	赤色：主蒸気系配管 水色：給水系配管 等
-------------------------------	-------------------------

弁	計器弁
弁の銘板（上）とぶら下がり銘板（下）の確認により誤操作を防止	赤色：差圧計の高圧側 青色：テスト弁

図 2-16 現場機器の識別管理例

(3) 操作補助掲示

開度調整時の補助（目安）として、試運転時の実績等を使用手順書，操作タグ，現場表示銘板へ記載することにより，弁操作時における開度調整の視認性を向上させる。

なお，開度調整が必要な弁（流量，圧力，温度調整弁）については，開度調整後に関連するパラメータ（流量，圧力，温度）確認を行い，その弁が適切な開度に調整さ

れていることを確認する。

弁開度表示例を図2-17に示す。

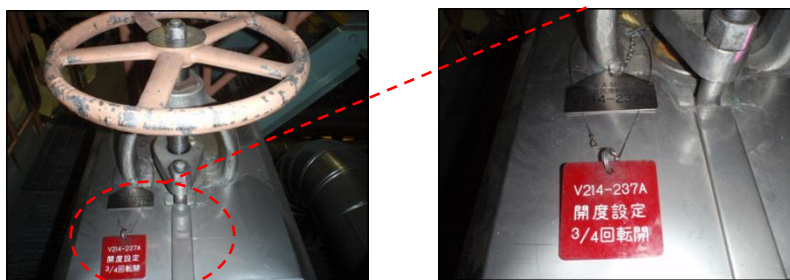


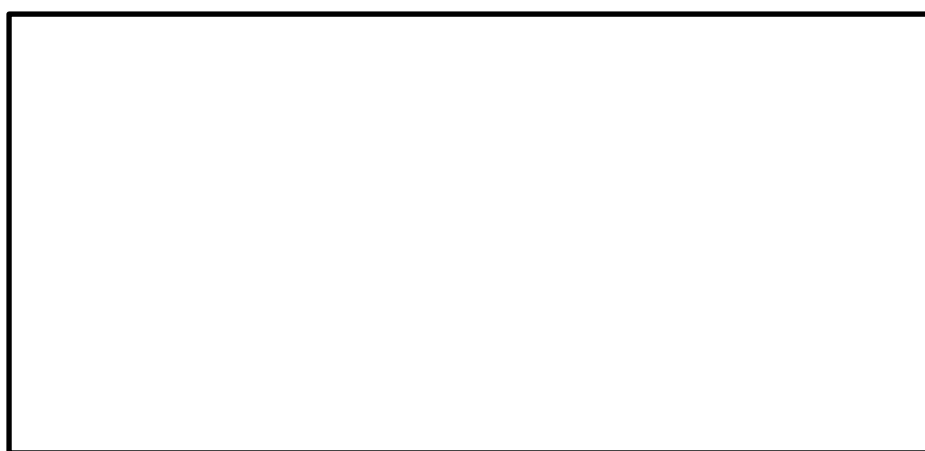
図2-17 弁開度表示例

(4) 工具・可搬型照明の配備

現場機器及びこれらのアクセスルートには、非常用電源から給電される照明を設置している。また、中央制御室には可搬型照明を配備しており、必要に応じてこれらを使用できるようにしている。

現場操作の頻度が多い各種弁の操作について、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍及び現場に配備するとともに、操作台を配備し、現場での弁開閉操作を容易に行えるようにしている。

弁操作工具の保管場所を図2-18に、現場操作用工具類例を図2-19に、可搬型照明例を図2-20に示す。



● : 保管場所

— : アクセスルート

図2-18 弁操作工具の保管場所



弁操作工具



操作台

図2-19 現場操作用工具類例



懐中電灯 LED ライト ヘッドライト
(ランタンタイプ)

図 2-20 可搬型照明例

(5) 現場機器付番への配慮

現場機器に付番をする際には、系統内の流体の流れや機器の配置等を考慮して規則性を持たせた付番を行うことで、操作対象機器の把握等を容易にしている。

例：同一系統内において、その系統の流れ方向に従い、上流から下流に向かって付番
同一機器が並列に配置される場合は北から南、もしくは東から西に向かって付番

(6) 機器配置への配慮

系統の水張りや水抜きに使用するベント弁，ドレン弁は，排出先のファンネルへの排出状況を見ながら操作が可能な位置に配置する。

現場弁やファンネルの配置例を図 2-21 に示す。

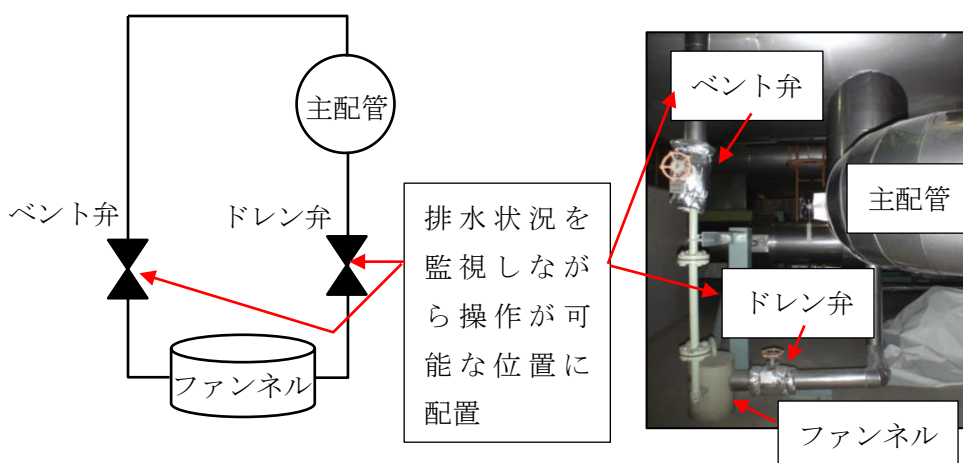


図 2-21 現場弁やファンネルの配置例

2.3 その他の誤操作防止対策

(1) 制御盤の保守点検

対象盤の銘板、対象操作器の機器名称・機器番号が記載された銘板により識別できるようにする。

制御盤の銘板管理例を図2-22に示す。

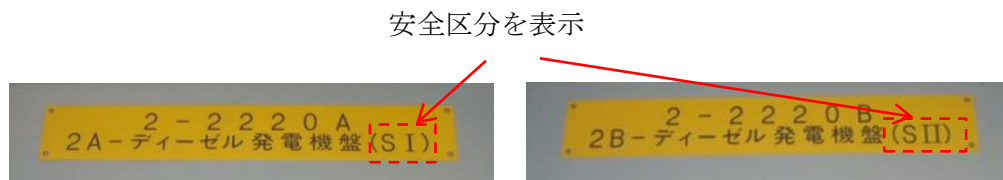


図2-22 制御盤の銘板管理例

(2) 操作禁止タグによる識別

点検、補修等の対象設備及び関連する設備について、操作を禁止するものには「操作禁止タグ」を取り付け、誤操作を防止している。

操作禁止タグ例を図2-23に示す。



白色：一般作業用
青色：第一種機器供用期間中検査（漏えい）用
黄色：原子炉格納容器漏えい率検査用

図2-23 操作禁止タグ例

a. 『操作禁止タグ』の運用について

中央制御室又は現場において安全処置を実施する場合は、操作禁止タグと対象機器を照合し、停電隔離操作を行った後操作禁止タグを取り付ける。

中央制御室におけるタグ運用を図2-24に、現場におけるタグ運用を図2-25に示す。



図 2-24 中央制御室におけるタグ運用



図 2-25 現場におけるタグ運用

(3) 定期事業者検査時の識別

定期事業者検査中において、中央制御室では各系統の状態を表示し、系統の「運転中」、「停止中」、「作業中」等を識別している。

系統状態の識別例を図 2-26 に示す。

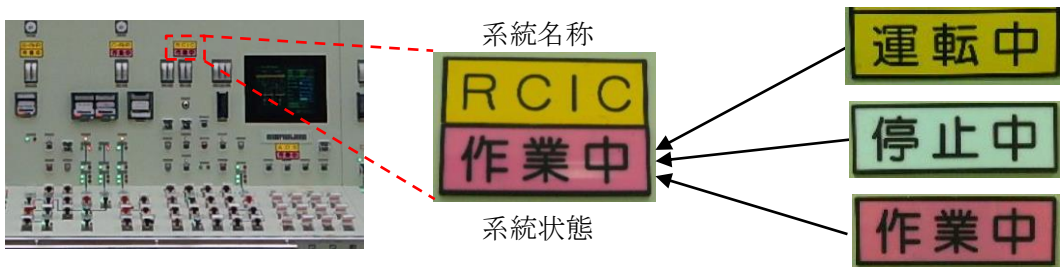


図 2-26 系統状態の識別例

(4) 運転中試験時の誤操作防止

プラント運転中の非常用炉心冷却系等の設備の定期試験では、中央制御室・現場の試験対象設備周辺に運転員を配置し、試験中は中央制御室と現場で適宜連絡・確認を取り合いながら手順に従い試験を進めることで、誤操作防止を図っている。

定期試験例を図 2-27 に示す。



図 2-27 定期試験例

3. 中央制御室から外の状況を把握する設備

3.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を図3-1に、配置を図3-2に示す。

(1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、地震及び津波）及び発電所構内の状況を、2号機排気筒、3号機北側防波壁上部（東）及び3号機北側防波壁上部（西）に設置する津波監視カメラ並びに2号機原子炉建物屋上、3号機原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上、一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置する構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水槽水位計

津波の来襲及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手するために、中央制御室に電話、FAX等を設置している。また、社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで、雷・降雨予報、天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。

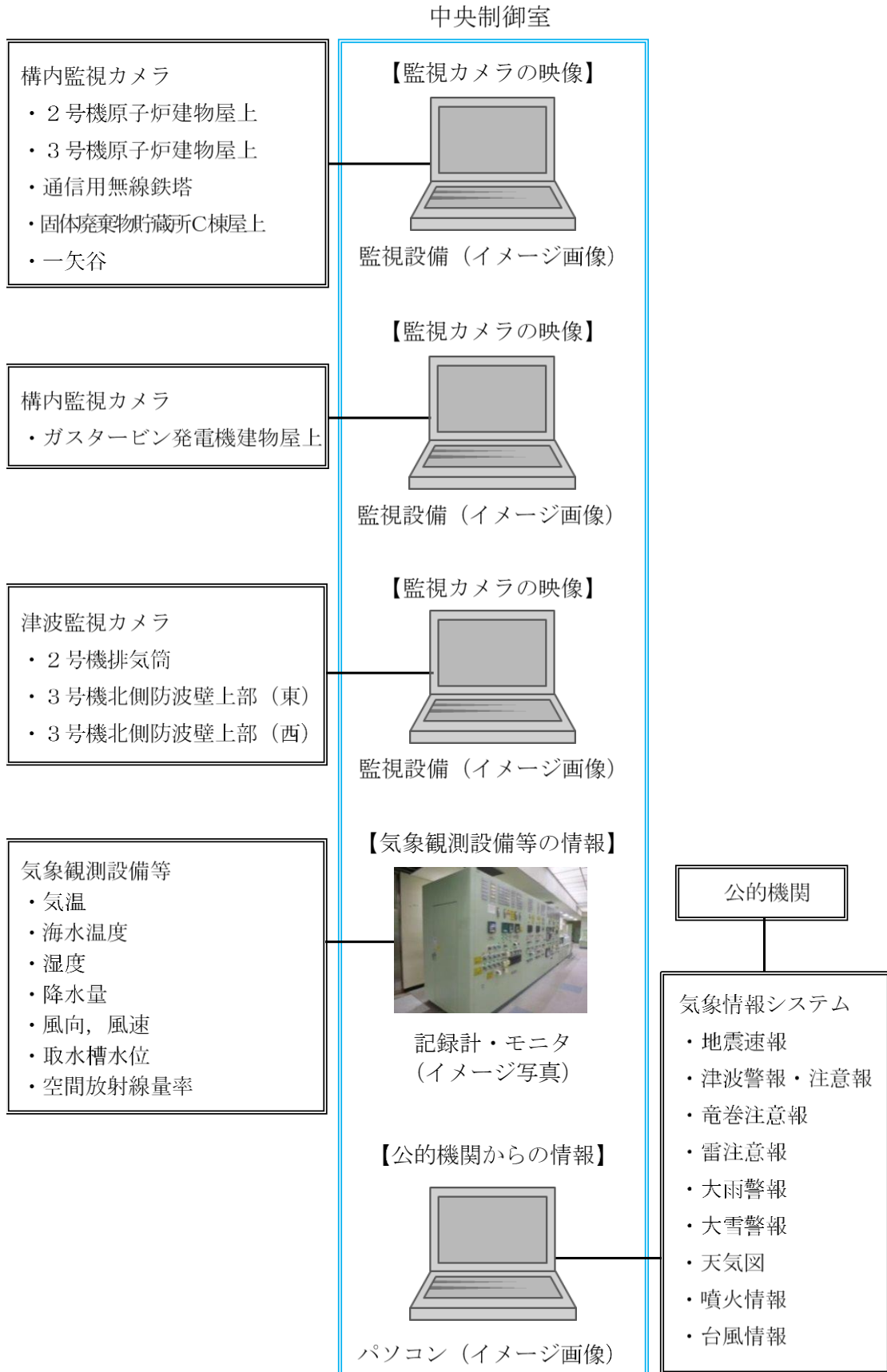


図 3-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

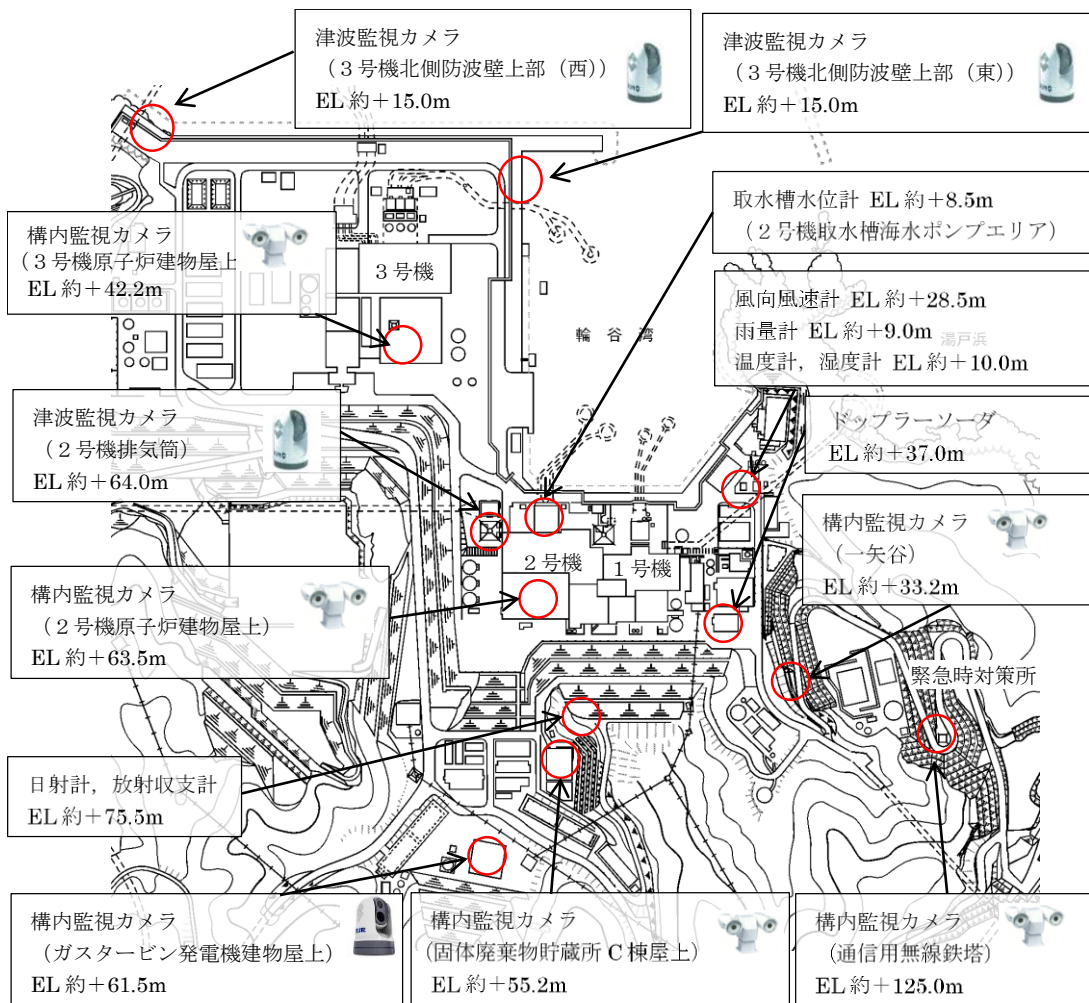


図 3-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

3.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、敷地前面における津波の来襲状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。また、津波監視カメラは基準津波の影響を受けない高所に3台（2号機排気筒、3号機北側防波壁上部（東）及び3号機北側防波壁上部（西））設置するとともに、監視に必要な要件を満足する仕様とする。

表 3-1 に津波監視カメラの概要を示す。

また、構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号機原子炉建物屋上、3号機原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上、一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。表 3-2 及び表 3-3 に構内監視カメラの概要を示す。

監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるよう配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握

可能である。監視カメラが監視可能な発電用原子炉施設及び周辺の構内範囲を図 3-3 に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで、外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

表 3-1 津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観 (イメージ)	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム 2 倍以上
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	S クラス
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	2 号機排気筒 1 台 3 号機北側防波壁上部（東） 1 台 3 号機北側防波壁上部（西） 1 台

表 3-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ										
外観 (イメージ)											
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ										
ズーム	可視光カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上										
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°										
暗視機能	可能（赤外線カメラ）										
耐震設計	Cクラス										
供給電源	非常用電源										
台数	<table border="0"> <tr> <td>通信用無線鉄塔</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>2号機原子炉建物屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>3号機原子炉建物屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物貯蔵所C棟屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>一矢谷</td> <td>1台</td> </tr> </table>	通信用無線鉄塔	1台	2号機原子炉建物屋上	1台	3号機原子炉建物屋上	1台	固体廃棄物貯蔵所C棟屋上	1台	一矢谷	1台
通信用無線鉄塔	1台										
2号機原子炉建物屋上	1台										
3号機原子炉建物屋上	1台										
固体廃棄物貯蔵所C棟屋上	1台										
一矢谷	1台										

表 3-3 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
外観 （イメージ）	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Cクラス（S s 機能維持）
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	ガスタービン発電機建物屋上 1台

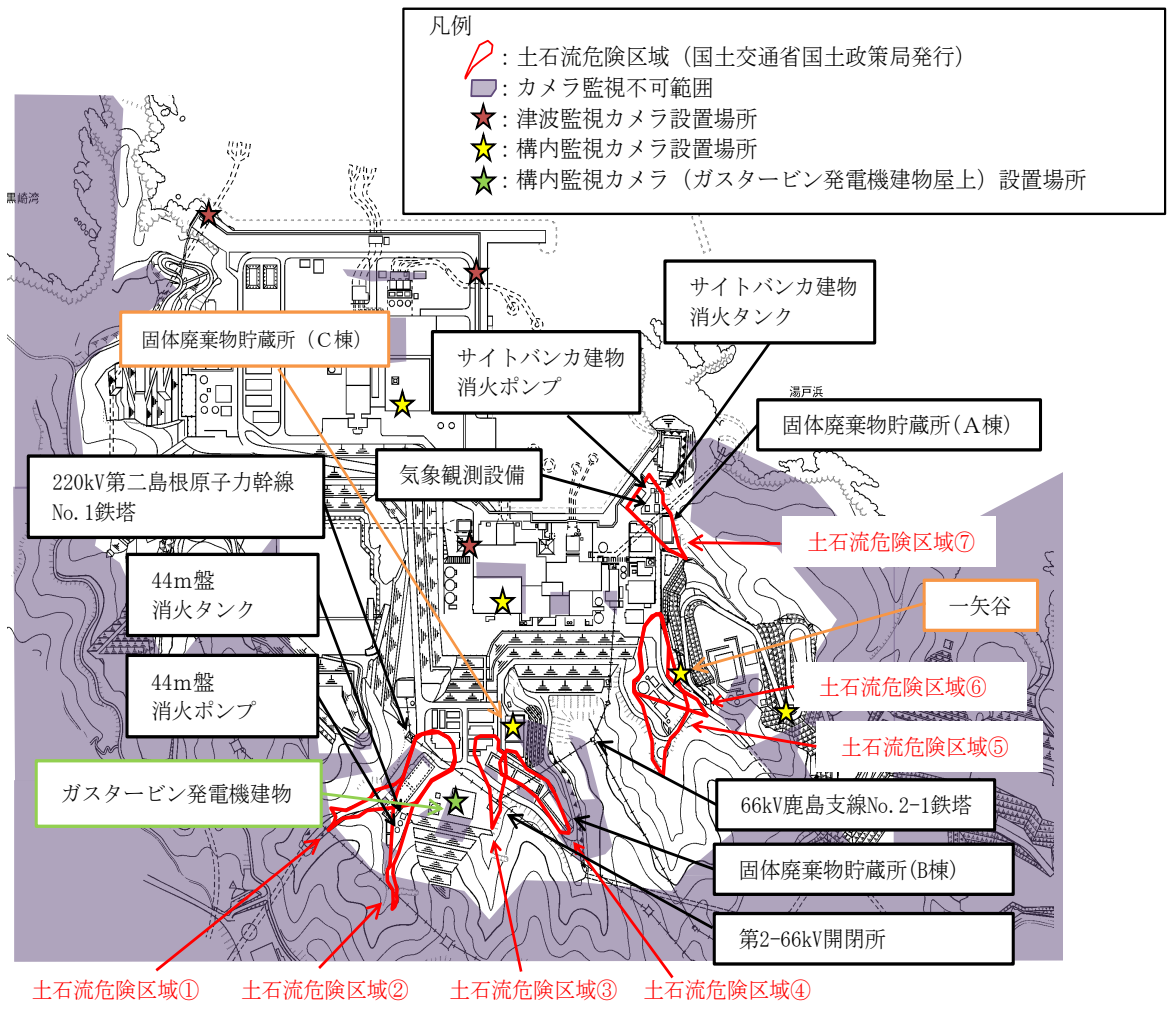


図 3-3 監視カメラの監視可能な範囲

3.3 監視カメラ映像サンプル

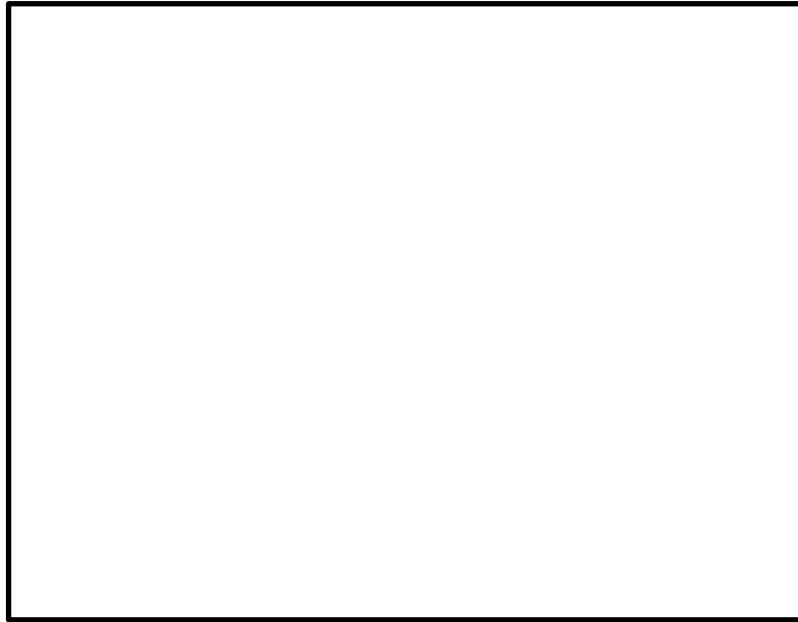
中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図 3-4、図 3-5 及び図 3-6 に示す。また、監視カメラの撮影方向を図 3-7 に示す



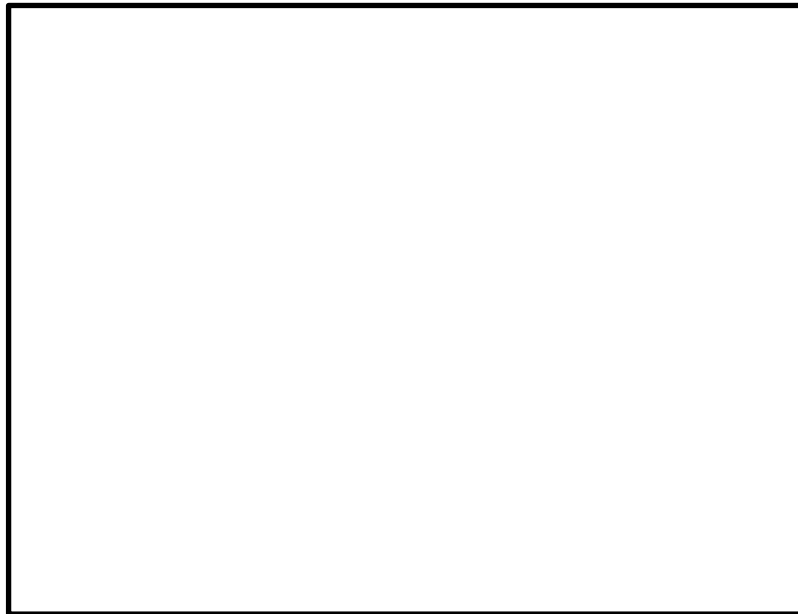
海方向（可視光）

海方向（赤外線）

図 3-4 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(津波監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)



(例) 津波監視カメラ（北側防波壁上部（東））にて北東方向

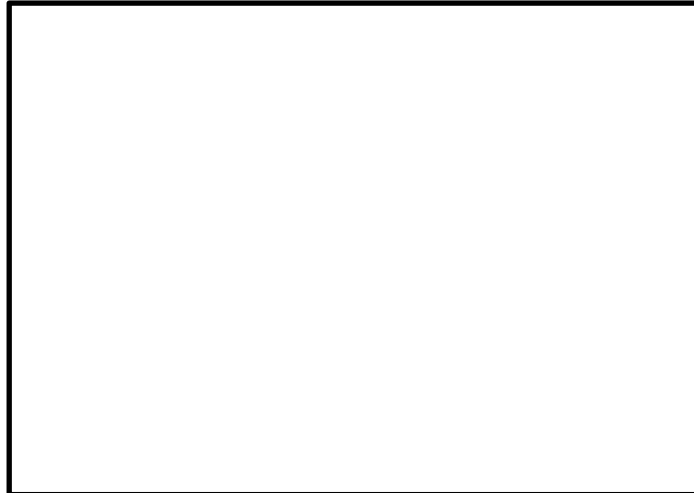


(例) 津波監視カメラ（北側防波壁上部（西））にて北方向

図 3-4 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(津波監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)



(例) 構内監視カメラ(通信用無線鉄塔)にて2号機原子炉施設方向

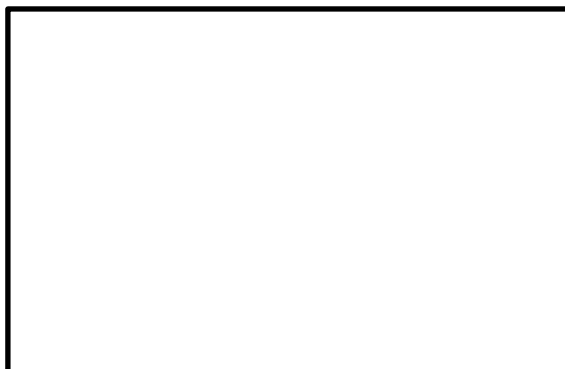


(例) 構内監視カメラ(2号機原子炉建物屋上)にて緊急時対策所方向



(例) 構内監視カメラ(3号機原子炉建物屋上)にて2号機原子炉施設方向

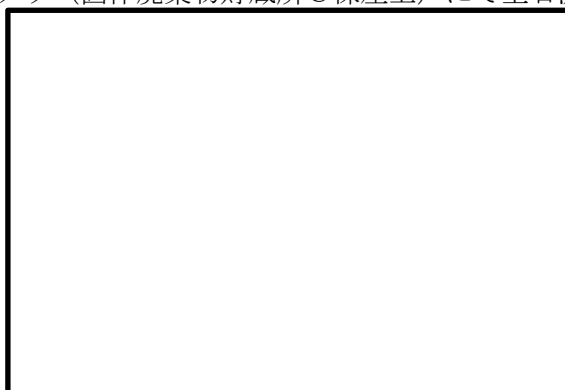
図3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域①方向



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域②方向



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域④方向



(例) 構内監視カメラ（一矢谷）にて土石流危険区域⑥方向

図 3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて
輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) の南側方向



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて
輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) の北側方向

図 3-6 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) の映像サンプル)

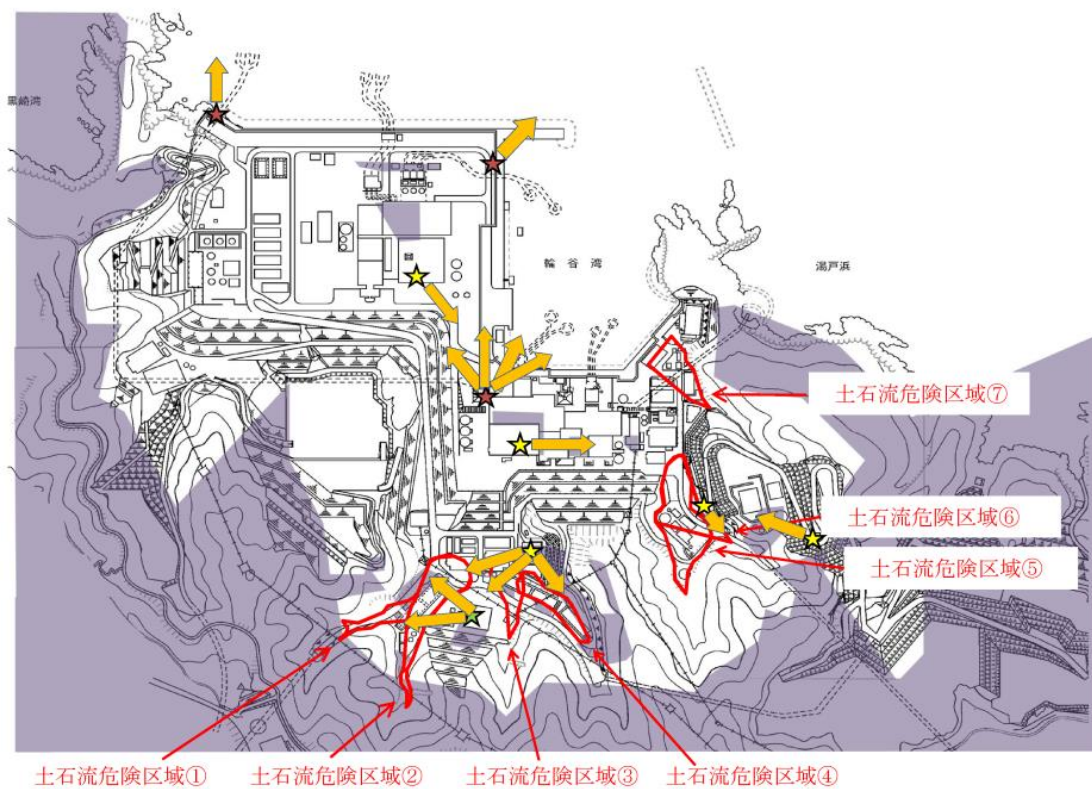


図 3-7 監視カメラの撮影方向

3.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震、津波並びに設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち、監視カメラにより把握可能な自然現象等を表3-4に示す。

表3-4 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる 発電用原子炉施設の外の状況	(参考) 監視カメラ以外の設備等 による把握手段
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	公的機関（地震速報）
津波	津波来襲の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	取水槽水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無	気象観測設備（風向，風速） 公的機関（台風，竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雨警報）
積雪	積雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雪警報）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	公的機関（雷注意報）
地滑り・土石流	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無	目視確認*1
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	公的機関（噴火警報）
生物学的事象	海生生物（クラゲ等）の襲来による原子炉施設への影響	取水槽水位計*2
外部火災*3	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響	目視確認*1
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無	目視確認*1

*1：建物外での状況確認

*2：取水口が閉塞した場合，取水槽水位が下がるため把握可能

*3：外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表 3-5 に示す。

表 3-5 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方	
気温	-10~40°C	設計基準温度（低外気温）である-8.7°Cが把握できる設計としている。	
雨量	0~80 mm	設計基準降水量である 77.9 mm（1 時間値）を把握できる設計としている。	
風向 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	全方位 (0~540°)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。	
風速 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	0~60m/s (EL28.5m) (10 分間平均値) 0~30m/s (EL65m, EL130m) (10 分間平均値)	設計基準風速である 30m/s（10 分間平均値）を把握できるものとする。	
日射量	0~1.429kW/m ²	大気安定度を識別できる設計とする。	
放射収支量	-0.257~0.1kW/m ²		
取水槽水位	EL-9.3~10.7m	基準津波による津波高さ（下降側）である EL-6.5m を把握可能な設計としている。なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。	
空間線量率 (モニタリングポスト No. 1~6)	低レンジ	10~10 ⁵ nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10 ⁸ nGy/h）を満足する設計とする。
	高レンジ	10~10 ⁸ nGy/h	

4. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

4.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を表4-1に示す。

表4-1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0～25.0vol%
	精度	±0.5vol%
	電源	電源：乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約15000時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	赤外線式
	測定範囲	0～10000ppm
	精度	±500ppm
	電源	電源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約7時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

中央制御室における酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度管理は、労働安全衛生法及び JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」に基づき、酸素濃度が 18%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を上回るおそれがある場合に、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

なお、法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

酸素濃度の人体への影響についてを表 4-2 に、二酸化炭素濃度の人体への影響を表 4-3 に示す。

(1) 酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）	
（定義）	
第二条	この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
一	酸素欠乏空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）	
第五条	事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を <u>十八パーセント以上</u> （第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

表 4-2 酸素濃度の人体への影響について

（〔出典〕厚生労働省ホームページ抜粋）

酸素濃度	症状等
21%	通常 of 空気状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛, 吐き気
12%	目まい, 筋力低下
8%	失神昏倒, 7~8 分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒, 呼吸停止, 死亡

(2) 二酸化炭素濃度

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」

(一部抜粋)

【付属書解説 2.5.2】 事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内のCO₂濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO₂濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO₂濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO₂濃度もこれに準拠する。

したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

表 4-3 二酸化炭素濃度の人体への影響について

（[出典]消防庁 二酸化炭素設備の安全対策について（通知）平成8年9月20日）

二酸化炭素濃度	症状等
<2%	はっきりした影響は認められない
2%～3%	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3～4%	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4～6%	上記症状，過呼吸による不快感
6～10%	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの付随運動を伴うこともある
10%<	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり

中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料

重大事故等時の中央制御室の機能

重大事故等時の中央制御室の機能

目 次

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について	1
1.1 重大事故等時の監視操作設備	1
1.1.1 設計方針	1
1.1.2 構成と機能分担	1
1.1.2.1 構成	1
1.1.2.2 機能分担	2
1.1.3 設計上の考慮事項	3
1.1.4 その他の中央制御室設計について	5
1.2 誤操作の防止	14
1.2.1 誤操作防止に係る設計方針について	14
1.2.2 表示機能について	24
1.2.2.1 重大事故操作盤の表示の例	25
1.2.3 操作機能について	26
1.2.3.1 重大事故操作盤の操作の例	27
1.2.4 警報表示機能	32
1.2.4.1 重大事故操作盤の警報表示の例	32
1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について	34
1.2.5.1 冗長化構成	34
1.2.5.2 ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順	34
2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について	35
2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備	35
2.2 常時起動とする設計について	37
2.3 表示パラメータ及びSBO時に監視可能なパラメータ	37
2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について	41
2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計	41
2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について	43

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について

島根原子力発電所第2号機では、重大事故等時の中央制御室における監視操作設備として、重大事故等対処設備として兼用する設計基準事故対処設備（以下「DB兼SA設備」という。）の制御盤と新たに設置する重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の制御盤（以下「SA用制御盤」という。）を用いる設計とする。

また、中央制御室の制御盤に係る設計基準事故対処設備としての要求事項及び設計方針に準じて、誤操作防止、電源の確保、試験・検査、信頼性及び環境条件等を考慮した設計とすることで、重大事故等を収束するために中央制御室で必要な監視及び操作が可能な設計とする。

本資料では、重大事故等時に運転員が中央制御室にて監視及び操作するための各設備の機能及び設計等について説明する。

1.1 重大事故等時の監視操作設備

1.1.1 設計方針

重大事故等時においては、原則として中央制御室における監視及び操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤のうち、DB兼SA設備の制御盤である中央監視操作盤及びその他制御盤は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても使用しており、重大事故等時においても引き続き使用する。SA設備の制御盤である重大事故操作盤及び重大事故監視盤は、通常運転時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時においては使用せず、重大事故等時においてのみ使用する。ただし、重大事故等発生時において、発生初期の監視操作を速やかに実施する観点から、通常運転時より起動しておく設計とする。

重大事故操作盤には、デジタル制御装置を適用し、耐震性を有したVDU*を使用したタッチオペレーション方式による監視及び操作が可能な設計とする。

また、重大事故等のうち全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）を考慮し、SA用制御盤への給電は直流電源とすることでSBO時においても重大事故操作盤にて必要な監視及び操作を中央制御室で継続可能な設計とする。

注記*：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

1.1.2 構成と機能分担

1.1.2.1 構成

中央監視操作盤及びその他制御盤は、DB兼SA設備のパラメータ及び補機類をハードウェア器具により監視及び操作が可能な設計とする。

重大事故操作盤は、原則として、重大事故等時に対処するために監視することが必要なパラメータ及び補機類（ただし、中央監視操作盤及びその他制御盤で監視するパラメータ及び操作する補機を除く）をVDUにより監視及び操作が可能な設計とし、VDUは重大事故操作盤に2台設置する。重大事故制御盤はデジタル制

御装置により構成し、重大事故変換器盤等を経由した SA 設備のパラメータ、プロセス計装盤を経由しアイソレータにより電氣的に分離された DB 兼 SA 設備のパラメータ等を入力し、重大事故等時の監視及び操作に必要な処理を行う。

重大事故監視盤は、重大事故等時に対処するために監視することが必要な SA 設備のパラメータをハードウェア器具により監視が可能な設計とする。

重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の構成概略を図 1-1 に示す。

1.1.2.2 機能分担

重大事故等時における中央監視操作盤、その他制御盤、重大事故操作盤及び重大事故監視盤の機能分担について、(1)パラメータ監視及び(2)補機操作の2つの観点で述べる。

(1) パラメータ監視

中央監視操作盤及びその他制御盤では、DB 兼 SA 設備のパラメータを監視可能な設計とする。

重大事故操作盤では、重大事故等時に対処するために監視することが必要な DB 兼 SA 設備のパラメータ及び SA 設備のパラメータの双方を監視可能な設計とする。

重大事故監視盤では、重大事故等時に対処するために監視することが必要な SA 設備のパラメータを監視可能な設計とする。

なお、重大事故等時に対処するために必要な情報は、安全パラメータ表示システム (SPDS) (「1, 2, 3号機共用 (SPDS データ収集サーバは1, 2号機共用)」(以下同じ。)) でも監視可能とする。

(2) 補機操作

中央監視操作盤及びその他制御盤では、DB 兼 SA 設備の補機操作が可能な設計とする。

重大事故操作盤では、SA 設備の補機操作及び DB 兼 SA 設備の補機操作が可能な設計とする。

上記を踏まえ、重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の機能分担を表 1-1 に整理する。

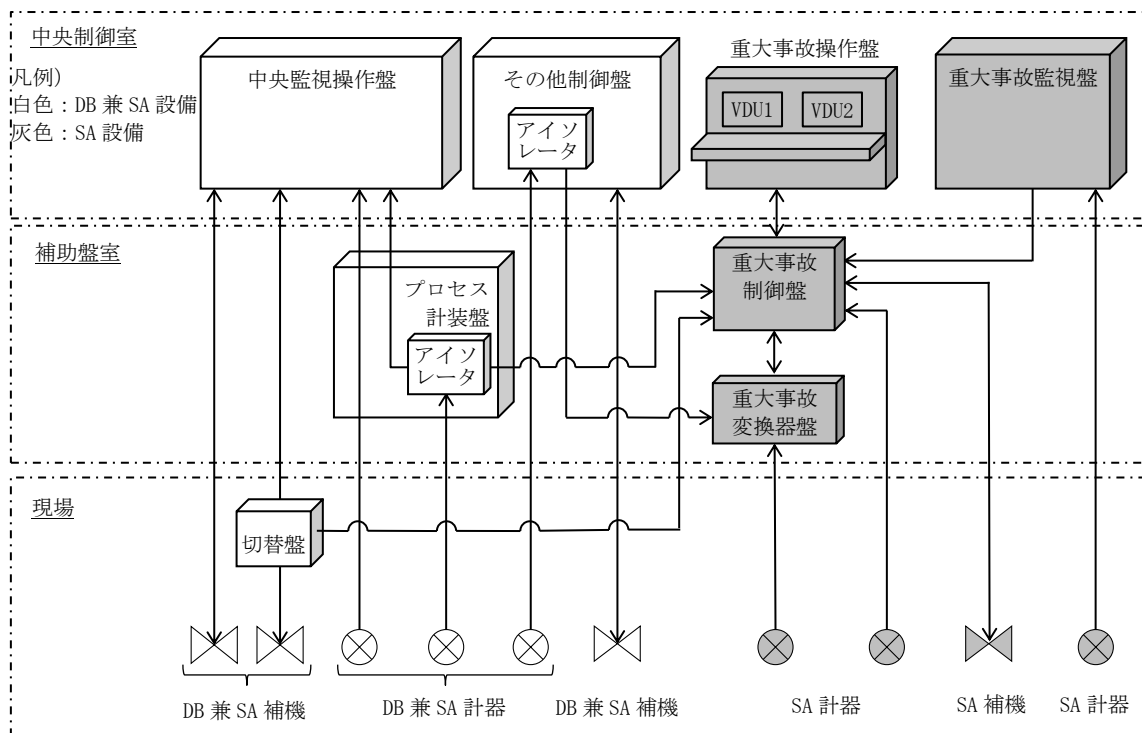


図 1-1 重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の構成概略

表 1-1 重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の機能分担

盤名称	監視	操作
中央監視 操作盤	DB兼SA設備のパラメータ 【例】・残留熱除去ポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	DB兼SA設備の補機 (ハードウェア操作器) 【例】・残留熱除去ポンプ ・主蒸気系逃がし安全弁
その他制 御盤	DB兼SA設備のパラメータ 【例】・出力領域計装	DB兼SA設備の補機 (ハードウェア操作器) 【例】・非常用ガス処理系排風機
重大事故 操作盤	DB兼SA設備及びSA設備のパラメータ 【例】・残留熱除去ポンプ出口圧力 ・高圧原子炉代替注水流量	DB兼SA設備及びSA設備の補機 (タッチオペレーション) 【例】・残留熱除去系注水弁 ・高圧原子炉代替注水弁
重大事故 監視盤	SA設備のパラメータ 【例】・燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ) (SA)	—

1.1.3 設計上の考慮事項

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤については，次の各条件を考慮した設計とする。その他に考慮した事項については，「2.

