

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（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 2. 燃料プール監視カメラ（SA）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 1219 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 1219 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 1219 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 1219 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 1219 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（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 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。

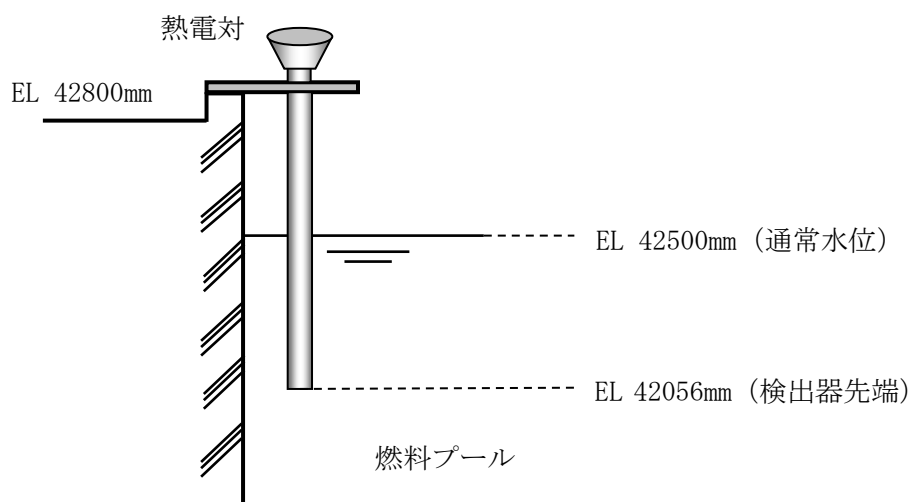


図 1-1 燃料プール温度の設置図

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。

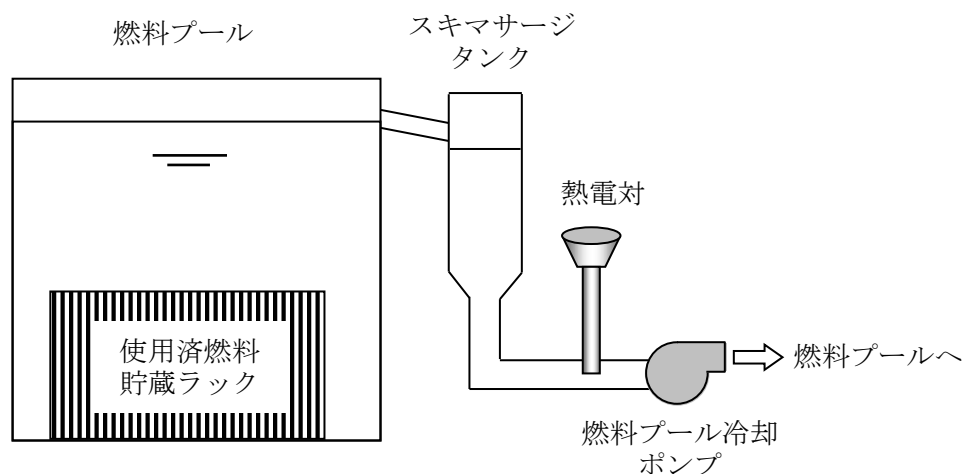


図 1-2 燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図

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）