重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について」に示す。

(1) 誤操作防止に対する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，誤操作防止を考慮した設計とする。

特に，重大事故操作盤においては，タッチオペレーションを行ううえでの人間工学的観点を検討し運転員の誤操作を防止する設計とする。タッチオペレーションに対する誤操作防止の詳細については，「1.2 誤操作防止」で述べる。

(2) 電源に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の交流電源及び常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備の直流電源から給電され，重大事故等時においても機能を喪失しない設計とする。

重大事故等時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に失敗しSBOが継続した場合には，負荷低減のため不要な直流負荷を切離し，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電することにより，中央制御室で必要な監視及び操作を継続可能な設計とする。常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，可搬型直流電源設備から給電する。

また，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は重大事故等時にのみ使用するが，重大事故等が発生した初期において運転員による監視及び操作を速やかに実施する観点から，常時起動とし通常運転時から給電する設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の各運転状態で使用する設備については，「2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備」に示す。常時起動とする設計については，「2.2 常時起動とする設計について」に示す。

(3) 試験及び検査に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，各盤で監視又は操作を行う器具及び機器等の試験及び検査が行える設計とする。

(4) 信頼性に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，高い信頼性を有する設計とする。なお，更なる信頼性向上に資する自主対策として，重大事故操作盤には，ソフトウェアの機能喪失時にハードウェア器具により補機操作回路に信号を入力可能な設計を採用するとともに，必要な手順を整備することとする。詳細な手順は「1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について」に示す。

また，自己診断機能によりデジタル制御装置やネットワークの異常を検知可能な設計とする。

(5) 環境条件に関する考慮

環境条件については、下記の各条件を考慮した設計とする。

a. 耐震性に対する考慮

添付書類VI-2-6-7-2「計測装置の盤の耐震性についての計算書」による。

b. 耐サージ性に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等 (3) 電磁的障害」による。

c. 温度、湿度に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」による。

d. 火災に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等 (4) 周辺機器等からの悪影響」による。

e. 放射線に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の「2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重、(5) 設置場所における放射線の影響」による。

1.1.4 その他の中央制御室設計について

(1) 制御盤配置

- ・中央制御室の監視操作エリアは、すべての運転状態において運転員がそれぞれの運転タスクを行えるよう区分等を考慮する。
- ・中央制御室の監視操作エリアは、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。

(2) 照明設備及び換気設備

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備として照明設備及び換気設備を設置する。これらの設備については、重大事故等が発生した場合においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とする。

ガスタービン発電機の容量は、重大事故等対策の有効性評価で考慮している事象の

うち、最大負荷を要求される事象に対して、十分な容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、直流非常灯に加え、満充電から8時間無充電で点灯するLEDライト（三脚タイプ）を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後約70分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。

- ・非常用照明 照度：700ルクス（ベンチ盤操作部エリア設計値）
300ルクス（鉛直にある計器面設計値）
- ・直流非常灯 照度：20ルクス以上（「JIS Z 9125（2007）屋内作業場の照度基準」において、通常の照明状態における人の顔を識別できる照度）

中央制御室の全照明が消灯した場合には、ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できるLEDライト（三脚タイプ）により必要な照度を確保する。仮に、これらの照明が活用できない場合においても必要な照度を確保できるよう、ヘッドライト等の資機材を中央制御室に配備する。

表1-2に中央制御室に配備しているLEDライト（三脚タイプ）及び資機材の概要を示す。

中央制御室の全照明が消灯した場合に使用するLEDライト（三脚タイプ）は、2個使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、操作箇所に応じてLEDライト（三脚タイプ）の向きを変更することにより、照度を確保できることを確認している。（図1-2 参照）

LEDライト（三脚タイプ）の照度は、シミュレーション施設を用いて、中央制御室にて制御盤から約6mの位置に設置した場合を想定した実測値として、中央制御室の全照明が消灯した状態の制御盤にて、平均で20ルクス以上の照度を確保している。

また、中央制御室待避室にて使用するLEDライト（ランタンタイプ）は、2個使用する。個数は、シミュレーションにて監視及び中央制御室空気供給系流量調節弁の操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、操作箇所に応じてLEDライト（ランタンタイプ）を移動することにより、照度を確保できることを確認している。（図1-3参照）

LEDライト（ランタンタイプ）の照度は、シミュレーションにて、中央制御室待避室の中央制御室空気供給系流量調節弁から約3mの位置に設置した場合を想定した実測値として、室内照明全消灯状態にて、平均で20ルクス以上の照度を確保している。

また、換気設備は、ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備が起動するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、保守的に、全交流動力電源喪失後、2時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されていることを確認している。（図1-4～図1-8参照）

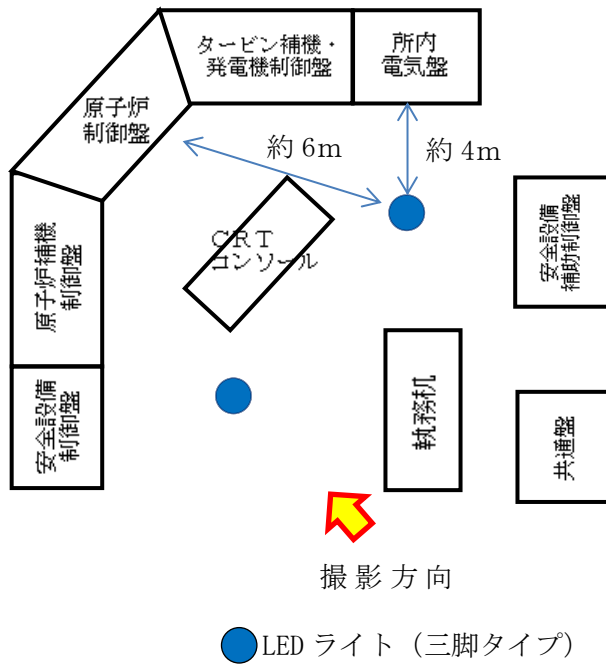
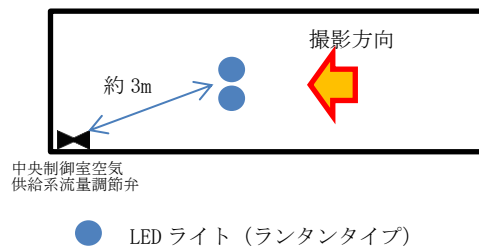


図 1-2 シミュレーション施設における LED ライト (三脚タイプ) 確認状況



(シミュレーション)

図 1-3 シミュレーションにおける LED ライト (ランタンタイプ) 確認状況

表 1-2 中央制御室に配備している LED ライト（三脚タイプ）及び資機材の概要

機器名称及び外観	数量	仕様
<p>LED ライト（三脚タイプ）</p> 	<p>2 個 (予備 1 個)</p>	<p>電源：交流 100V* 点灯可能時間：8 時間（蓄電池）</p>
<p>懐中電灯</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>9 個 (予備 2 個)</p>	<p>電源：乾電池（単三） 点灯可能時間：約 11 時間</p>
<p>ヘッドライト</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>9 個 (予備 2 個)</p>	<p>電源：乾電池 （単四×3） 点灯可能時間：約 20 時間</p>
<p>LED ライト (ランタンタイプ)</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>8 個 (予備 4 個)</p>	<p>電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間：約 7 時間</p>

注記*：常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能

- ・通常時，中央制御室送風機により中央制御室の換気を行う。

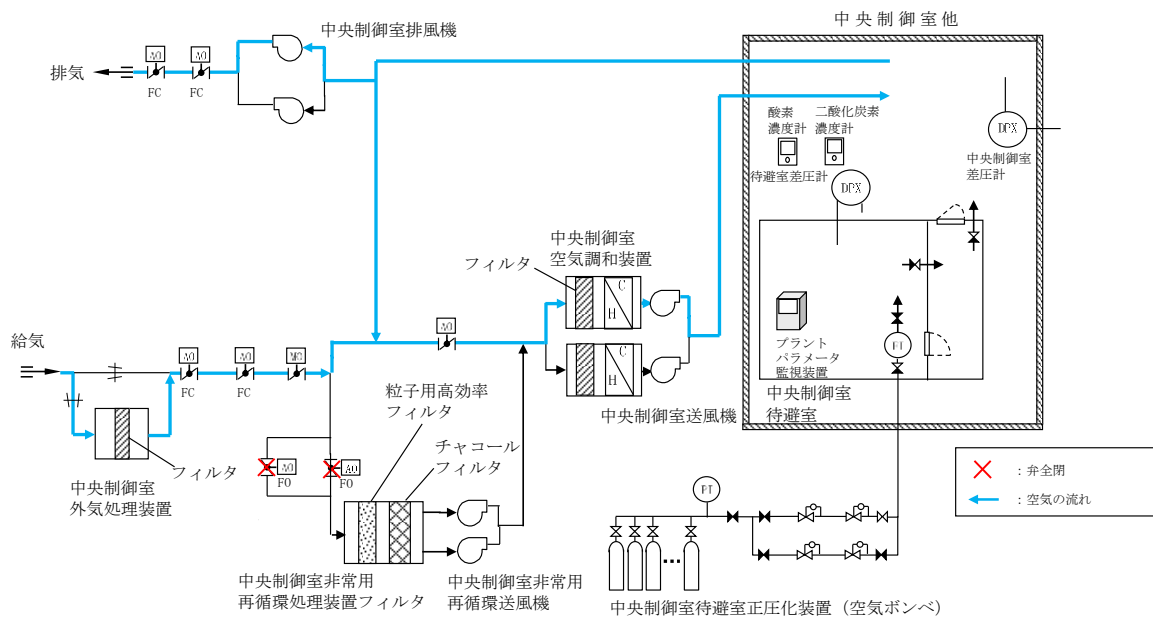


図1-4 中央制御室空調換気系の概要図 (通常時)

- ・設計基準事故時等には外気との連絡口を遮断し，中央制御室送風機により，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転とし，運転員等を放射線被ばくから防護する。
- ・また，外気との遮断が長期にわたり室内の環境が悪くなった場合には，外気を浄化しながら取り入れる外気連続少量取入モードとすることが可能である。

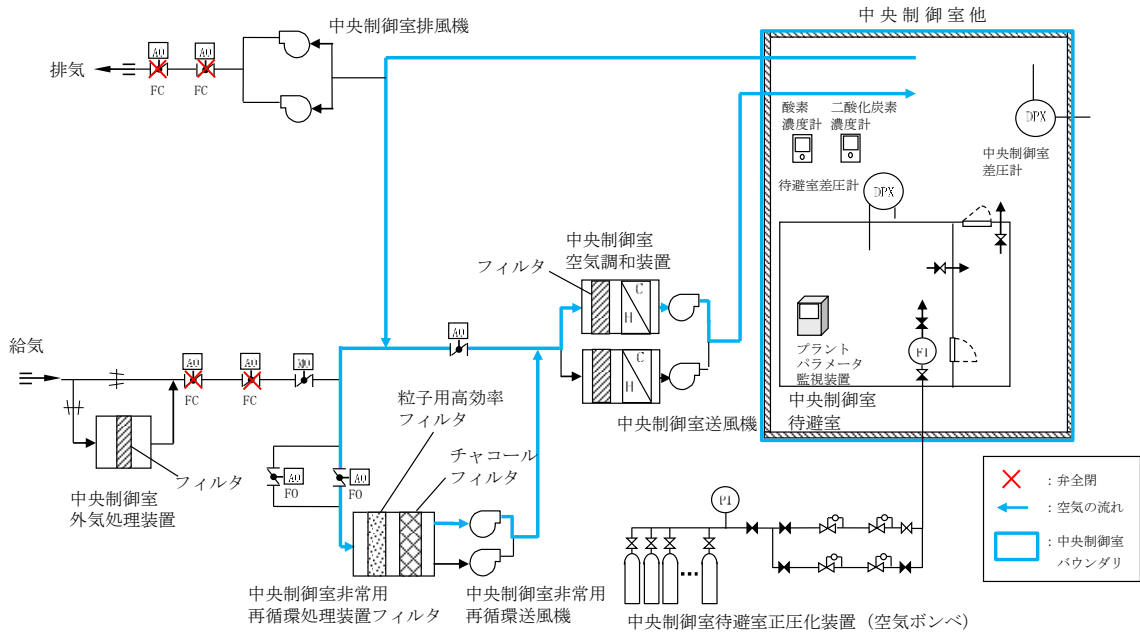


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転）

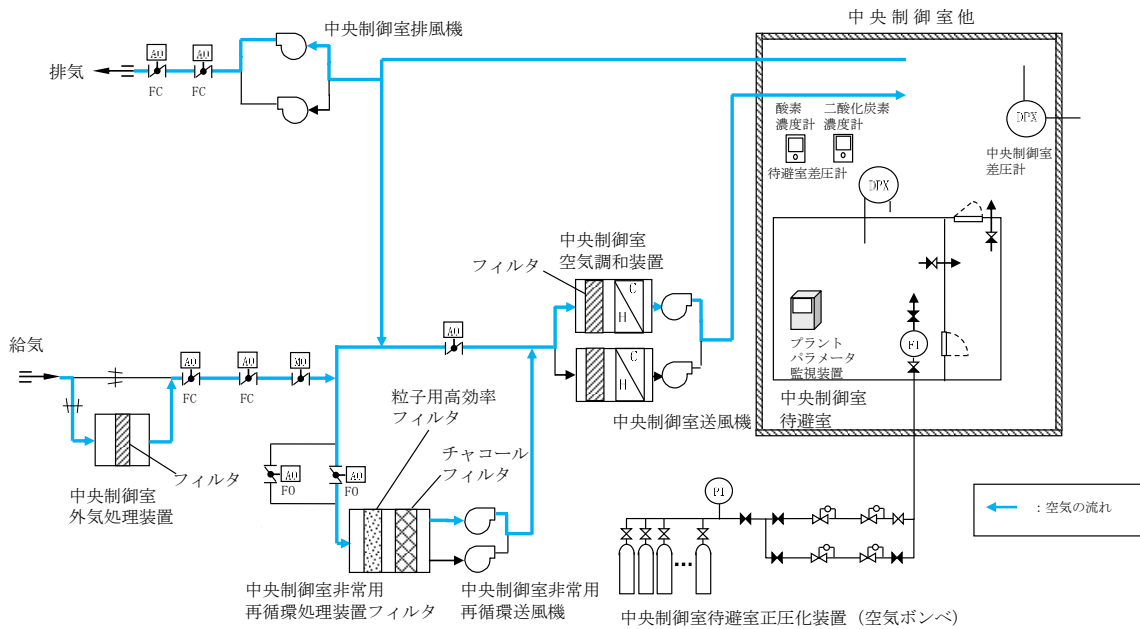


図1-6 中央制御室空調換気系の概要図（外気連続少量取入モード）

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより浄化した外気を、中央制御室バウンダリ内に給気し中央制御室バウンダリを正圧化することで、運転員を放射線被ばくから防護する。

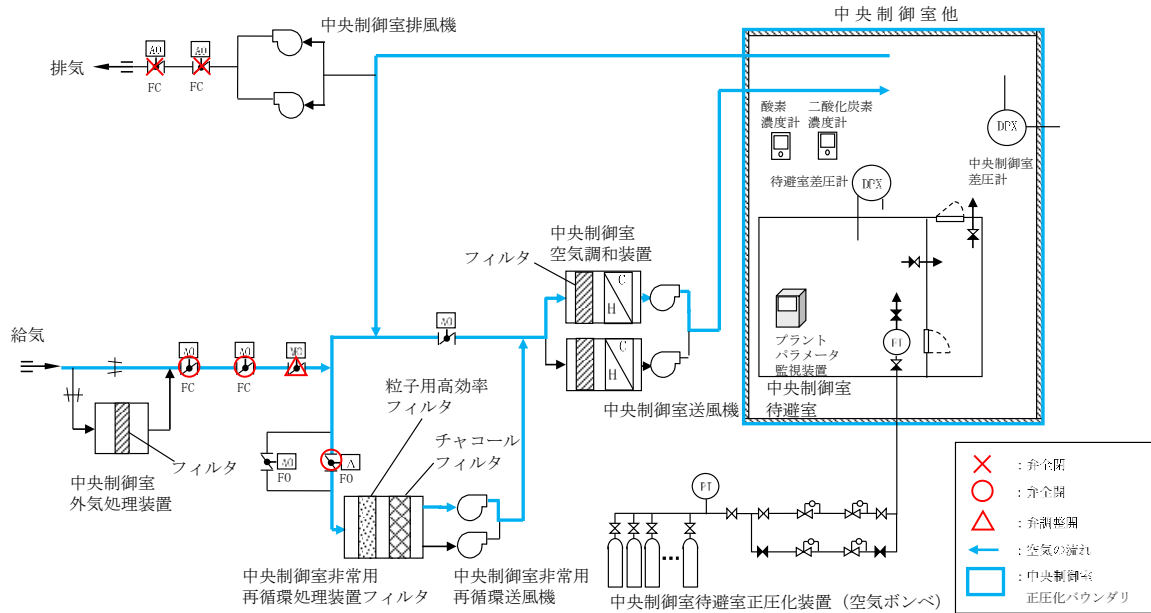


図1-7 中央制御室空調換気系の概要図 (加圧運転 (プルーム通過前及びプルーム通過後))

- ・さらに、炉心の著しい損傷が発生した後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては、中央制御室を中央制御室換気系の系統隔離運転により外気から隔離し、中央制御室内への放射性物質の取り込みを低減するとともに、中央制御室待避室を空気ポンベにより正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる運転員等の被ばくを低減させることが可能である。

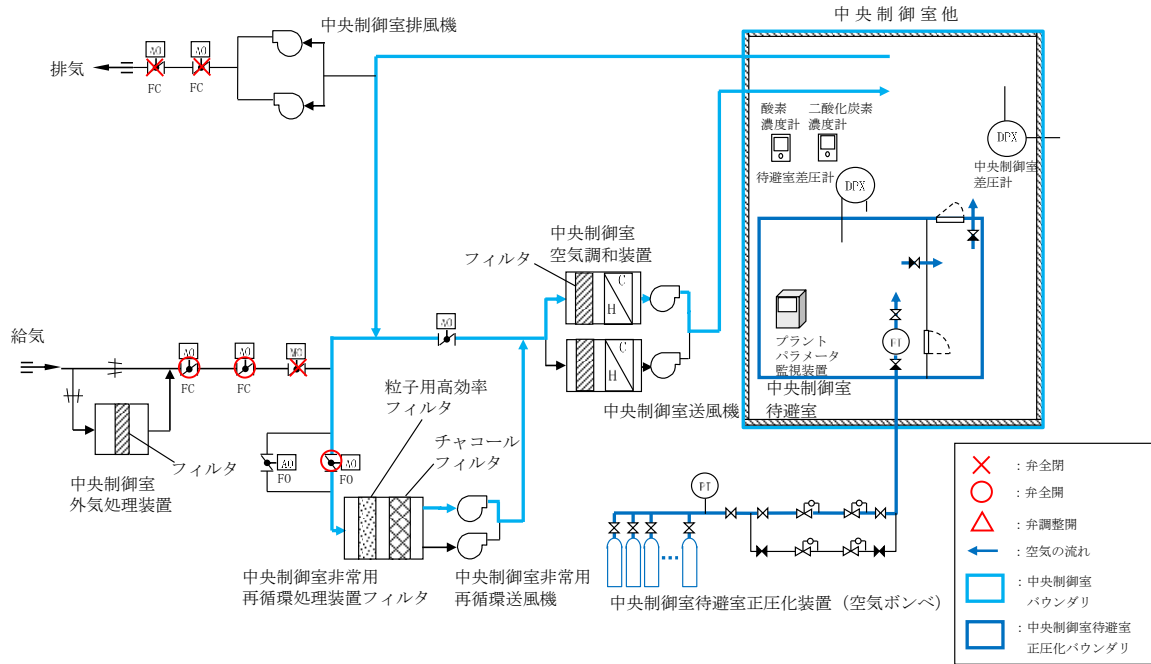


図1-8 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転（プルーム通過時））

【設備仕様】

- ・ 中央制御室送風機
台数：1（予備 1）
容量：120,000m³ /h/台
- ・ 中央制御室非常用再循環送風機
台数：1（予備 1）
容量：32,000m³ /h/台
- ・ 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）
本数：15（予備 35）
容量：約 50L/本

(3) 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象として、想定される起因事象と同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作できる設計とするための対応については、補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応」及び「表 1-2 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応」に示す。

1.2 誤操作の防止

1.2.1 誤操作防止に係る設計方針について

(1) 監視・操作対象

重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータを表1-3に、操作対象システムを表1-4に示す。

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (1/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉圧力容器内の温度	1	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
	2	原子炉圧力	—	—	○	
	3	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	4	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	5	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	6	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	7	残留熱除去系熱交換器入口温度	—	—	○	
原子炉圧力容器内の圧力	1	原子炉圧力	—	—	○	
	2	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	4	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	5	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
原子炉圧力容器内の水位	1	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	2	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	4	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	5	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	7	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	8	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (2/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉圧力容器内の水位	9	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	10	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	11	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	12	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	13	原子炉圧力	—	—	○	
	14	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	15	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
原子炉圧力容器への注水量	1	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	
	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	7	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	8	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	9	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	10	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	11	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	12	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	13	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	14	原子炉水位 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (3/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器への注水量	1	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	2	格納容器代替スプレイ流量	—	—	○	
	3	ペDESTAL代替注水流量	—	—	○	
	4	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	5	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	7	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	8	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	9	ドライウエル水位	—	—	○	
	10	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	11	ペDESTAL水位	—	—	○	
	12	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	13	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
原子炉格納容器内の温度	1	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	2	ペDESTAL温度 (S A)	—	—	○	
	3	ペDESTAL水温度 (S A)	—	—	○	
	4	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	6	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	7	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (4/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器内の圧力	1	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	2	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	3	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	4	ペDESTAL温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
原子炉格納容器内の水位	1	ドライウエル水位	—	—	○	
	2	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	3	ペDESTAL水位	—	—	○	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	7	格納容器代替スプレイ流量	—	—	○	
	8	ペDESTAL代替注水流量	—	—	○	
	9	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	10	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
原子炉格納容器内の水素濃度	1	格納容器水素濃度 (B系)	—	—	○	
	2	格納容器水素濃度 (S A)	—	—	○	
原子炉格納容器内の放射線量率	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	—	○	○	
	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	—	○	○	
未臨界の維持又は監視	1	中性子源領域計装	—	○	—	
	2	中間領域計装	—	○	—	
	3	出力領域計装	—	○	—	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (5/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	1	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	2	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	○	
	3	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	4	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	—	—	○	
	5	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	7	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	8	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	9	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	10	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
	11	ドライウェル温度 (S A)	—	—	○	
	12	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)	1	スクラバ容器水位	—	—	○	
	2	スクラバ容器圧力	—	—	○	
	3	スクラバ容器温度	—	—	○	
	4	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	5	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	6	第1ベントフィルタ出口水素濃度	—	—	○	
	7	ドライウェル圧力 (S A)	—	—	○	
	8	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	9	格納容器水素濃度 (B系)	—	—	○	
	10	格納容器水素濃度 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(6/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	—	—	○	
	2	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	○	
	3	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	4	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	6	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	—	
	7	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	1	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	2	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	4	原子炉圧力	—	—	○	
	5	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	1	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	2	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	3	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	1	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	2	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	3	原子炉圧力	—	—	○	
	4	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(7/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
水源の確保	1	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	2	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	3	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	
	6	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	7	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	8	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	9	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	10	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	—	
	11	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	12	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	13	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	14	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—	—	○	
	15	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	16	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	17	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	18	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
原子炉建物内の水素濃度	1	原子炉建物水素濃度	—	—	○	
	2	静的触媒式水素処理装置入口温度	—	—	○	
	3	静的触媒式水素処理装置出口温度	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(8/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器内の酸素濃度	1	格納容器酸素濃度 (B系)	—	—	○	
	2	格納容器酸素濃度 (SA)	—	—	○	
	3	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	—	○	○	
	4	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ)	—	○	○	
	5	ドライウエル圧力 (SA)	—	—	○	
	6	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	—	—	○	
燃料プールの監視	1	燃料プール水位 (SA)	—	—	○	
	2	燃料プール水位・温度 (SA)	—	—	○	
	3	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	4	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能

表1-4 重大事故等時の監視操作設備の操作対象系統

機器操作設置場所	操作対象系統
中央監視操作盤	ATWS緩和設備 主蒸気系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等
その他制御盤	中央制御室空調換気系 非常用ガス処理系 燃料プール冷却系 等
重大事故操作盤	ペDESTAL代替注水系 残留熱代替除去系 高圧原子炉代替注水系 低圧原子炉代替注水系 格納容器代替スプレイ系 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 等

(2) 盤面機器表示機能，操作機能及び警報機能

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，中央制御室の制御盤が設計基準事故対処設備として考慮している誤操作防止設計を踏襲し，盤面機器及び盤面表示（操作器，指示計，警報）をシステムごとにグループ化した配列等を行うことで，重大事故等時においても運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができるものとする。

1.2.2 表示機能について

(1) 運転員に必要な情報は，理解しやすい表示方法とする。

（例）補機／弁等のシンボルの形状・状態変化の統一

(2) VDUを用いる場合は，表示画面は運転員の慣習に適合した情報表示とする。

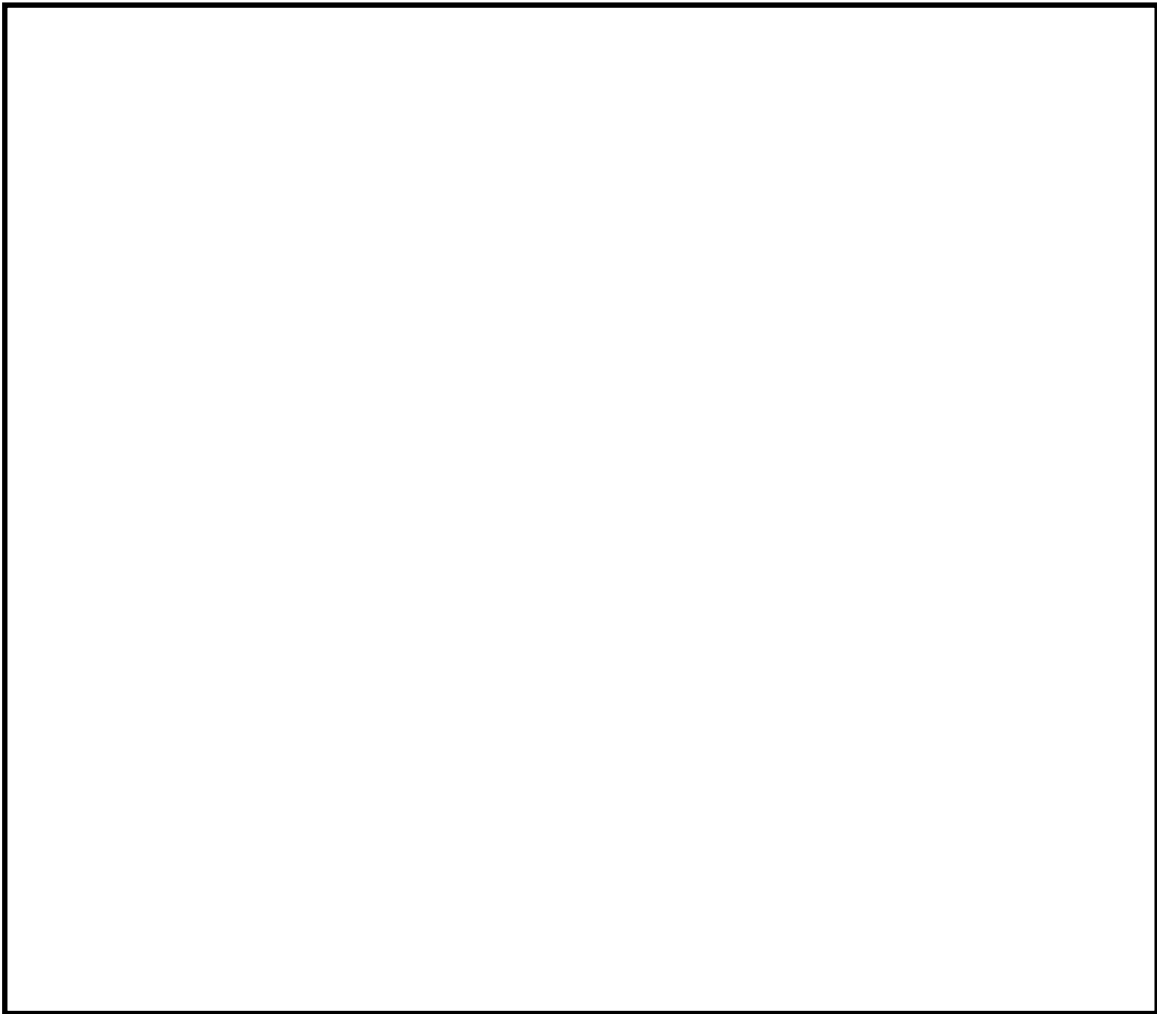
（例）機器を上からA/B/Cの順に表示

(3) VDUを用いる場合は，事故時等，監視操作範囲が複数の系統に渡るタスクでは，処置に則した監視情報と操作器を極力1画面に表示する。

(4) 操作器は，標準的な形状を設け，釦の配置位置や大きさ等可能な限り統一することで，誤操作防止を図る。

以下，VDUを用いた場合の表示機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤，その他制御盤の表示機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準じることとする。

1.2.2.1 重大事故操作盤の表示の例

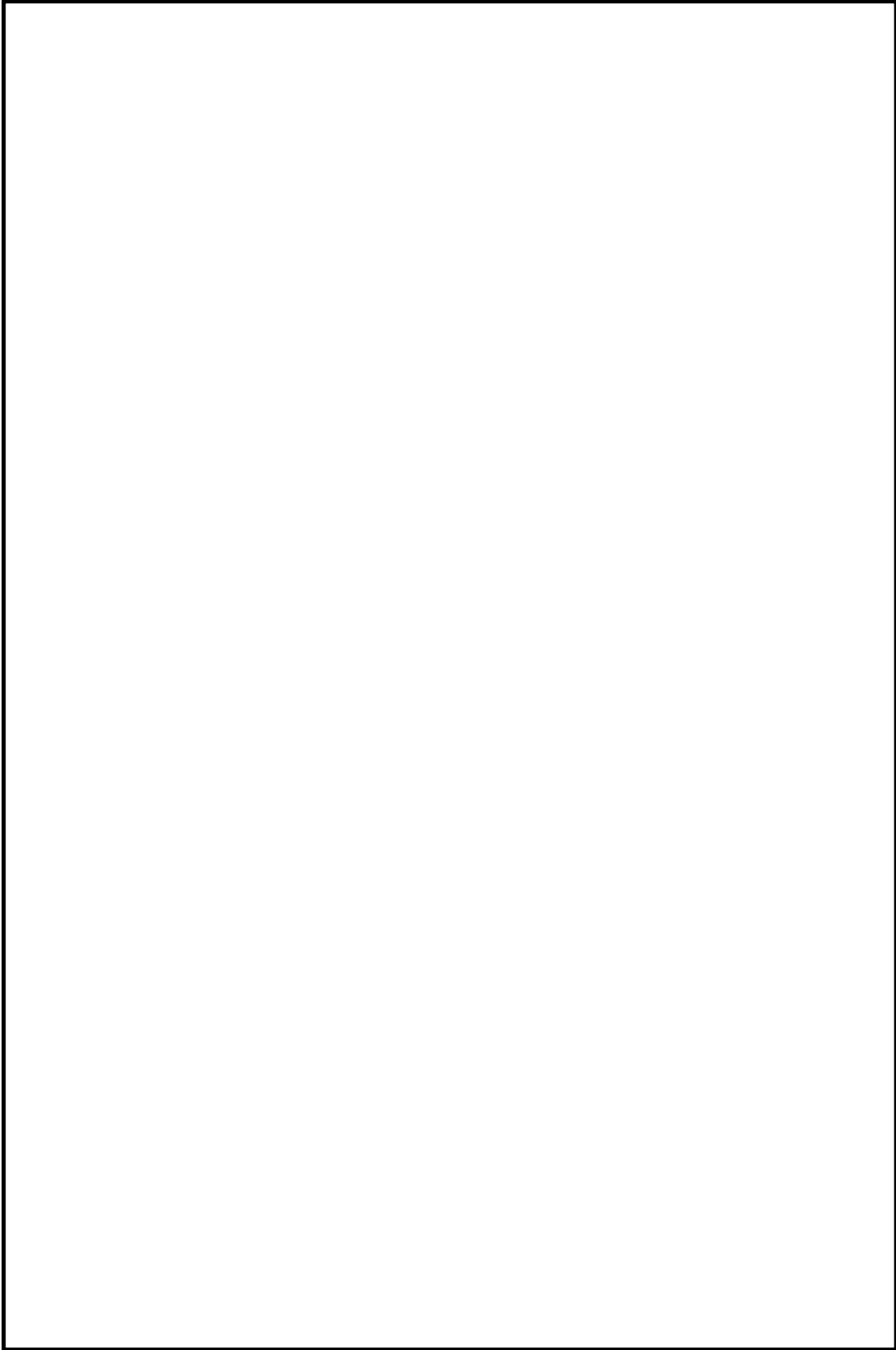


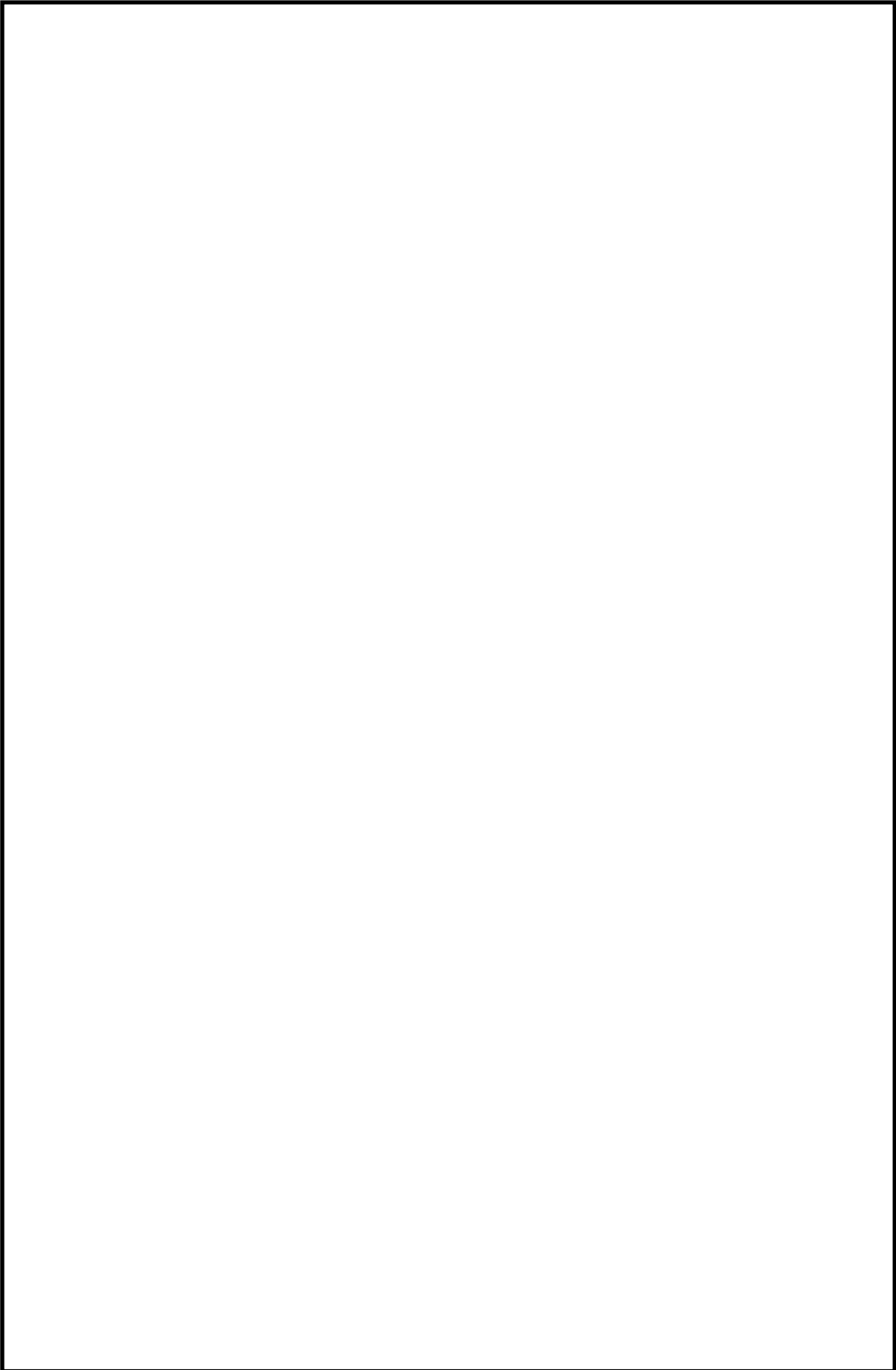
1.2.3 操作機能について

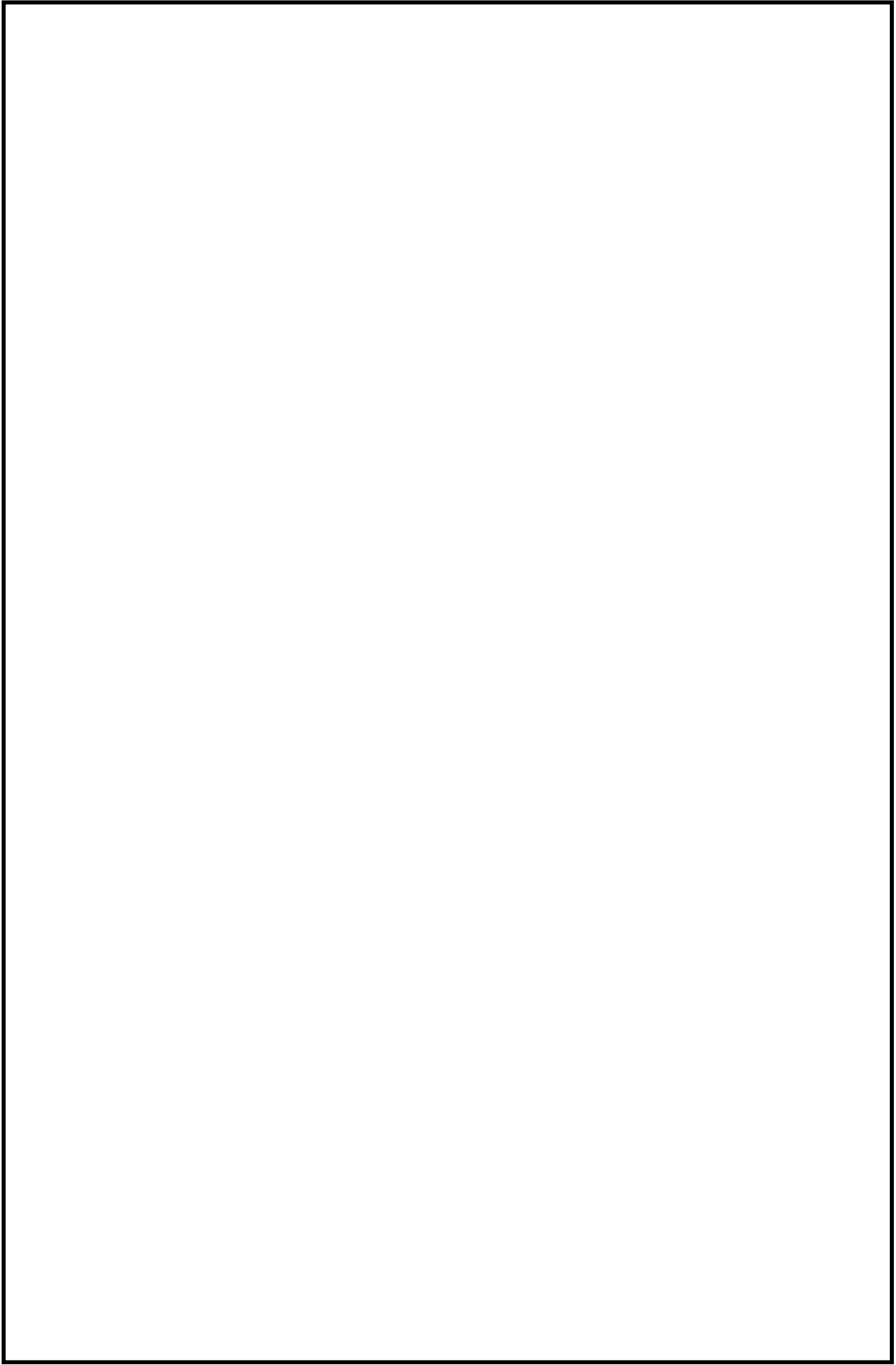
- (1) 操作器は運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。
(例) 操作器内の釦は左が「切（閉）」，右が「入（開）」
- (2) 操作器は，色，形状，大きさのコーディングや操作方法に一貫性を持たせる設計とする。
- (3) VDUを用いる場合は，画面のタッチ領域は十字カーソル等とし，タッチ可能な領域を識別するとともに，操作信号を出力するタッチ領域は十分な大きさを確保し，隣接するタッチ領域とも距離を離す。
- (4) VDUを用いる場合は，操作信号を出力する操作器は，操作器をアクティブにした状態でないと操作器の操作が行えないようにする。

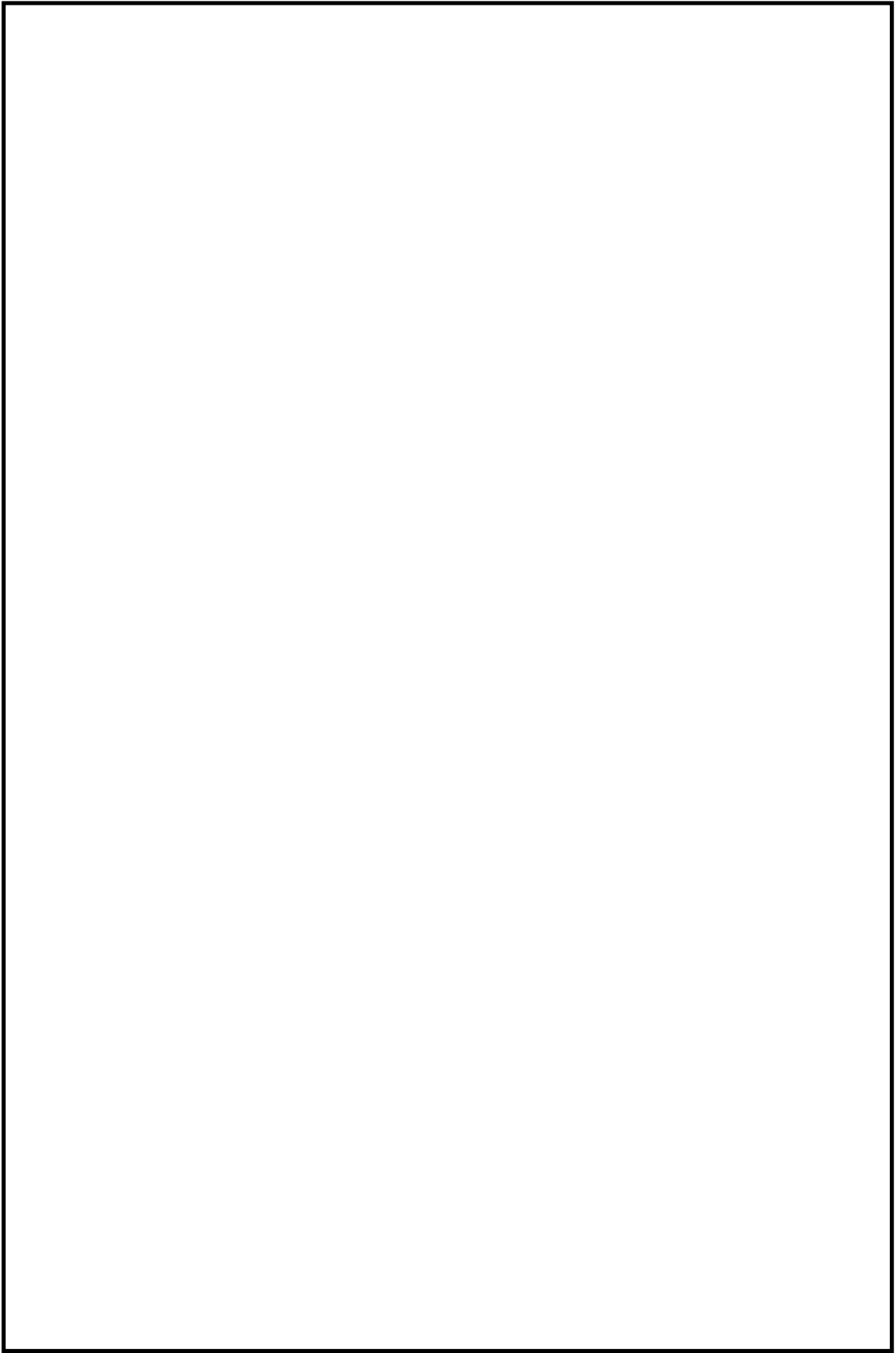
以下，VDUを用いた場合の操作機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤及びその他制御盤の操作機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準拠することとする。

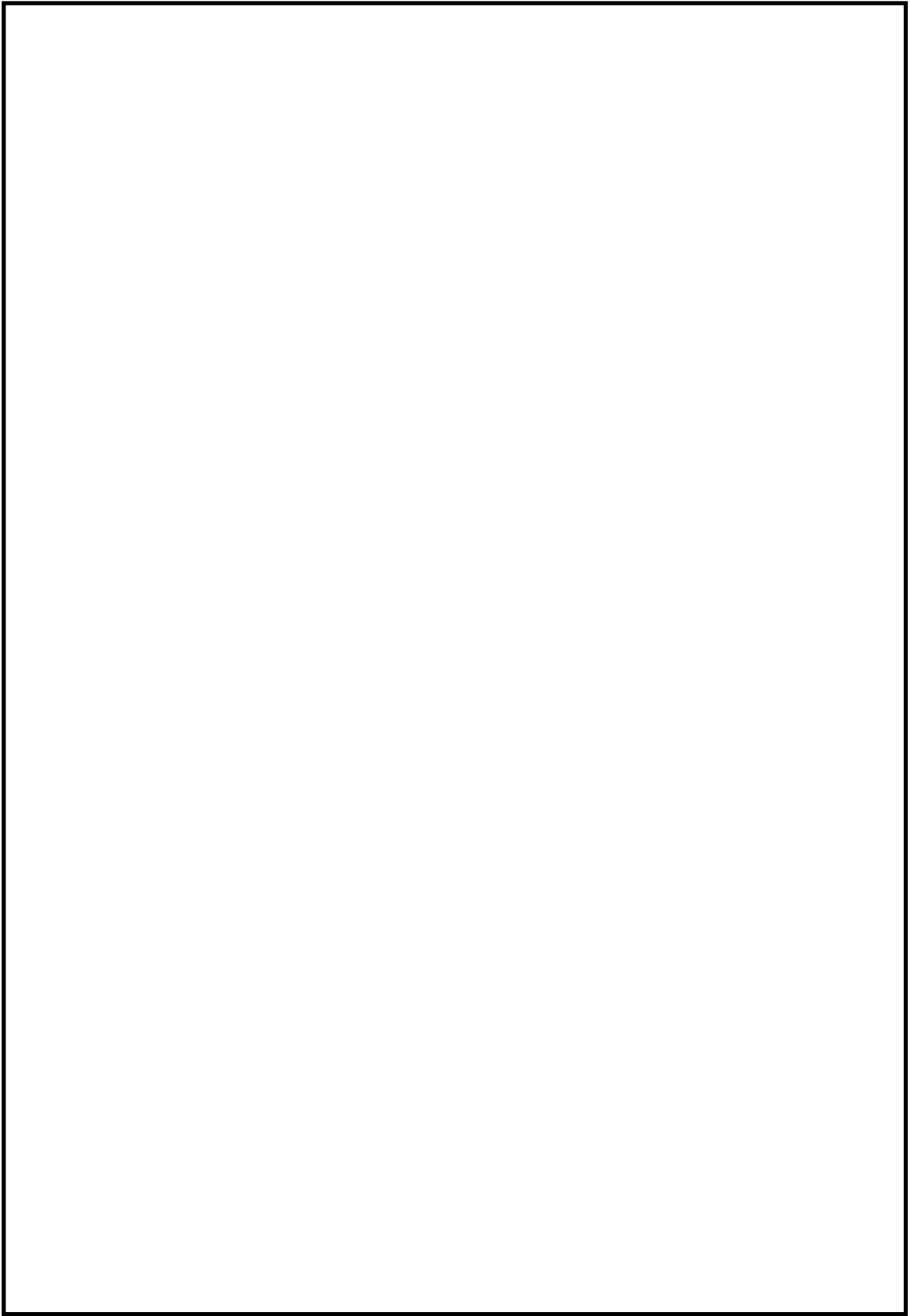
1.2.3.1 重大事故操作盤の操作の例











1.2.4 警報表示機能

警報発信時は、吹鳴音を吹鳴させ、中央監視操作盤の代表警報及びVDUの警報を点滅表示させる。また、警報の重要度・緊急度を確実かつ容易に識別・判断できるように色による識別を行う。

警報の重要度は警報の色により識別可能とする。

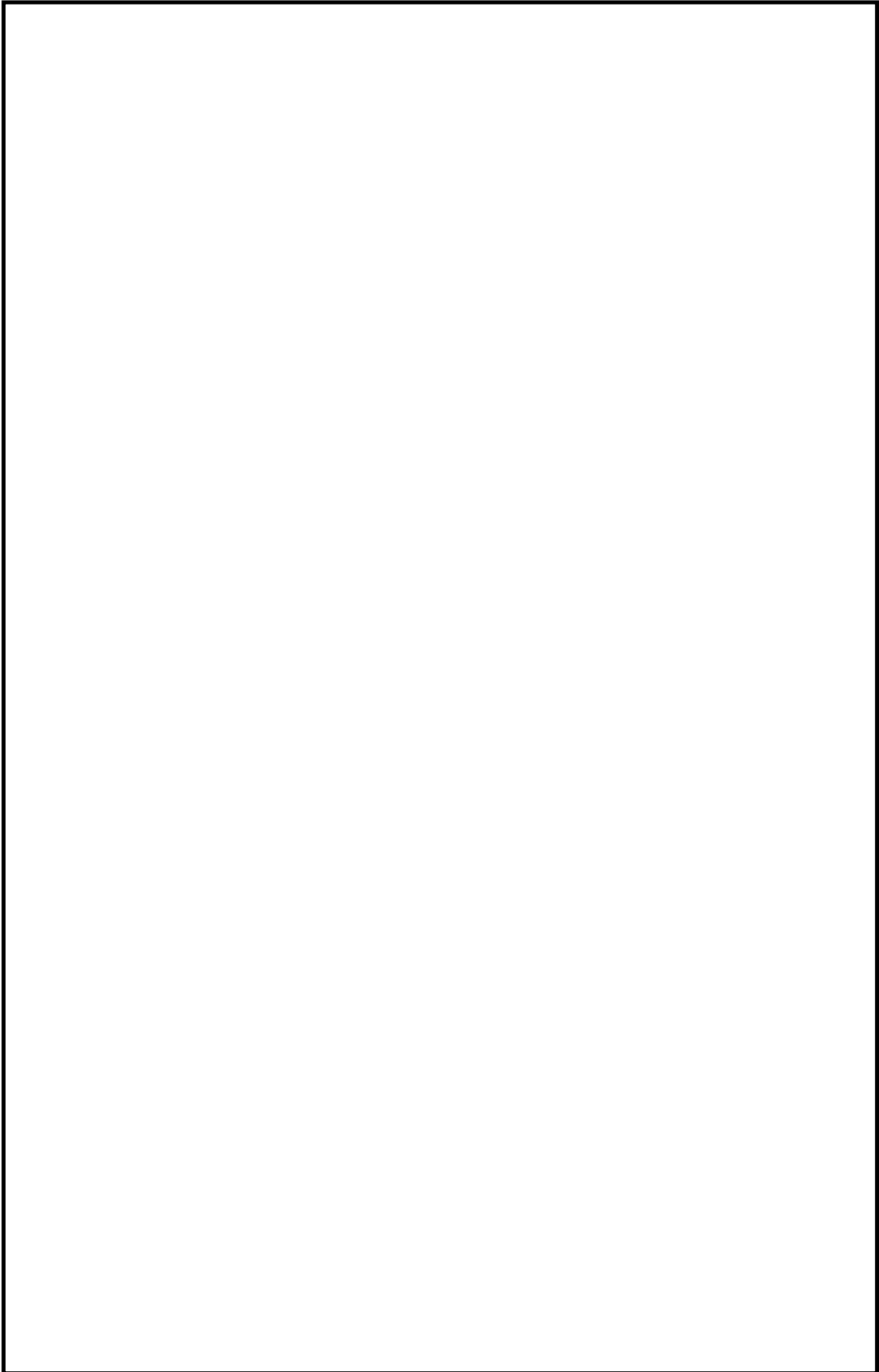
- ・重故障：「赤」 系統機能の喪失・低下を伴う系統異常による警報
- ・軽故障：「黄」 重故障以外の系統異常による警報

警報発信時において、警報確認操作を実施した後は、警報の点滅表示を連続点灯に切り替えるとともに、ブザー吹鳴を停止する設計とする。

以下、VDUを用いた場合の警報表示機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤及びその他制御盤の操作機能については、補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準じることとする。

1.2.4.1 重大事故操作盤の警報表示の例





1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について

1.2.5.1 冗長化構成

重大事故操作盤には、使用実績豊富なソフトウェアを採用することとしており、重大事故等時における補機操作には問題ないと考えているが、更なる信頼性向上に資する自主対策として、デジタル制御装置は多重化し、VDUについても相互バックアップ機能を設けることにより単一故障に対して機能喪失しないように考慮した設計とする。万が一、ソフトウェアが機能喪失しても、ハードウェア器具により補機操作回路に信号を入力可能な設計を採用するとともに、必要な手順を整備することとする。

手動信号入力の対象補機は、表1-4において重大事故操作盤の操作対象となっている系統の補機である。

具体的な手順を1.2.5.2 に示す。

1.2.5.2 ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順

重大事故操作盤での補機操作ができなくなった場合の手段として、ハードウェア器具により補機の操作信号をソフトウェアを介さずに入力する手順を整備する。

(1) 手順着手の判断基準

補機に給電中の状態で、制御盤のソフトウェアが機能喪失し重大事故操作盤のFD画面で補機操作ができない場合。

(2) 操作手順

- a. 制御盤の補機への出力信号の状態を確認する。
- b. 手動操作が必要な補機に対応する制御盤内のスイッチを操作し、補機の操作信号を手動で直接入力する。

2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について

2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備

設計基準事故時及び重大事故等時の各運転状態において使用する、中央制御室の監視操作設備について、以下に述べる。

(1) 設計基準事故時 (DBA)

設計基準事故対処設備の監視操作を主に中央監視操作盤及びその他制御盤を用いて行う。

(2) 重大事故等時 (SA)

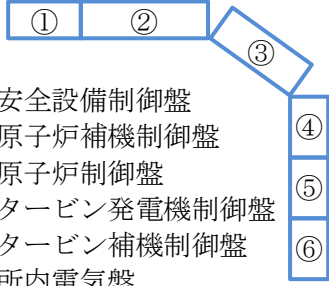

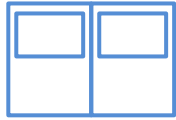
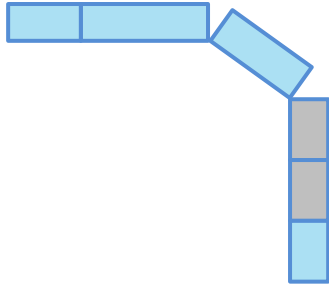

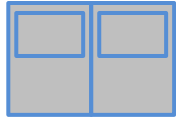
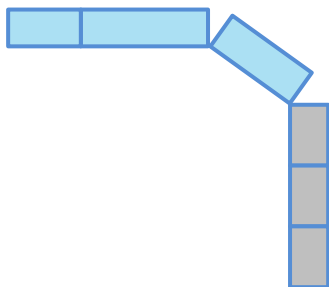


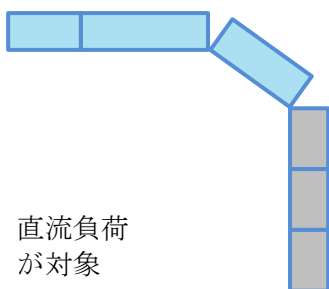


DB 兼 SA 設備の監視操作を中央監視操作盤、その他制御及び重大事故操作盤を用いて行い、SA 設備の監視操作は重大事故操作盤及び重大事故監視盤を用いて行う。

SBO を伴う SA 時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の起動に失敗した場合、負荷低減のため中央制御室以外での不要直流負荷切離しを行い、常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により、中央監視操作盤、その他制御盤、重大事故操作盤及び重大事故監視盤を用いて直流負荷の DB 兼 SA 設備及び SA 設備の監視操作を行う。

常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、可搬型直流電源設備から給電する。

上記を整理した結果を表 2-1 に示す。

表 2-1 各運転状態で使用する監視操作設備

運転状態	当該の運転状態で使用する設備 (使用する設備：水色 使用しない設備：灰色)			電源
	中央監視操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤及び 重大事故監視盤	
	 <p>①安全設備制御盤 ②原子炉補機制御盤 ③原子炉制御盤 ④タービン発電機制御盤 ⑤タービン補機制御盤 ⑥所内電気盤</p>			
① DBA				非常用交流電源設備
② SA (SBO 時以外)				常設代替交流電源設備 又は 可搬型代替交流電源設備
③ SA (SBO 時)	 <p>直流負荷 が対象</p>	 <p>直流負荷 が対象</p>	 <p>直流負荷 が対象</p>	常設直流電源設備 及び 常設代替直流電源設備 又は 可搬型代替直流電源設備

2.2 常時起動とする設計について

重大事故等は、起因事象により突然発生する場合や設計基準事故から事象進展した結果生じる場合があるため、重大事故等時にのみ使用する監視操作設備であっても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても使用可能な状態にしておかなければ、起動操作や機器の起動中には機能を発揮できず、重大事故等発生初期における運転員の監視操作が速やかに行えない可能性がある。

したがって、重大事故操作盤及び重大事故監視盤は、重大事故等が生じると同時に機能を発揮できるように常時起動とする設計とする。

重大事故等対処設備の使用を開始する時期（例）を表 2-2 に示す。

表 2-2 重大事故等対処設備の使用を開始する時期（例）

設備分類	補機 (ポンプ類, 弁等)	補機 (動力電源)	監視操作設備
設備例	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設代替交流電源設備 又は可搬型代替交流電源設備	重大事故操作盤
設備の使用を開始する時期	重大事故等時において、事象進展に伴い低圧原子炉代替注水系等が必要になった時	外部電源及び非常用交流電源を喪失した時	重大事故等発生と同時
起動に係わる基本設計	必要時起動	必要時起動	常時起動

2.3 表示パラメータ及び SBO 時に監視可能なパラメータ

重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータを表 2-3 に示す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (1/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
1	原子炉压力容器温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
2	原子炉圧力	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
3	原子炉圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
4	原子炉水位 (広帯域)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
5	原子炉水位 (燃料域)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
6	原子炉水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
7	高圧原子炉代替注水流量	SA	—	○	—	—	○	○	
8	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	○	
9	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
10	残留熱除去ポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
11	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
12	代替注水流量 (常設)	SA	○	○	—	—	○	○	
13	低圧原子炉代替注水流量	SA	○	○	—	—	○	○	
14	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	SA	○	○	—	—	○	○	
15	格納容器代替スプレイ流量	SA	○	○	—	—	○	○	
16	ペDESTAL代替注水流量	SA	○	○	—	—	○	○	
17	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	SA	○	○	—	—	○	○	
18	残留熱代替除去系原子炉注水流量	SA	—	○	—	—	○	○	
19	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	SA	—	○	—	—	○	○	
20	ドライウェル温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
21	ペDESTAL温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
22	ペDESTAL水温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	

注記*：原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (2/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
23	サプレッションチェンバ温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
24	サプレッションプール水温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
25	ドライウエル圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
26	サプレッションチェンバ圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
27	サプレッションプール水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
28	ドライウエル水位	SA	—	○	—	—	○	○	
29	ペDESTAL水位	SA	—	○	—	—	○	○	
30	格納容器水素濃度 (B系)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	—	
31	格納容器水素濃度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
32	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	DB 兼 SA	○	○	—	○	○	○	
33	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	DB 兼 SA	○	○	—	○	○	○	
34	中性子源領域計装	DB 兼 SA	○	○	—	○	—	—	
35	中間領域計装	DB 兼 SA	○	○	—	○	—	—	
36	出力領域計装	DB 兼 SA	—	○	—	○	—	—	
37	スクラバ容器水位	SA	—	○	—	—	○	○	
38	スクラバ容器圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
39	スクラバ容器温度	SA	—	○	—	—	○	○	
40	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤でも監視可能
41	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤でも監視可能
42	第1ベントフィルタ出口水素濃度	SA	—	○	—	—	○	○	

注記*：原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (3/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
43	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
44	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
45	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
46	高圧炉心スプレィポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
47	残留熱除去ポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
48	低圧原子炉代替注水槽水位	SA	—	○	—	—	○	○	
49	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
50	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	○	
51	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
52	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
53	原子炉建物水素濃度	SA	—	○	—	—	○	—	
54	静的触媒式水素処理装置入口温度	SA	—	○	—	—	○	○	
55	静的触媒式水素処理装置出口温度	SA	—	○	—	—	○	○	
56	格納容器酸素濃度 (B系)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	—	
57	格納容器酸素濃度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
58	燃料プール水位・温度 (SA)	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
59	燃料プール水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
60	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤 でも監視可能
61	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤 でも監視可能

注記* : 原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について

重大事故操作盤は，設計基準事故対処設備の中央監視操作盤と物理的，電氣的に分離し，他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計

重大事故操作盤へ出力するDB兼SA設備のパラメータについては，重大事故操作盤の故障の影響を設計基準事故対処設備に与えないようアイソレータを用いることで，電氣的分離を図りつつ，信号の取り出しが可能な設計とする。また，重大事故操作盤へのアイソレータからの信号取り出しの配線については，設計基準事故対処設備の配線等と独立した設計とする。

また，アイソレータは，常時給電可能な設計とする。

分離設計の概念図を図2-1に，アイソレータの概念図を図2-2に示す。

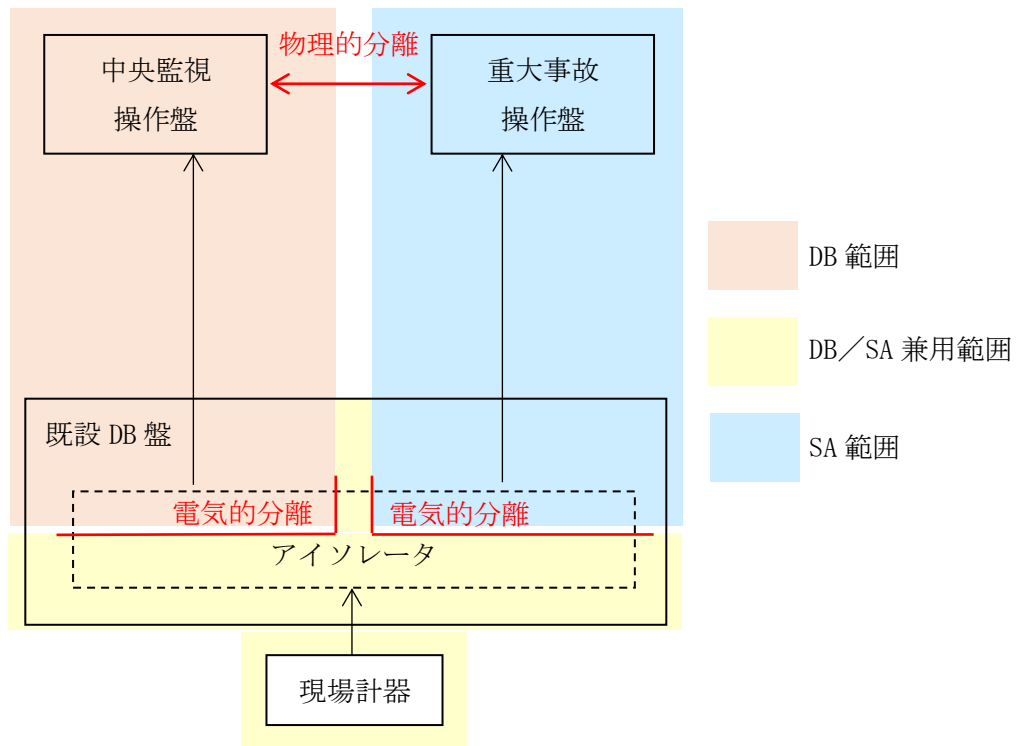


図 2-1 分離設計の概念図

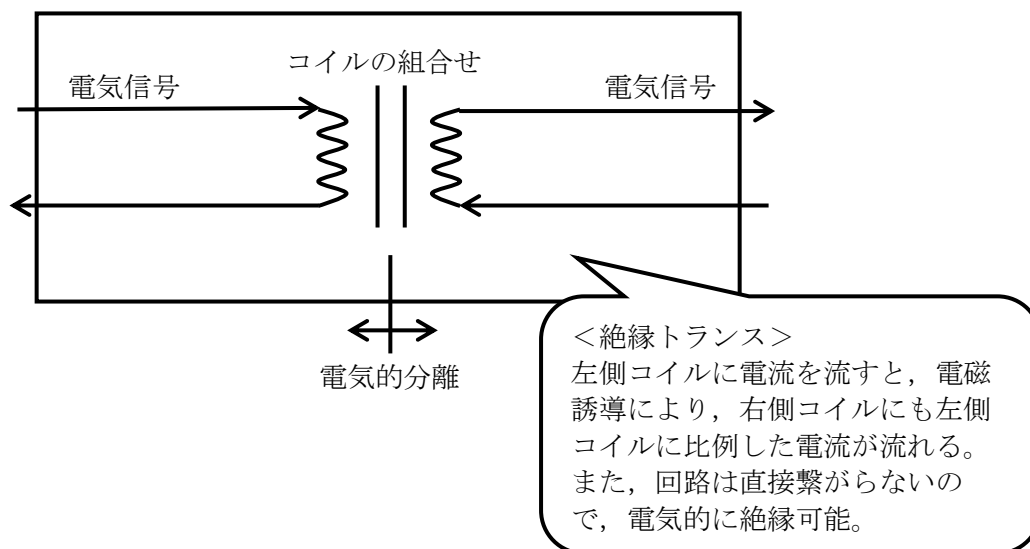


図 2-2 アイソレータの概念図

2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤の設置場所は中央制御室とする。具体的な設置場所を図2-3に示す。

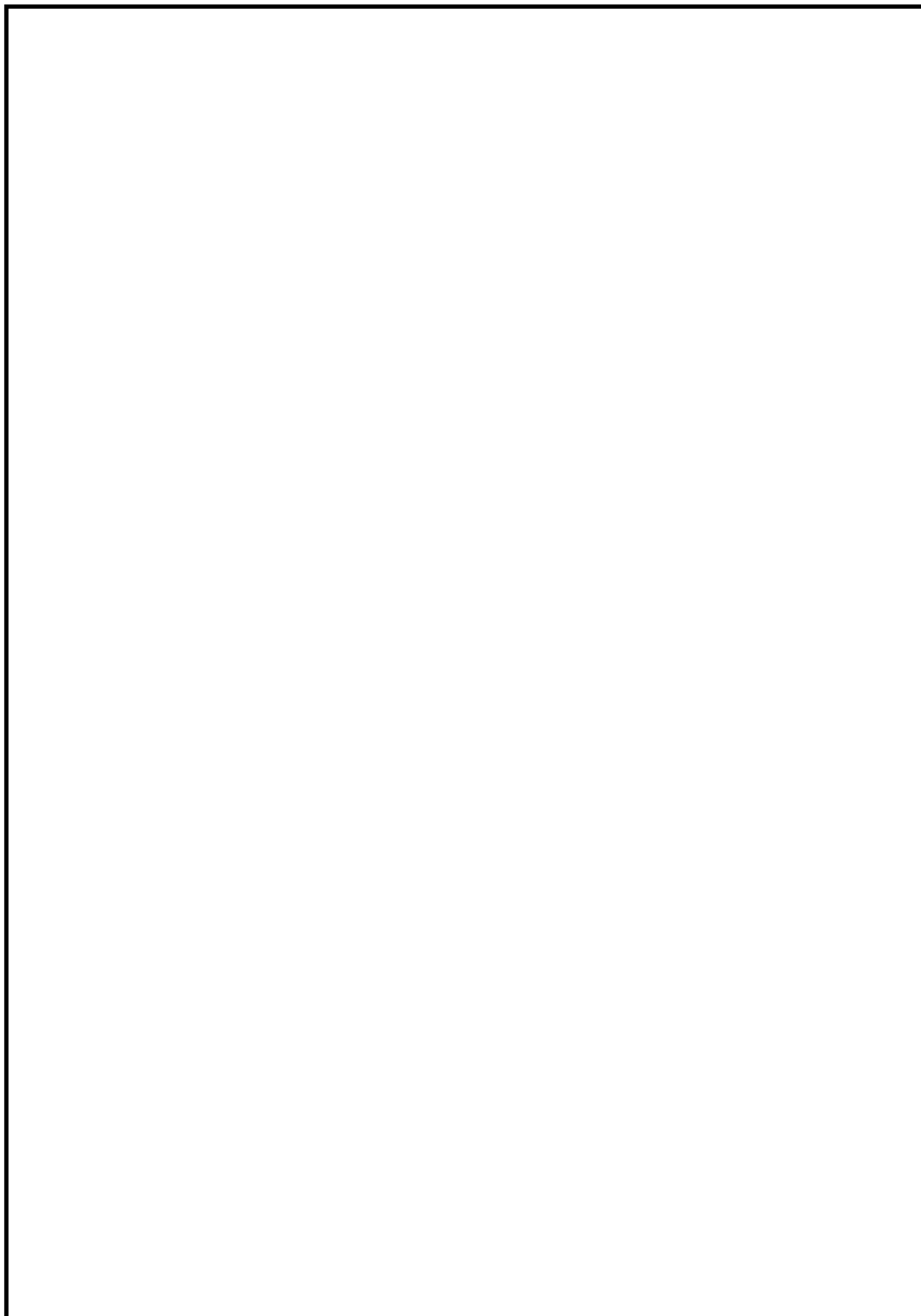


図2-3 重大事故等時の監視操作設備の設置場所

中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料（有毒ガス防護に係る補足説明資料）

目 次

1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について	1
2. 固定源及び可動源の特定について	46
3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスの考慮について	131
4. 受動的に機能を発揮する設備について	133
5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について	137
6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について	139
7. 可動源に対する防護措置の詳細について	147

1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について

1.1 はじめに

中央制御室及び緊急時対策所の有毒ガス防護に係る影響評価について、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（平成 29 年 4 月 5 日原子力規制委員会）への適合状況を表 1-1 に示す。

表 1-1 有毒ガス防護に係る影響評価ガイドへの適合状況について

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1. 総則</p> <p>1.1 目的</p> <p>本評価ガイドは、設置許可基準規則¹第 26 条第 3 項等に関し、実用発電用原子炉及びその附属施設（以下「実用発電用原子炉施設」という。）の敷地内外（以下単に「敷地内外」という。）において貯蔵又は輸送されている有毒化学物質から有毒ガスが発生した場合に、1.2 に示す原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所（以下「原子炉制御室等」という。）内並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う地点（1.3（11）参照。以下「重要操作地点」という。）にとどまり対処する必要のある要員に対する有毒ガス防護の妥当性²を審査官が判断するための考え方の一例を示すものである。</p> <p>1.2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用原子炉施設の表1に示す有毒ガス防護対象者の有毒ガス防護に関して適用する。</p> <p>また、研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設並びに再処理施設については、本評価ガイドを参考にし、施設の特性に応じて判断する。</p> <p>なお、火災・爆発による原子炉制御室等の影響評価は、原子力規制委員会が別に定める「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」^{参1}及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」^{参2}による。</p>	<p>1.1 目的</p> <p>（目的については省略）</p> <p>1.2 適用範囲 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室、緊急時対策所、重要操作地点における有毒ガス防護対象者を評価対象としている。</p> <p>なお、火災（大型航空機衝突に伴う火災を含む）・爆発による影響評価は本評価では対象外とする。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

表1 有毒ガス防護対象者

場所	有毒ガス防護対象者	本評価ガイドでの略称		
原子炉制御室 緊急時制御室	運転員	運 転 ・ 初 動 要 員	運 転 ・ 指 示 要 員	運 転 ・ 対 処 要 員
緊急時対策所	指示要員 ³ のうち初動対応を行う者（解説-1）			
	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 ⁴ のうち初動対応を行う者（解説-1）			
	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員			
重要操作地点	重大事故等に対処するために必要な要員 ⁵			
	重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員 ⁶			

（解説-1）初動対応を行う者

設計基準事故等の発生初期に、緊急時対策所において、緊急時組織の指揮、通報連絡及び要員招集を行う者であり、指揮、通報連絡及び要員招集のため、夜間及び休日も敷地内に常駐する者をいう。

1.3 用語の定義

(1) IDLH (Immediately Dangerous to Life or Health) 値

NIOSH⁷で定められている急性の毒性限度（人間が30分間ばく露された場合、その物質が生命及び健康に対して危険な影響を即時に与える、又は避難能力を妨げるばく露レベルの濃度限度値）をいう^{参3}。

(2) インリーク

換気空調設備のフィルタを經由しないで原子炉制御室等内に流入する空気をいう。

1.3 用語の定義

ガイドに基づき用語の定義を用いる。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(3) インリーク率 「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」^{※4}の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率で、換気空調設備のフィルタを経由しないで原子炉制御室等内に流入する単位時間当たりの空気量と原子炉制御室等バウンダリ内の体積との比をいう。</p> <p>(4) 可動源 敷地内において輸送手段(例えば、タンクローリー等)の輸送容器に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。</p> <p>(5) 緊急時制御室 設置許可基準規則第42条等に規定する特定重大事故等対処施設の緊急時制御室をいう。</p> <p>(6) 緊急時対策所 設置許可基準規則第34条等に規定する緊急時対策所をいう。</p> <p>(7) 空気呼吸具 高圧空気容器(以下「空気ボンベ」という。)から減圧弁等を通して、空気を面体⁸に供給する器具のうち顔全体を覆う自給式のブレッシャデマンド型のものをいう。</p> <p>(8) 原子炉制御室 設置許可基準規則第26条等に規定する原子炉制御室をいう。</p> <p>(9) 原子炉制御室等バウンダリ</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>有毒ガスの発生時に、原子炉制御室等の換気空調設備によって、給・排気される区画の境界によって取り囲まれている空間全体をいう。</p> <p>(10) 固定源</p> <p>敷地内外において貯蔵施設（例えば、貯蔵タンク、配管ライン等）に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。</p> <p>(11) 重要操作地点</p> <p>重大事故等対処上、要員が一定期間とどまり特に重要な操作を行う屋外の地点のことで、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点をいう。</p> <p>(12) 有毒ガス</p> <p>気体状の有毒化学物質（国際化学安全性カード⁹等において、人に対する悪影響が示されている物質）及び有毒化学物質のエアロゾルをいう（有毒化学物質から発生するもの及び他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）。</p> <p>(13) 有毒ガス防護判断基準値</p> <p>技術基準規則解釈¹⁰第38条13、第46条2及び第53条3等に規定する「有毒ガス防護のための判断基準値」であって、有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力（情報を収集発信する能力、判断する能力、操作する能力等）に支障を来さないと想定される濃度限度値をい</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>う。</p> <p>2. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源の流出に対して、運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を確認する。確認の流れを図1に示す。</p> <p>表2に、対象発生源（有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガス濃度¹¹の評価値が有毒ガス防護判断基準値を超える発生源をいう。以下同じ。）と有毒ガス防護対象者との関係を示す。（解説・2）</p> <p>（解説・2）有毒ガス防護対象者と発生源の関係</p> <p>① 原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員</p> <p>原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員については、対象発生源の有無に関わらず、有毒ガスに対する防護を求めることとした。</p> <p>② 対象発生源から発生する有毒ガス及び予期せず発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者</p> <p>▶ 対象発生源から発生する有毒ガスに係る有毒ガス防護対象者</p> <p>敷地内外の固定源については、特定されたハザードがあるため、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・対処要員</p>	<p>2. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ → 評価ガイドどおり敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源に対して、別添図1-1のフローに従い評価している。</p> <p>有毒ガス影響評価にあたっては、防護対象者を評価ガイド表2のとおりに設定している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を有毒ガス防護対象者とする事とした。</p> <p>ただし、ブルーム通過中及び重大事故等対処上特に重要な操作中において、敷地内に可動源が存在する（有毒化学物質の補給を行う）ことが想定し難いことから、当該可動源に対しては、運転・指示要員以外については有毒ガス防護対象者としなくてもよい事とした。</p> <p>➤ 予期せず発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者</p> <p>特定されたハザードはない場合でも、通常運転時に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・初動要員を有毒ガス防護対象者とする事とした。</p> <p>また、当該有毒ガス防護対象者は、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）にも、通常運転時と同様に防護される必要がある。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

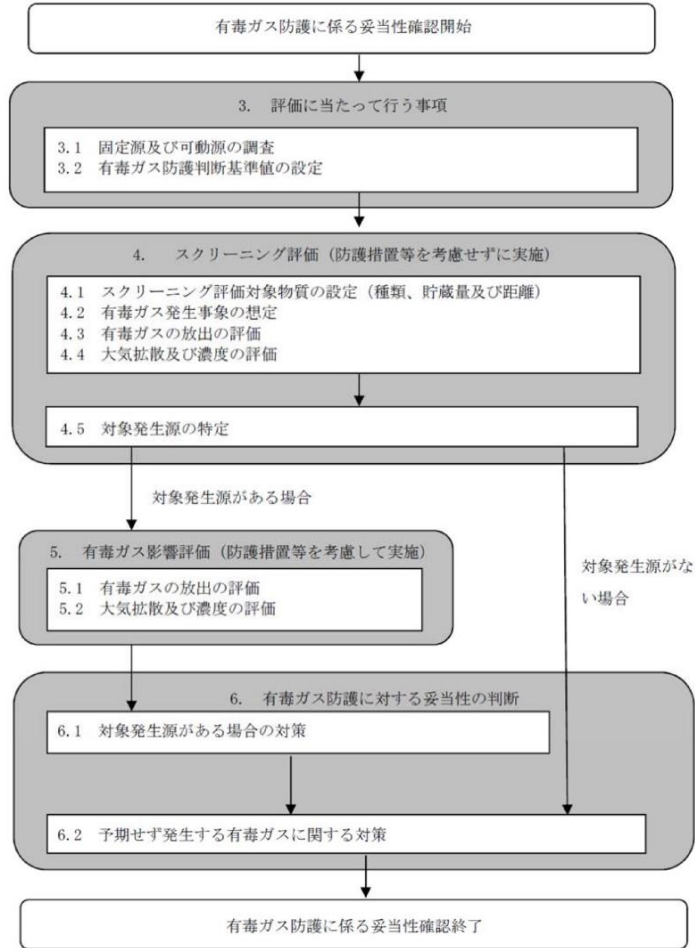
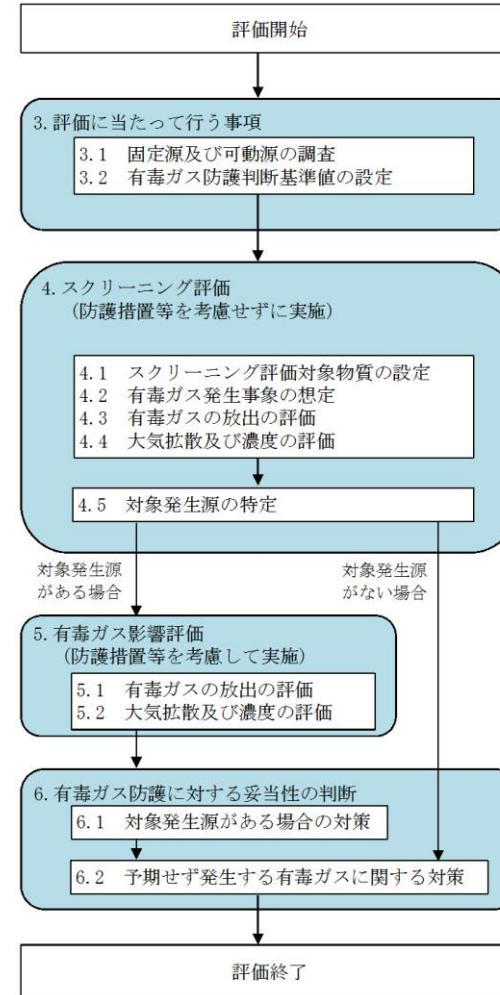


図1 妥当性確認の全体の流れ

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況



別添図1-1 → 評価ガイドどおり

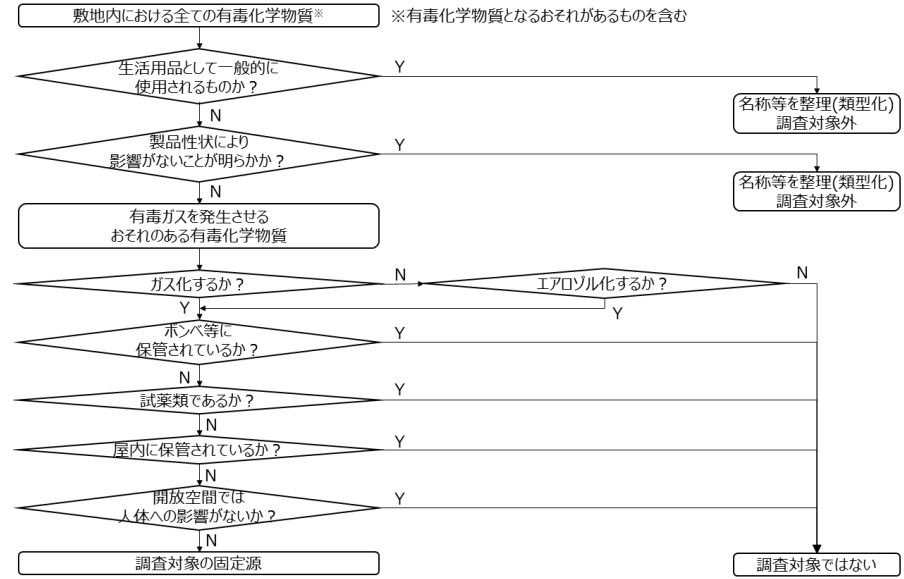
有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況										
<p style="text-align: center;">表2 有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">対象発生源がある場合</th> <th rowspan="2">予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)</th> </tr> <tr> <th>敷地内外の固定源</th> <th>敷地内の可動源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>有毒ガス 防護対象者</td> <td>運転・対処要員</td> <td>運転・指示要員</td> <td>運転・初動要員</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>(1) 敷地内の固定源及び可動源並びに原子炉制御室から半径10km以内にある敷地外の固定源を調査対象としていることを確認する。 (解説-3)</p> <p>1) 固定源</p> <p>① 敷地内に保管されている全ての有毒化学物質</p>		対象発生源がある場合		予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)	敷地内外の固定源	敷地内の可動源	有毒ガス 防護対象者	運転・対処要員	運転・指示要員	運転・初動要員	<p>表2 有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係 → 評価ガイドのとおり</p> <p>敷地内外の固定源は、運転・対処要員を防護対象者としている。 敷地内の可動源は、運転・指示要員を防護対象者としている。 予期せず発生する有毒ガスは、運転・初動要員を防護対象者としている。</p> <p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>3.1(1) → 評価ガイドのとおり</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに中央制御室等から半径10km以内にある敷地外固定源を調査対象としている。なお、固定源及び可動源については、評価ガイドの定義等に従う。</p> <p>1) 固定源</p> <p>① 敷地内の固定源は、以下のように調査した。</p> <p>調査対象とする有毒化学物質は、「(1.2) 有毒ガス」の定義中に「有毒化学物質（国際科学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質）」と定義されていることから、「人に対する悪影響が示されている物質」として「(1.3) 有毒ガス防護判断基準値」の定義における「有毒ガス等の急性ばく露に関し、中枢神経への影響を考慮し、」に記載されている「中枢神経影響」だけでなく、対処能力を損なう要因として、中枢神経影響だけでなく急性の致死影響及び呼吸障害（呼吸器への影響）も考慮した。</p>
		対象発生源がある場合			予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)						
	敷地内外の固定源	敷地内の可動源									
有毒ガス 防護対象者	運転・対処要員	運転・指示要員	運転・初動要員								

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質</p> <p>a) 原子炉制御室から半径10kmより遠方であっても、原子炉制御室から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象とする。</p> <p>b) 地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報（例えば、有毒化学物質を使用する工場、有毒化学物質の貯蔵所の位置、物質の種類・量）を活用してもよい。ただし、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定するものとする。</p>	<p>また、参照する情報源は、定義に記載されている「国際化学安全性カード」のみではなく、急性毒性の観点で国内法令にて規制されている物質及び化学物質の有害性評価等の世界標準システムを参照とすることで、網羅的に抽出することとした。（別添 別紙1）</p> <p>発電所構内で有毒化学物質を含むものを整理したうえで、生活用品については、日常に存在するものであり、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから、調査対象外と整理した。</p> <p>また、製品性状として、固体や潤滑油のように、有毒ガスを発生させるおそれがないものについては、調査対象外と整理した。</p> <p>② 敷地外の固定源は、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質を調査対象とすべく、「地域防災計画」のみではなく、届出義務のある対象法令を選定し、取扱量の観点及び発電所の立地から「毒物及び劇物取締法」、「消防法」及び「高圧ガス保安法」に対して調査を実施した。（別添 別紙2）</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>2) 可動源 敷地内で輸送される全ての有毒化学物質</p> <p>(2) 有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認する。(解説-4)</p>	<p>2) 可動源 敷地内の可動源は、敷地内の固定源と同様に整理を実施した。 具体的には、有毒化学物質として抽出する化学物質は同じで、生活用品や性状等により、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と判断できるものは調査対象外と整理した。</p> <p>3.1(2) → 評価ガイドのとおり 性状等により人体への影響がないと判断できるもの以外は、有毒化学物質の性状・保管状況（揮発性及びエアロゾル化の可能性、ボンベ保管、配備量、建物内保管）に基づき、漏えい時に大気中に多量に放出されるおそれのないものを整理した。また、性状から密閉空間のみで影響があるものは調査対象外としている。(別紙2-5)</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況



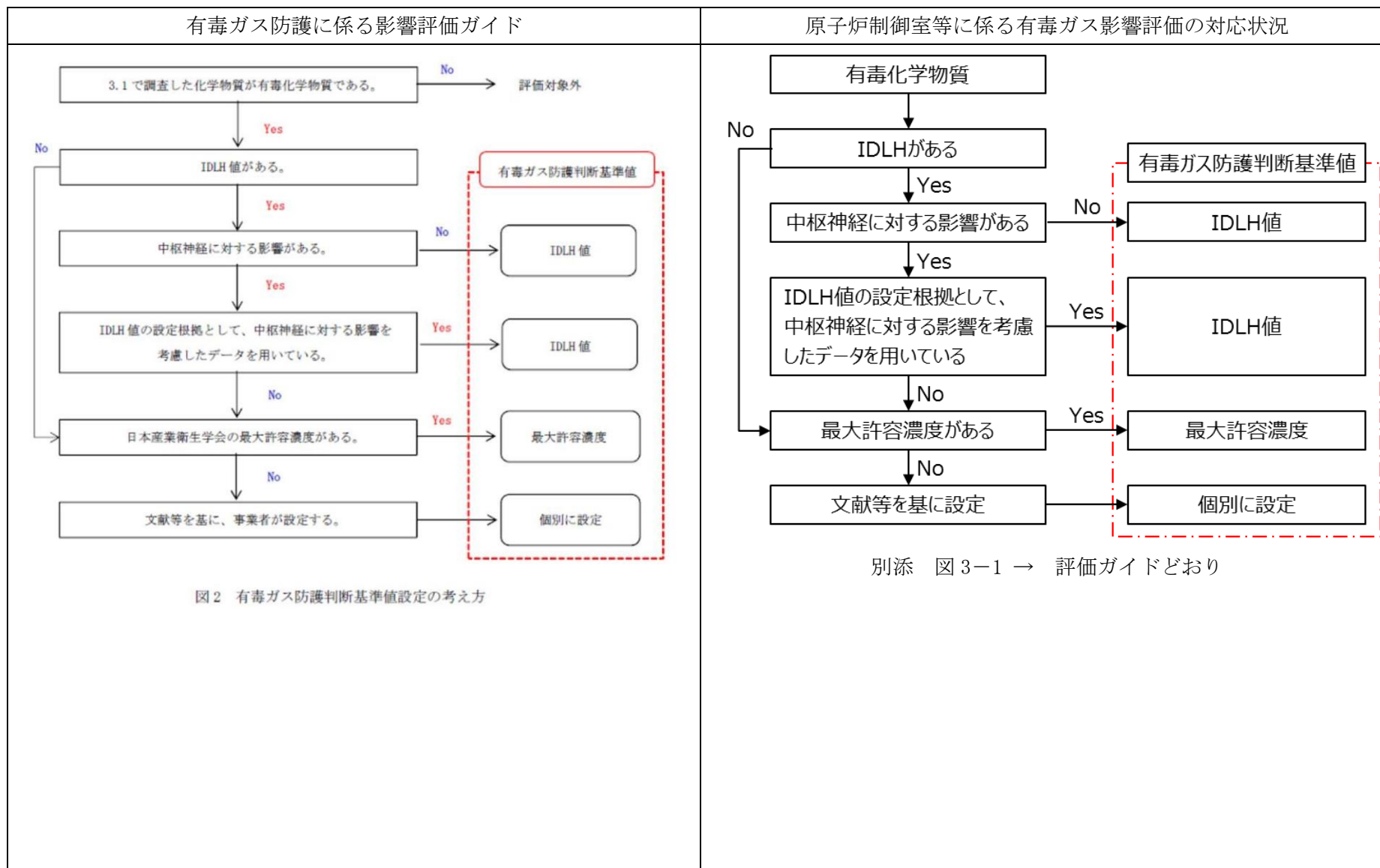
別添図 2-1 固定源の特定フロー

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> －有毒化学物質の名称 －有毒化学物質の貯蔵量 －有毒化学物質の貯蔵方法 －原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。） －防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防 	<div style="text-align: center;"> <p>敷地内における全ての有毒化学物質※ ※有毒化学物質となるおそれがあるものを含む</p> <pre> graph TD A[敷地内における全ての有毒化学物質※ ※有毒化学物質となるおそれがあるものを含む] --> B{生活用品として一般的に使用されるものか?} B -- Y --> B1[名称等を整理(類型化)調査対象外] B -- N --> C{製品性状により影響がないことが明らかか?} C -- Y --> C1[名称等を整理(類型化)調査対象外] C -- N --> D[有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質] D --> E{ガス化するか?} E -- Y --> F{ポンプ等で運搬されるか?} F -- Y --> G[調査対象の可動源] F -- N --> H{エアロソル化するか?} H -- Y --> G H -- N --> I{試薬類であるか?} I -- Y --> G I -- N --> J{開放空間では人体への影響がないか?} J -- Y --> G J -- N --> K[調査対象ではない] </pre> <p style="text-align: center;">別添図 2-2 可動源の特定フロー</p> <p>3.1(3) → 評価ガイドのとおり</p> <p>調査対象としている固定源及び可動源に対して、名称、貯蔵量、貯蔵方法、位置関係、防液堤の有無及び有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備を示している。</p> <p>(敷地内固定源：別添 表 2-2, 2-3, 可動源：別添 表 2-5, 敷地外固定源：別添 表 2-6)</p> </div>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5）</p> <p>—電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）</p> <p>（解説-3）調査対象とする地理的範囲</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（火災発生時の地理的範囲を発電所敷地から半径10kmに設定。）及び米国規制ガイド（有毒化学物質の地理的範囲を原子炉制御室から5マイル（約8km）に設定。）^{参5}を参考として設定した。</p> <p>（解説-4）調査対象外とする場合</p> <p>貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量及び使用量が少ない試薬等）</p> <p>（解説-5）対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備</p> <p>有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいこととする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>有毒ガス発生の抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下単に「スクリーニング評価」という。）においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。</p> <p>3. 2 有毒ガス防護判断基準値の設定</p> <p>1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。（図2参照）</p> <p>1) 3. 1 で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認する。有毒化学物質である場合は、2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>2) 当該有毒化学物質にIDLH値があるかを確認する。ある場合は3)に、ない場合は5)による。</p> <p>3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認する。ある場合は4)に、ない場合は当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) IDLH値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、5)による。</p> <p>5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度¹²があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、6)による。</p> <p>6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値</p>	<p>3.2 有毒ガス防護判断設定基準値の設定 → 評価ガイドのとおり固定源及び可動源として特定した物質「塩酸」、「アンモニア」は、図2のフローに従い有毒ガス防護判断基準値を設定している。</p> <p>1) 有毒化学物質を抽出しており、2)へ移行。</p> <p>2) 「塩酸」、「アンモニア」は、IDLH 値があるため、3)へ。</p> <p>3) 「塩酸」、「アンモニア」は、中枢神経影響がないことから、IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) 以降 該当する物質はない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を適切に設定する。</p> <p>設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さないと想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> － 化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform(CHRIP)¹³ － 産業中毒便覧¹⁴ － 有害性評価書¹⁵ － 許容濃度等の提案理由¹⁶、許容濃度の暫定値の提案理由¹⁰ － 化学物質安全性（ハザード）評価シート¹⁷ <p>また、「適切に設定している」とは、設定に際し、最低限、次の①～③を行っていることをいう。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 人に対する急性ばく露影響のデータを可能な限り用いていること ② 中枢神経に対する影響がある有毒化学物質については、人の中枢神経に対する影響に関するデータを参考に行っていること ③ 文献の最新版を踏まえていること <p>図3に、文献等に基づき有毒ガス防護判断基準値を設定する場合の考え方の例を示す。</p>	<ol style="list-style-type: none"> ① ICSC の短期ばく露の影響を参照している。 ② 「塩酸」, 「アンモニア」は、いずれも中枢神経に影響がある物質ではないことを確認している。 ③ ICSC は各物質毎の最新更新年月版, IDLH は 1994 年版を参照した。



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

		エタノールアミン	ヒドラジン
国際化学物質安全性カード		蒸気は眼、皮膚及び気道を刺激する。中枢神経系に影響を与えることがある。意識が低下することがある。	吸入すると眼や気道に腐食の影響が現われてから、肺水腫を引き起こすことがある。肝臓、中枢神経系に影響を与えることがある。ばく露すると、死に至ることがある。
IDLH	基準値	30ppm	50ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (モルモット) が233ppm等 [Treon et al. 1957]	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) が252ppm等 [Comstock et al. 1954], [Jacobson et al. 1955]
人体のデータ		なし	なし

(例1) 及び (例2) 参照

(例1) ヒドラジン

出典	記載内容
NIOSH IDLH	50ppm: 哺乳動物の急性吸入毒性データを基に設定
日本産業衛生学会 最大許容濃度	なし
産業中毒便覧	人体に対する影響についての記載無し
有害性評価書 許容濃度の提案理由	対象 作業員 427 人 (6 か月以上作業従事者) 状況・量 ばく露期間 1945-1971 年 再ばく露濃度 78 人・1-10ppm (時々100ppm) 残り: 1ppm 以下 結果 発がんリスクの増加なし。肺がん、他のタイプのがん、その他の原因による死亡率も期待値以内。
化学物質安全性 (ハザード) 評価シート	爆発事故 経皮あるいは吸入により暴露 全身の22%にやけどを負い、14時間後に昏睡状態になり、血尿、呼吸障害を示した。

10ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

(例2) エタノールアミン

出典	記載内容
NIOSH IDLH	30ppm: 哺乳動物の急性吸入毒性データを基に設定
日本産業衛生学会 最大許容濃度	なし
産業中毒便覧	人体に対する影響についての記載無し
有害性評価書	対象 作業員 2 人 (2 か月間隔で事故発生) 状況・量 エタノールアミンの漏出液にばく露 結果 喉の痛みと頭痛が確認された。
許容濃度の提案理由	12 名の被験者の嗅覚試験の結果 25ppm 50%が探知しえた濃度 (アンモニア臭、かび臭、異物感)。それ以下は刺激を感じず。
化学物質安全性 (ハザード) 評価シート	2名の労働者 高濃度の蒸気に偶発的にばく露 頭痛、吐き気、脱力、めまい、指先のしびれ、胸の痛み。

25ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

図3 文献等に基づき有毒ガス防護判断基準値を設定する場合の考え方の例

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

別添 表3-2 → 評価ガイドどおり
(塩酸)

	記載内容	
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0163, 11月 2016)	急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。眼、皮膚及び気道に対して、腐食性を示す。本ガスを吸入すると、喘息様反応 (RADS) を引き起こすことがある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が現われてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸入すると、肺炎を引き起こすことがある。肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現われない場合が多く、安静を保たないと悪化する。従って、安静と経過観察が不可欠である。	
IDLH (1994)	基準値	50 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) 1,108 ppm等 [Wohlslagel et al. 1976]
人体のデータ	IDLH値50ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Flury and Zernik 1931; Henderson and Haggard 1943; Tab Biol Per 1933]	
	IDLH値があるが 中枢神経に対する影響が明示されていない。	

IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする

IDLH (1994) : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況																
	<p style="text-align: center;">別添 表 3-2 → 評価ガイドどおり (アンモニア)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th style="background-color: #ADD8E6;">記載内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)</td> <td>この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">IDLH (1994)</td> <td style="text-align: center;">基準値</td> <td>300 ppm</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">致死 (LC) データ</td> <td>1時間のLC₅₀値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">人体のデータ</td> <td>IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">↓</p> <div style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">IDLH 値の 300ppm を有毒ガス防護判断基準値とする</div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠 </p>			記載内容	国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。	IDLH (1994)	基準値	300 ppm	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]			IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。
		記載内容															
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。															
IDLH (1994)	基準値	300 ppm															
	致死 (LC) データ	1時間のLC ₅₀ 値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]															
	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]															
		IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。															

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

なお、空気中に n 種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が 1 より小さいことを確認する。

$$I < 1$$

$$I = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

C_i : 有毒ガス i の濃度

T_i : 有毒ガス i の有毒ガス防護判断基準値

4. スクリーニング評価

敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに、原子炉制御室等及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行い、対象発生源を特定していることを確認する。表3に場所と対象発生源ごとのスクリーニング評価の要否を、4. 1～4. 5に、スクリーニング評価の手順の例を示す。

表 3 場所、対象発生源及びスクリーニング評価の要否に関する対応

場所	敷地内固定源	敷地外固定源	敷地内可動源
原子炉制御室	○	△	△
緊急時対策所	○	△	△
緊急時制御室	○	△	△
重要操作地点	△	×	×

凡例 ○: スクリーニング評価が必要

△: スクリーニング評価を行わず、対象発生源として 6. 1. 2 の対策を行ってもよい。

×: スクリーニング評価は不要

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

複数の有毒ガスを考慮する必要がある場合はない。

4. スクリーニング評価 → 評価ガイドのとおり

敷地内及び敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行った。評価の結果、対象発生源はなかった。

なお、重要操作地点は、「(11) 重要操作地点」の定義「重大事故等対処上、要員が一定期間とどまり特に重要な操作を行う屋外の地点のことで、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点」として設定した。

敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わず、対象発生源として 6. 1. 2 の対策を行うこととしている。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 1 スクリーニング評価対象物質の設定（種類、貯蔵量及び距離）</p> <p>3. 1 を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されているか確認する。</p> <p>4. 2 有毒ガスの発生事象の想定</p> <p>有毒ガスの発生事象として、①及び②をそれぞれ想定する。</p> <p>①敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>②敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、（1）及び（2）について確認する。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>① 原子炉制御室、緊急時制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としていること。</p>	<p>4.1 スクリーニング評価対象物質の設定 → 評価ガイドのとおり</p> <p>3.1 をもとに、スクリーニング対象となった有毒化学物質のすべてについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されている。（敷地内固定源：別添 表 2-2, 2-3, 可動源：別添 表 2-5, 敷地外固定源：別添 表 2-6）</p> <p>4.2 有毒ガスの発生事象の想定 → 評価ガイドのとおり</p> <p>① 敷地内外の固定源は、敷地内の貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量放出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定している。また、有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としている。</p> <p>② 敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>① 有毒ガス発生事象の想定を判断するに当たり、中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>(2) 敷地内の可動源</p> <p>① 原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>② 有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>③ 輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>4. 3 有毒ガスの放出の評価</p> <p>固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p>	<p>② 敷地内外の固定源は、敷地内の貯蔵容器が破損し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量放出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定している。</p> <p>(2) 敷地内の可動源 スクリーニング評価を実施しないため対象外。</p> <p>4.3 有毒ガスの放出の評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源について、有毒ガスの放出の評価にあたり、大気中への放出量及び継続時間を評価している。(中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表4-5)</p> <p>なお、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ないことを確認している。</p> <p>1) 敷地内の固定源からの液体の漏えいにおいては、全量が堰に流出し、堰内でプールを形成し蒸発するとしている。敷地外の固定源からの漏えいは、固定源が冷媒で保管されていると特定しており、過去の事故事例から損傷形態を考慮すると、瞬時放出は考えにくく、現実的な破断口径による継続的な漏えい形態を想定する。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －有毒化学物質の漏えい量 －有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等） －有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。） <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>2) 敷地内固定源に対して、全量流出後に受動的に機能を発揮する設備として、堰を設定した。全量流出であっても堰内におさまることを確認し、開口部面積で蒸発することの妥当性を示している。</p> <p>3) 1) で想定する漏えい状態、全量漏えいを想定すること、有毒化学物質の物性値から、温度に応じた蒸発率にて開口部面積で蒸発すると想定した。</p> <p>4) 他の有毒化学物質との化学反応によって有毒ガスが発生することのないよう、貯蔵容器を配置していることを確認した。（添付資料5）</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動をしないと仮定したうえで、評価している。（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表4-5）</p>
<p>4.4 大気拡散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードで、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p>	<p>4.4 大気拡散及び濃度の評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室等の外気取込口や重要操作地点での濃度評価を実施している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 4. 1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p> <p>4. 4. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～6)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 －気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 －評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること⁶。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 －大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモ</p>	<p>4. 4. 1 原子炉制御室等外評価点 → 評価ガイドどおり 中央制御室等の外気取入口が設置されている位置を中央制御室等外評価点としている。</p> <p>4. 4. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 → 評価ガイドどおり 大気中へ放出された有毒ガスの中央制御室等外評価点での濃度を評価している。（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表4-5）</p> <p>1) 評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）のうち、気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表しており、評価に用いた観測年が異常年でないことを確認している。（添付資料5）</p> <p>2) 大気拡散の解析モデルは、有毒ガスの性状、放出形態等を考慮し、ガウスプルームモデルを用いている。ガウスプルームモデルは、検証されており、中央制御室居住性評価においても使用した実績がある。</p> <p>3) 建物等の影響は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき、考慮している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>デルを用いる場合等)。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。(解説-6)</p> <p>5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p> <p>6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること(例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等⁶⁾)。</p> <p>(解説-6) 敷地内外の複数の固定源からの有毒ガスの重ね合わせ 例えば、ガウスプルームモデルを用いる場合、評価点から見て、評価点と固定源とを結んだ直線が含まれる風上側の(16方位のうちの)1方位及びその隣接方位に敷地内外の固定源が複数ある場合、個々の固定源からの中心軸上の濃度の計算結果を合算することは保守的な結果を与えると考えられる。評価点と個々の固定源の位置関係、風向等を考慮した、より現実的な濃度の重ね合わせ評価を実施する場合には、その妥当性が示されていることを確認する。なお、敷地内可動源については、敷地内外の固定源との重ね合わせは考慮しなくてもよい。</p>	<p>4) 固定源が存在する16方位の1方位に対して、その隣接方位に存在する固定源からの大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮する。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動をしないと仮定したうえで、蒸発率が一定として評価している。</p> <p>6) 中央制御室外評価点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、毎時刻の中央制御室外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値を用いている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

4. 4. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価

運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉制御室等については室内の濃度が、重要操作地点については4. 4. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。

原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)及び2)を確認する。

- 1) 原子炉制御室等外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードによって原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していること。
- 2) 敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。(図4参照)

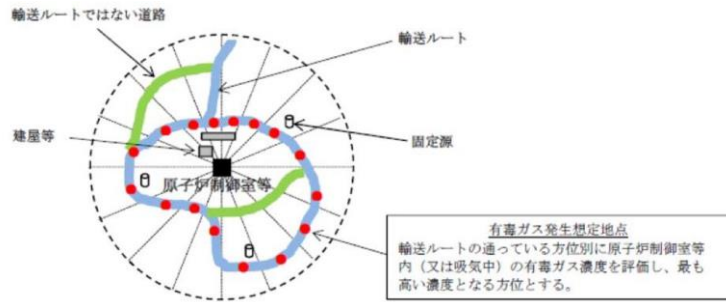


図4 敷地内可動源からの有毒ガス発生想定地点の例

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

4.4.3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価 → 評価ガイドどおり
原子炉制御室等については1)の評価をすることで室内の濃度を、重要操作地点に対しては操作地点における濃度を評価している。

敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。

- 1) 中央制御室等の外気取込口が設置されている位置を中央制御室等外評価点としており、本地点における濃度を評価することで、室内濃度を評価できる。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 5 対象発生源の特定</p> <p>基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認する。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果も確認する。</p> <p>5. 有毒ガス影響評価</p> <p>スクリーニング評価の結果、特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われていることを確認する。</p> <p>5. 1 及び5. 2に有毒ガス影響評価の手順の例を示す。</p> <p>5. 1 有毒ガスの放出の評価</p> <p>特定した対象発生源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p> <p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広</p>	<p>4.5 対象発生源の特定 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、スクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源がないことを確認している。</p> <p>（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表 4-5）</p> <p>5. 有毒ガス影響評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、対象発生源がないため、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価は不要である。</p> <p>敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2 の対策を行うこととしている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －有毒化学物質の漏えい量 －有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等） －有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。） <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、中和等の終息活動を行わない場合は、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。終息活動を行う場合は、有毒ガスの発生が終息するまでの時間としてもよい。</p> <p>5. 2 大気拡散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の運転モードに応じて、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p> <p>5. 2. 1 原子炉制御室等外評価点</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>原子炉制御室等外評価点の設定の妥当性を判断するに当たり、原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を考慮する場合、1)及び2)を確認する。(解説-7)</p> <p>1) 外気取入口から外気を取り入れている間は、外気取入口が設置されている位置を評価点としていること。</p> <p>2) 外気を遮断している間は、発生源から最も近い原子炉制御室等バウンダリ位置を評価点として選定していること。</p> <p>(解説-7) 原子炉制御室等外評価点の選定</p> <p>有毒ガスの発生時に外気を取り入れている場合には主に外気取入口を介して、また有毒ガスの発生時に外気を遮断している場合にはインリークによって、原子炉制御室等の属する建屋外から原子炉制御室等内に有毒ガスが取り込まれることが考えられる。このため、原子炉制御室等の換気空調設備の運転モードに応じて、評価点を適切に選定する。</p> <p>5. 2. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>－気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</p> <p>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること⁶。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <p>－大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること）。</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。（解説-6）</p> <p>5) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等⁶）。</p> <p>5. 2. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価</p> <p>運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉制御室等については</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>室内の濃度が、重要操作地点については5. 2. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 有毒ガスの発生時に、原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を想定している場合には、外気を遮断した後は、インリークを考慮していること。また、その際に、設定したインリーク率の妥当性が示されていること。 2) 原子炉制御室等内及び重要操作地点の濃度が最大となるまで計算していること。 3) 原子炉制御室等内及び重要操作地点の濃度が有毒ガス防護判断基準値を超える場合には、有毒ガス防護判断基準値への到達時間を計算していること。 4) 敷地内の可動源の場合、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。(図2参照) 5) 次に例示するような、敷地内の有毒化学物質の漏えい等の検出から対応までの適切な所要時間を考慮していること。 <ul style="list-style-type: none"> －原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を想定している場合は、換気空調設備の隔離完了までの所要時間。 －原子炉制御室等の正圧化を想定している場合は、正圧化までの所要時間。 －空気呼吸具若しくは同等品(酸素呼吸器等)又は防毒マスク(以 	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>下「空気呼吸具等」という。)の着用を想定している場合は、着用までの所要時間。</p> <p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断 運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を判断するに当たり、6. 1 及び6. 2を確認する。</p> <p>6. 1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6. 1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度</p> <p>有毒ガス影響評価の結果、原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認する¹⁸。</p> <p>6. 1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6. 1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応</p> <p>(1) 有毒ガスの発生及び到達の検出 有毒ガスの発生及び到達の検出について、1)及び2)を確認する。 (解説-8)</p>	<p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断</p> <p>6.1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6.1.1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価は不要である。</p> <p>敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。</p> <p>6.1.2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6.1.2.1 敷地内の対象発生源への対応</p> <p>敷地内の可動源に対しては、発電所敷地内へ入構する際、立会人等を入構箇所に派遣し、受入完了まで可動源に随行・立会を実施する手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>(1) 有毒ガスの発生及び到達の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生及び到達の検出は不要で</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1) 有毒ガスの発生の検出</p> <p>次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガスの発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －当該装置の選定根拠が示されていること。 －検出までの応答時間が適切であること。 <p>2) 有毒ガスの到達の検出</p> <p>次の項目を踏まえ、原子炉制御室等の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －当該装置の選定根拠が示されていること。 －有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。 －検出までの応答時間が適切であること。 <p>(2) 有毒ガスの警報</p> <p>有毒ガスの警報について、①～④を確認する。(解説-8)</p> <p>① 原子炉制御室及び緊急時制御室に、前項(1)1)及び2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>② 緊急時対策所については、前項(1)2)の検出装置からの信号</p>	<p>ある。</p> <p>敷地内の可動源に対しては、人による認知が期待できることから、有毒ガスの発生及び到達の検出は不要である。</p> <p>1) 有毒ガスの発生の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生の検出は不要である。</p> <p>2) 有毒ガスの到達の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの到達の検出は不要である。</p> <p>(2) 有毒ガスの警報 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの警報は不要である。</p> <p>敷地内の可動源に対しては、人による認知が期待できることから、検出する装置が不要のため、有毒ガスの警報も不要である。(評価ガイド解説-8)</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>③ 「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。</p> <p>④ 有毒ガスの警報は、原子炉制御室等の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること（例えば、見やすい場所に設置する等）。</p> <p>(3) 通信連絡設備による伝達 通信連絡設備による伝達について、①及び②を確認する。</p> <p>① 既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>② 敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(4) 防護措置 原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて1)～5)の防護措置を講じることを有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する¹⁹⁾。</p>	<p>(3) 通信連絡設備による伝達 → 評価ガイドどおり 敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、通信連絡設備による伝達は不要である。 敷地内の可動源に対しては、通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制を整備することとしている。また、敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を中央制御室の当直長に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>(4) 防護措置 → 評価ガイドどおり 敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、防護措置は不要である。 敷地内の可動源に対しては、立会人等を確保し、異常の早期検知を行うとともに、異常発生時には換気空調設備の隔離を行うための手順及び実施体制を整備することとしている。また、中央制御室等に防護に必要な要員分の防護具を配備するとともに、</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1) 換気空調設備の隔離</p> <p>防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、①及び②を確認する。</p> <p>①対象発生源から発生した有毒ガスを原子炉制御室等の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</p> <p>②隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化</p> <p>防護措置として原子炉制御室等の正圧化を講じる場合は、①～④を確認する。</p> <p>①加圧ポンベによって原子炉制御室等を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（放射性物質の放出時用等との兼用は不可。）。</p> <p>②中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の 想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の</p>	<p>着用のための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>また、漏えい時には、有毒ガスの発生を終息させるための活動を速やかに行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>1) 換気空調設備の隔離 → 評価ガイドどおり</p> <p>① 敷地内の可動源に対しては、異常発生時に換気空調設備の隔離を行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>② 敷地内可動源からの有毒ガスの発生が終息したことを確認した場合は、速やかに外気取入れを再開することとしている。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化</p> <p>中央制御室等の正圧化は実施しない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>場合、堰全体に広がることが想定されていること等)。</p> <p>③原子炉制御室等内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</p> <p>④原子炉制御室等を正圧化するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>3) 空気呼吸具等の配備</p> <p>防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、①～④を確認する。</p> <p>なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>①空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、原子炉制御室等内及び重要操作地点にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>②空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ボンベ又は吸収缶（以下「空気ボンベ等」という。）が原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に適切に配備されること。</p>	<p>3) 空気呼吸具等の配備 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室等に防護に必要な要員分の防護具を配備するとともに、着用のための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>① 有毒ガス防護のために全面マスク等を着用した場合においても、操作に必要な視界が確保されることや相互のコミュニケーションが可能であること、また、操作に関する運転員の動作を阻害するものでないことを確認していることから、中央制御室での運転操作に支障を生じることはない。</p> <p>中央制御室等内にとどまる人数に対して十分な数を配備することとしている。可動源に対して、重要操作地点は防護不要。</p> <p>② 全面マスクを着用している時間に対して十分な数量の吸収缶を中央制御室等に配備することとしている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>なお、原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に全て配備できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>空気ポンプ等の容量については、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> －有毒ガス影響評価を基に、有毒ガスの放出継続時間に対して、容量が確保されること。 －有毒ガス影響評価を行わない場合は、対象発生源の有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間を想定し、容量を確保してもよい。 －中和作業の所要時間を考慮して、空気ポンプ等の容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること が想定されていること等。）。 －容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（空気の容量については、放射性物質の放出時用等との兼用は不可。ただし、空気ポンプ以外の器具（面体を含む。）は、兼用してもよい。）。 <p>③原子炉制御室等内及び重要操作地点の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。（解説・9）</p>	<ul style="list-style-type: none"> －“5. 有毒ガス影響評価”は実施していない。 －有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間は想定していない。 －有毒ガスの発生を終息させるために希釈等の措置を行うこととしており、措置が完了するまでの時間を考慮した容量の吸収缶を配備することとしている。 －吸収缶の容量は、有毒ガスの発生時用に確保することとしている。 <p>③④ 中央制御室等内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が全面マスクの使用を開始できるように実施体制及び手順を整備することとしている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>④空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置 防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整備されることを確認する。（解説-10）</p> <p>5) その他 ①空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。 ②インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。 ③その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</p> <p>（解説-8）有毒ガスの発生及び到達を検出し警報する装置 ●有毒ガスの発生を検出する装置については、必ずしも有毒ガスの発生そのものではなく、有毒ガスの発生の兆候を検出することとしてもよい。例えば、検出装置として貯蔵タンクの液位計を用いており、当該液位計の故障等によって原子炉制御室及び緊急時制御室への信号が途絶えた場合、その信号の途絶を貯蔵タンクの損傷とみなし、有毒ガスの発生の兆候を検出したとし</p>	<p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置 → 評価ガイドどおり 敷地内可動源からの漏えい時には、有毒ガスの発生を終息させるための活動を速やかに行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>5) その他 その他の防護措置は実施していない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>てもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●有毒ガスの到達を検出するための装置については、検出装置の応答時間を考慮し、防護措置のための時間的余裕が見込める場合は、可搬型でもよい。また、当該装置に警報機能がある場合は、その機能をもって有毒ガスの到達を警報する装置としてもよい。 ●敷地内可動源については、人による認知が期待できることから、発生及び到達を検出する装置の設置は求めないこととした。 ●有毒ガスが検出装置に到達してから、検出装置が応答し警報装置に信号を送るまでの時間について、その後の対応等に要する時間を考慮しても、必要な時間までに換気空調設備の隔離を行えるものであること。 <p>(解説-9) 米国におけるIDLHと空気呼吸具の使用との関係</p> <p>米国では、急性毒性の判断基準としてIDLHが用いられている。IDLH値の例を表4に示す。30分間のばく露を想定したIDLH値は、多数の有毒ガスについて空気呼吸具の選択のために策定されており、米国規制指針⁵において、有毒化学物質の漏えい等の検出から2分以内に空気呼吸具の使用を開始すべきとされ、解説⁷では、この2分という設定はIDLH値の使用における安全余裕を与えるものであるとされている。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

表4 代表的な有毒化学物質に対するIDLH値の例

有毒化学物質	IDLH 値		有毒化学物質	IDLH 値	
	ppm ^a	mg/m ^{3b}		ppm ^a	mg/m ^{3b}
アクリロニトリル	85	184	硝酸	25	64
アンモニア	300	208	水酸化ナトリウム	—	10
エタノールアミン	30	75	スチレン	700	2980
塩化水素	50	75	トルエン	500	1883
塩素	10	29	ヒドラジン	50	66
オキシラン	800	1442	ベンゼン	500	1596
過酸化水素	75	104	ホルムアルデヒド	20	25
キシレン	900	3907	メタノール	6000	7872
シクロヘキサン	1300	4472	硫酸	—	15
1,1-ジクロロエタン	3000	12135	リン酸トリブチル	30	327

a: 標準温度 (25℃) 及び標準圧力 (1013.25hPa) における空気中の蒸気またはガス濃度
 b: 空気中濃度 (ppm) から標準温度、標準圧力、有毒化学物質の分子量、気体定数を用いて換算した濃度

(解説-10) 有毒ガスばく露下で作業予定の要員について

有毒ガスの発生時に有毒ガスばく露下での作業（漏えいした有毒化学物質の中和等）を行う予定の要員についても、手順及び実施体制を整備すべき対象に含まれることから、空気呼吸具等及び必要な作業時間分の空気ボンベ等の容量が配備されていることを確認する必要がある（6.2の対策においては、防毒マスク及び吸収缶を除く。）。

6.1.2.2 敷地外の対象発生源への対応

(1) 敷地外からの連絡

敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順

6.1.2.2 敷地外の対象発生源への対応 → 評価ガイドどおり

敷地外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、敷地外からの連絡、通信連絡設備による伝達及び防護措置は不要である。

敷地外の可動源は、6.1.2の対応は不要である。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>及び実施体制)が整備されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －消防、警察、海上保安庁、自衛隊 －地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等） －報道（例えば、ニュース速報等） －その他有毒ガスの発生事故に係る情報源 <p>(2) 通信連絡設備による伝達</p> <p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>② 敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>(3) 防護措置</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する²⁰。確認項目は、6. 1. 2. 1 (4)と同じとする。(解説-11)</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(解説-1 1) 敷地外において発生する有毒ガスの認知</p> <p>敷地外の対象発生源で、有毒ガスの種類が特定できるものについて、有毒ガス影響評価において、有毒ガスの到達と敷地外からの連絡に見込まれる時間の関係などにより、防護措置の一部として、当該発生源からの有毒ガスの到達を検出するための設備等を前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p> <p>6. 2 予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>対象発生源が特定されない場合においても、予期せぬ有毒ガスの発生（例えば、敷地外可動源から発生する有毒ガス、敷地内固定源及び可動源において予定されていた中和等の終息作業ができなかった場合に発生する有毒ガス等）を考慮し、原子炉制御室等に対し、最低限の対策として、(1)～(3)を確認する。(解説-1 2)</p> <p>(1) 防護具等の配備等</p> <p>① 運転・初動要員に対して、必要人数分の防護具等が配備されているとともに、防護のための手順及び実施体制が整備されていること。少なくとも、次のものが用意されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －敷地内における必要人数分の空気呼吸具又は同等品（酸素呼吸器等）²¹の配備（着用のための手順及び実施体制を含む。） －一定量の空気ポンベの配備（例えば、6 時間分。なお、6. 1. 2. 1 (4) 3)において配備する空気ポンベの容量と兼用してもよい。)(解説-1 3) 	<p>6.2 予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>予期せず発生する有毒ガスは、設置許可の中では重大事故時の技術的能力に整理され、技術基準の要求事項でないことから、保安規定にて整理する。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地内固定源及び可動源において中和等の終息作業を考慮する場合については、予定されていた中和等の終息作業ができなかった場合を考慮し、スクリーニング評価（中和等の終息作業を仮定せずに実施。）の結果有毒ガスの放出継続時間が6時間を超える場合は、①に加え、当該放出継続時間まで空気呼吸具又は同等品（酸素呼吸器等）の継続的な利用ができることを考慮し、空気ボンベ等が配備されていること。（解説-14）</p> <p>③ バックアップとして、供給体制が用意されていること（例えば、空気圧縮機による使用済空気ボンベへの空気の再充填等）。</p> <p>④ ①において配備した防護具等については、必要に応じて有毒ガスばく露下で作業予定の要員が使用できるよう、手順及び実施体制（防護具等の追加を含む。）が整備されていること。（解説-10）</p> <p>(2) 通信連絡設備による伝達</p> <p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、原子炉制御室等の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>②敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(解説-12) 予期せず発生する有毒ガスの検出 予期せず発生する有毒ガスについて、有毒ガスの種類と量が特定</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>できないものもあり、その場合、検出装置の設置は困難なことから、それを求めないこととし、人による異常の認知（例えば、臭気での検出、動植物等の異常の発見等）によることとした。</p> <p>(解説-1 3) 空気ボンベの容量</p> <p>米国では、空気呼吸具の空気の容量について、影響評価の結果対応が必要となった場合、敷地内で少なくとも6時間分を用意し、追加分については、敷地外から数百時間分の空気ボンベの供給が可能であることを求めており、予期せず発生する有毒ガスについては考慮の対象としていない⁵。今般、国内のタンクローリーによる有毒化学物質輸送事故等の事例⁸を踏まえ、中和、回収等の作業の所要時間を考慮して、一定量として、6時間分が用意されていることとした。</p> <p>予期せず発生する有毒ガスについては、影響評価の結果、有毒ガスが発生しないとされる場合であっても求める対応であることから、空気の容量は他の用途の容量（例えば、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する命令」（平成24年文部科学省、経済産業省令第4号）第4条の要求により保有しているもの等）と兼用してもよいこととする。</p> <p>(解説-1 4) バックアップについて</p> <p>バックアップについては、敷地内外からの空気の供給体制（例えば、空気圧縮機による使用済空気ボンベへの清浄な空気の再充填、離れた場所からの空気ボンベの供給等）により、継続的に供給され</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>ることが望ましい。</p> <p>(3) 敷地外からの連絡</p> <p>有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> －消防、警察、海上保安庁、自衛隊 －地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等） －報道（例えば、ニュース速報等） －その他有毒ガスの発生事故に係る情報源 	

2. 固定源及び可動源の特定について

固定源及び可動源の特定の考え方については、工事計画認可申請書の「中央制御室の機能に関する説明書」の別添「固定源及び可動源の特定について」に記載のとおりであるが、その詳細について示すものである。

敷地内の固定源及び可動源の特定に当たっては、工事計画認可申請書の「中央制御室の機能に関する説明書」の別添「固定源及び可動源の特定について」の別紙2-1に示すとおり調査対象とする有毒化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及びセメント固化の廃棄物のように製品性状により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量及び貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、または、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」解説-4の考え方を参考に調査対象外とする有毒化学物質を整理した。観点は以下のとおりである。

- ・ 固体あるいは揮発性が乏しい液体であること
- ・ ボンベ等に保管された有毒化学物質
- ・ 試薬類
- ・ 建物内保管される薬品タンク
- ・ 密閉空間で人体に影響を与える性状

それぞれ、別紙2-1～2-5にて詳細な説明を記載し、整理リストを別紙2-5-1及び別紙2-5-2に示す。

固体あるいは揮発性が乏しい液体の取り扱いについて

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「ガイド」という。）における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査（3. 評価に当たって行う事項）』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定（4. スクリーニング評価）』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価（5. 有毒ガス影響評価）』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については、「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、スクリーニング評価において「固体あるいは揮発性が乏しい液体」の取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4(調査対象外とする場合)を考慮した。

【ガイド記載】

(解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

常温で固体あるいは揮発性が乏しい液体は、以下の理由により蒸発量が少ないことから、有毒ガスのうち気体状の有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないため、調査対象外とする。

- 固体は揮発するものではないため、固体又は固体を溶解している水溶液中の固体分子は蒸発量が少ない。
- 濃度が生活用品程度の水溶液は、一般的に生活用品として使用される濃度であり、蒸発量は少ない。
- 沸点は、化学物質の飽和蒸気圧が外圧と等しくなる温度であり、化学物質が沸点以上になると沸騰し多量に気化するため、発電所の一般的な環境として超えることのない100℃を沸点の基準とし、それ以上の沸点をもつ物質は多量に放出されるおそれがない。ただし、沸点が100℃以上の物質を一律に除外するのではなく、念のため分圧が過度の値でないことを確認する。

また、薬品の蒸発率は、文献「Modeling hydrochloric acid evaporation in ALOHA」に記載の下記の式に従い、化学物質の分圧に依存するため、濃度が低く分圧が小さい薬品も揮発性が乏しい液体に含まれる。

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) \quad (\text{kg/s})$$

$$E_C = - \left(\frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left(1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E \quad (\text{kg/s})$$

- E : 蒸発率 (kg/s)
- E_C : 補正蒸発率 (kg/s)
- A : 堰面積 (m²)
- K_M : 化学物質の物質移動係数 (m/s)
- M_{Wm} : 化学物質の分子量 (kg/kmol)
- P_v : 化学物質の分圧 (Pa)
- P_a : 大気圧 (Pa)
- R : ガス定数 (J/kmol・K)
- T : 温度 (K)

島根原子力発電所敷地内の屋外タンクに貯蔵される薬品のうち評価対象としている塩酸の場合、20℃において、濃度20%の塩酸の分圧が27.3Pa、濃度35%の塩酸の分圧が10,399Paである。よって、濃度20%の塩酸の蒸発率は濃度35%の塩酸の蒸発率の1/400以下となるため、大気中に多量に放出されることはない。

以上を踏まえ、具体的な判断フローを図1に示す

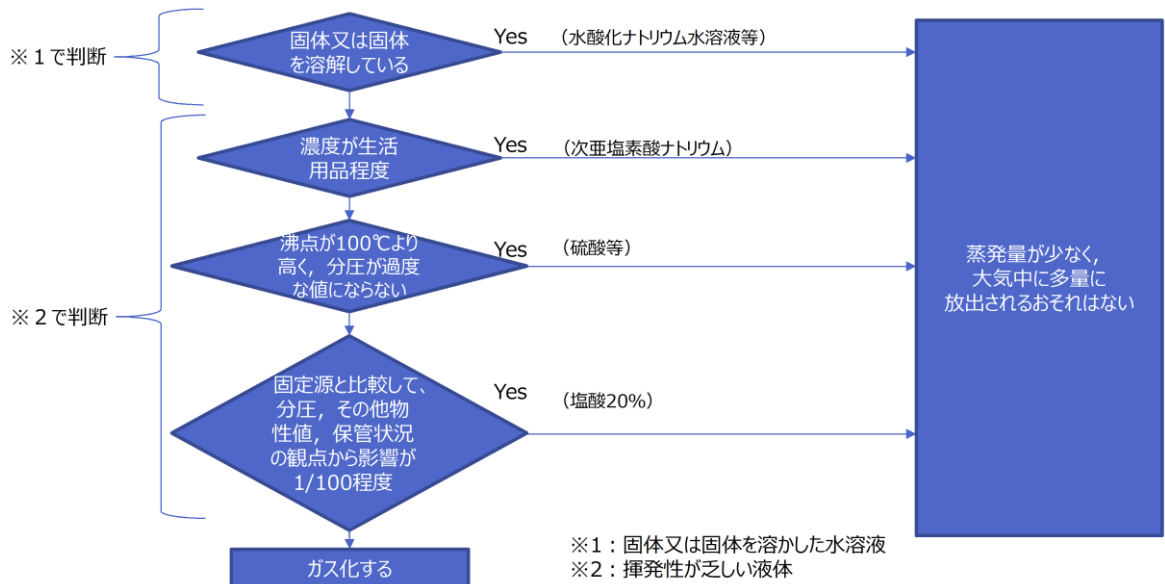


図1 固体または揮発性が乏しい液体の判断フロー

図1のフローに基づき、固体または揮発性の乏しい液体について、表1のとおり抽出した。また、対象物質の物性値を表2に示す。

表1 固体または揮発性の乏しい物質の抽出結果

抽出フロー項目	物質
固体または固体を溶解している	亜硝酸ナトリウム（40%）、亜硫酸ナトリウム（10%）、五ほう酸ナトリウム（14.6%）、水酸化カリウム（5%）、水酸化ナトリウム（0.14,5,20,25%）、硫酸第一鉄、ポリエチレンイミン（30%）、リン酸三ナトリウム（0.17%）、モリブデン酸ナトリウム（10%）、リン酸苛性混液（0.50%）、リン酸二水素ナトリウム（2.36,6.25,98%） シアン化カリウム+シアン化金カリウム
濃度が生活用品程度	次亜塩素酸ナトリウム（0.05%,0.08%）*
沸点が100℃より高く、分圧が過度な値にならない	エチレングリコール（30%）、ヒドラジン（5.30%, 6.40%）、モルホリン（0.11,0.70,0.80%）、硫酸（10,20,30,98%）、軽油、第二～第四石油類
可動源と概算比較して、分圧、その他物性値、保管状況の観点から影響が1/100程度	塩酸（20%）

注記*：市販の次亜塩素酸ナトリウムは約5%であり、床等の消毒のため0.02～0.1%程度に希釈し使用される。
（広島市健康福祉局 衛生研究所 生活科学部資料
<http://www.city.hiroshima.lg.jp/www/contents/1265935032756/index.html>）

表2 対象物質の物性値

物質名	100%濃度における沸点	100%濃度における分圧	低濃度における分圧
エチレングリコール（30%）	197℃*1	6.5Pa（20℃）*1	—
ヒドラジン（5.30,6.40%）	114℃*1	2,100Pa（20℃）*1	—
塩酸（20, 35%）	-85.1℃*1 約108℃(約20%濃度)*2	約8.05MPa（50℃）*3	10,399Pa（35%濃度, 20℃）*4 27.3Pa（20%濃度, 20℃）*4
モルホリン（0.11,0.70,0.80%）	129℃*1	1,060Pa（20℃）*1	—
硫酸（10,20,30,98%）	340℃（分解）（100%未満）*1	<10Pa(100%未満, 20℃)*1	—
軽油	160～360℃*3	280～350Pa（21℃）*3	—
第二石油類	150℃～325℃*5	64Pa（20℃）*5	—
第三石油類	150℃以上*6	0.1kPa以下（37.8℃）*6	—
第四石油類	316℃以上*7	<13Pa（20℃）*7	—

注記*1：国際化学物質安全性カード

*2：安全データシート（<http://www.daiwa-yakuhin.com/pic/syouhin/SDS-HCl.pdf>）

*3：安全データシート（モデルSDS）

*4：Mary Evans, Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA, USDOC（1993）

*5：安全データシート（モデルSDS）（灯油の値を代表として示す。）

*6：安全データシート（https://www.noe.jxtg-group.co.jp/business/sds/gasoline/pdf/c_heavy_oil_r.pdf）（C重油の値を代表として示す。）

*7：安全データシート（https://toyota.jp/pages/contents/after_service/car_care/yohin/sds/pdf/Gasoline_engine_oil/08880-105_201606.pdf）（鉱油（エンジンオイル）の値を代表として示す。）

一方、有毒化学物質の保管状態によっては、放出時にエアロゾル化する場合もあることから、以下のとおり有毒化学物質のエアロゾル化について検討を行った。

エアロゾルは、その生成過程の違いから、粉塵、フェーム、煙及びミストに分類される（表3参照）。

放射性固体廃棄物処理用に使用するセメントは、常温常圧で固体の対象物質であるが、廃棄物と固化させる過程において水と混練する。混練したセメントと水は、固化するまでの間は、常温常圧下において液体である。

液体の対象物質のエアロゾルの形態としては、煙又はミストが挙げられるが、煙については、燃焼に伴い発生するものであり、本規制の適用範囲外であることから、液体のエアロゾル化に対してはミストへの考慮が必要である。

表3 エアロゾルの形態および生成メカニズム

エアロゾルの形態	メカニズム*1	対象物質
粉塵 (dust)	固形物はその化学組成が変わらないままで、形、大きさが変わって粒状になり空気中に分散したもので、粉碎、研磨、穿孔、爆破、飛散など、主として物理的粉碎・分散過程で生じる。したがって、球状、針状、薄片状など、形、大きさともに不均一でかつ大きさは1 μ m以上のものが多い。	固体
フューム (fume)	固体が蒸発し、これが凝縮して粒子となったもので、金属の加熱溶融、溶接、溶断、スパークなどの場合に生じる。このような過程では、一般に物理的作用に化学的変化が加わり、空気中では多くの場合酸化物となっており、球状か結晶状である。粒径は小さく1 μ m以下のものが多い。	固体
煙 (smoke)	燃焼に際して生じるいわゆる「けむり」に類するもので、一般に有機物の不完全燃焼物、灰分、水分などを含む有色性の粒子である。一つ一つの粒子は小さく球形に近いが、これらがフロック状をなすものが多い。	液体 固体
ミスト (mist)	一般には微小な液滴粒子を総称していう。すなわち、液滴が蒸発凝縮したもの、液面の破碎や噴霧などにより分散したものが全て含まれ、形状は球形であるが、大きさは生成過程によってかなり幅がある。	液体

ミストとしてのエアロゾル粒子は、粒子が直接大気中に放出される一次粒子と、ガス状物質として放出されたものが、物理的影響又は化学的変化を受けて粒子となる二次粒子があり、その生成過程は、破碎や噴霧などの機械的な力による分散過程と、蒸気の冷却や膨張あるいは化学反応に伴う凝集過程に大別される。*2

代表的なミスト化の生成メカニズム*2~*4に対する液体状の有毒化学物質のエアロゾル化の検討結果を表4に示す。

エアロゾル化の生成メカニズムとしては、加圧状態からの噴霧及び高温加熱による蒸発後の凝集及び飛散が考えられるが、保管状態等を考慮するといずれの生成過程でも有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないことを確認した。

以上のことから、固体あるいは揮発性が乏しい液体については、有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えられる。

表4 エアロゾル（ミスト）に対する検討結果

<参考文献>

エアロゾル 粒子 ²⁾	生成過程 ^{2)~4)}	具体例	検討結果
一次粒子	①飛散	・貯蔵容器の破損に伴う周囲への飛散	貯蔵施設の下部には堰等が設置されており、流出時にも堰等内にとどめることが可能である。
	②噴霧 (加圧状態)	・加圧状態で保管されている物質の噴出	液体が加圧状態で噴霧された場合には、一部は微粒子となりエアロゾルが発生するが、液体の微粒子化には最小でも0.2MPa程度の圧力(差圧)が必要とされており ^{*5)} 、加圧状態で保管されている貯蔵施設はなく、エアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれがあるものはない。
	③飛沫同伴	・激しい攪拌に伴う発生気泡の破裂	攪拌された状態で保管されている有毒化学物質はないことから、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。
二次粒子 (ガス状物質からの生成)	①化学的生成	・大気中の硫黄酸化物の硫酸化	大気中のガスからエアロゾルが生成するメカニズムであり、揮発性が乏しい液体のエアロゾル化のメカニズムには該当しない。
	②大気中のガスの凝集	・断熱膨張等の冷却作用による蒸気の生成、凝集	
	③高温加熱による蒸発後の凝集	・加熱(化学反応による発熱を含む)による蒸気の生成、凝集	高温加熱状態で保管されている有毒化学物質はなく、また、化学反応により多量の蒸気が発生させるような保管状態にある揮発性が乏しい液体の有毒化学物質はないため、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。 仮に加熱された場合を考慮すると、加熱により蒸発した化学物質が冷却され、再凝集することでエアロゾルが発生することから、一般的には沸点以上の加熱があった場合に、エアロゾルが発生する可能性がある。 従って、沸点が高い有毒化学物質(100℃以上)については、その温度まで周囲の気温が上昇することは考えられず、仮に気温が上昇したとしても、溶媒である水が先に蒸発し、その気化熱(蒸発潜熱)により液温の上昇は抑制されることから、加熱を原因としてエアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれはない。 また、沸点が低いものは、全量気体としてスクリーニング評価することとしている。

注記*1:「エアロゾル学の基礎」(日本エアロゾル学会 編)

*2: 大気圏エアロゾルの化学組成と発生機構、発生源(笠原(1996))

*3: テスト用エアロゾルの発生(金岡(1982))

*4: 大気中のSO_x及びNO_xの有害性の本質(北川(1977))

*5: 液体微粒化の基礎(http://www.ilass-japan.gr.jp/activity/other/12th_suzuki.pdf)(鈴木)

有毒ガス評価に係る高圧ガス容器(ボンベ)に貯蔵された
液化石油ガス(プロパンガス)の取り扱いについて

1. プロパンガスの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という。)における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査(3. 評価に当たって行う事項)』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定(4. スクリーニング評価)』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価(5. 有毒ガス影響評価)』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、高圧ガス容器(以下「ボンベ」という。)に貯蔵された液化石油ガスの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4(調査対象外とする場合)を考慮した。

【ガイド記載】

(解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

ボンベは、JIS B 8241に基づき製造され、高圧ガス保安法によって、耐圧試験、気密試験等を行い、合格したものだけが使用される。また、ボンベは、高圧ガス保安法により、転落・転倒防止措置を講じることが定められており、適切に固縛等対策が施されている。このため、ボンベからのプロパンガスの漏えい形態としては、配管等からの少量漏えいが想定される。

また、ボンベ内の圧力が高まる事象が発生したとしても、安全弁からプロパンが放出されることになり、多量に放出されるような気体の噴出に至ることはない。

プロパンは常温・常圧で気体であり、空気よりも重たい物質であることから、一般的に屋外に保管されているボンベから漏えいしたとしても、気化して低所に拡散して希釈されることになる。

さらに、プロパンの人体影響は窒息影響が生じる程の高濃度で発生することから、少量漏えいの場合では人体影響は発生しないものと考えられる。

なお、プロパンが短時間で多量に放出される場合は、ボンベが外からの衝撃により破損する事象が考えられるが、そのような場合は衝撃の際に火花が生じ、プロパン等は引火して爆発すると考えられ、火災・爆発による原子炉制御室等の影響評価は、有毒ガス影響評価ガイドの適用範囲外である。

以上より、ボンベに貯蔵されているプロパンが漏えいしたとしても、多量に漏えいすることは考えられず、配管等からの少量漏えいとなり、速やかに拡散、希釈されるため、運

転・対処要員の対処能力が著しく損なわれる可能性は限りなく低いことから、ボンベに貯蔵されたプロパンは調査対象外として取扱うことが適切であるとする。

2. 事故事例

(1) 事故統計に基づく情報

○事故の内容

LPガスによる事故情報を、経済産業省HPのLPガスの安全のページ*¹の情報に基づき、平成24年～平成30年の7年間のLPガスに関する事故概要を整理したものが表1である。

プロパンに関する事故は年間に100件以上発生しており、中毒等の事故も10件程度が発生しているが、中毒等の全ては一酸化炭素中毒または酸素欠乏によるもので、プロパン自体での中毒事故は記録がない。

表1 液化石油ガスに係る過去の事故事例数（2021年8月末現在）

年	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018
事故合計	260	210	187	182	140	195	212
爆発・火災*	252	204	184	176	131	192	203
中毒等	8	6	3	6	9	3	7
中毒等 内訳							
CO毒	8	4	3	4	9	3	6
酸素欠乏	0	2	0	2	0	0	1

注記*：漏えい、漏えい爆発等、漏えい火災。

(2) 地震によるLPガス事故事例

地震等の災害時にはLPガスボンベの流出等の事故が想定される。以下では災害時の事故事例を集約した。東日本大震災等の災害時においても、配管破損の事例はあるものの、ボンベの破損事例は認められていない。

○東日本大震災時の事故事例

東日本大震災時のLPガスに係る事故事例を、経済産業省の総合資源エネルギー調査会の報告書*²から抽出した。

本資料に記載のLPガス漏えい爆発・火災事故は以下の1例のみであった。

日時：平成23年3月11日（地震発生日）16時02分
場所：共同住宅
事故内容：LPガス漏えいによる爆発・火災
被害状況：事故発生室の隣室の住人1名が焼死
設備状況：50Kg容器8本を専用収納庫に設置 転倒防止チェーンを設置していたため容器転倒なし
事故原因：当該住宅のうちの1室のガスメーター付近の供給管が破断、ガスが漏えいし、何らかの火花で引火、爆発に至ったものと推定されている
点検・調査：震災直後は実施されていない

また、以上の事故事例の他、LPガスボンベの流出等に関して以下の記載がある。

- ▶ マイコンメーターの安全装置が震災時にガスの供給を遮断し、有効に機能した。
- ▶ 電柱に1本の容器が高圧ホースだけでぶら下がっていたものもあり、高圧ホースの強度は相当であることが示された。
- ▶ ガス放出防止型高圧ホースについては、地域により設置状況にばらつきがあったが、設置していた家庭において、地震による被害の抑制に有効に機能したケースがあった。
- ▶ ある系列のLPガス販売事業者には、浸水する程度の津波であれば、鎖の二重掛けをしたボンベは流失しなかったとの情報が多数寄せられた。
- ▶ 今回の震災においては、LPガス容器の流出が多数発生し、回収されたLPガス容器に中身のないものが多数認められていることから、流出したLPガス容器からLPガスが大気に放出されたものと推定される。
- ▶ 一部の報道等において、流出LPガス容器から放出されたガスが火災の要因の一つとなった可能性についての指摘も見受けられている一方で、ガス放出防止型高圧ホースが有効に機能し、地震による被害が抑制された例や、鎖の二重掛けをしたLPガス容器は流出しなかったといった例が報告されている他、今回の震災を踏まえて容器転倒防止策の徹底やガス放出防止器の設置等に取り組む事業者も出てきている。

なお、上記の報告書においては、以下のような情報を踏まえ、マイコンメーターの設置やガス放出防止機器*4の設置促進が適切としている。



東日本大震災でのLPガスボンベの被災状況の一例*3



東日本大震災後の津波で流された容器の一例*3

○その他の災害時の事故事例

東日本大震災以外の災害時の事故事例については、以下のような情報がある。

- ▶ 熊本地震では、地震による崩落で容器が転倒し、供給設備が破損した事例はあるが、ガス漏えいによる二次被害（火災・爆発等事故）は無し。
（熊本内LPガス消費世帯数約50万戸）



熊本地震でのLPガスボンベの被災状況の一例*3

- 東日本豪雨（常総市の水害）では、水の勢いで容器が引っ張られ、配管が破損した事例がある。（事故情報は記載なし）



東日本豪雨（常総市の水害）でのLPガスボンベの被災状況の一例*3

<参考文献>

注記*1：経済産業省 HP LP ガスの安全

*2：東日本大震災を踏まえた今後の液化石油ガス保安の在り方について～真に災害に強いLPガスの確立に向けて～ 平成24年3月 総合資源エネルギー調査会 高圧ガス及び火薬類保安分科会 液化石油ガス部会

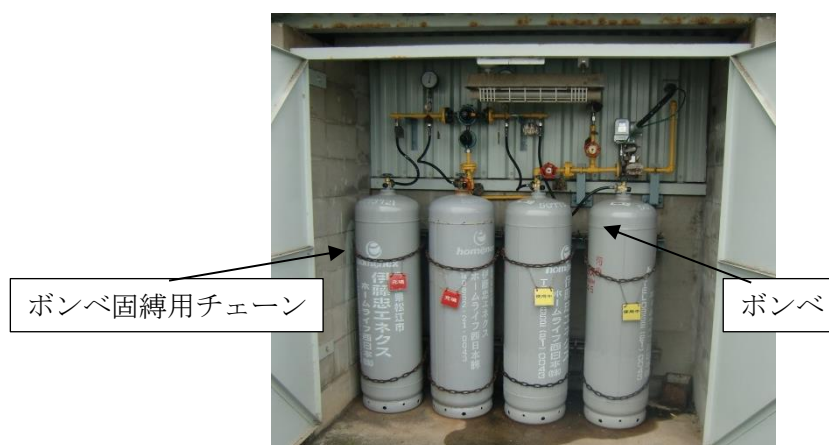
*3：自然災害対策について 平成29年11月 関東液化石油ガス協議会 業務主任者・管理者研修会

*4：ガス放出防止機器とは、大規模地震、豪雪等で容器転倒が起こった場合に生じる大量のガス漏れを防止し、被害の拡大を防ぐ器具のこと。高圧ホースと一体となった高圧ホース型と独立した機器の形の放出防止器型とがある。

3. 発電所におけるプロパンガスボンベの保管状況

発電所にて保管されているプロパンガスボンベは建物内に保管されており、また高圧ガス

保安法の規則に則り固縛されているため、何らかの外力がかかったとしても、ボンベ自体が損傷することは考えにくい。発電所におけるプロパンボンベの保管状況を以下に示す。



【補助ボイラプロパンガスボンベ庫】LP ガス（補助ボイラ起動用）

4. 漏えい率評価

4.1 評価方法

前述の通り、ボンベ単体としては健全性が保たれることから、ガスボンベからの漏えい形態としては、接続配管からの少量漏えいを想定した。漏えい率は、下記の「石油コンビナートの防災アセスメント指針」における災害現象解析モデル式によってプロパンボンベを例に評価した。

<気体放出>（流速が音速未満 ($p_0/p > \gamma_c$) の場合）

$$q_G = \text{cap} \sqrt{\frac{2M}{ZRT} \left(\frac{\gamma}{\gamma-1} \right) \left\{ \left(\frac{p_0}{p} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{p_0}{p} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}} \quad \text{ただし, } \gamma_c = \left(\frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

- q_G : 気体流出率 (kg/s)
- c : 流出係数 (不明の場合は0.5とする)
- a : 流出孔面積 (m²)
- p : 容器内圧力 (Pa)
- p_0 : 大気圧力 (=0.101×10⁶ Pa)
- M : 気体のモル重量 (kg/mol)
- T : 容器内温度 (K)
- γ : 気体の比熱比
- R : 気体定数 (=8.314 J/mol・K)
- Z : ガスの圧縮係数 (=1.0:理想気体)

4.2 評価結果

プロパンボンベからの放出率は約 4.8×10^{-4} kg/sであり、評価対象の固定源（塩酸）と比較して1/19以下となった。更に、防護判断基準値が400倍以上高いことを考慮すると、影響は小さいと説明できる。

	プロパンボンベ	(参考) 排水中和用塩酸タンク
放出率 (kg/s)	4.8×10^{-4}	平均： 9.4×10^{-3} ($4.1 \times 10^{-3} \sim 5.3 \times 10^{-2}$)
防護判断基準値 (ppm)	23500	50

(評価条件)

パラメータ	設定値	備考
流出孔面積	2.1×10^{-6} m ²	接続配管径：16.1 mm 配管断面積の1/100 (少量漏えい)
容器内温度	25℃	保管温度
容器内圧力	0.07 MPa	運転時の通常圧力
気体のモル重量	0.044096 kg/mol	機械工学便覧
気体の比熱比	1.135	機械工学便覧

4.3 横置きボンベの影響

ボンベは通常縦置きにて設置され、配管に接続されるため、充填されたガスは気体として供給されるが、雑固体焼却炉では横置きで設置され、配管に接続されるため、液体で供給された場合の漏えい影響を検討した。

なお、ボンベが横置きで設置されるのは雑固体焼却炉のプロパンのみである。

○配管長さ

雑固体焼却炉において、ボンベ庫内にあるボンベから気化器までの配管長さは約10mあり、配管内は液体、気体の混合物である。気化器通過後は、配管内は気体となり、焼却炉へ供給されることとなるが、その配管長さは約53mある。また、ボンベには過流防止弁が設置されており、多量流出は想定されない。

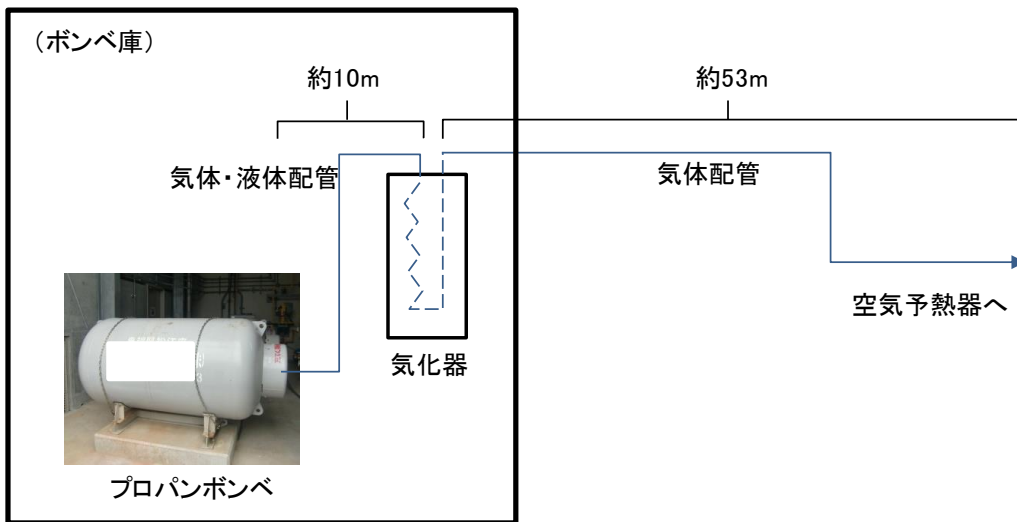


図1 雑固体焼却設備のプロパンガス概略系統図

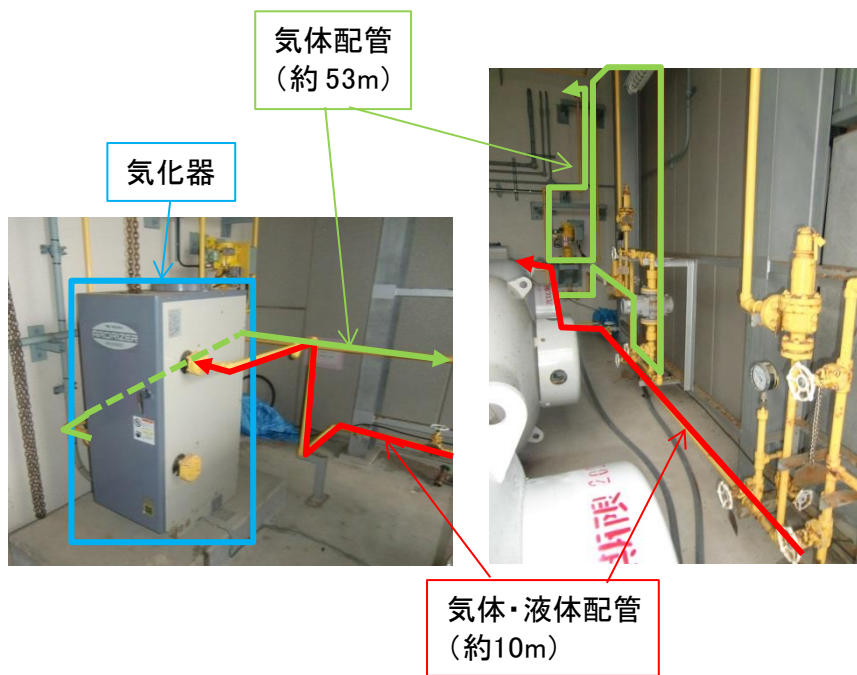


図2 雑固体焼却炉のプロパンボンベ気化器回りの現場状況

○漏えい時の放出率

漏えい率は、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」における災害現象解析モデル式により評価した。

配管から気体として漏えいするとした場合のプロパンの放出率は、約 3.1×10^{-3} kg/sであり、評価対象の固定源（塩酸）と比較して約1/3以下となる。

なお、表1に示すとおり、液体配管から漏えいするとして評価した場合でも、プロパンの放出率は、約 9.5×10^{-2} kg/sであり、評価対象の固定源（塩酸）からの放出率よりも10倍以上大きいものの、放出率の防護判断基準の差が400倍以上であることから、防護判断基準値の比は、40倍程度となり、影響は小さい。

気体放出の評価条件を表2に、液体放出の評価条件を表3に示す。

表1 焼却炉プロパンボンベの放出率及び防護判断基準値

	焼却炉プロパンボンベ		(参考) 排水中和用 塩酸タンク
	気体放出	液体放出	
放出率 (kg/s)	3.1×10^{-3}	9.5×10^{-2}	平均： 9.4×10^{-3}
防護判断基準値 (ppm)	23500		50

<気体放出> (流速が音速以上($p_0/p \leq \gamma_c$)の場合)

$$q_G = \text{cap} \sqrt{\frac{M}{ZRT} \gamma \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}} \quad \text{ただし, } \gamma_c = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

- q_G : 気体流出率 (kg/s)
- c : 流出係数 (不明の場合は0.5とする)
- a : 流出孔面積 (m^2)
- p : 容器内圧力 (Pa)
- p_0 : 大気圧力 ($=0.101 \times 10^6$ Pa)
- M : 気体のモル重量 (kg/mol)
- T : 容器内温度 (K)
- γ : 気体の比熱比
- R : 気体定数 ($=8.314$ J/mol·K)
- Z : ガスの圧縮係数 ($=1.0$:理想気体)

表2 気体放出の評価条件

パラメータ	設定値	備考
流出孔面積	$5.8 \times 10^{-6} \text{ m}^2$	接続配管径：27.2 mm 配管断面積の1/100（少量漏えい）
容器内温度	25 °C	保管温度
容器内圧力	0.3 MPa	運転時の通常圧力
気体のモル重量	0.044096 kg/mol	機械工学便覧
気体の比熱比	1.135	機械工学便覧

<液体放出>

$$q_L = c_a a \sqrt{2gh + \frac{2(p - p_0)}{\rho_L}}$$

$$q_G = q_L f \rho_L$$

q_L : 液体流出率 (m³/s)

c_a : 流出係数 (=1)

a : 流出孔面積 (m²)

p : 容器内圧力 (Pa)

p_0 : 大気圧力 (=0.101MPa)

ρ_L : 液密度 (kg/m³)

g : 重力加速度 (=9.8) (m/s²)

h : 液位 (m) (液面と流出孔の高さの差)

q_G : 有毒ガスの重量放出率 (kg/s)

f : フラッシュ率

表3 液体放出の評価条件

パラメータ	設定値	備考
流出係数	1	「石油コンビナートの防災アセスメント指針」には、不明の場合0.5としているものの、保守的に1と設定した
流出孔面積	$3.6 \times 10^{-6} \text{ m}^2$	接続配管径：21.4mm 配管断面積の1/100（少量漏えい）
容器内温度	25 °C	保管温度
容器内圧力	0.7MPa	運転時の通常圧力
液密度	492.8kg/m ³	日本LPガス協会HP
液位	0m	液面と流出孔の高さの差
フラッシュ率	1	全量気化する*1

注記*1：フラッシュ率は、以下の式で評価できる。

$$f = \frac{H - H_b}{h_b} = C_p \frac{T - T_b}{h_b}$$

f : フラッシュ率

T : 液体の貯蔵温度 (K)

H : 液体の貯蔵温度におけるエンタルピー (J/kg)

T_b : 液体の大気圧での沸点 (K)

H_b : 液体の沸点におけるエンタルピー (J/kg)

C_p : 液体の比熱 (T_b～Tの平均 : J/kg・K)

h_b : 沸点での蒸発潜熱 (J/kg)

フラッシュ率は、ガスの種類と流出前の温度によって決まり、焼却炉プロパンボンベから流出した場合のフラッシュ率は、0.38となるが、少量流出のため全量気化するものとした。

圧縮ガスの取り扱いについて

1. 圧縮ガスの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「ガイド」という。）における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査（3. 評価に当たって行う事項）』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定（4. スクリーニング評価）』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価（5. 有毒ガス影響評価）』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、スクリーニング評価において高压ガス容器（以下「ボンベ」という。）に貯蔵された二酸化炭素等の圧縮ガスの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4（調査対象外とする場合）を考慮した。

【ガイド記載】

（解説-4）調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等）

原子力発電所内での圧縮ガスは、屋外又は制御室の含まれない建物内に保管されている。

圧縮ガスは、高压ガス保安法で規定された高压容器で保管されており、溶接容器では溶接部試験、容器の破裂試験や耐圧試験等が規定されており、十分な強度を有しているもののみが認可されている。したがって、高压ガスの漏えい事故は容器やバルブからではなく、主に配管からの漏えいであるものと考えられる。

事件事例をみても、圧縮ガスの事故の多くが製造時に生じており、消費段階では事故の発生は少なく、主に配管や接続機器で生じたものである。また、容器本体からの漏えい事故の原因は、火災や容器管理不良が原因であり、東日本大震災による事故情報でも容器本体の事故は認められていない。

上記の高压容器で保管している圧縮ガスの漏えい箇所としては、事件事例からみても容器本体やバルブからの漏えいは少なく、配管からの漏えいとするのが現実的な想定であり、この場合のガスの流出率は少量であり、建物外に拡散した場合に周囲の空気希釈されるため、高濃度になることはない。

一方、これらの圧縮ガスは、IDLH値が高く（例えば二酸化炭素では40000 ppm（4%））、窒息影響に匹敵する高濃度での影響であり、閉鎖空間での漏えいといった状況以外では影響が生じる濃度に至ることはないものと考えられる。

以上のことから、圧縮ガスについては有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えら

有毒ガス評価に係る建物内有毒化学物質の取り扱いについて

1. 建物内有毒化学物質の取り扱いの考え方

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源および可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、「敷地内」には建物外だけでなく、建物内にも有毒化学物質は存在すること等も踏まえ、確実に調査、影響評価および防護措置の策定ができるように、建物内の化学物質の扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4（調査対象外とする場合）を考慮した。

【ガイド記載】

（解説-4）調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等）

建物内に貯蔵された有毒化学物質については、全量が流出しても、以下の理由から有毒ガスが建物外（大気中）に多量に放出される可能性はないと考えられる。

○分析試薬などとして使用する有毒化学物質について、薬品庫等で適切に保管管理されており、それら試薬は分析室で使用されるのみであり、分析室においては局所排気装置が設置されていること、また、保管量は、薬品タンク等と比較して少量であること等から、流出しても建物外に多量に放出されることはない。

○建物内にある有毒化学物質を貯蔵しているタンクから流出した場合であっても、タンク周辺の堰にとどまる又はサンプルや中和槽に流出することになる。流出先で他の流出水等により希釈されるとともに、サンプルや中和槽内に留まることになり、有毒ガスが建物外に多量に放出されることはない。

○また、液体状態から揮発した有毒化学物質は、液体表面からの拡散により、連続的に揮発、拡散が継続することで周辺環境の濃度が上昇していくこととなる。しかし、建物内は風量が小さく蒸発量が屋外に比べて小さいため、有毒ガスが建物外に多量に放出されることはない。

○密度の大きいガスの場合、重力によって下層に移動、滞留することから多量に大気中に放出されることはない。

また、密度の小さいガスの場合、浮力によって上層に移動し、建物外に放出される可能性もあるが、建物内で希釈されることから多量の有毒ガスが短時間に建物外に放出されることはない。

以上のことから、建物内に貯蔵された有毒化学物質により、有毒ガスが建物外（大気中）に多量に放出されることはなく、有毒ガス防護対象者の必要な操作等を阻害しないことから、建物内に貯蔵された有毒化学物質についてはガイド解説-4を適用することで、調査対象外と整理することが適切と判断できる。

2. 建物効果の確認

建物内は風速が小さく蒸発量が建物外に比べて小さいことを定量的に確認するため、建物内の薬品タンク周りの風速を測定するとともに、建物内温度による影響及び拡散効果を評価した。

2.1 建物内風速

2.1.1 測定対象

島根原子力発電所において建物内に薬品が保管される以下のエリアを風速測定の対象とした。

- (1) 3号機補助ボイラー建物（ヒドラジン）
- (2) 所内ボイラー・純水装置建物（3号）（ヒドラジン）

2.1.2 測定方法

測定対象において、漏えいが想定される箇所では、風速計を用いて風速測定を実施した。測定例を図1に示す。測定は、測定対象毎に複数点行い、平均値を算定した。

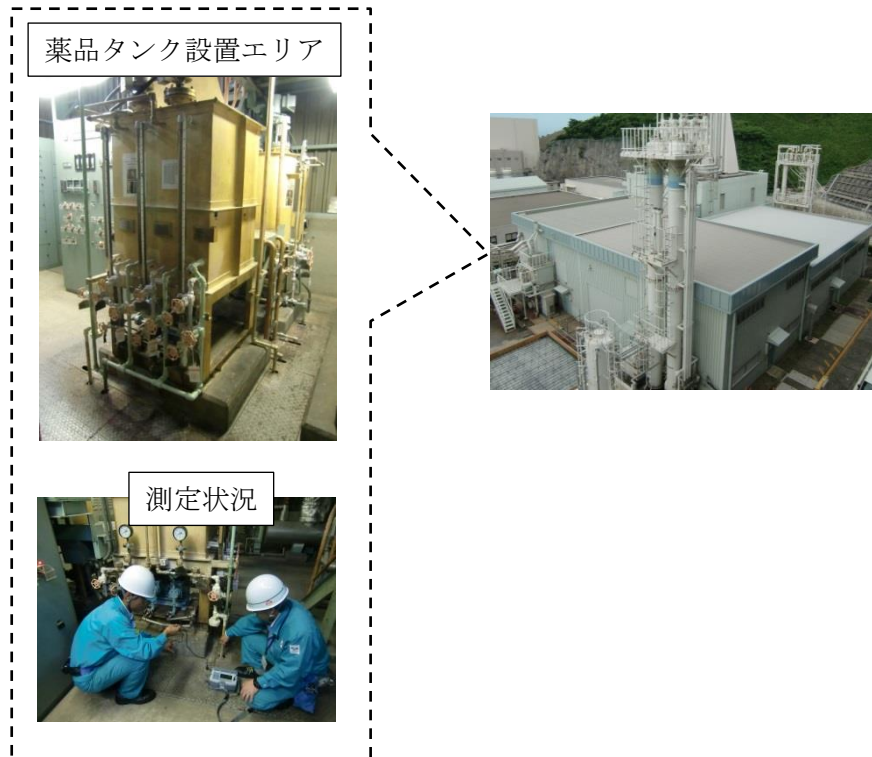


図1 建物内風速の測定例（所内ボイラー・純水装置建物（3号））

2.1.3 測定結果

測定結果を表1に示す。建物内の風速は、いずれの測定対象においても、最大でも0.1m/s未満であり、屋外風速に対して、十分小さかった。

表1 建物内における風速測定結果

建物	薬品タンク	風速*1	(参考) 屋外風速*2
(1) 3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注タンク	<0.1m/s	2.6m/s
(2) 所内ボイラー・純水装置建物（3号）	濃縮ヒドラジンタンク	<0.1m/s	

注記*1：測定器の検出下限値は0.01m/sである。測定は複数点行い、風速の算定にあたっては、検出下限未満の場合は0.01m/sとして平均値を算出。

*2：屋外風速は、地上風を代表する観測点（標高28.5m）における観測風速の年間平均を示す。

2.2 建物内温度

2.2.1 調査対象

薬品タンクエリアは、温度を測定していないことから、建物内における外気温との気温差を把握するため、定期的に温度測定を実施している固体廃棄物貯蔵所のデータを調査した。

2.2.2 測定方法

固体廃棄物貯蔵所は、保安規定に基づき定期的に巡視点検を実施している。その際、建物内に設置した温度計より温度データを採取し、記録しており、これらデータより蒸発率への影響が大きい夏場の気温を調査した。測定状況を図2に示す。



図2 建物内温度の測定状況（固体廃棄物貯蔵所）

2.2.3 測定結果

建物内温度の測定結果を表2に示す。夏場における建物内の温度は、外気温を比較して -1.0°C であり、温度差が小さいことを確認した。

表2 夏場（7月～8月）における建物内温度測定結果（令和元年度）

	固体廃棄物貯蔵所*1	(参考) 外気温*2
温度	26.6℃	27.6℃

注記*1：巡視点検における採取記録。夏場における平均温度。

*2：敷地内露場における観測温度。巡視点検と同時刻の外気平均気温。

2.3 評価

風速測定結果を用いて、蒸発率を算定するとともに、建物内温度の影響を評価した。

蒸発率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」に従い、下記の式で評価できる。

a. 蒸発率 E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left(\frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) \quad (\text{kg/s}) \quad \dots (4-5-1)$$

b. 物質移動係数 K_M

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_c^{\frac{2}{3}} \quad (\text{m/s}) \quad \dots (4-5-2)$$

$$S_c = \frac{v}{D_M} \quad \dots (4-5-3)$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} \quad (\text{m}^2/\text{s}) \quad \dots (4-5-4)$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left(\frac{T}{273.15} \right)^{1.75} \quad (\text{m}^2/\text{s}) \quad \dots (4-5-5)$$

c. 補正蒸発率 E_C

$$E_C = - \left(\frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left(1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E \quad (\text{kg/s}) \quad \dots (4-5-6)$$

E : 蒸発率 (kg/s)

E_C : 補正蒸発率 (kg/s)

A : 堰面積 (m²)

K_M : 化学物質の物質移動係数 (m/s)

M_{Wm} : 化学物質の分子量 (kg/kmol)

P_a : 大気圧 (Pa)

P_v : 化学物質の分圧 (Pa)

R : ガス定数 (J/kmol・K)

T : 温度 (K)

U : 風速 (m/s)

Z : 堰直径 (m)

- S_C : 化学物質のシュミット数
 ν : 動粘性係数 (m^2/s)
 D_M : 化学物質の分子拡散係数 (m^2/s)
 D_{H_2O} : 温度 T (K)、圧力 P_V (Pa) における水の分子拡散係数 (m^2/s)
 M_{WH_2O} : 水の分子量 ($kg/kmol$)
 D_0 : 水の拡散係数 ($=2.2 \times 10^{-5} m^2/s$)

風速は、物質移動係数 K_M の U 項に該当し、蒸発率は U^7 に比例する。

屋内風速 $0.1 m/s$ (測定結果の上限値) の場合*、 $U^7 = 0.17$ 、屋外風速 $2.6 m/s$ (年間平均) では、 $U^7 = 2.1$ となる。

従って、建物内の蒸発率は、屋外に対して $1/10$ 以下となる。また、温度は、4-5-1式と4-5-5式における T 項に該当するとともに、分圧 P_V 、動粘度係数 ν も温度の影響を受ける。これらパラメータから塩酸を例に評価すると、蒸発率は、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)}$ に比例する。

室内温度 $26.6^\circ C$ (夏場建物内温度) の場合、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)} = 11.5$ 、外気温 $27.7^\circ C$ (夏場外気温) では、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)} = 12.2$ となる。

従って、気温が高い夏場でも建物内の蒸発率は、屋外に対して約 0.94 倍であり、蒸発率に及ぼす影響は、風速と比較し小さい。

さらに、漏えい時には、中和槽等に排出されるとともに建物内で拡散し、放出経路も限定されることから、大気中に多量に放出されるおそれはなく、建物効果を見込むことが可能であると考えられる。

注記*：弱風時の蒸発率の考え方

風速が $0 m/s$ の場合でも、液面から蒸発したガスは濃度勾配を駆動力として分子拡散によって移動するが、これは風による移流を考慮した前述の評価式では模擬できない。

ただし、分子拡散のみによる移動量は極めて小さく、弱風時 ($0.1 m/s$) では風による移流が分子拡散より支配的であることから、分子拡散のみによる移動は、弱風時の移流に大きな影響を与えることはないと考えられる。

塩酸 (35wt%) を例に比較すると、以下のとおり無風時の分子拡散のみによる移動量を考慮した蒸発率は、弱風時の風による移流を考慮した蒸発率の約 $1/5$ であり、弱風時では風による移流が分子拡散より支配的である。

- ① 無風時 ($0 m/s$) の蒸発現象をフィックの法則にてモデル化し、4-5-7式及び4-5-8式に示すとおり単位面積当たりの蒸発率を評価した。

その結果 1 気圧、 $20^\circ C$ 、塩酸 (35wt%) の場合、単位面積当たりの蒸発率は約 $2.7 \times 10^{-5} kg/s \cdot m^2$ となる

- ② 弱風時 ($0.1 m/s$) の風による移流を考慮すると、同じく 1 気圧、 $20^\circ C$ 、塩酸

(35wt%) の場合、単位面積当たりの蒸発率は約 $1.4 \times 10^{-4} \text{kg/s} \cdot \text{m}^2$ となる。

$$F = -D_M \frac{\partial C}{\partial h} \quad \dots (4-5-7)$$

F : 単位面積当たりの蒸発率 ($\text{kg/s} \cdot \text{m}^2$)

D_M : 化学物質の分子拡散係数 (m^2/s)

$\frac{\partial C}{\partial h}$: 質量濃度勾配 ($(\text{kg}/\text{m}^3)/\text{m}$)

$$C = \frac{P_V M_W}{RT} \quad \dots (4-5-8)$$

C : 質量濃度 (kg/m^3)

P_V : 化学物質の分圧 (Pa)

M_W : 化学物質の分子量 (kg/kmol)

R : ガス定数 ($\text{J}/\text{kmol} \cdot \text{K}$)

T : 温度 (K)

2.4 拡散効果

薬品タンク漏えい時における建物内の拡散効果については、建物規模、換気の有無、設置状況等で影響をうける。一方、固定源判定により抽出される建物内のタンクは、数が限定される。

そのため、図3の特定フローに従い、建物内における薬品タンクの保管状況に応じ、漏えい時の影響を評価した。

なお、建物内のタンクから漏えいが発生しても、大気への放出口が限定され、放出時には建物の巻き込み効果も発生し拡散が促進されることから、実際の評価地点における濃度は、評価値よりも低いものになる。

評価結果は、表3に示すとおりであり、いずれの建物においても、抑制効果が期待できる。

建物内における漏えい時の蒸発率が、屋外に対し1/10以下となることに加え、上述の抑制効果をあわせると建物内タンクから多量に放出されるおそれはないと説明できる。

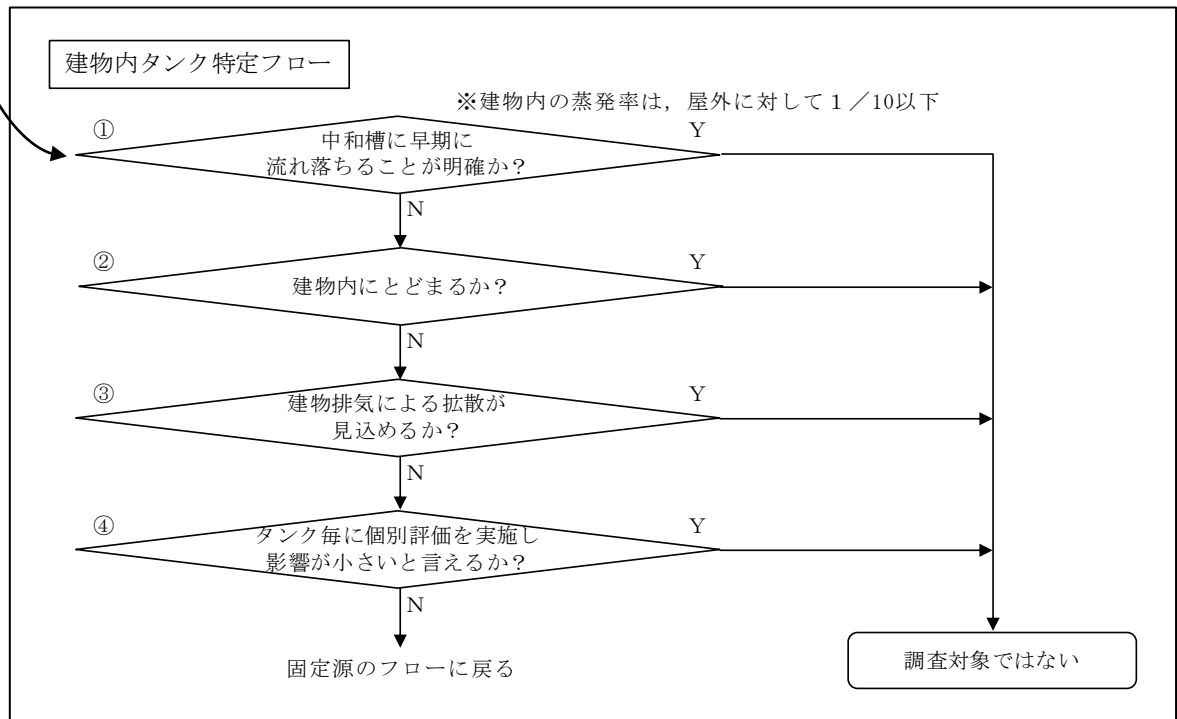
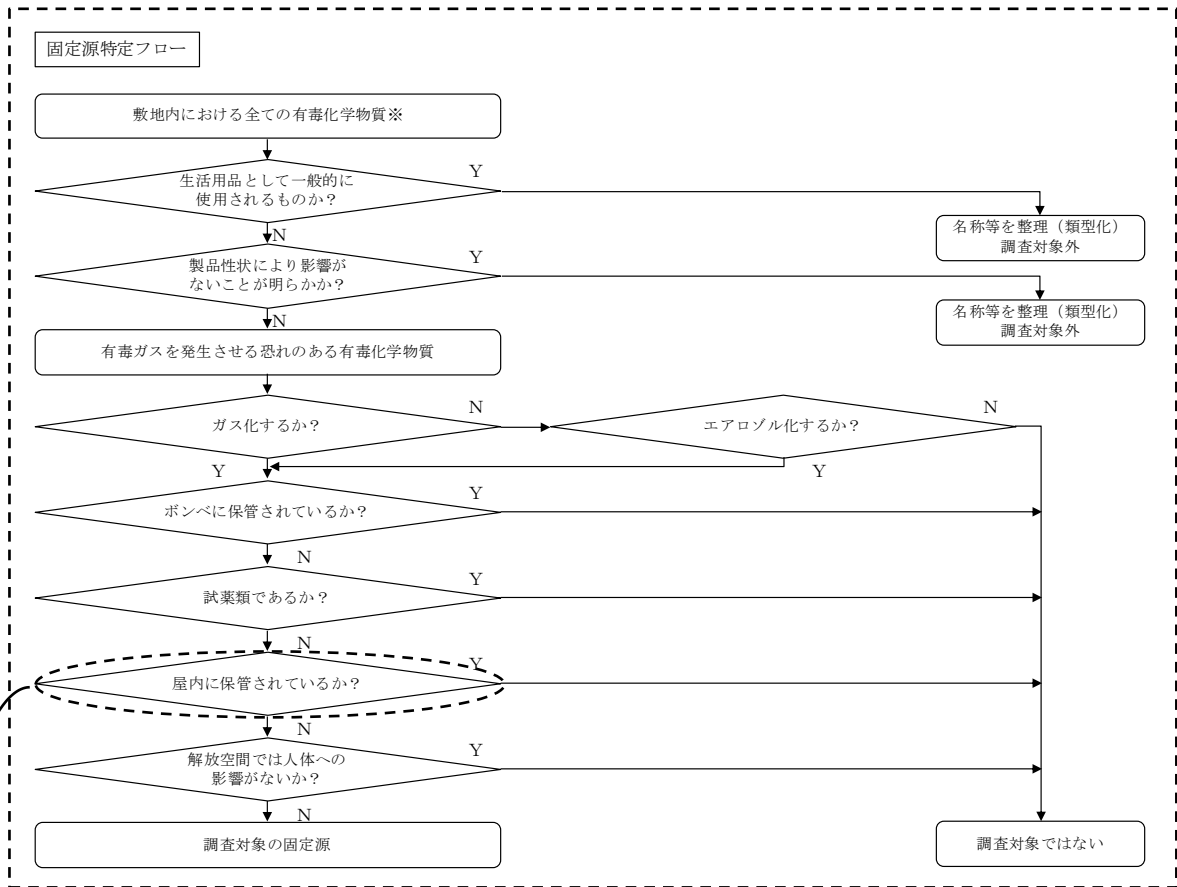


図3 建物内タンク特定フロー

表3 建物内タンク漏えい時の影響評価結果

建物	薬品タンク	容量	フローでの分岐*	評価結果
3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注タンク	0.2m ³	①Y	貯蔵量が少なく、薬品が漏えいしても、排出先までの距離が短く速やかに排水ピットに流下する配置となっており、建物内が高濃度となるおそれはない(図4, 図5参照)。
所内ボイラー・純水装置建物(3号)	濃縮ヒドラジンタンク	0.1m ³		

注記* : ③Yの場合、薬品漏えい時、建物内濃度が定常状態となった場合の排気濃度は、ザイデル式に従い、以下の式で評価できる。

$$C = \frac{E}{Q} \quad \dots(4-5-9)$$

$$C_{ppm} = C \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273} \times \frac{1013}{P} \times 10^6 \quad \dots(4-5-10)$$

C : 排気濃度 (kg/m³)

C_{ppm} : 排気濃度 (ppm)

E : 蒸発率 (kg/s)

Q : 換気量 (m³/s)

M : 分子量 (g/mol)

T : 温度 (°C)

P : 気圧 (hPa)

排気濃度は、4-5-9式におけるC項に該当し、換気量に反比例する。

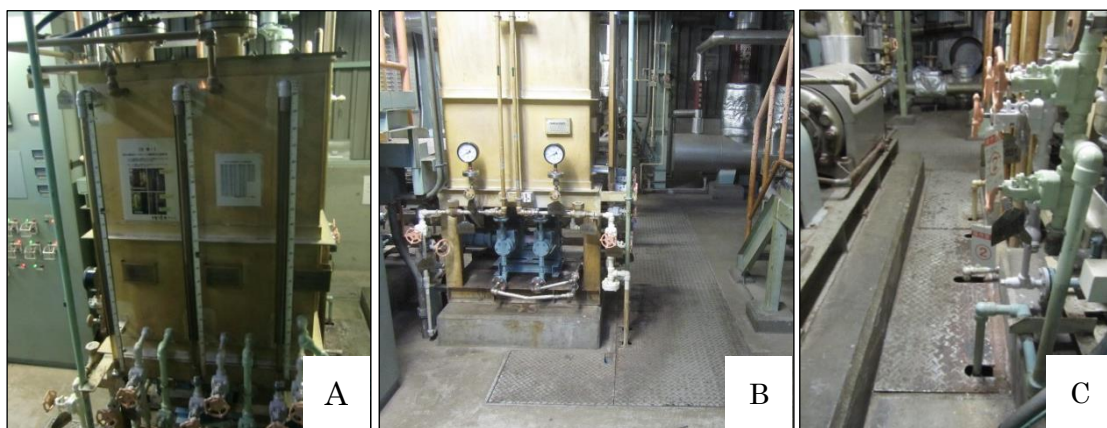
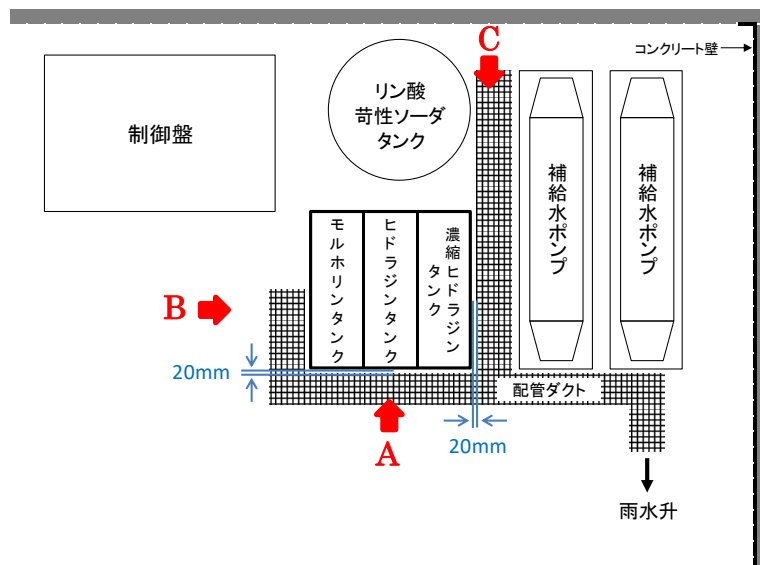


図4 建物内タンク設置状況
 (所内ボイラー・純水装置建物 (3号) 【ヒドラジンタンク】)

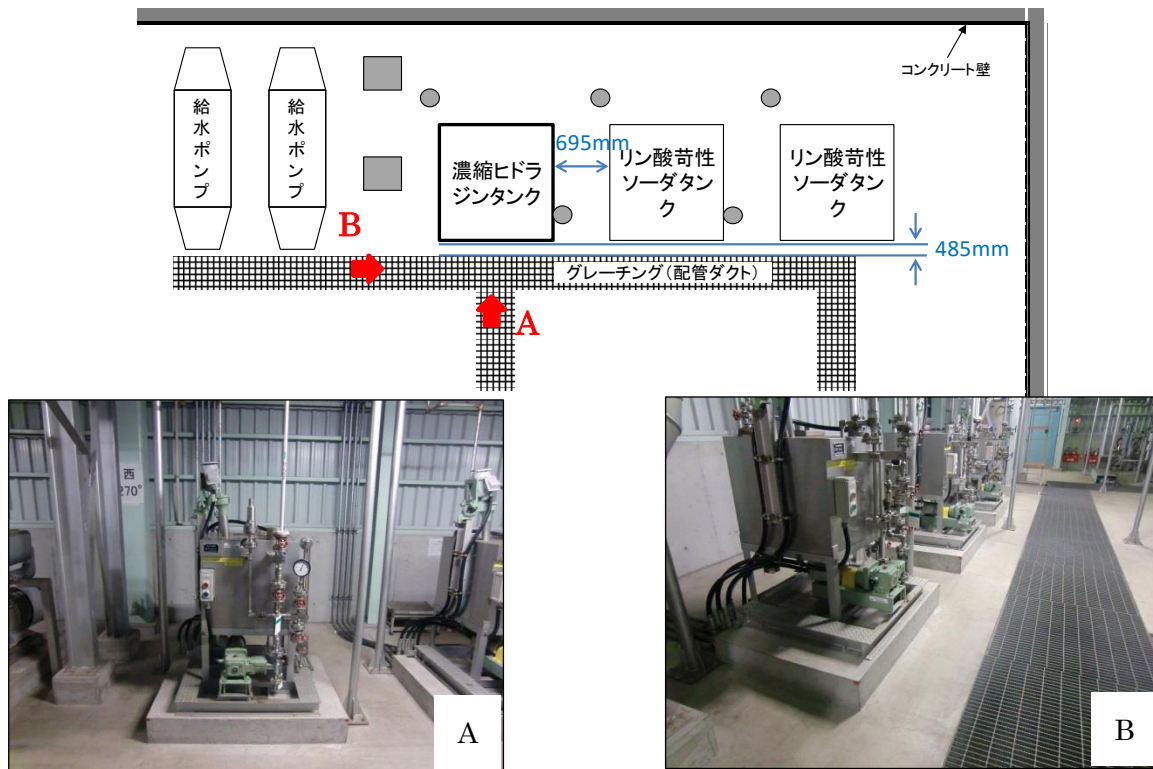


図5 建物内タンク設置状況
 (3号機補助ボイラー建物【濃縮ヒドラジンタンク】)

密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて

1. 密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（以下「ガイド」という。）における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査（3. 評価に当たって行う事項）』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定（4. スクリーニング評価）』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価（5. 有毒ガス影響評価）』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4（調査対象外とする場合）を考慮した。

【ガイド記載】**（解説-4）調査対象外とする場合**

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等）

六フッ化硫黄は、防護判断基準値が高く（22 万 ppm：空気中の 22%）、人体に影響を与えるのは、密閉空間で放出される場合に限定される。六フッ化硫黄が漏えいしたとしても、評価地点である中央制御室等の中に保管されておらず、密閉空間ではないことから、運転員等に影響を与えることはないと考えられる。

プロパン、ブタン、二酸化炭素についても同様に、運転員等に影響を与えることはないと考えられる。

以上のことから、密閉空間で人体影響を考慮すべきものについては、有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えられる。

2. 六フッ化硫黄の防護判断基準値

産業中毒便覧においては、「ラットを 80%六フッ化硫黄ガス (=800000ppm) と、20%酸素の混合ガスに 16~24 時間曝露したが、何ら特異的な生体影響はない。六フッ化硫黄ガスは薬理学的に不活性ガスと考えられる。」と記載されており、六フッ化硫黄に有毒性はない。

また、六フッ化硫黄は、有毒化学物質の設定において主たる情報源である国際化学安全性カードに IDLH 値がなく急性毒性影響は示されていない物質である。

しかしながら、化学物質の有害性評価等の世界標準システム (GHS) で作成されたデータベースにおいては、毒性影響はないとしているものの、「当該物質には麻酔作用があることを示す記述があり、極めて高濃度での弱い麻酔作用以外は不活性のガスであるとの記述もあり、区分 3 (麻酔作用) とした」と記載されている。

また、OECD SIDs 文書において、「20 人の若年成人に 79%の SF₆ (21%の O₂) を約 10 分間曝露した結果、55%以上の SF₆ に曝露した被験者は、鎮静作用、眠気および深みのある声質を認めた。4 人の被験者はわずかに呼吸困難を感じた。最初の麻酔効果は 22%SF₆ で経験された。」と記載されていることから、六フッ化硫黄の防護判断基準値については、保守的に 22%を採用した。

3. 漏えい時の影響確認

3.1 高密度ガスの拡散について

六フッ化硫黄は空気より分子量が大きい高密度ガス (六フッ化硫黄の密度は空気の約 5 倍) であるため、瞬時に大量に漏えいした場合、事象発生直後は鉛直方向には拡散し難く、水平方向に拡散する中で地表面付近に滞留するが、時間の経過とともに徐々に拡散、希釈される。(図 1 参照)

(a) 漏えい直後の状態

拡散するガスの前面で鉛直方向に空気を巻き込みながら、水平方向に広がっていく。

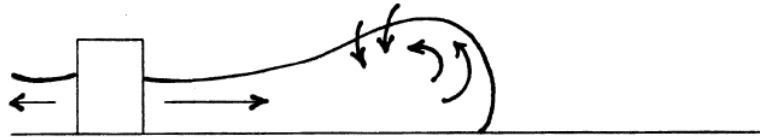
(b) 漏えいから暫く時間が経過した状態

水平方向 (地表付近) に非常に安定な成層を形成するため、周囲の空気の巻込みの影響は小さく、地表面からの熱を受けやすくなる。

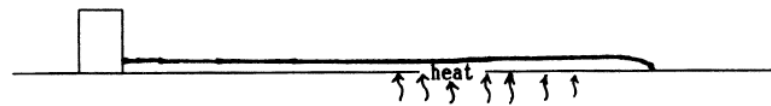
(c) 漏えいから十分時間が経過した状態

漏えいガスへの周囲からの入熱、風等の影響で鉛直方向にも拡散が起こり、次第に高密度ガスとしての性質を失い、拡散、希釈される。

- (a) immediately after spill..... effect of gravity flow is large.
 entrainment of ambient air is effective.



- (b) a few time later after very flat heavy gas cloud
 the spill very strong stratification
 effect of entrainment is small.
 effect of heat transfer from
 ground is large.
 turbulence damping is important.



- (c) enough time later after approaching the behavior of
 the spill trace gas dispersion

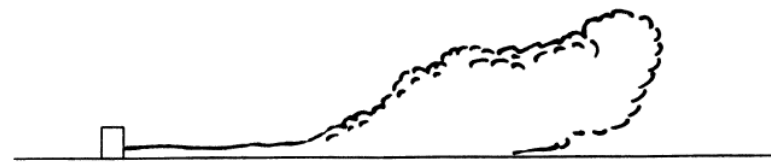


Fig. 3. Dispersion of vapor cloud of the cryogenic liquefied gas

図1 高密度ガスの拡散について

(出典：高密度ガスの拡散予測について (大気汚染学会誌 第27巻 第1号 (1992)))

放出点からある程度距離が離れた地点において、最も漏えいガスが高濃度となるのは、(b)の漏えいから暫く時間が経過した段階における、地表付近に非常に安定な成層を形成した状態だと考えられる。

3.2 六フッ化硫黄漏えい時の影響評価

500kV 開閉所に設置されている機器 (母線、遮断器) に内包されている六フッ化硫黄 (約 7005kg) の全量漏えいを想定した場合、気体の状態方程式に基づき体積換算すると、約 1170m³となる。また、500kV 開閉所エリア中心から最も近い重要操作地点までの距離は約 590m である。

六フッ化硫黄の漏えい時の挙動を考慮して、半径 590m の円柱状に広がり、前頁 (b) のように成層を形成した場合を考えると、この六フッ化硫黄が対処要員の口元相当である高さ (1.5m) まで広がった場合の濃度は約 0.07% となり、防護判断基準値の 22% を下回る。また、濃度 100% で希釈されることなく成層を形成した場合、その高さは約 1mm となり、対処要員の活動に支障はない。

なお、実際には漏えいガスが評価点の範囲内で成層状にとどまり続けることはなく、周

囲からの入熱や風等の影響で鉛直方向にも拡散，希釈されると考えられることから，対処要員への影響はさらに小さくなると考えられる。

従って，大気拡散による希釈効果に期待しなくても，濃度が防護判断基準値まで上昇することはない。

六フッ化硫黄と評価地点の関係を図2に示す。

○評価式

- ・気体の状態方程式

$$pV = \frac{w}{M}RT$$

- ・機器設置中心から最も近い重要操作地点における対処要員口元相当までのエリアの体積 V' の算出

$$V' = \pi r^2 h$$

- ・機器設置中心から最も近い重要操作地点における六フッ化硫黄の濃度 C (%) の算出

$$C = \frac{V}{V'} \times 100$$

(評価条件)

p : 圧力 (=1atm)

V : 六フッ化硫黄の体積

w : 六フッ化硫黄の質量 (=7005kg)

M : 六フッ化硫黄のモル質量 (=146g/mol)

R : モル気体定数 (=0.082L・atm/(K・mol))

T : 温度 (=25°C)

r : 六フッ化硫黄を内包する機器設置エリア中心から最も近い重要操作地点までの距離 (=590m)

h : 対処要員の口元相当高さ (=1.5m)

C : 機器設置中心から最も近い重要操作地点における六フッ化硫黄の濃度 (%)

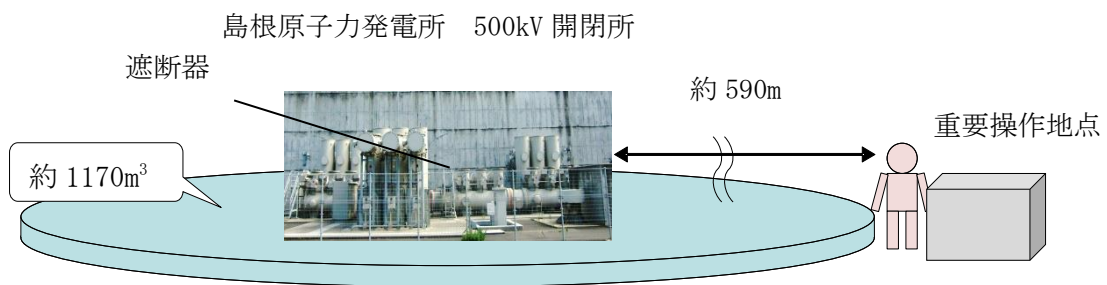


図2 六フッ化硫黄と評価地点の関係

3.3 重要操作地点での作業を踏まえた影響検討

「3.2 六フッ化硫黄漏えい時の影響評価」では500kV開閉所から最も近い重要操作地点での対処要員の口元相当である高さ1.5mにおける濃度を約0.07%と評価しており、防護判断基準値(22%)に対して1/300以下となり、十分余裕がある。

また、重要操作地点では、大量送水車、移動式代替熱交換設備及び高圧発電機車の接続作業があり、接続口への接続及びホース展張等の際に低姿勢での作業が必要となるが、六フッ化硫黄が濃度100%で希釈されることなく成層を形成した場合の高さは約1mmであり十分低いため、重要操作地点で作業を行う対処要員の対処能力は損なわれない。

表 1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（1/7）

令和元年 12 月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
亜硝酸 ナトリウム	1号炉 原子炉建物	薬品添加タンク	40%	0.17m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	原子炉補機冷却 系薬品添加タン ク	40%	0.17m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 サービス建物	サービス建物防 食剤注入タンク	40%	0.05m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
亜硫酸 ナトリウム	所内ボイラー・純 水装置建物	亜硫酸ソーダ溶 解槽	10%	0.35m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
エチレン グリコール	2号炉 廃棄物処理建物	排ガス処理系グ リコールタンク	30%	0.8m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理 系グリコールタ ンク	30%	1.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
塩酸	屋外（1号館管理 事務所西側）	排水中和用塩酸 タンク	35%	0.3m ³	○	-	×	×	×	×	対象
	屋外（純水装置建 物西側）	塩酸貯槽	20%	3m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
五ほう酸 ナトリウム	1号炉 原子炉建物	液体ボイゾン貯 蔵タンク	14.6%	9.7m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	ほう酸水貯蔵タ ンク	14.6%	23.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	ほう酸水貯蔵タ ンク	14.6%	28.7m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
酸素	屋外（1号炉北側 ヤード）	液体酸素貯槽	-	19 m ³	○	-	○	-	-	-	-
次亜塩素酸 ナトリウム	屋外（1号取水 槽）	1号機電解液受 槽	0.08%	22m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号取水 槽）	2号機電解液受 槽	0.053%	9m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（海水電解装 置エリア）	脱気槽	0.084%	9.3m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
水酸化 カリウム	屋外（3号機補助 ボイラー建物エ リア）	補助ボイラー補 機冷却水薬注 装（タンク）	5%	0.05m ³	×*1	×	-	-	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（2/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
水酸化ナトリウム	1号炉廃棄物処理建物	1号機薬品添加タンク	25%	1m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉廃棄物処理建物	中和装置苛性ソーダタンク	25%	0.15m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号館管理事務所西側）	苛性ソーダ貯蔵タンク	25%	26m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号館管理事務所西側）	排水中和用苛性ソーダタンク	25%	0.1m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物	苛性ソーダ計量槽	25%	0.7m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外（3号機補助ボイラー建物エリア）	補助ボイラー排水pH調整用アルカリ貯槽	20%	0.12m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外（3号機補助ボイラー建物エリア）	補助ボイラー補機冷却水薬注装置（タンク）	5%	0.05m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉原子炉建物	薬液タンク	25%	5m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー（A）高圧薬注装置薬注タンク	0.14%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー（B）高圧薬注装置薬注タンク	0.14%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-	
ヒドラジン	所内ボイラー・純水装置建物（3号）	濃縮ヒドラジタンク	10%	0.1m ³	○	-	×	×	○	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物（3号）	ヒドラジタンク	5.3%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物（4号）	ヒドラジン・モルホリタンク	6.4%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注装置薬注タンク	21%	0.2m ³	○	-	×	×	○	-	-

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（3/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
ポリエチレンイミン	1号炉廃棄物処理建物	1号機 陽イオンフロック混合タンク	30%	0.03m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉廃棄物処理建物	2号機 陽イオンフロックタンク	30%	0.04m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
モリブデン酸ナトリウム	サイトバンカ建物	サイトバンカ薬注タンク内	10%	0.1m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
モルホリン	所内ボイラー・純水装置建物（3号）	ヒドラジンタンク	0.7%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物（4号）	ヒドラジン・モルホリンタンク	0.8%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注装置薬注タンク	0.11%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
硫酸	1号水ろ過装置建物	1号硫酸貯槽	30%	0.3m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	1号炉廃棄物処理建物	1号機 薬品添加タンク	10%	1m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉廃棄物処理建物	2号機 硫酸添加タンク	10%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物	硫酸計量槽	98%	0.12m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物	硫酸希釈槽	30%	0.9m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号館管理事務所西側）	硫酸貯蔵タンク	98%	6m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号炉排気筒下）	硫酸貯蔵タンク	98%	6m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（補助ボイラー建物エリア）	補助ボイラー排水pH調整用酸貯槽	20%	0.2m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
硫酸第一鉄	屋外（2号取水槽）	2号機鉄イオン溶解タンク	-	17.33m ³	×*1	×	-	-	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（4/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
リン酸二水素 ナトリウム	1号炉 廃棄物処理建物	廃棄物処理設備 インヒビタ添加 タンク	6.25%	1.5m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	ランドリ・ドレン インヒビタ添加 タンク	6.25%	0.15m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	液体廃棄物処理 系インヒビタ添 加タンク	2.36%	1.3m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 廃棄物処理建物	インヒビタ添加 タンク	98%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
リン酸三 ナトリウム	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (A) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.17%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (B) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.17%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
リン酸苛性 混液	所内ボイラー・純 水装置建物（3 号）	リン酸苛性混液 タンク	0.5%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純 水装置建物（4 号）	リン酸苛性混液 タンク	0.5%	0.2m ³	×*1	×	-	-	-	-	-
軽油	2号炉 原子炉建物	2号機A-デイ タンク	-	16m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機B-デイ タンク	-	16m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機H-デイ タンク	-	9 m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機燃料ドレ ン受缶	-	0.77m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼ ル発電設備燃料 デイタンク（A）	-	16m ³	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼ ル発電設備燃料 デイタンク（B）	-	16m ³	×*2	×	-	-	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（5/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料ダイ タンク（C）	—	16m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（A）	—	0.184m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（B）	—	0.184m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（C）	—	0.184m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	2号—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	予備—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	3号—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	免震重要棟	A—燃料小出槽	—	0.461m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	免震重要棟	B—燃料小出槽	—	0.461m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（免震重要棟 燃料地下タンク 東側）	A—ガスタービン 燃料地下タンク	—	45m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（免震重要棟 燃料地下タンク 南側）	B—ガスタービン 燃料地下タンク	—	45m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（1号取水 槽）	1号機ディーゼル 地下タンク（A）	—	46m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（1号取水 槽）	1号機ディーゼル 地下タンク（B）	—	46m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（A）	—	170m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（B）	—	170m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（H）	—	170m ³	×*2	×	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンペ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（6/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-1)	—	113m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-2)	—	113m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-3)	—	113m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(44m盤 GTG エリア)	2号—ガスタービン発電機用軽油タンク	—	560m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(44m盤 GTG エリア)	3号—ガスタービン発電機用軽油タンク	—	560m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-1)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-2)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-3)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-4)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-1)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-2)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-3)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-4)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-1)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（7/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-2)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-3)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-4)	—	104m ³	×*2	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記*1: 揮発性が乏しい液体

*2: 固体又は固体を溶かした水溶液

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（1/4）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	—	55kg×69本 0.65kg×40本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 D棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	55kg×175本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	0.65kg×66本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉第1ベント フィルタ格納槽他 固定式消火設備用 ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×3本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	0.65kg×14本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 排気筒モニター建 物	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 制御室建物	ガスボンベ	—	0.65kg×4本	○	—	○	—	—	—	—
	サイトバンカ建物	ガスボンベ	—	0.65kg×7本	○	—	○	—	—	—	—
	空コンテナ保管倉 庫	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 B棟	ガスボンベ	—	0.65kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 C棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 D棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	45kg×40本 1kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	45kg×46本 1kg×4本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	ガスボンベ	≥99.5%	55kg×73本 0.65kg×8本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉 タービン建物	ガスボンベ	≥99.5%	55kg×51本 0.65kg×5本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電 機建物	ガスボンベ	—	0.65kg×14本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（2/4）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	緊急時対策所	ガスボンベ	—	0.65kg × 3本	○	—	○	—	—	—	—
	通信棟	ガスボンベ	—	0.65kg × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電設備建物	ガスボンベ	≥99.5%	0.65kg × 7本	○	—	○	—	—	—	—
	3号ガスボンベ庫	ガスボンベ	≥99.5%	30kg × 40本	○	—	○	—	—	—	—
	1号水素ボンベ庫	ガスボンベ	—	30kg × 40本	○	—	○	—	—	—	—
	2号水素ボンベ庫	ガスボンベ	—	30kg × 30本	○	—	○	—	—	—	—
ハロン 1301	2号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	75kg × 407本 65kg × 49本 50kg × 1本 25kg × 4本 20kg × 2本 15kg × 7本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	75kg × 50本 50kg × 4本 16kg × 5本 15kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 排気筒モニター建物	ガスボンベ	—	50kg × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	—	75kg × 71本 50kg × 4本 65kg × 9本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 制御室建物	ガスボンベ	—	75kg × 3本 65kg × 9本	○	—	○	—	—	—	—
	2号第1ベントフ ィルタ格納槽他固 定式消火設備用ボ ンベ庫	ガスボンベ	—	75kg × 8本 15kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	サイトバンカ建物	ガスボンベ	—	50kg × 85本 15kg × 1本 10kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	空コンテナ保管倉 庫	ガスボンベ	—	75kg × 15本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 B棟	ガスボンベ	—	75kg × 39本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 C棟消火用ボンベ 庫	ガスボンベ	—	75kg × 32本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電 機建物	ガスボンベ	—	60kg × 51本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（3/4）

有毒化学物質名	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
ハロン 1301	緊急時対策所	ガスボンベ	—	75kg × 9本 60kg × 1本 25kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	通信棟	ガスボンベ	—	75kg × 2本 30kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
プロパン	サイトバンカ建物	ガスボンベ	100%	13.4L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	所内ボイラー・純水装置建物補助ボイラープロパンガスボンベ庫	ガスボンベ	100%	50kg × 6本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (ブタン+プロパン)	訓練センター1号館	ガスボンベ	37% 63%	170g × 1本	○	—	○	—	—	—	—
			30% 70%	350g × 2本	○	—	○	—	—	—	—
アセチレン	放射化学分析室	ガスボンベ	98%	7kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	訓練センター1号館	ガスボンベ	98%	2kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (ヘリウム+イソブタン)	放射化学分析室	ガスボンベ	99% 1%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	放射能測定室	ガスボンベ	99% 1%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (メタン+アルゴン)	放射化学分析室	ガスボンベ	10%	10L × 4本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉放射化学分析室	ガスボンベ	10%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
酸素	取水槽	ガスボンベ	99.5%	7m ³ × 18本	○	—	○	—	—	—	—
	訓練センター1号館	ガスボンベ	100%	1.5Nm ³ × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉廃棄物処理建物	ガスボンベ	4.75%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	所内ボイラー・純水装置建物	ガスボンベ	9.75%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建物	ガスボンベ	25%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉原子炉建物	ガスボンベ	4%	47L × 2本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（4/4）

有毒化学 物質名	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒 ガス 判断		調査対象整理				調 査 対 象
					a	b	1	2	3	4	
二酸化 硫黄	所内ボイラー・純水 装置建物	ガスボンベ	0.0972%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建 物	ガスボンベ	0.1%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
一酸化 窒素	所内ボイラー・純水 装置建物	ガスボンベ	0.0194%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建 物	ガスボンベ	0.05%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
六フッ化 硫黄	7号倉庫	ガスボンベ	—	50kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（1/4）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HCFC-22	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 A/B-希ガス 冷凍機	100%	5kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 タービン建物	1号炉 タービン建物 タービン建屋冷 凍機	100%	198 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 タービン建物	1号炉 中央制御室空調 換気系冷凍機	100%	24 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 廃棄物処理建物 放管室冷凍機	100%	24 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 排ガス冷凍機	100%	2.5 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	2号炉 固化系冷水ユニ ット内部冷凍機	100%	30kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号原子炉建物	2号炉 排ガス除湿冷凍 機 1次側冷媒	100%	2.5 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB圧縮空 気除湿器（4号 HB室2FL）	100%	0.2 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	サイトバンカ建 物	サイトバンカ 空調換気設備冷 凍機	100%	29kg	○	-	×	×	○*	-	-
	サイトバンカ建 物	サイトバンカ設 備A-建物排気 モニタサンプリ ングラック	100%	0.36 kg	○	-	×	×	○*	-	-
サイトバンカ建 物	サイトバンカ設 備B-建物排気 モニタサンプリ ングラック	100%	0.36 kg	○	-	×	×	○*	-	-	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）(2/4)

有毒化学 物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒 ガス 判断		調査対象整理				調 査 対 象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-134a	1号炉 原子炉建物	1号炉 ドライウエル冷 凍機	100%	39 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 原子炉建物	1号炉 ターボ冷凍機	100%	650 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 A-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 B-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 排気筒モニター 建物	2号炉 A-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 排気筒モニター 建物	2号炉 B-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 原子炉建物	2号炉 空調換気設備冷 却水系冷凍機	100%	1400 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 廃棄物処理建物	2号炉 A/B-中央制 御室空調換気系 冷凍機	100%	1600 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	排気筒放射線モ ニタトリチウム 捕集装置冷凍機	100%	1.08 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非 常用冷却水系冷 凍機(A)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非 常用冷却水系冷 凍機(B)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（3/4）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-134a	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機常用冷却水系冷凍機(A)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備A—排気筒トリチウム捕集装置(高压側)	100%	0.35 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備B—排気筒トリチウム捕集装置(高压側)	100%	0.35 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備 焼却炉排ガスモニタサンプリングラック	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	3号HB排ガス分析計FAクーラー(3号HB室)	100%	0.4 kg	○	—	×	×	○*	—	—
HFC-404A	1号炉 タービン建物	1号炉A—タービン建物排気筒トリチウム捕集装置	100%	1.1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 タービン建物	1号炉B—タービン建物排気筒トリチウム捕集装置	100%	1.1 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（4/4）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-407C	3号炉 サービス建物	サービス建物冷凍機(A)	100%	130 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 サービス建物	サービス建物冷凍機(B)	100%	130 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理系冷凍機(A)	100%	1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理系冷凍機(B)	100%	1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	3号HB圧縮空気除湿器(3号HB室)	100%	0.08 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター建物	1号炉排気筒モニタ室(東側)	100%	2.3 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター建物	1号炉排気筒モニタ室(西側)	100%	2.3 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB圧縮空気除湿器(4号HB室1FL)	100%	0.33 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB現地盤エアコン(4号HB室1FL)	100%	1.7 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 タービン建物	1号炉グランドシール排ガスモニタサンプリングラック	100%	0.16 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	屋外(1号炉原子炉南側ヤード)	原子炉建物空気冷却設備	100%	165 kg	○	—	○	×	×	×	—
	3号炉 原子炉建物	CRD交換装置冷凍式エアドライヤ	100%	0.45 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記*: 冷媒(フロン類)は防護判断基準値(8,000~32,000ppm)が高く、漏えいした場合でも建物内で希釈された時点で防護判断基準値を下回り、大気中に多量に放出されるおそれがないため、調査対象外

表4 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【遮断器】）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
六フッ化硫黄	2号開閉所	遮断器	100%	3832.2 kg	○	—	×	×	×	○	—
	第2—66kV開閉所	遮断器	100%	130 kg	○	—	×	×	×	○	—
	1号屋内開閉所	遮断器	100%	2422.2 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	新2号倉庫	遮断器	100%	50 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	500kV開閉所	遮断器	100%	7005 kg	○	—	×	×	×	○	—
	7号倉庫	遮断器	100%	106.8 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号タービン建物	遮断器	100%	199 kg	○	—	×	×	○*	—	—
220kV開閉所	遮断器	100%	350 kg	○	—	×	×	×	○	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

注記*:六フッ化硫黄は防護判断基準値(220,000ppm)が高く、漏えいした場合でも建物内で希釈された時点で防護判断基準値を下回り、大気中に多量に放出される

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（1/12）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
N-1-ナフチルエチレンジアミン二塩酸塩	一般化学室	固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
アミド硫酸アンモニウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
すず		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニルアミド		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フェノールフタリン		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸水素カリウム		固体	アルミ袋	50g × 22袋	-	-	-	○	-	-	-
ブロモクレゾールグリーン		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素カリウム (pH7 標準粉末)		固体	アルミ袋	50g × 24袋	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II) 二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 3本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウム十水和物	固体	アルミ袋	50g × 30袋	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（2/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物	一般 化学室	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸銅(Ⅱ) 五水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
L (+) - アスコルビン酸	放射化学 分析室	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
N-1-ナフチル エチレンジアミン 二塩酸塩		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
クロム酸カリウム (六価クロム)		固体	ガラス瓶	100g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸 ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニル アミド		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
チオシアン 酸水銀(Ⅱ)		液体	ガラス瓶	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタリン		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸水素 カリウム		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
メタンスルホン酸		液体	ガラス瓶	25mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ	液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	
りん酸	液体	プラスチック 容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（3/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
亜硝酸ナトリウム	放射化学分析室	固体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化アンモニウム		固体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II) 二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (塩化物イオン 標準液)		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (ナトリウム 標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化鉄(III) 六水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸 カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウム 十水和物		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物		固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸		液体	ガラス瓶	500mL × 9本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カリウム (硝酸イオン 標準液)		液体	ガラス 容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カルシウム (カルシウム 標準液)		液体	ガラス 容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸 ストロンチウム		固体	ポリ容器	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ニッケル (ニッケル 標準液)	液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	
硝酸バリウム	固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（4/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸マグネシウム 六水和物 (マグネシウム 標準液1)	放射化学 分析室	液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸亜鉛 (亜鉛標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銀		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(Ⅲ) (鉄標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銅(Ⅱ) (銅標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
酢酸アンモニウム		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化カリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸ナトリウム		固体	ポリ容器	500g × 6本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸水素 ナトリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
二クロム酸 カリウム (クロム標準液 1)		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸アンモニウム 鉄(Ⅲ)・12水		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸ナトリウム		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸銅(Ⅱ) 五水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
1, 2, 4トリメ チルベンゼン エトキシアルキ ルフェノール		液体	ガラス瓶	1L × 1本	-	-	-	○	-	-	-
ピロ硫酸カリウム (クロム試薬)		固体	ガラス瓶	100g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタレイン溶液		液体	ガラス瓶	100mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（5/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硫酸ナトリウム (陰イオン標準液 IV)	放射化学 分析室	液体	ガラス瓶	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
プロモクレゾール グリーン		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化マグネシウム (陽イオン混合 標準液II)		液体	ポリ容器	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 カリウム (pH7 標準粉末)		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
L (+) - アスコルビン酸	3号炉 放射化学 分析室・ 一般 化学室	固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
N-1-ナフチル エチレンジアミン 二塩酸塩		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
アミド硫酸 アンモニウム		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 6本	-	-	-	○	-	-	-
クロム酸カリウム (六価クロム)		固体	ポリ容器	100g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸 ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 10本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
すず		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニル アミド		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
チオシアン酸 水銀(II)		固体	ガラス瓶	50g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタリン		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
プロモクレゾール グリーン		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 10本	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（6/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
メタンスルホン酸	3号炉 放射化学 分析室・ 一般 化学室	液体	ガラス瓶	25mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルレッド		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
りん酸		液体	プラスチック容器	250mL × 2個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸二水素 カリウム		液体	ガラス容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム (亜硝酸イオン 標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化アンモニウム (アンモニウムイ オン標準液)		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 2個	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II) 二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (塩化物イオン 標準液)		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (ナトリウム 標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
チオ尿素		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化鉄(III) 六水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸 カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 7本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
酸化ランタン		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウ ム十水和物		固体	アルミ袋	50g × 10袋	-	-	-	○	-	-	-
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸		液体	ガラス瓶	500mL × 15本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸アンモニウム	固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（7/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸カリウム	3号炉放射化学分析室・一般化学室	液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カルシウム		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ストロンチウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ニッケル		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸バリウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸マグネシウム六水和物		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸亜鉛		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銀		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(III)		固体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銅(II)		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
酢酸アンモニウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
		固体	ポリ容器	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸ナトリウム		溶液	ポリ容器	250mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸水素ナトリウム		溶液	ポリ容器	250mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
二クロム酸カリウム		溶液	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		溶液	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
		溶液	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸アンモニウム鉄(III)・12水		固体	ガラス瓶	500g × 4本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸ナトリウム		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
硫酸銅(II)五水和物	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
1, 2, 4-トリメチルベンゼン(インスタゲル)	液体	ガラス瓶	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-	
ピロ硫酸カリウム(クロム試薬)	固体	アルミ袋	100g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
フェノールフタレイン	液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（8/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
フタル酸水素 カリウム	3号炉 放射化学 分析室・ 一般 化学室	固体	アルミ袋	50g × 10袋	-	-	-	○	-	-	-
硫酸ナトリウム (陰イオン標準液 IV)		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
ペルオキシ二硫酸 アンモニウム (TOC計用 酸化剤)		液体	プラスチ ック容器	250mL × 2個	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 カリウム (pH7標準粉末)		固体	アルミ袋	50g × 10袋	-	-	-	○	-	-	-
塩化マグネシウム (陽イオン混合標 準液II)		液体	ガラス瓶	200mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メタけい酸 ナトリウム (シリカ標準液)		溶液	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
L (+) - アスコルビン酸	環境 実験室	固体	ポリ容器	500g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸コバルト(II)		液体	ポリ容器	100mL × 12本	-	-	-	○	-	-	-
シュウ酸二水和物		固体	ポリ容器	500g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
セシウム標準液		液体	ポリ容器	100mL × 7本	-	-	-	○	-	-	-
チオアセトアミド		固体	ガラス瓶	25g × 8本	-	-	-	○	-	-	-
マンガン		液体	ポリ容器	250mL × 6本	-	-	-	○	-	-	-
リンモリブデン酸 アンモニウム n水和物		固体	ガラス瓶	25g × 8本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸亜鉛		液体	ポリ容器	250mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-
塩酸		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸 カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
酸化マンガン		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物		固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（9/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸	環境 実験室	液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸リン		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(III)		液体	ポリ容器	250mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
ウルチマゴールド LLT		液体	ガラス瓶	2.5L × 2本 1L × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩素	2号炉 放水路モ ニタ建物	固体	袋	0.1g × 150袋	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸塩	管理事務 所1号館	液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
中性リン酸塩		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
濃縮炭酸塩		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
シンナー		液体	缶	4L × 2本	-	-	-	○	-	-	-
高分子アクリル酸	1号炉 廃棄物 処理建物	液体	ポリ容器	1000mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸第一鉄	1号炉 鉄イオン 注入装置 廻り	固体	紙袋	25kg × 60袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	1号炉 排気筒下	固体	金属容器	4.2kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
シリカ・アルミナ ゲル	2号炉 タービン 建物	固体	金属容器	45kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	金属容器	0.135g × 1個	-	-	-	○	-	-	-
硫酸第一鉄	2号炉 鉄イオン 注入装置 廻り	固体	紙袋	25kg × 60袋	-	-	-	○	-	-	-
りん酸塩	2号炉 廃棄物 処理建物	固体	ポリ容器	12kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
非結晶性シリカ		液体	ポリ容器	9kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	16kg × 5個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸二水素 ナトリウム		固体	ポリ容器	10kg × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤		液体	ポリ容器	20L × 3個	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（10/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
KCL粉末	2号炉 廃棄物 処理建物	固体	ポリ容器	500g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH4)		固体	袋	5.1g × 30袋	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH7)		固体	袋	3.5g × 50袋	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH9)		固体	袋	2.0g × 50袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	3号炉 サービス 建物	固体	金属缶	10g × 800袋 100g × 100袋	-	-	-	○	-	-	-
ゼラスト防錆剤		固体	ビニール 袋	5g × 50個	-	-	-	○	-	-	-
五ほう酸ナトリウム 十水和物		固体	クラフト 袋	20kg × 25袋	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリタン ク	12kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸三 ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 ナトリウム	3号炉 廃棄物 処理建物	固体	紙袋	25kg × 2袋	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	プラスチ ック容器	20L × 1個	-	-	-	○	-	-	-
苛性ソーダ		液体	プラスチ ック容器	20L × 13個	-	-	-	○	-	-	-
シリカ・アルミナ ゲル	3号炉 タービン 建物	固体	金属容器	50kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	金属容器	0.135kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤		液体	ポリエチ レン容器	20L × 1個	-	-	-	○	-	-	-
リン酸水素二 ナトリウム	3号炉 放水路モ ニタ室	固体	アルミ袋	0.1g × 200袋	-	-	-	○	-	-	-
アクリル系 ポリマー	2号水 ろ過装置 建物	固体	紙袋	15kg × 2袋	-	-	-	○	-	-	-
含水ケイ酸 アルミニウム		固体	紙袋	10kg × 11袋	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（11/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
モリブデン酸 ナトリウム	サイトバンカ建物	液体	ポリ容器	12kg × 4個	-	-	-	○	-	-	-
フェロシリコン		固体	袋	1kg × 131袋	-	-	-	○	-	-	-
ホウ砂		固体	袋	1kg × 131袋	-	-	-	○	-	-	-
ヒドラジン 一水和物	所内ボイラー・ 純水装置 建物	液体	ポリ容器	12kg × 12本	-	-	-	○	-	-	-
ポリ硫酸第二鉄		液体	ポリ容器	25kg × 5本	-	-	-	○	-	-	-
アニオン性ポリア クリルアミド		固体	紙袋	10kg × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
ヒドラジン		液体	ポリ容器	10kg × 4本	-	-	-	○	-	-	-
モルホリン		液体	ポリ容器	20kg × 4本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム	3号機補 助ボイラー 建物	固体	ポリ容器	500g × 7個	-	-	-	○	-	-	-
希塩酸		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸カルシウム		固体	段ボール	0.72kg × 20個	-	-	-	○	-	-	-
ヒドラジン 一水和物		液体	ポリタンク	10kg × 6個	-	-	-	○	-	-	-
モルホリン		液体	ポリタンク	20kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸水素 カリウム		固体	アルミ袋	5.1g × 30袋	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 カリウム		固体	アルミ袋	3.5g × 40袋	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウム 十水和物	固体	アルミ袋	2.0g × 20袋	-	-	-	○	-	-	-	
硫酸アルミニウム	2号倉庫	固体	袋	1kg × 25袋	-	-	-	○	-	-	-
硫酸第一鉄		固体	紙袋	25kg × 340袋	-	-	-	○	-	-	-
リン酸塩	9号倉庫	固体	ポリ容器	12kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	9kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
非結晶シリカ		液体	ポリ容器	16kg × 10個	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 ナトリウム		固体	ポリ容器	10kg × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	消防資機 材倉庫	液体	ポリエチ レン容器	20L × 58個	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（12/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
フェロシリコン	空コンテナ保管倉庫	固体	袋(20袋/段ボール)	1kg × 940個	-	-	-	○	-	-	-
ホウ砂		固体	袋(20袋/段ボール)	1kg × 940個	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリタンク	12kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
ヒドラジン	管理事務所3号館	液体	ポリタンク	12kg × 2本	-	-	-	○	-	-	-
りん酸三ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
グリセリン	訓練センター1号館	液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
消毒用エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
キングドライKMC-33		固体	紙袋	30g × 20袋	-	-	-	○	-	-	-
無水アルコール		液体	ポリ容器	25mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
EX-DRY		固体	ポリ袋	147g × 21パック	-	-	-	○	-	-	-
		固体	紙袋	147g × 3パック	-	-	-	○	-	-	-
二酸化ケイ素, 塩化コバルト(II) 六水和物	訓練センター2号館	固体	紙袋	300g × 5個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	布袋	1kg × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	3号炉変圧器ヤード	固体	ガラス容器	30kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
				7.5kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
				11.5kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	第4保管エリア	液体	ポリエチレン容器	1000L × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	第1保管エリア	液体	ポリエチレン容器	1000L × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	北口防護建物南側	液体	ポリエチレン容器	20L × 10個	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表6 島根原子力発電所の固定源整理表

(敷地内 製品性状により影響がないことが明らかなもの)

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	容器	内容量	単位	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
潤滑油	各機器	機器	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—	—
潤滑油（廃油）	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—	—
絶縁油	各変圧器	機器	—	—	—	—	—	—	—	—	—
バッテリー	希硫酸	各機器	容器	—	—	—	—	—	—	—	—
	水酸化カリウム			—	—	—	—	—	—	—	—
セメント	ポルトランドセメント	サイトバンカ建物	フレキシブルコンテナ	—	—	—	—	—	—	—	—
放射性固体廃棄物	プラスチック固化体	固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—
	セメント固化体			—	—	—	—	—	—	—	—
	充填固化体			—	—	—	—	—	—	—	—
酸素呼吸器	各配備場所	ボンベ	—	—	—	—	—	—	—	—	
設備・機器類等に貯蔵されている窒息性ガス（開放空間に設置されているもの）	各配備場所*	ボンベ等耐圧容器	—	—	—	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

注記*: 中央制御室および緊急時対策所内には配備されていない。

表7 島根原子力発電所の固定源整理表
(敷地内 生活用品として一般的に使用されるもの)

令和元年 12 月末時点

有毒化学物質	保管場所	容器	内容量	単位	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象	
					a	b	1	2	3	4		
生活用品 洗剤, エアコンの冷媒, 殺虫剤, 自販機, 調味料, 車, 電池, 消毒液, 消火器, 飲料, 溶雪剤, スプレー缶, 作業用品	事務所等	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

- a: ガス化する
- b: エアロゾル化する
- 1: ボンベ等に保管されている
- 2: 試薬類であるか
- 3: 屋内に保管されている
- 4: 開放空間での人体への影響がない

表8 島根原子力発電所の固定源整理表 (敷地外 地域防災計画)

令和元年 12 月末時点

品名	施設	規模	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
			a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	オートガススタンド	30t	○	—	○	—	—	—	—

- a: ガス化する
- b: エアロゾル化する
- 1: ボンベ等に保管されている
- 2: 試薬類であるか
- 3: 屋内に保管されている
- 4: 開放空間での人体への影響がない

表9 島根原子力発電所の固定源整理表
(敷地外 毒物および劇物取締法)

令和元年 12 月末時点

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
シアン化カリウム+シアン化金カリウム	—	×*	×	—	—	—	—	—

- a: ガス化する
 - b: エアロゾル化する
 - 1: ボンベ等に保管されている
 - 2: 試薬類であるか
 - 3: 屋内に保管されている
 - 4: 開放空間での人体への影響がない
- 注記*: 固体又は固体を溶かした水溶液

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（1/16）

令和元年 12 月末時点

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	2900 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	490 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（2/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	490 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（3/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（4/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	497 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（5/16）

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（6/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	1000 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（7/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	320 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（8/16）

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	487 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（9/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
アルコール類	1991L	○	—	×	×	○	—	—
第一石油類	400L	○	—	×	×	○	—	—
	1000L	○	—	×	×	○	—	—
	800L	○	—	×	×	○	—	—
	20000L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	38000L	○	—	×	×	○	—	—
	40000L	○	—	×	×	○	—	—
	26000L	○	—	×	×	○	—	—
	28000L	○	—	×	×	○	—	—
	28000L	○	—	×	×	○	—	—
	50000L	○	—	×	×	○	—	—
	6650L	○	—	×	×	○	—	—
	600L	○	—	×	×	○	—	—
	90L	○	—	×	×	○	—	—
	9600L	○	—	×	×	○	—	—
	3820L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	15000L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	39200L	○	—	×	×	○	—	—
	58000L	○	—	×	×	○	—	—
	29100L	○	—	×	×	○	—	—
	3000L	○	—	×	×	○	—	—
45000L	○	—	×	×	○	—	—	
28800L	○	—	×	×	○	—	—	
38800L	○	—	×	×	○	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（10/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第一石油類	29100L	○	—	×	×	○	—	—
	30000L	○	—	×	×	○	—	—
	47500L	○	—	×	×	○	—	—
第二石油類	2892L	×	×	—	—	—	—	—
	2000L	×	×	—	—	—	—	—
	1800L	×	×	—	—	—	—	—
	6720L	×	×	—	—	—	—	—
	5544L	×	×	—	—	—	—	—
	2332.8L	×	×	—	—	—	—	—
	1188L	×	×	—	—	—	—	—
	2000L	×	×	—	—	—	—	—
	3000L	×	×	—	—	—	—	—
	1750L	×	×	—	—	—	—	—
	1176L	×	×	—	—	—	—	—
	29800L	×	×	—	—	—	—	—
	20000L	×	×	—	—	—	—	—
	9600L	×	×	—	—	—	—	—
	19400L	×	×	—	—	—	—	—
	15000L	×	×	—	—	—	—	—
	5000L	×	×	—	—	—	—	—
	4500L	×	×	—	—	—	—	—
	30000L	×	×	—	—	—	—	—
	8000L	×	×	—	—	—	—	—
	3500L	×	×	—	—	—	—	—
	2000L	×	×	—	—	—	—	—
200L	×	×	—	—	—	—	—	
4900L	×	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（11/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	2500L	×*	×	—	—	—	—	—
	500L	×*	×	—	—	—	—	—
	800L	×*	×	—	—	—	—	—
	2500L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	8000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	28000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2850L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	5730L	×*	×	—	—	—	—	—
	9550L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	19200L	×*	×	—	—	—	—	—
10000L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（12/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	9550L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	58000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9600L	×*	×	—	—	—	—	—
	9600L	×*	×	—	—	—	—	—
	1900L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	28500L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	25000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（13/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	24000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	25000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	50000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1900L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
4000L	×*	×	—	—	—	—	—	
第三石油類	4377.6L	×*	×	—	—	—	—	—
	2352L	×*	×	—	—	—	—	—
	15701L	×*	×	—	—	—	—	—
	11040L	×*	×	—	—	—	—	—
	11040L	×*	×	—	—	—	—	—
	5220L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（14/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	15701L	×*	×	—	—	—	—	—
	2822.4L	×*	×	—	—	—	—	—
	2290L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2300L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	8000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	50000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5800L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7500L	×*	×	—	—	—	—	—
	8800L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4600L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1960L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1000L	×*	×	—	—	—	—	—
	365L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
2500L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（15/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	600L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	60000L	×*	×	—	—	—	—	—
	40000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	23000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	12000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
80000L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（16/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
第四石油類	550L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1500L	×*	×	—	—	—	—	—
	900L	×*	×	—	—	—	—	—
	14900L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	600L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	3200L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記*: 揮発性が乏しい液体

表 11 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 高圧ガス保安法）（1/2）

令和元年 12 月末時点

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	0.559 m ³	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	28.74 m ³	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	14.38 m ³	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	14.38 m ³	○	—	○	—	—	—	—
液化酸素(CE)	29.5 m ³	○	—	○	—	—	—	—
圧縮空気、酸素	201 m ³	○	—	○	—	—	—	—
液化酸素、酸素、窒素	1441.1 m ³	○	—	○	—	—	—	—
水素、二酸化炭素	1290 m ³	○	—	○	—	—	—	—
水素 窒素、炭酸ガス 酸素	1194.1 kg	○	—	○	—	—	—	—
	2059.1 m ³	○	—	○	—	—	—	—
酸素、亜酸化窒素	949.4 m ³	○	—	○	—	—	—	—
R134a	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
アンモニア	1500 kg	○	—	×	×	×	×	対象
フロン	50 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 11 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 高圧ガス保安法）（2/2）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
フロン	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
CO2	23 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	378122 m ³	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	36305 m ³	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	194747 m ³	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 1 島根原子力発電所の可動源整理表

令和元年 12 月末時点

輸送物	輸送先 (代表例)	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
				a	b	1	2	3	
塩酸	塩酸タンク	大型ポリタンク	900L	○	—	×	×	×	対象
水酸化ナトリウム	苛性ソーダ 貯蔵タンク	タンクローリー	26m ³	×*1	×	—	—	—	—
硫酸	硫酸貯蔵タンク	タンクローリー	6m ³	×*2	×	—	—	—	—
軽油	ガスタービン 燃料地下タンク	タンクローリー	16kL	×*2	×	—	—	—	—
炭酸ガス	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	55kg	○	—	○	—	—	—
ハロン1301	2号炉原子炉建物	ガスボンベ	75kg	○	—	○	—	—	—
六フッ化硫黄	500kV開閉所	ガスボンベ	50kg	○	—	○	—	—	—
酸素	取水槽	ガスボンベ	7m ³	○	—	○	—	—	—
アセチレン	放射化学分析室	ガスボンベ	7kg	○	—	○	—	—	—
プロパンガス	所内ボイラー・純水装 置建物補助ボイラープ ロパンガスボンベ庫	ガスボンベ	50kg	○	—	○	—	—	—
混合ガス (ブタン +プロパン)	訓練センター1号館	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
混合ガス (ヘリウ ム+イソブタン)	放射化学分析室	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
混合ガス (メタン +アルゴン)	放射化学分析室	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
二酸化硫黄	所内ボイラー・ 純水装置建物	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
一酸化窒素	所内ボイラー・ 純水装置建物	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
試薬類	一般化学分析室, 放射 化学分析室, 環境実験 室 等	ポリ容器 ガラス瓶 等	*3	—	—	×	○	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベなどで運送される

2: 輸送量が少量である

3: 開放空間での人体への影響がない

注記*1: 固体又は固体を溶かした水溶液

*2: 揮発性が乏しい液体

*3: 詳細は「表 5 島根原子力発電所の固定源整理表 (敷地内 試薬類)」にて記載

表2 島根原子力発電所の可動源整理表
(製品性状により影響がないことが明らかなもの)

令和元年12月末時点

輸送物	輸送先(代表例)	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
				a	b	1	2	3	
潤滑油	各機器	機器	—	—	—	—	—	—	—
	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—
潤滑油(廃油)	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—
絶縁油	各変圧器	機器	—	—	—	—	—	—	—
バッテリー	希硫酸	各機器	容器	—	—	—	—	—	—
	水酸化カリウム			—	—	—	—	—	—
セメント	ポルトランドセメント	サイトバンカ建物	フレキシブルコンテナ	—	—	—	—	—	—
放射性固体廃棄物	プラスチック固化体	固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	—	—	—	—	—	—
	セメント固化体			—	—	—	—	—	—
	充填固化体			—	—	—	—	—	—
酸素呼吸器	各配備場所	ガスボンベ	—	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベなどで運送される

2:輸送量が少量である

3:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の可動源整理表（生活用品として一般的に使用されるもの）

令和元年12月末時点

輸送物		輸送先（代表例）	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
					a	b	1	2	3	
生活用品	洗剤, エアコンの冷媒, 殺虫剤, 自動販売機, 調味料, 車, 電池, 消毒液, 消火器, 飲料, 融雪剤, スプレー缶, 作業用品	事務所等	—	—	—	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベなどで運送される

2: 輸送量が少量である

3: 開放空間での人体への影響がない

3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスの考慮について

流出した有毒化学物質と、その周囲にある有毒化学物質等との反応による有毒ガスの発生について評価した。

本評価では、島根原子力発電所構内の貯蔵施設に貯蔵されている化学物質及び敷地内で輸送されている化学物質のうち、液状の有毒化学物質である塩酸、また、貯蔵量、貯蔵状態からみて、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要がないとしている液状の化学物質について、貯蔵施設から流出した際に接触する他の化学物質との反応により発生する有毒ガスについて評価した。

気体状の化学物質については、一般で使用されている化学物質(プロパン等)のみであり、貯蔵容器からの流出を想定しても、他の有毒化学物質等との反応により、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要のある有毒ガスを発生させるおそれはないことから評価対象外とする。

貯蔵施設のうち、薬品タンクについては、タンク下部に防液堤が設置されており、流出時においても、貯蔵量の全量を防液堤等内に貯留することができる設計となっていることから、他の薬品との混触は考え難いため評価対象外とする。

一部の薬品タンクについては、同一防液堤内に設置されており薬品タンクからの薬品の流出を想定すると混触するものがあるが、薬品の組み合わせから、有毒ガスが発生するものはない。

液状の化学物質及び有毒化学物質が流出した際に、貯蔵施設の配置より、混触が考えられる化学物質を想定し、反応による有毒ガスの発生について評価した結果を表3-1に示す。

評価の結果、液状の化学物質及び有毒化学物質の流出時における他の物質との接触を考慮しても、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要のある有毒ガスを発生させるような反応はないことを確認した。

表3-1 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスについて

化学物質	混触の可能性のある化学物質との反応	備考
硫酸 (20%, 98%)	<ul style="list-style-type: none"> ・水酸化ナトリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 ・水酸化カリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・陽イオン交換樹脂再生用 ・pH調整用
塩酸 (20%, 35%)	<ul style="list-style-type: none"> ・水酸化ナトリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・陽イオン交換樹脂再生用 ・pH調整用
水酸化ナトリウム (5%, 20%, 25%)	<ul style="list-style-type: none"> ・塩酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 ・硫酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・陰イオン交換樹脂再生用 ・pH調整用
水酸化カリウム (5%)	<ul style="list-style-type: none"> ・硫酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・pH調整用
次亜塩素酸ナトリウム	<ul style="list-style-type: none"> ・硫酸第一鉄 沈殿反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・海生生物付着抑制用
硫酸第一鉄	<ul style="list-style-type: none"> ・次亜塩素酸ナトリウム 沈殿反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・海生生物付着抑制用

4. 受動的に機能を発揮する設備について

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」において、有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、スクリーニング評価上考慮してもよいとされる。

島根原子力発電所2号炉では、薬品タンクに設けられている堰については、受動的に機能を発揮する設備として、スクリーニング評価上考慮している。

評価にあたっては、漏えいした薬品が堰内にとどまるものとして、開口部面積を設定し蒸発率を算定している。

【ガイド記載】

(解説-5) 対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備

有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいとする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、有毒ガスの抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下、単に「スクリーニング評価」においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。

(1) 堰の容量

毒物及び劇物取締法において、屋内外タンクには漏えいした毒物又は劇物を安全に収容できる施設又は除害、回収等の施設を設け、貯蔵場所外へ流出等しないような措置を講ずることが要求されている。

流出時安全施設の保持容量は、表4-1に示すとおりであり、原則タンク容量の100%相当とし、堰を共有するタンクについては、最大タンクの容量の100%以上の容量を有することとされる。

表4-1 毒物及び劇物取締法における流出時安全施設の保持容量

法令等	流出時安全施設の保持容量
毒物及び劇物取締法 (毒物及び劇物の貯蔵に関する構造・設備等基準)	原則としてタンク容量の100%とし、2ヶ以上のタンクが存在する場合には、最大タンクの容量の100%相当以上とし、止むを得ず100%に満たない場合は、除外回収等の施設の処理能力を考慮することができる。

島根原子力発電所2号炉で特定した固定源において、流出時安全施設となる堰内の容量は、表4-2に示すとおりであり、貯蔵量に対して十分な容量を有しており、全量漏えいした場合でも堰内にとどまる。

表4-2 特定した固定源の堰容量等（評価結果）

設備名称	貯蔵量 (m ³)	堰容量 (m ³)	評価結果
排水中和用 塩酸タンク	0.3	0.825	薬品が堰内で漏えいしても、薬品タンクが保有している薬品を全量貯留できる容量を有する堰がある。

(2) スクリーニング評価への反映

「(1) 堰の容量」を踏まえ、蒸発率の算定に使用する堰面積については、一律堰開口部の全面積を評価条件として設定する。

(3) 堰等の状況について

調査対象として特定した固定源の堰等の状況を図4-1、図4-2に示す。これら調査対象固定源からの漏えいが発生しても、堰の中に留まることを確認した。

なお、これら堰は、仮に損壊して堰から漏えいしたとしても、周囲の側溝等に落ちるため、化学物質が広範囲に広がることはない。

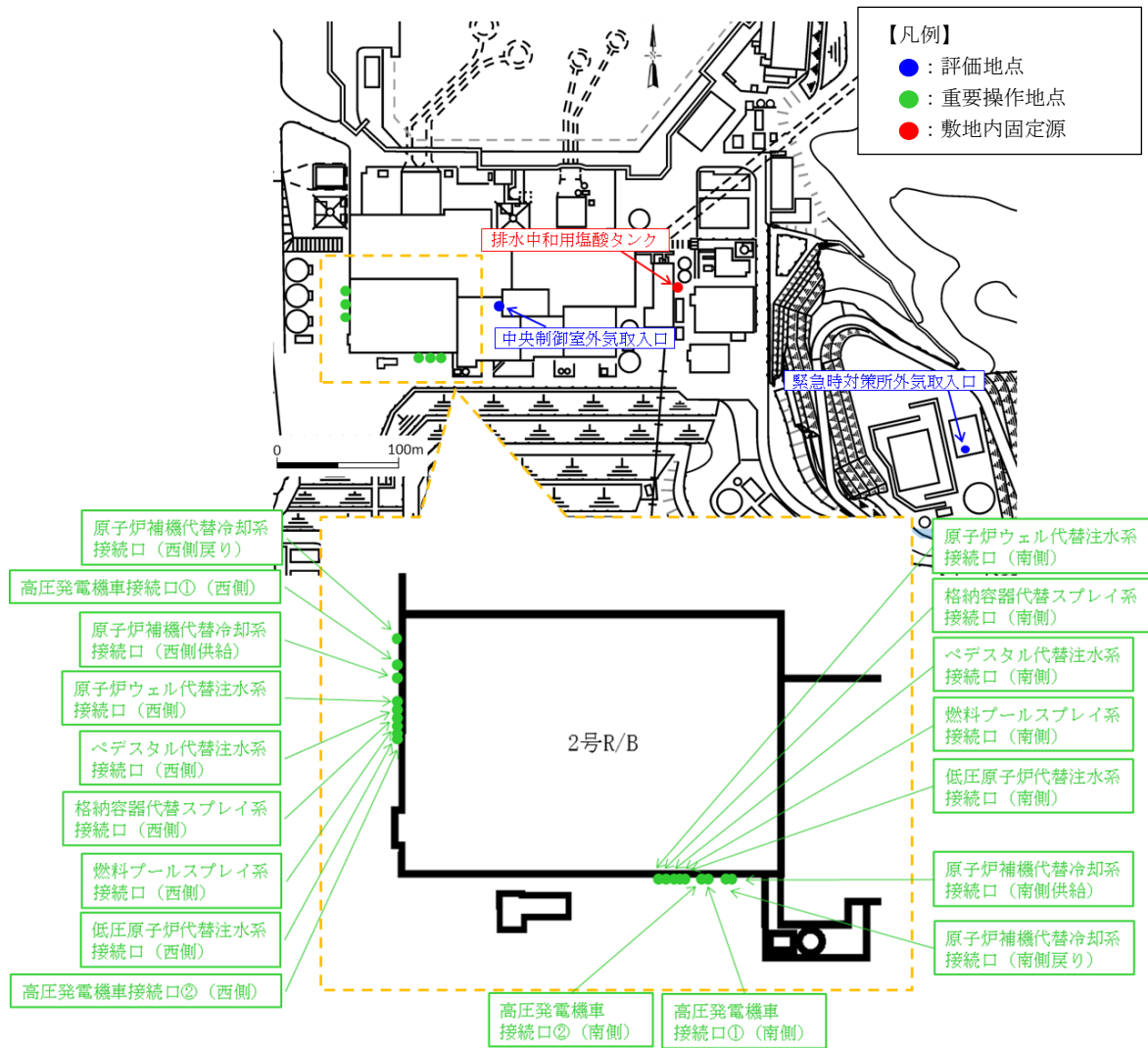


図4-1 調査対象とした敷地内固定源について

【屋外】
排水中和用塩酸貯槽
(全 景)

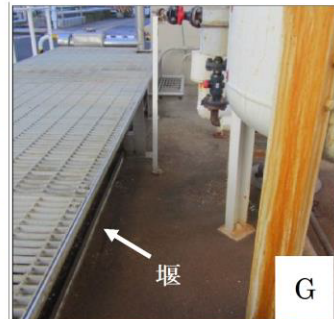
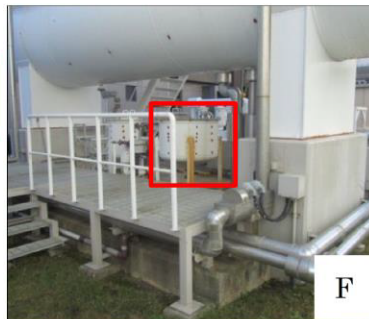
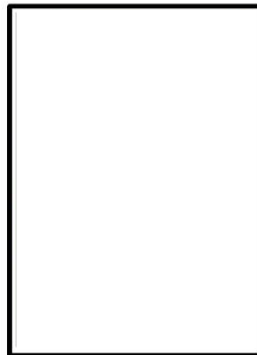
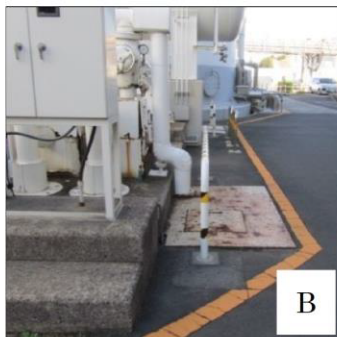
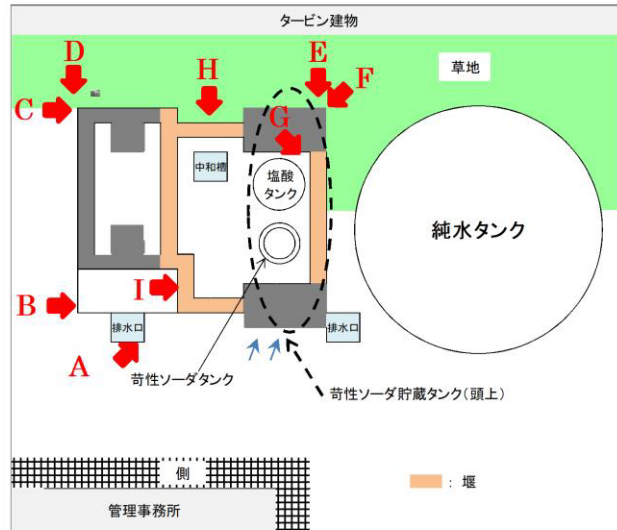
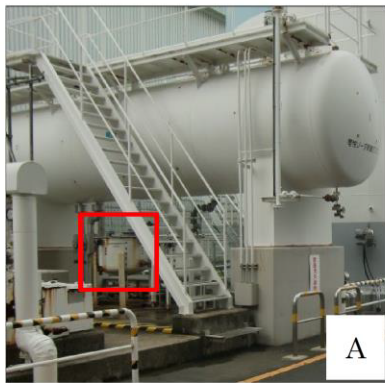


図4-2 堰周りの状況（排水中和用塩酸タンク）

5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について

敷地において観測した2009年1月から12月までの1年間の気象データにより評価を行うに当たり、この1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測記録

気象データの代表性を確認するに当たり、地上付近を代表する標高28.5mの観測記録を用いて検定を行った。

b. データ統計期間

統計年：2008年1月～2018年12月(10年間)

検定年：2009年1月～2009年12月(1年間)

c. 検定方法

風向別出現頻度(16項目)、風速階級別出現頻度(11項目)について、F分布検定(有意水準5%)を行い、棄却個数が3個以下の場合、気象データに代表性があると判断する。

(2) 検定結果

表5-1に検定結果を示す。また、表5-2及び表5-3に棄却検定表を示す。

観測項目27項目のうち、棄却された項目は無し(0個)であることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断する。

表5-1 異常年検定結果

観測項目	検定結果
風向別出現頻度	棄却項目なし
風速階級別出現頻度	棄却項目なし

表5-2 島根原子力発電所 風向F分布検定

観測場所：露場（標高 28.5m, 地上高 20m）（%）

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表5-3 島根原子力発電所 風速F分布検定

観測場所：露場（標高 28.5m, 地上高 20m）（%）

統計年 風速階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について

有毒ガス評価における大気拡散については、旧原子力安全・保安院が制定した「原子力発電所中央制御室の居住性にかかる被ばく評価手法について（内規）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に準じて評価をしている。この内規は、LOCA 時の排気筒や SGTR 時の大気放出弁という中央制御室から比較的近距离の放出点からの放射性物質の放出を想定した場合での中央制御室の居住性を評価するための評価手法等を定めたものであり、評価の前提となる評価点と放出点の位置関係など有毒ガスの大気拡散の評価においても相違ないため、適用できる。

6.1 原子炉施設周辺の建物影響による拡散

放出点から比較的近距离の場所では、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられ、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によっては、建物の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室等の有毒ガス評価においては、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された有毒ガスは建物の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

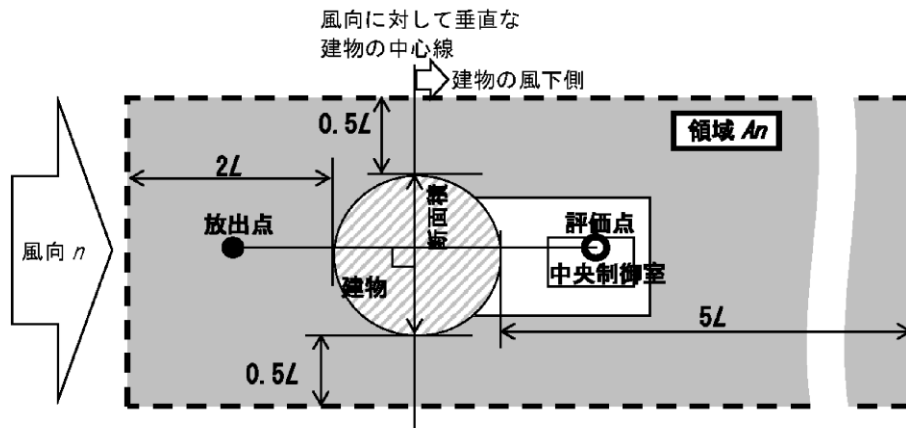
- 1) 放出点の高さが建物の高さの 2.5 倍に満たない場合
- 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 6-1 の領域 A_n)の中にある場合
- 3) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建物の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

建物の影響の有無の判断手順を図 6-2 に示す。

また、建物巻き込みを生じる建物として、放出源の近隣に存在するすべての建物が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を代表として選定する。

評価点を中央制御室外気取入口とした場合を例に、各放出点において建物影響の有無、建物巻き込みを考慮する代表建物の選定の考え方について示す。



注：L 建物又は建物群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 6-1 建物影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）
（被ばく評価手法（内規）図 5.1）

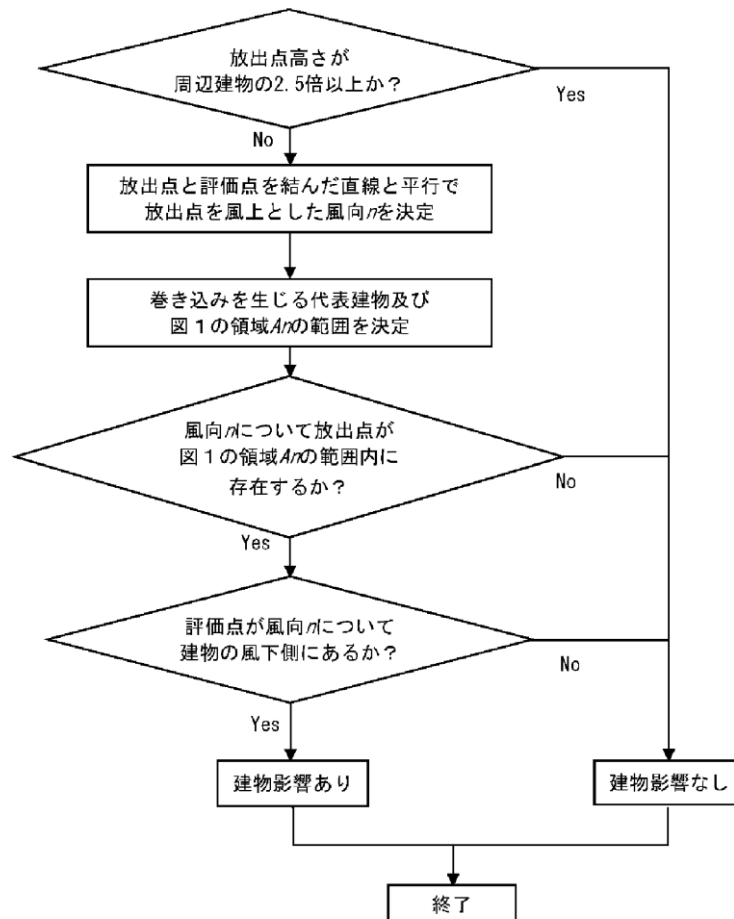


図 6-2 建物影響の有無の判断手順
（被ばく評価手法（内規）図 5.2）

- ・ 評価点：中央制御室換気系給気口ー放出点：排水中和用塩酸タンク
排水中和用塩酸タンク周辺には、1号機タービン建物、1号機原子炉建物等が位置し

ている。巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物として、放出源と評価点の延長線上にあり、放出点近傍にある「1号機タービン建物」とした場合、図6-3のとおり、図6-1に示す建物影響を考慮する条件に合致する。放出点の近隣すべての建物が巻き込みを生じる建物の対象となるが、保守的に評価するために、代表建物として、「1号機タービン建物」を選定する。

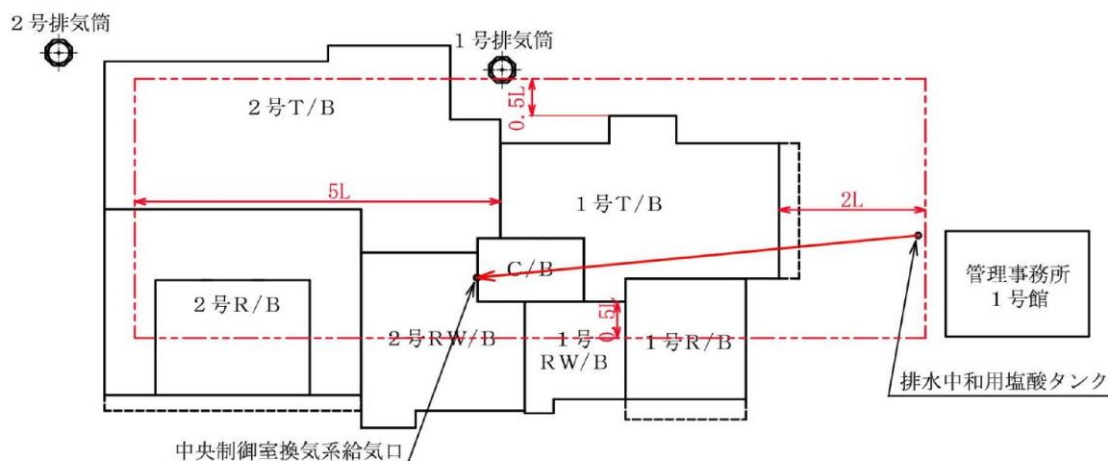


図6-3 評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンクでの建物影響範囲

評価点で考慮した代表建物を表6-1に示す。

表6-1 建物影響を考慮する代表建物

固定源	巻き込みを生じる代表建物
排水中和用塩酸タンク	1号機タービン建物

6.2 建物巻き込みを考慮する場合の着目方位

中央制御室の有毒ガス評価の計算では、代表建物の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、有毒ガス濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、代表建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが建物の影響を受けて拡散すること、及び建物の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。
- iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

建物の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 6-4 に示す。

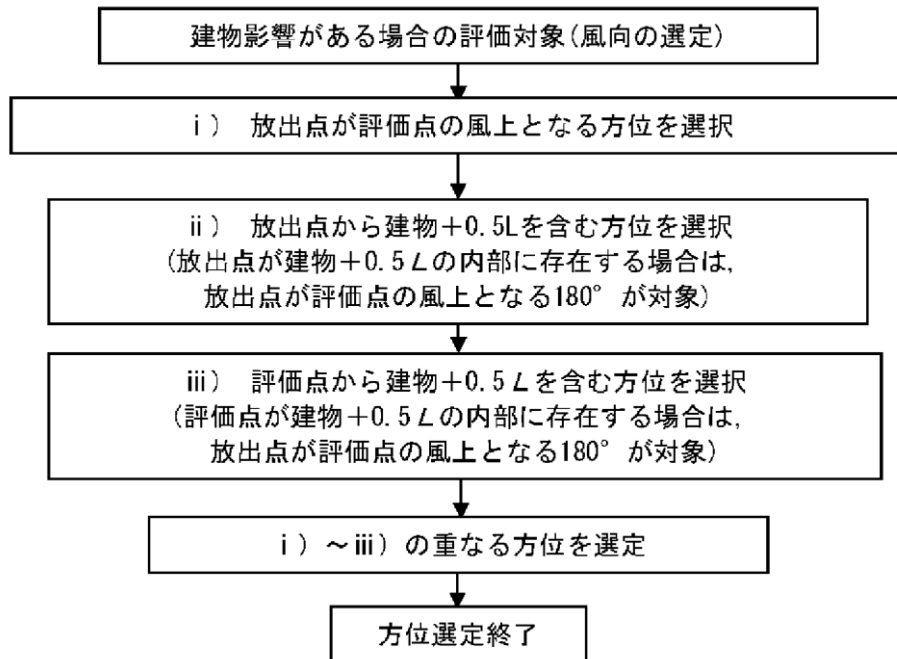


図 6-4 建物の影響がある場合の評価対象方位の選定手順
(被ばく評価手法 (内規) 図 5.7)

評価点を中央制御室換気系給気口とした場合を例に、放出点における評価対象方位選定の考え方を示す。

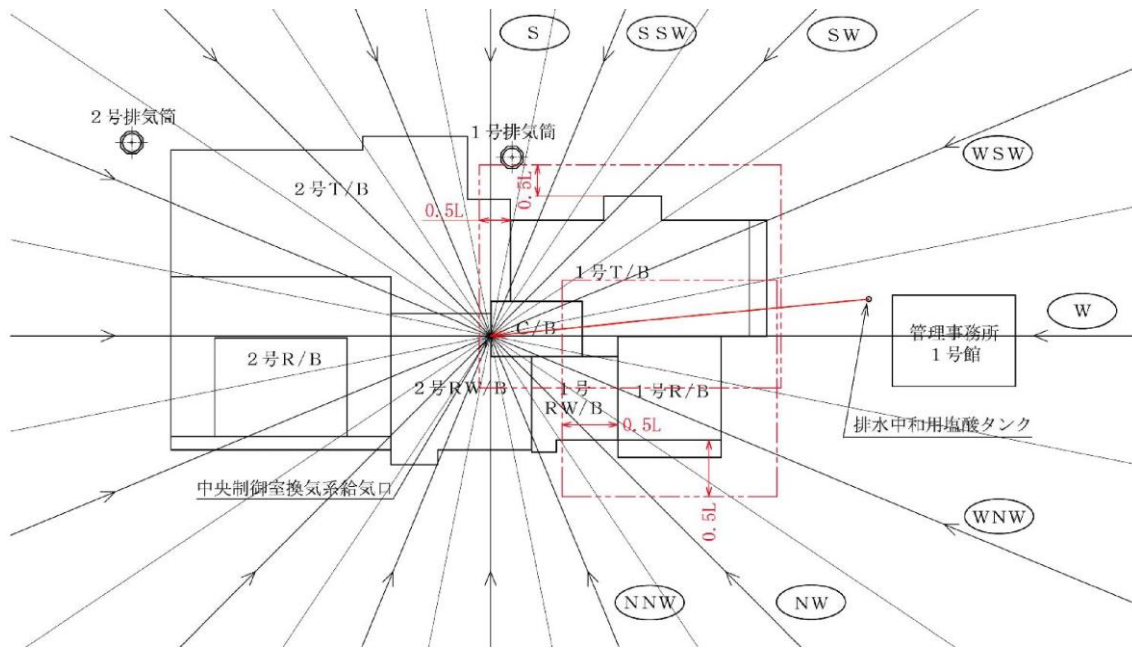
①評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンク

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。
- iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

i) ~ iii) の重なる方位を選定すると、評価点が中央制御室換気系給気口、放出点が排水中和用塩酸タンクの場合、図 6-5 のとおり、8 方位 (S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW) が対象となる。

放出点が巻き込みを生じる代表建物 0.5L 内の範囲に存在しないことから、代表建物である 1 号機タービン建物+0.5L を含む方位を選択する。

ただし、ここでは、保守的に隣接する 1 号炉原子炉建物+0.5L を含む方位を選択する。



注1： 図中○は評価対象方位を示す。

注2： $L=25.5$ (m)

図6-5 評価対象方位の選定

(放出源：排水中和用塩酸タンク，評価点：中央制御室換気系給気口)

着目方位を表6-2に示す。

表6-2 着目方位

固定源		着目方位
敷地内	排水中和用塩酸タンク	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW

6.3 建物投影面積の設定について

建物の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、図6-6のように保守的に対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用する。

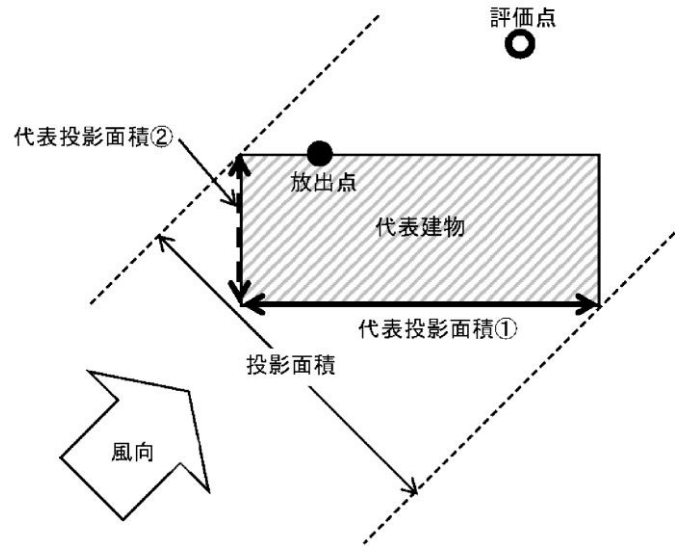


図 6-6 代表面積及び建物投影面積の考え方
(被ばく評価手法(内規) 解説図 5.11.12)

(1) 1号機タービン建物

建物影響がある場合の放射性物質の濃度計算に用いる投影面積は、保守的に複数の投影面積の中で最小面積をすべての方位に適用する。

1号機タービン建物の投影面積は、図 6-7 に示す北面及び東面のうち最小となる 1.2×10^3 (m²) を適用する。

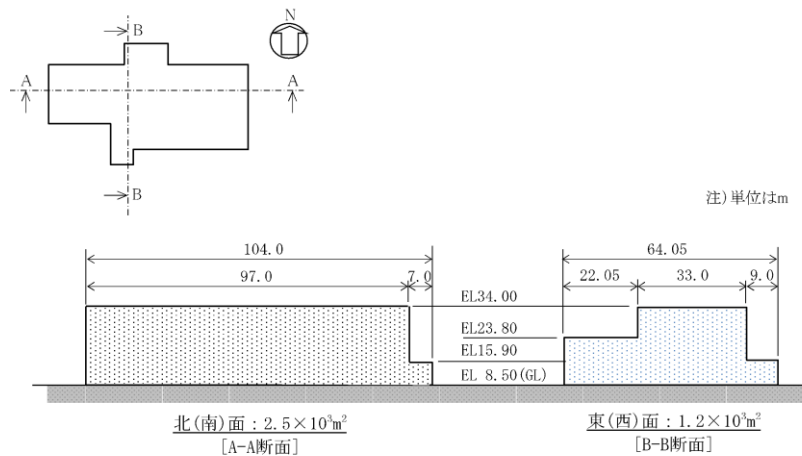


図 6-7 1号機タービン建物の投影面積

代表建物の着目方位の建物投影面積を表 6-3 に示す。

表 6-3 代表建物の着目方位別の建物投影面積

着目方位	建物投影面積 (m ²)
	1号機タービン建物
S	1200
SSW	1200
SW	1200
WSW	1200
W	1200
WNW	1200
NW	1200
NNW	1200

6.4 中央制御室以外の評価点について

評価点を中央制御室とした場合と同様に、緊急時対策所と重要操作地点についても代表建物および着目方位を選定した。選定に必要なパラメータを表 6-4 に示す。管理事務所 1 号館の投影面積は、図 6-8 に示す北面及び東面のうち最小となる 8.5×10^2 (m²) を適用する。なお、着目方位は図 6-9 に基づき選定している。

表 6-4 建物巻き込み選定に必要なパラメータ

評価点	代表建物	L (m) *	投影面積 (m ²)
中央制御室	1号機タービン建物	25.5	1200
重要操作地点			
緊急時対策所	管理事務所 1号館	23.3	850

注記* : L=建物または建物群の風向に垂直な面での高さまたは幅の小さい方

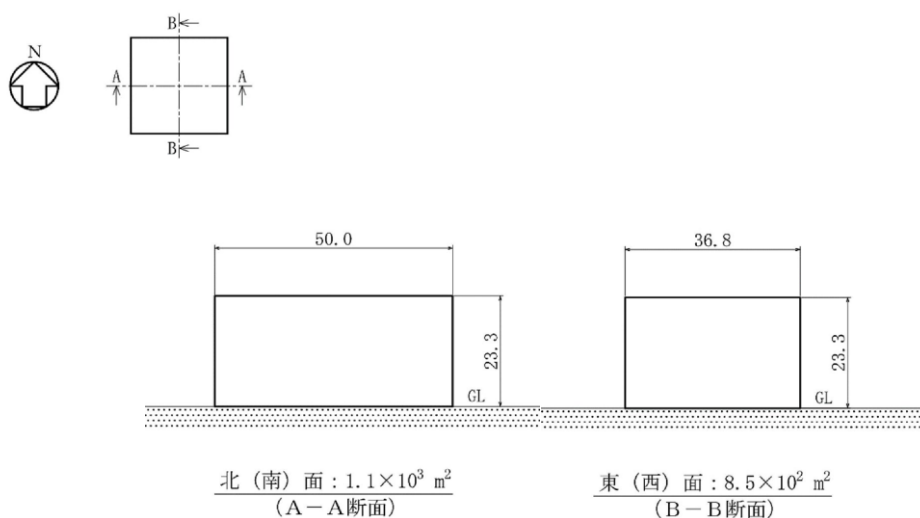
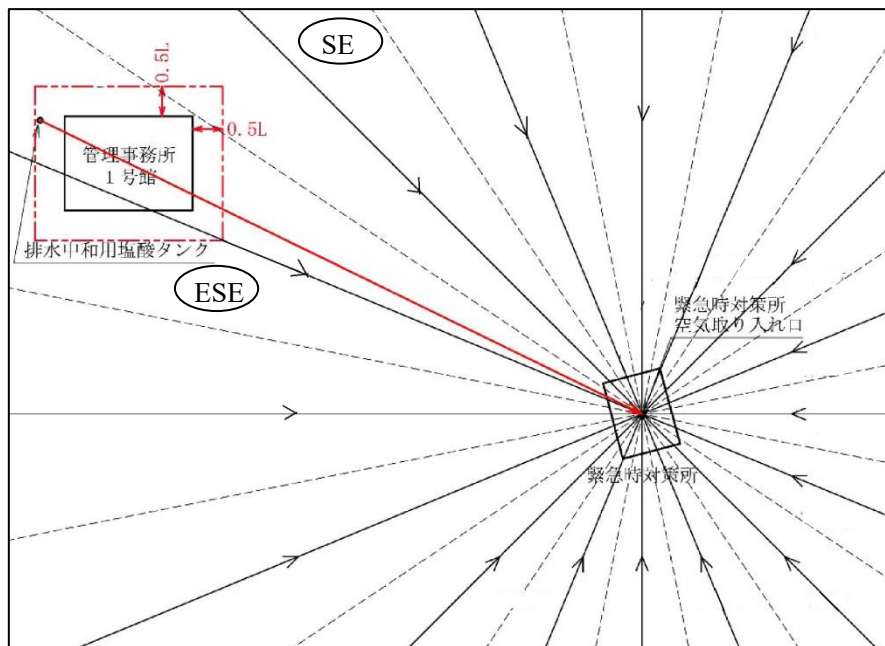


図 6-8 管理事務所 1 号館の投影面積



注1：図中○は評価対象方位を示す。

注2： $L=23.3$ (m)

図6-9 評価対象方位の選定（緊急時対策所）

7. 可動源に対する防護措置の詳細について

可動源に対しては、立会人の随行、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計としており、詳細を示す。

7.1 敷地内可動源に対する対策

敷地内可動源からの有毒ガスの発生が及ぼす影響により、運転・指示要員の対処能力が著しく損なわれることがないように、中央制御室及び緊急時対策所の運転・指示要員に対して、以下の対策を実施する。

なお、対策の実施にあたり、敷地内可動源として特定された薬品タンクローリー等は原則平日通常勤務時間帯に発電所構内に入構すること、また、発電所において重大事故等が発生した場合には、既に入構している可動源は敷地外に避難させ、新たな可動源は発電所構内に入構させないこととする。

(1) 有毒ガスの発生の検出

敷地内可動源に対する有毒ガスの発生の検出のための実施体制を別紙 7-1 のとおり整備する。

敷地内可動源である薬品タンクローリー等からの有毒化学物質の漏えいは、発電所敷地内の移動経路の何れの場所でも発生しうるため、有毒ガスの発生の検出は、人の認知によることとする。

従って、特定した敷地内可動源が発電所構内に入構する場合は、発電所員（薬品受入作業をする担当課員）が発電所入構から薬品タンク等への受入完了まで随行・立会することで、速やかな有毒ガスの発生の検出を可能とする。

(2) 通信連絡設備による伝達

敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る連絡体制及び手順を別紙 7-2 のとおり整備する。

薬品タンクローリー等からの有毒化学物質の漏えいが発生し、有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、敷地内可動源に随行・立会している発電所員から速やかに中央制御室の当直長に通信連絡設備等を用いて連絡する。

当直長は、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、通信連絡設備等を用いて本部長に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡する。

(3) 防護措置

1) 換気空調設備の隔離及び防護具等の配備

中央制御室及び緊急時対策所の運転・指示要員に対して、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順を、別紙 7-2 のとおり整備する。また、表 7-1 に示す通り、全面マスクを配備する。

当直長は、敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡を受けた場合は、速や

かに中央制御室の換気空調設備を隔離するとともに、運転員に全面マスクの着用を指示する。また、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、本部長に敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡をする。敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡を受けた本部長は、外気を取り込まないよう速やかに緊急時対策所の換気空調設備を隔離するとともに、緊急時対策本部要員（指示要員）に全面マスクの着用を指示する。

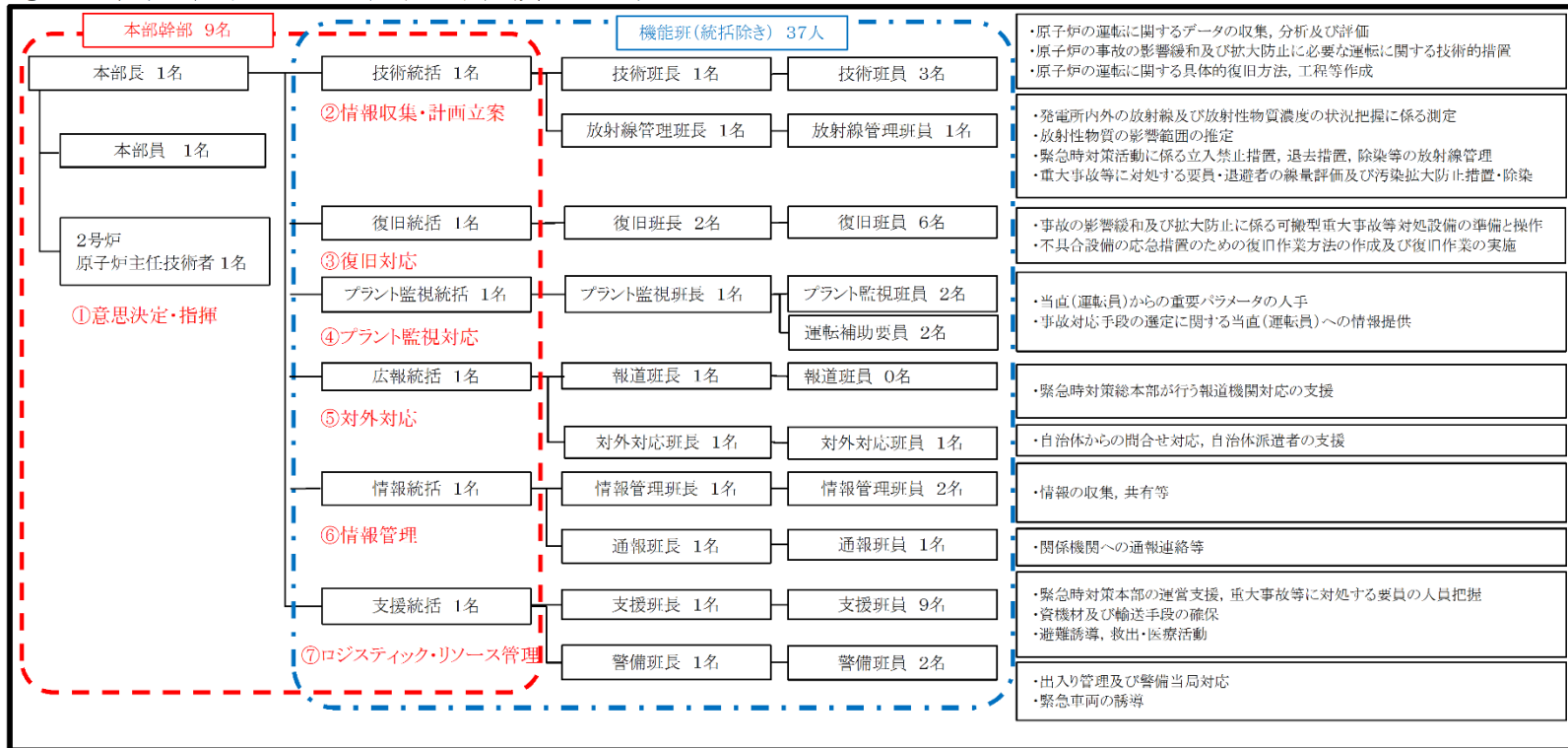
中央制御室及び緊急時対策所の換気空調設備を隔離した場合は、酸素濃度計や二酸化炭素濃度計を用いて酸素濃度及び二酸化炭素濃度を監視する。さらに、敷地内可動源からの有毒ガスの発生による異常が終息した場合は、速やかに外気取入れを再開する。

表 7-1 全面マスクの配備（運転・指示要員）

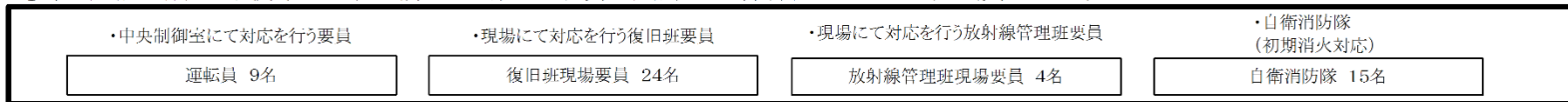
防護対象者	要員数*	全面マスク数量	配備場所
運転員	9 人	9 個	中央制御室
緊急時対策本部要員 (指示要員)	49 人	49 個	緊急時対策所

注記*：緊急時体制発令時において、原子力防災組織の要員は、図 7-1 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49 名及び②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 52 名（中央制御室で対応を行う運転員 9 名を含む）の合計 101 名にて対応を行う（表 7-2 参照）。敷地内可動源からの有毒ガス防護対象者は、このうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49 名及び運転員 9 名となる。

① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49名



② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 52名



注記*：上記①、②の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

図 7-1 原子力防災組織の要員（要員参集後 緊急時対策所，中央制御室，自衛消防隊 対応要員）

表 7-2 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数 (1/2)

(名)

事象進展	要員数 (*1) (名)		緊急時 対策所 (名)	中央 制御室 (名)	中央制御 室待避室 (名)	その他 の建物 (名)	現場 (名)	収容 人数 合計	
通常時 (*4)	本部 要員 (*2)	指示者	1	—	—	5	—	—	
		連絡責任者	1						
		連絡担当者	3						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*2)	21	—	—	—	21		—
		放射線管理班現場要員 (*2)	3	—	—	—	3		—
		自衛消防隊 (*2)	7	—	—	—	7		—
運転補助要員	2	—	—	—	2	—			
① 初動 体制	本部 要員 (*2)	指示者	1	5	—	—	—	38	
		連絡責任者	1						
		連絡担当者	3						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*2)	21	21	—	—	—		(21)
		放射線管理班現場要員 (*2)	3	3	—	—	—		(3)
		自衛消防隊 (*2)	7	7	—	—	—		(7)
運転補助要員	2	2	—	—	—	(2)			
② 緊急時 警戒体制	本部 要員 (*2)	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
		情報収集・計画立案	7						
		復旧対応	9						
		プラント監視対応	4						
		運転補助要員	2						
		対外対応	4						
		情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*4)	24	24	—	—	—		(24)
		放射線管理班現場要員 (*4)	4	4	—	—	—		(4)
自衛消防隊 (*3, *4)	15	15	—	—	—	(15)			
③ 緊急時 非常体制	本部 要員	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
		情報収集・計画立案	7						
		復旧対応	9						
		プラント監視対応	4						
		運転補助要員	2						
		対外対応	4						
		情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員	24	24	—	—	—		(24)
		放射線管理班現場要員	4	4	—	—	—		(4)
自衛消防隊 (*3)	15	15	—	—	—	(15)			

表中の () 書きの記載は、現場等で出向く場合の要員数を示す。

注記*1: 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

*2: 平日昼間は、管理事務所等で勤務している。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、緊急時対策所に隣接した建物及びその近傍で待機。

*3: 自衛消防隊は15名で構成される。

*4: 直ちに発電所全所員に非常招集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交替要員として待機させる。

表 7-2 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数 (2/2)

(名)

事象進展		要員数 (*1) (名)		緊急時 対策所 (名)	中央 制御室 (名)	中央制御 室待避室 (名)	その他 の建物 (名)	現場 (名)	収容 人数 合計	
④	緊急時 特別 非常体制	本部 要員	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
			情報収集・計画立案	7						
			復旧対応	9						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	2						
			対外対応	4						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14							
		現場 要員	運転員	0	—	5~9	—	—		0~4
			復旧班現場要員	24	24	—	—	—		(24)
放射線管理班現場要員	4		4	—	—	—	(4)			
自衛消防隊 (*2)	15		15	—	—	—	(15)			
⑤	ブルーム 通過中 (発災から 24 時間後) *3	本部 要員	意思決定・指揮	6	46(23 ×交替 要員 2)	—	—	—	64 *4	
			情報収集・計画立案	10						
			復旧対応	6						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	0						
			対外対応	6						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	8							
		現場 要員	運転員	9	4	—	5	—		—
			復旧班現場要員	12	12	—	—	—		—
放射線管理班現場要員	2		2	—	—	—	—			
自衛消防隊	0		—	—	—	—	—			
⑥	ブルーム 通過後 (ブルーム 放出開始か ら 10 時間 後) *3	本部 要員	意思決定・指揮	6	46	—	—	—	60 *5	
			情報収集・計画立案	10						
			復旧対応	6						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	0						
			対外対応	6						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	8							
		現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
			復旧班現場要員	12	12	—	—	—		(12)
放射線管理班現場要員	2		2	—	—	—	(2)			
自衛消防隊	0		—	—	—	—	—			

表中の () 書きの記載は、現場等で出向く場合の要員数を示す。

注記*1：要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

*2：自衛消防隊は 15 名で構成される。

*3：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間。

*4：ブルーム放出前に緊急時対策所にとどまる要員以外の要員は発電所外に退避する。

*5：必要に応じ、発電所外から交替・待機要員を呼び寄せ、要員として加える。

2) 敷地内の有毒化学物質の処理等の措置

敷地内の有毒化学物質が漏えいし、有毒ガスの発生による異常が発生した場合の敷地内可動源に対する有毒化学物質の処理等の措置に係る実施体制及び手順を別紙 7-3 のとおり整備する。

終息活動は、立会人等のもと、終息活動要員（発電所構内に勤務している要員（協力会社社員含む））が実施する体制とする。

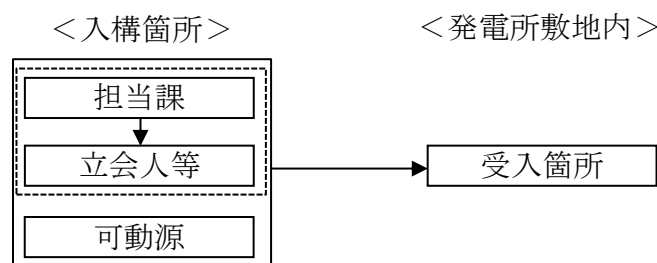
また、表 7-3 に示す通り、防護具を配備する。

表 7-3 防護具の配備（終息活動要員用）

防護対象者	要員数	防護具数量	配備場所
終息活動要員	3人	<ul style="list-style-type: none"> ・化学防護手袋 ・化学防護長靴 ・全面マスク ・吸収缶（塩酸対応用） 3セット	終息活動要員待機場所

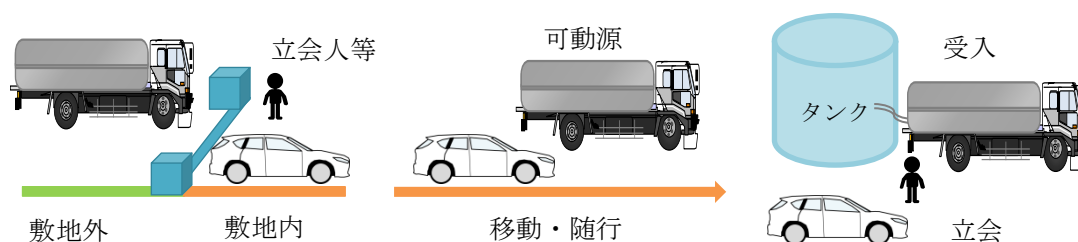
敷地内可動源に対する有毒ガスの発生の検出のための実施体制及び手順

1. 実施体制



2. 実施手順

- (1) 有毒化学物質を積載した薬品タンクローリー等（以下「可動源」という。）が発電所敷地内へ入構する際、担当課は立会人等を入構箇所へ待機させる。
- (2) 立会人等は、合流後に可動源を敷地内に入構させる。
- (3) 立会人等は、受入（納入）箇所まで可動源に随行し、受入（納入）完了まで立会する。立会人等は、薬品防護具を常備する。

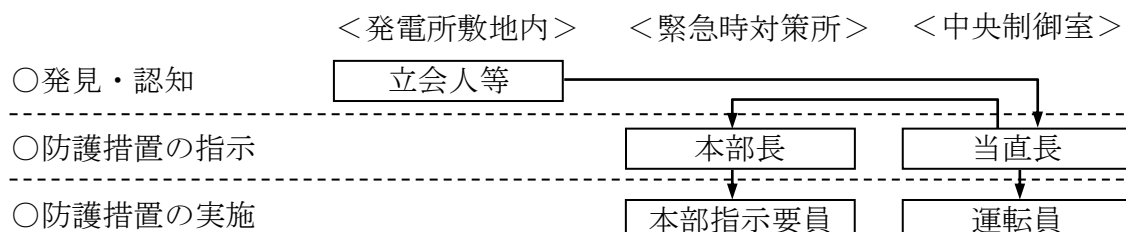


3. その他

- (1) 可動源の入構は、原則平日通常勤務時間帯とする。
- (2) 発電所で重大事故等が発生した場合は、既に入構している可動源は、立会人等随行の上速やかに敷地外に退避させ、また、新たな可動源を敷地内に入構させないこととする。
- (3) 立会人等については、化学物質の管理を行う者であって重大事故等対策に必要な要員以外の者が対応する。なお、化学物質の管理にあたっては、保安規定に基づく教育訓練を定期的に行うことにより、立会人等は化学物質の取り扱いに関して十分な力量を有する。

敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順

1. 実施体制

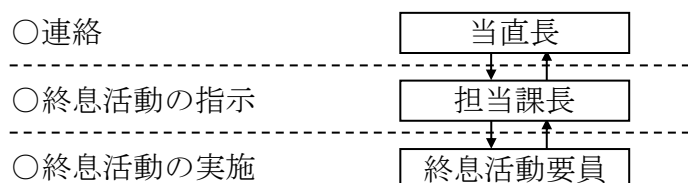


2. 実施手順

- (1) 立会人等は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備等により当直長に連絡する。
- (2) 当直長は、運転員に中央制御室換気設備の隔離及び全面マスクの着用を指示する。
- (3) 当直長は、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、通信連絡設備等により本部長に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡する。
- (4) 本部長は、緊急時対策本部要員（指示要員）に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡し、緊急時対策所換気設備の隔離及び全面マスクの着用を指示する。
- (5) 運転員は、当直長の指示により、中央制御室換気設備を隔離するとともに、全面マスクを着用する。
- (6) 緊急時対策本部要員（指示要員）は、本部長の指示により、緊急時対策所換気設備を隔離するとともに、全面マスクを着用する。

敷地内可動源に対する有毒化学物質の処理等の措置に係る実施体制及び手順

1. 実施体制

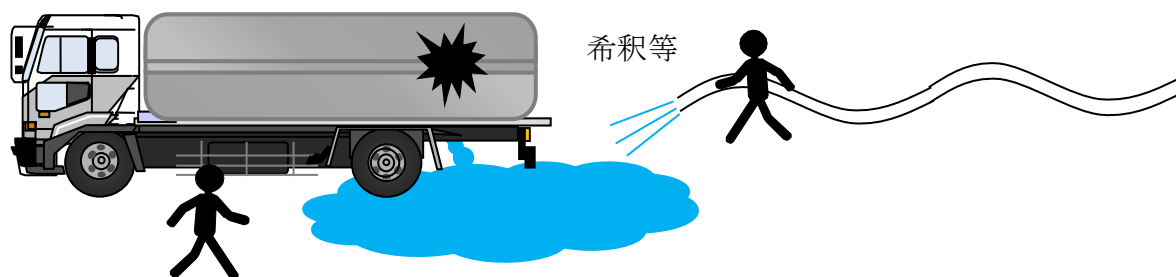


2. 実施手順

- (1) 敷地内可動源からの有毒ガスの発生による異常を検知したことの連絡を受けた当直長は、担当課長に有毒ガスの発生を終息させるための活動を依頼する。
- (2) 担当課長は、終息活動要員に全面マスクの着用を指示するとともに、有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置を実施するよう指示する。
- (3) 終息活動要員は、担当課長の指示により、全面マスクを着用するとともに、有毒ガスの発生を終息させるために速やかに希釈等の措置を実施する。
- (4) 担当課長は、終息活動に時間を要する場合、必要に応じ酸素呼吸器の着用を指示する。終息活動員は、担当課長の指示により、酸素呼吸器を着用する。
- (5) 終息活動要員は、有毒ガスの発生が終息したことを確認後、担当課長に終息活動完了を連絡する。
- (6) 担当課長は、有毒ガスの発生が終息したことを当直長に連絡する。
- (7) 当直長は、運転員に有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。また、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、本部長へ有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。
- (8) 本部長は、緊急時対策本部要員（指示要員）に有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。

3. その他

- (1) 終息活動要員については、重大事故等対策に必要な要員以外の者が対応する。



通信連絡設備に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. はじめに	1
2. 通信連絡設備の一覧	2
3. 多様性を確保した通信回線	12
4. 各重大事故時に必要な通信連絡設備の数量	14
5. 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様	16
6. データ伝送設備のパラメータ	19
7. 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲	31
8. 無線通信設備の使用可能範囲と使用範囲	32






1. はじめに

本補足説明資料は、添付書類VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」についての内容を補足するものである。

2. 通信連絡設備の一覧

通信連絡設備の一覧を以下に示す。







通信連絡設備（発電所内）の一覧（1/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセット ステーション*1	177 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 14 台 ・原子炉建物他 : 154 台 ・屋外 : 8 台	—	—	
	スピーカ*1	295 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 4 台 ・原子炉建物他 : 282 台 ・屋外 : 8 台	—	—	
電力保安通信用 電話設備*2	固定電話機*1	215 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・中央制御室 : 7 台 ・管理事務所, 原子炉建物他 : 198 台	—	—	
	PHS 端末*1	535 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・中央制御室 : 10 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	—	—	
	FAX*1	2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	—	—	

注記*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*2：発電所内と発電所外で共用

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
衛星電話設備*1	衛星電話設備 (固定型)*3	7台 ・緊急時対策所 : 5台 ・中央制御室 : 2台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・衛星電話設備収納盤 (中央制御室) ・衛星電話設備用アンテナ (中央制御室)	同左*2	—	 固定型  (緊急時対策所) アンテナ  (中央制御室) アンテナ  ラック  収納盤
	衛星電話設備 (携帯型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台	5台*2 (予備5台を除く) ・緊急時対策所 : 5台 (予備5台を除く) (携帯型用充電器: 10台) (携帯型用充電式電池予備: 10台)	全体数量 : 10台*4	







注記*1: 発電所内と発電所外で共用

*2: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*3: 数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*4: 内訳は、緊急時対策所: 10台（予備5台を含む）

通信連絡設備（発電所内）の一覧（3/5）







主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
無線通信設備	無線通信設備 （固定型）*2	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 （中央制御室待避室用を含む） その他：1 式 （緊急時対策所） ・緊急時対策所 無線通信設備用ラック ・無線通信設備用アンテナ（緊急時対策所） （原子炉建物） ・無線通信設備収納盤（中央制御室） ・無線通信設備用アンテナ（中央制御室）	同左*1	—	 固定型  （緊急時対策所） アンテナ  （中央制御室） アンテナ  ラック  収納盤
	無線通信設備 （携帯型）*2	10 台 ・緊急時対策所 : 10 台	10 台*1（予備 10 台を除く） ・緊急時対策所 : 10 台 （携帯型用充電器：20 台） （予備 10 台を除く）	全体数量 : 62 台*3	

注記*1：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*2：数量及び設置場所（又は保管場所）は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

*3：内訳は，緊急時対策所：62 台（予備 10 台，自主 42 台を含む）

通信連絡設備（発電所内）の一覧（4/5）

主要設備		数量			写真	
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考		
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ 収集サーバ*4	1式 ・廃棄物処理建物 計算機室 : 1式	同左*1	—		
	SPDS 伝送サーバ*2, *4	1式 ・緊急時対策所 : 1式 その他: 1式 (緊急時対策所) ・受信用アンテナ (1・2号) (原子炉建物) ・1・2号SPDS伝送用アンテナ用中継盤 ・発信用アンテナ (1・2号)	同左*1	—	 SPDS伝送サーバ	
					 (緊急時対策所) 受信用アンテナ*3	 (中央制御室) 発信用アンテナ
					 中継盤	
SPDSデータ 表示装置*4	1台 ・緊急時対策所 : 1台	同左*1	—			

注記*1：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*2：発電所内と発電所外で共用

*3：概略図を示す。

*4：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（5/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
有線式通信設備	有線式通信機*1	4台 ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近)：4台	4台*2 (予備6台を除く) ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近)：4台 (予備6台を除く)	全体数量 ：10台*3	

注記*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。


*2：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*3：内訳は、廃棄物処理建物（中央制御室付近）：10台（予備6台を含む）

- 廃棄物処理建物に保管する有線式通信設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間（屋内）に敷設している専用通信線を用い、有線式通信機を専用接続端子に接続するとともに、必要時に中継コードを敷設することにより必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。
- 専用接続端子及び中継コードについては、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に配置又は保管し、溢水時においても使用可能な設計とする。また、専用接続端子のケーブル及び中継コードについては、水による影響を受けにくい材質とすることで、溢水時においても使用可能な設計とする。
- 専用接続端子及び中継コードについては、地震起因による火災の影響を受けない箇所に設置し、火災時においても使用可能な設計とする。また、専用接続端子のケーブルを専用の電線管で敷設することに加え、中継コードについては、地震影響による火災の影響を受けない箇所に保管することにより、火災時においても使用可能な設計とする。








9

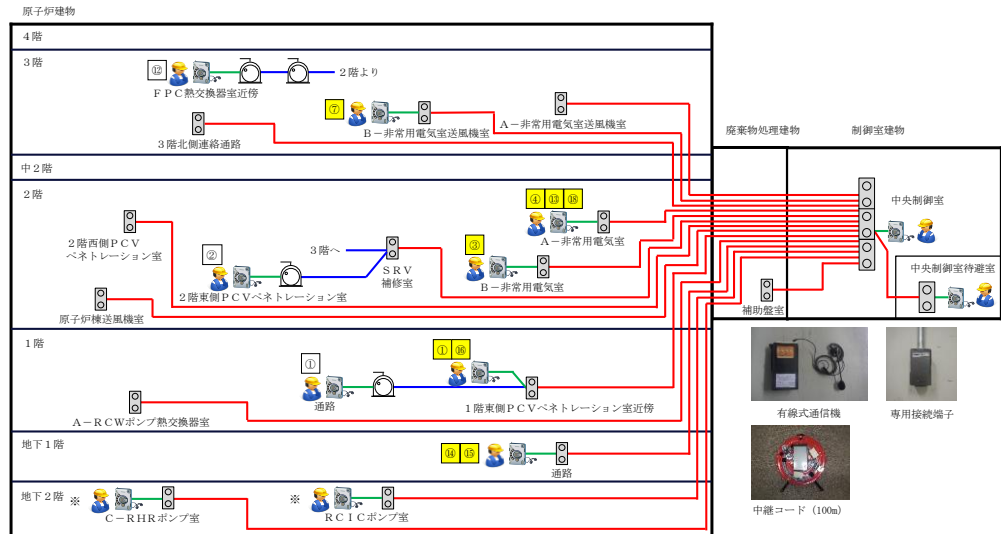
中継コードの保管場所及び数量

保管場所*4	用途	数量*4、*5	数量内訳	写真
廃棄物処理建物	原子炉建物の屋内 各操作時の連絡手段	4(予備2)	100m×6台	

注記*4：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*5：必要数量を記載。（）内は予備及び自主設備の数量を記載

【凡例】			
	：専用通信線		：有線式通信機 (付属ケーブル(10m)含む)
	：専用接続端子		：中継コード(必要時敷設)
	：近くの専用接続端子に接続して通信連絡する作業・操作		：近くの専用接続端子からコードリールを敷設して通信連絡する作業・操作 (タービン建物、廃棄物処理建物における作業・操作を含む)
	※	※	：重要事故シナージ以外の操作



有線式通信機 接続例









中継コードと接続

専用接続端子と接続するケーブル

専用接続端子と接続






通信連絡設備（発電所外）の一覧（1/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
局線加入電話設備	固定電話機*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
	FAX*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)*	6台 ・中央制御室 : 2台 ・緊急時対策所 : 4台	—	—	
衛星電話設備(社内向)	衛星テレビ 会議システム (社内向)*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
	衛星社内電話機*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	

注記*：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。







通信連絡設備（発電所外）の一覧（2/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機*2	10 台 ・緊急時対策所 : 10 台	—	—	
	PHS 端末*2	525 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	—	—	
	F A X *2	1 台 ・緊急時対策所 : 1 台	—	—	

注記*1：発電所内と発電所外で共用

*2：数量及び設置場所（又は保管場所）は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。








通信連絡設備（発電所外）の一覧（3/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム*1	1台 ・緊急時対策所 : 1台 その他 ・統合原子力防災NW用屋外アンテナ ・統合原子力防災NW盤	同左*2	—	 テレビ会議システム
					 NW用屋外アンテナ
					 NW盤
	I P - 電話機*1	6台（有線系：4台，衛星系：2台） ・緊急時対策所 : 4台（有線系） : 2台（衛星系）	同左*2	—	 有線系
	I P - F A X*1	3台（有線系：2台，衛星系：1台） ・緊急時対策所 : 2台（有線系） : 1台（衛星系）	同左*2	—	 衛星系
					

注記*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

*2：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

通信連絡設備（発電所外）の一覧（4/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
衛星電話設備*1	衛星電話設備 (固定型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台 その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所)	同左*2	—	 固定型  (緊急時対策所) アンテナ  (中央制御室) アンテナ  ラック  収納盤
	衛星電話設備 (携帯型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台	5台*2 (予備5台を除く) ・緊急時対策所 : 5台 (予備5台を除く) (携帯型用充電器: 10台) (携帯型用充電式電池予備: 10台)	全体数量 26台*4	
データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ*1, *3	1式 ・緊急時対策所 : 1式	同左*2	—	

注記*1: 発電所内と発電所外で共用

*2: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

*3: 数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

*4: 内訳は、緊急時対策所: 10台（予備5台を含む）、構外参集地点（緑ヶ丘施設、宮内社宅・寮、佐太前寮及び支援拠点）: 自主16台

3. 多様性を確保した通信回線

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。

なお、上記設備のうち電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備については、専用通信回線に接続し、輻輳による使用制限又は通信事業者による通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの専用通信回線の種別及び必要回線容量の関係を以下に示す。

通信回線種別		主要設備		専用	通信の制限*1	必要回線容量		回線容量		
						主要設備*2	その他			
電力保安通信用回線*3	有線系回線 (光ファイバ)	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	○	◎	2.0Mbps	—	3.6Mbps	1Gbps	
		データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ	○	◎	4.8kbps	—			
		電力保安通信用電話設備*3	固定電話機	○	◎	1.5Mbps	—			
			PHS 端末	○	◎					
	FAX		○	◎						
	無線系回線 (マイクロ波無線)	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）	○	◎	1回線	—	1回線	1回線	
		電力保安通信用電話設備*3	固定電話機	○	◎	3.2Mbps	—	3.2Mbps	3.2Mbps	
			PHS 端末	○	◎					
			FAX	○	◎					
		データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ	○	◎	6.5kbps	—	6.5kbps	64kbps	
通信事業者回線		有線系回線 (災害時優先契約あり)	局線加入電話設備	固定電話機	—	○	1回線	—	1回線	1回線
	FAX			—	○	1回線	—	1回線	1回線	
	電力保安通信用電話設備接続*4			—	○	1回線	—	1回線	1回線	
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	—	○	5回線	—	5回線	5回線	
			衛星電話設備（携帯型）	—	○	5回線	5回線*5	10回線	10回線	
	衛星系回線	データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ	○	◎	4.8kbps	—	4.8kbps	64kbps	
			衛星テレビ会議システム（社内向）	衛星テレビ会議システム（社内向）	○	○	192kbps	—	256kbps	256kbps
				衛星社内電話機	○	○	64kbps	—		
有線系回線	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）	○	◎	2回線	—	2回線	2回線		

通信回線種別		主要設備		専用	通信の制限*1	必要回線容量			回線容量
						主要設備*2	その他		
通信事業者回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ファイバ)	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備	I P - 電話機	○	◎	2.193Mbps (125kbps)	—	2.2Mbps	5Mbps
			I P - F A X	○	◎	(68kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(2Mbps)			
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	○	◎	6.5kbps			
	衛星系回線	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備	I P - 電話機	○	◎	211kbps (24kbps)	64kbps	282kbps	384kbps
			I P - F A X	○	◎	(37kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(150kbps)			
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	○	◎	6.5kbps			

【凡例】 ・専用 ○：専用回線 —：非専用回線
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

注記*1：通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

*2：() は内訳を示す。

*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

*4：局線加入電話設備にも接続されており、発電所外への連絡も可能

*5：自主設備の回線数を示す。

4. 各重大事故時に必要な通信連絡設備の数量

○ 有線式通信設備（有線式通信機）

有線式通信設備（有線式通信機）は、廃棄物処理建物に4台（予備6台を除く）を保管することで、各重大事故シーケンスで使用する必要台数（下表）以上を保管する設計とする。

各重要事故シーケンス		使用場所	制御室建物		廃棄物処理建物 －：作業なし	タービン建物 －：作業なし	原子炉建物 －：作業なし	合計
			中央制御室 －：作業なし	－：作業なし				
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	—		—	—	—	—
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	1		—	—	1	2
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期T B）	1		—	—	3	4
	②-3-2	全交流動力電源喪失（TBU）	1		—	—	3	4
	②-3-3	全交流動力電源喪失（TBD）	1		—	—	3	4
	②-3-4	全交流動力電源喪失（TBP）	1		—	—	3	4
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	1		—	—	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	—		—	—	—	—
	②-5	原子炉停止機能喪失	—		—	—	—	—
	②-6	LOCA 時注水機能喪失	—		—	—	—	—
②-7	格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）	1		—	—	1	2	
運転中の原子炉における重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	1		—	—	2	3
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	1		—	—	2	3
	③-2	高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	1		—	—	1	2
	③-3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	—		—	—	—	—
	③-4	水素燃焼	—		—	—	—	—
③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—		—	—	—	—	
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	④-1	想定事故 1	—		—	—	—	—
	④-2	想定事故 2	—		—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	1		—	—	1	2
	⑤-2	全交流動力電源喪失	1		—	—	3	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	1		—	—	1	2
	⑤-4	反応度の誤投入	—		—	—	—	—
必要数量								4

○ 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）

無線通信設備（固定型）は、中央制御室に2台及び緊急時対策所に5台を設置する。また、無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所に10台（予備10台を除く）を保管することで、各重大事故シーケンスで使用する必要台数（下表）以上を設置又は保管する設計とする。

各重要事故シーケンス		使用場所	屋内（緊急時対策所及び中央制御室）	屋外
			無線通信設備（固定型）	無線通信設備（携帯型）
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	2
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	2	—
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期 TB）	2	2
	②-3-2	全交流動力電源喪失（TBU）	2	2
	②-3-3	全交流動力電源喪失（TBD）	2	2
	②-3-4	全交流動力電源喪失（TBP）	2	2
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	2	2
	②-5	原子炉停止機能喪失	2	—
	②-6	LOCA 時注水機能喪失	2	2
②-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	2	—	
運転中の原子炉における重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	2	5
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	2	2
	③-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	5
	③-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	—
	③-4	水素燃焼	2	—
③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	—	
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	④-1	想定事故 1	2	2
	④-2	想定事故 2	2	2
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	2	—
	⑤-2	全交流動力電源喪失	2	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	2	—
	⑤-4	反応度の誤投入	2	—
必要数量			2	5

注：無線通信設備のほか、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備（固定型）は、中央制御室に2台及び緊急時対策所に5台設置している。また、衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所に10台保管している。

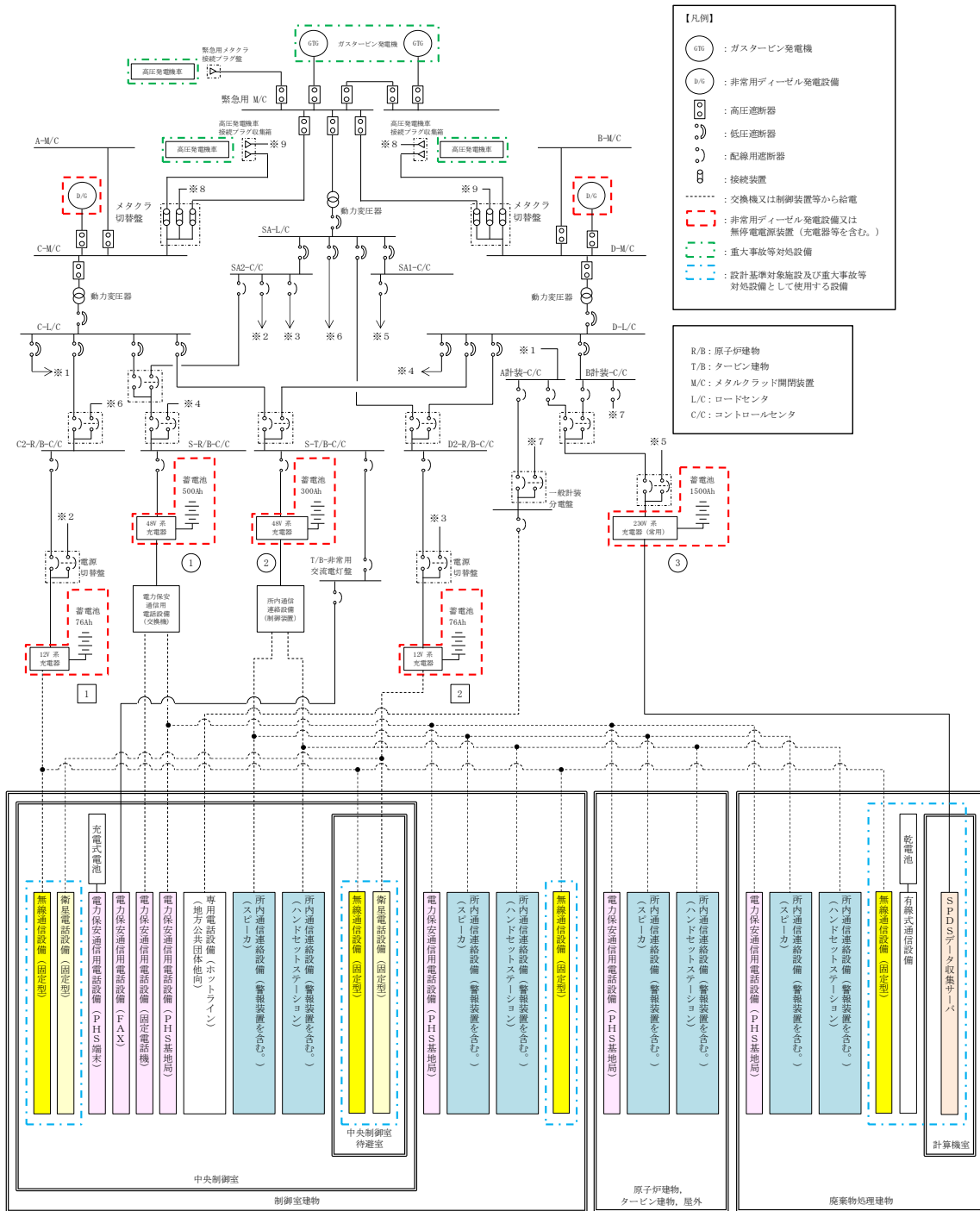
5. 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様

○ 別図に示す通信連絡設備が接続する無停電電源（交流）①～③の仕様は下表のとおり。

無停電電源	給電が必要な通信連絡設備	容量	停電補償時間
①	(中央制御室等) ・無線通信設備（固定型）	76Ah	24 時間
②	(中央制御室等) ・衛星電話設備（固定型）	76Ah	24 時間
③	(緊急時対策所) ・衛星電話設備（固定型） ・無線通信設備（固定型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P－電話機及び I P－F A X）	1000Ah	1 時間

○ 別図に示す通信連絡設備が接続する無停電電源（直流）①～⑤の仕様は下表のとおり。

無停電電源	給電が必要な通信連絡設備	容量	停電補償時間
①	(中央制御室等) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	500Ah	20 時間
②	(中央制御室等) ・所内通信連絡設備（警報装置を含む。） (ハンドセットステーション，スピーカ)	300Ah	17 時間
③	(廃棄物処理建物) ・S P D S データ収集サーバ	1500Ah	70 分
④	(緊急時対策所) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	1000Ah	7 時間
⑤	(緊急時対策所) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	1000Ah	8 時間



別図 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)

6. データ伝送設備のパラメータ

重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故操作盤等からプラントパラメータを直接、SPDSデータ収集サーバに収集し、伝送することにより耐震性を確保する設計とする。

なお、重大事故等の対処に必要なパラメータは、基準規則等への適合に必要なパラメータが対象となる。

SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータを次ページに示す。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (1/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心反応度の状態確認	APRM (平均値)	○	○	—	○	×
	平均出力領域計装 CH1	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH2	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH3	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH4	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH5	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH6	○	—	○	○	○
	中性子源領域計装 CH21	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH22	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH23	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH24	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH11	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH12	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH13	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH14	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH15	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH16	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH17	○	○	○	○	○
IRMレベル CH18	○	○	○	○	○	

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (2/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力	○	○	—	○	×
	A-原子炉圧力	○	—	○	○	○
	B-原子炉圧力	○	—	○	○	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	—	○	×
	A-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○	○
	B-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	—	○	×
	A-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○	○
	B-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	—	○	×
	原子炉水位 (SA)	○	—	○	○	○
	A SR弁 開	○	○	—	○	×
	B SR弁 開	○	○	—	○	×
	C SR弁 開	○	○	—	○	×
	D SR弁 開	○	○	—	○	×
	E SR弁 開	○	○	—	○	×
	F SR弁 開	○	○	—	○	×
	G SR弁 開	○	○	—	○	×
	H SR弁 開	○	○	—	○	×
J SR弁 開	○	○	—	○	×	
K SR弁 開	○	○	—	○	×	
L SR弁 開	○	○	—	○	×	
M SR弁 開	○	○	—	○	×	

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (3/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性	
炉心冷却の状態確認	高压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	高压原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	B-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	C-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○	○	
	6.9KV 系統電圧 (A)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV 系統電圧 (B)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV 系統電圧 (C)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV 系統電圧 (D)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV 系統電圧 (HPCS)	○	○	○	—	○	×

注記*1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (4/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心冷却の状態確認	A-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	B-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	A-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	低圧原子炉代替注水槽水位	○	—	○	○	○
	HPCS-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	緊急用M/C電圧	○	○	—	○	×
	SA-L/C電圧	○	○	—	○	×
	A-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○	×
B-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○	×	
原子炉格納容器内の 状態確認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○	○
	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広域)	○	○	—	○	×
	A-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○	○	○

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (5/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性	
原子炉格納容器内の 状態確認	A-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	—	○	○	○	
	B-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	—	○	○	○	
	サブプレッションプール水位	○	○	—	○	×	
	サブプレッションプール水位 (SA)	○	—	○	○	○	
	A-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	—	○	○	○	
	B-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	—	○	○	○	
	サブプレッションプール水温度 (MAX)	○	○	—	○	×	
	A-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	—	○	○	○	
	B-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	—	○	○	○	
	A-格納容器水素濃度	○	○	—	○	×	
	B-格納容器水素濃度	○	○	○	○	○	
	格納容器水素濃度 (SA)	○	—	○	○	○	
	A-格納容器酸素濃度	○	○	—	○	×	
	B-格納容器酸素濃度	○	○	○	○	○	
	格納容器酸素濃度 (SA)	○	—	○	○	○	
	A-CAMSドライウエル選択	○	○	○	—	○	×
	B-CAMSドライウエル選択	○	○	○	—	○	×
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)	○	—	○	○	○	
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○	○	○	
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○	○	○	
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○	○	○	
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○	○	○	
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○	○	○	
B-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○	○	○		

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (6/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
原子炉格納容器内の 状態確認	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)	○	—	○	○	○
	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○	○	○
	代替注水流量 (常設)	○	—	○	○	○
	A-格納容器代替スプレイ流量	○	—	○	○	○
	B-格納容器代替スプレイ流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル代替注水流量	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル代替注水流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
ドライウエル水位 (格納容器底面 - 3m)	○	—	○	○	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 - 1m)	○	—	○	○	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 +0.9m)	○	—	○	○	○	
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	—	○	×
	排気筒低レンジモニタ (A c h)	○	○	—	○	×
	排気筒低レンジモニタ (B c h)	○	○	—	○	×

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (7/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
放射能隔離の状態確認	主蒸気管放射線異常高トリップA1	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップB1	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップA2	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップB2	○	○	—	○	×
	格納容器内側隔離	○	○	—	○	×
	格納容器外側隔離	○	○	—	○	×
	A-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	B-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	C-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	D-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	A-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	B-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	C-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	D-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
環境の状態確認	A-SGT自動起動	○	○	—	○	×
	B-SGT自動起動	○	○	—	○	×
	SGTS高レンジモニタ	○	○	—	○	×
	SGTS低レンジモニタ (A c h)	○	○	—	○	×
	SGTS低レンジモニタ (B c h)	○	○	—	○	×
	放水路水モニタ	○	○	—	○	×

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (8/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
環境の状態確認	モニタリングポスト# 1 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 2 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 3 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 4 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 5 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 6 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 1 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 2 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 3 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 4 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 5 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 6 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	風向 (28.5m-U)	○	○	—	○	×
	風向 (130M-D, 10分間平均風向)	○	○	—	○	×
	風速 (28.5m-U)	○	○	—	○	×
	風速 (130M-D, 10分間平均風速)	○	○	—	○	×
	大気安定度 (10分間平均)	○	○	—	○	×
	可搬式モニタリングポストNo.1	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.2	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.3	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.4	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.5	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.6	○	—	○	—*3	○

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

*3: バックアップ伝送ラインを経由せず、モニタリングポストは無線回線、その他は衛星回線により緊急時対策所へ伝送し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置へ接続される。測定値はSPDSデータ表示装置で監視できる。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (9/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
環境の状態確認	可搬式モニタリングポストNo.7	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.8	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.9	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.10	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.11	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.12	○	—	○	—*3	○
	風向 (可搬)	○	—	○	—*3	○
	風速 (可搬)	○	—	○	—*3	○
	大気安定度 (可搬)	○	—	○	—*3	○
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等 確認	A-ADS作動	○	○	—	○	×
	B-ADS作動	○	○	—	○	×
	R C I Cポンプ作動	○	○	—	○	×
	H P C Sポンプ作動	○	○	—	○	×
	A-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	B-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	C-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉	○	○	—	○	×
	全制御棒全挿入	○	○	—	○	×

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

*3: バックアップ伝送ラインを経由せず、モニタリングポストは無線回線、その他は衛星回線により緊急時対策所へ伝送し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置へ接続される。測定値はSPDSデータ表示装置で監視できる。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (10/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
非常用炉心冷却系 (ECCS)の状態等 確認	A-給水流量	○	○	-	○	×
	B-給水流量	○	○	-	○	×
	LPCSポンプ作動	○	○	-	○	×
	モードSW運転	○	○	-	○	×
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (燃料プール温度)	○	-	○	○	○
	燃料プール水位 (SA)	○	-	○	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	○	-	○	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	○	-	○	○	○
水素爆発による原子炉格 納容器の破損防止確認	第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	-	○	○	○
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	-	○	○	○
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	-	○	○	○
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	○	-	○	○	○
	A-スクラバ容器圧力	○	-	○	○	○
B-スクラバ容器圧力	○	-	○	○	○	

注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

*3: 水位判定結果のみ。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (11/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
水素爆発による原子炉格 納容器の破損防止確認	C-スクラバ容器圧力	○	—	○	○	○
	D-スクラバ容器圧力	○	—	○	○	○
	A1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	A2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	B1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	B2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	C1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	C2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	D1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	D2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	A-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	B-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	C-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	D-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
水素爆発による原子炉建 物の損傷防止確認	A-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)	○	—	○	○	○
	B-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (非常用ガス処理系吸込口)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (所員用エアロック室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (SRV補修室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (CRD補修室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (トーラス室)	○	—	○	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○	○

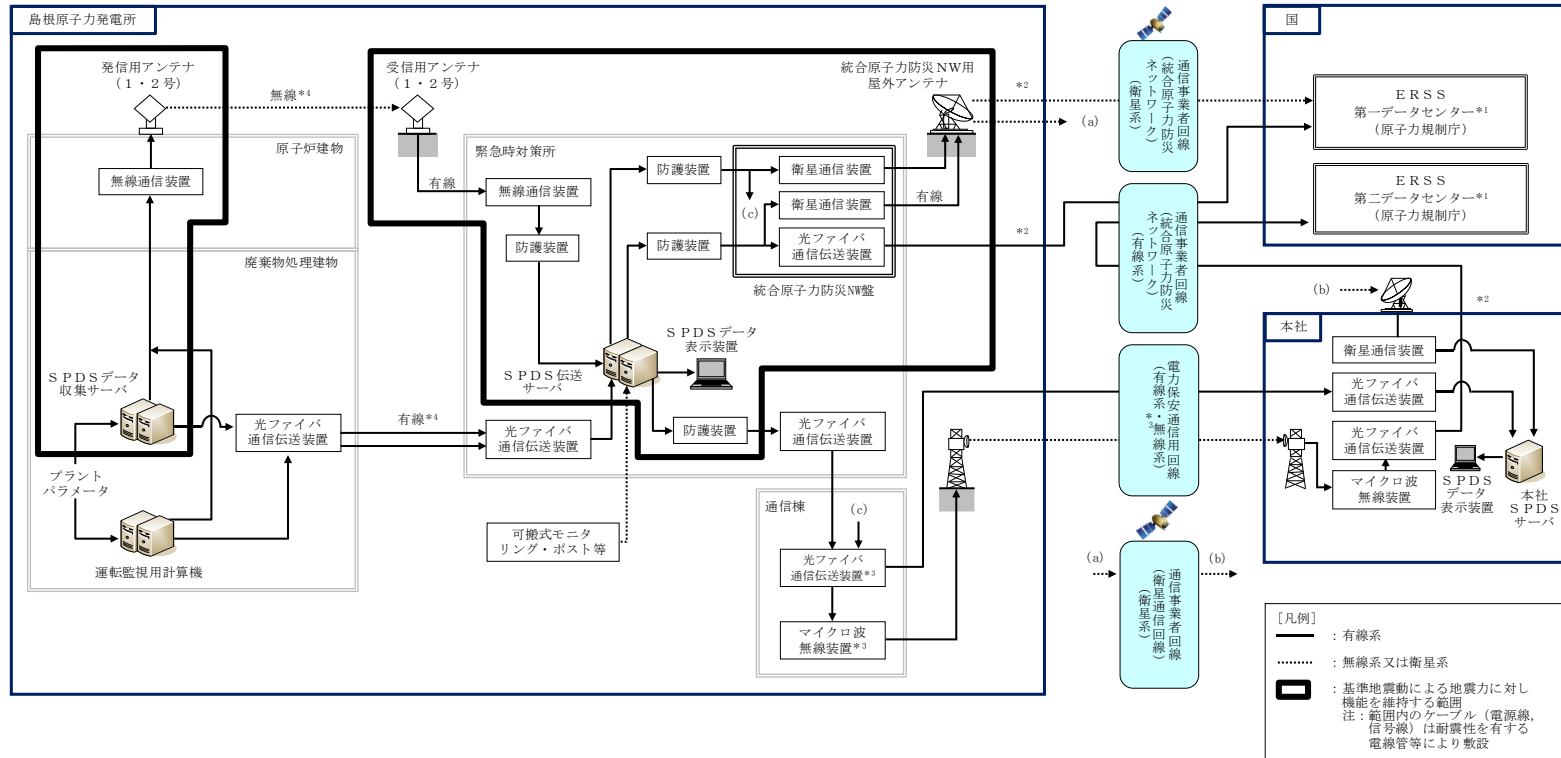
注記*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

7. 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲並びにバックアップ対象パラメータを送送するバックアップ伝送ライン及び可搬式モニタリングポスト等の衛星系回線を下図に示す。



注記*1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

*2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

*4：安全パラメータ表示システム（SPDS）の伝送系は通常時、有線系回線2ルートと無線系回線にてデータ伝送し、有線系回線からのデータを採用しているが、万一有線系回線が切断された場合には、無線系回線から伝送されるデータを採用することで、継続して指示値を緊急時対策所で監視及び保存できる。有線系回線と無線系回線は相互に依存せず、有線系回線2ルートによる伝送が途絶しても無線系回線のみで、その後長期間継続して伝送できる設計とすることで、多様性を有した設計とする。

8. 無線通信設備の使用可能範囲と使用範囲

設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所と中央制御室、緊急時対策所と現場（屋外）との間で、無線通信設備を使用して相互に通信連絡を行う。

現場（屋外）は緊急時対策所より半径約 1.5km 以内にあることから、無線通信設備の機能として、4km の通話が可能な仕様を選定している。また、発電所構内には建物や樹木等による障害物が存在していることから、通話が必要となる現場において通話可能であることを下図のとおり確認している。

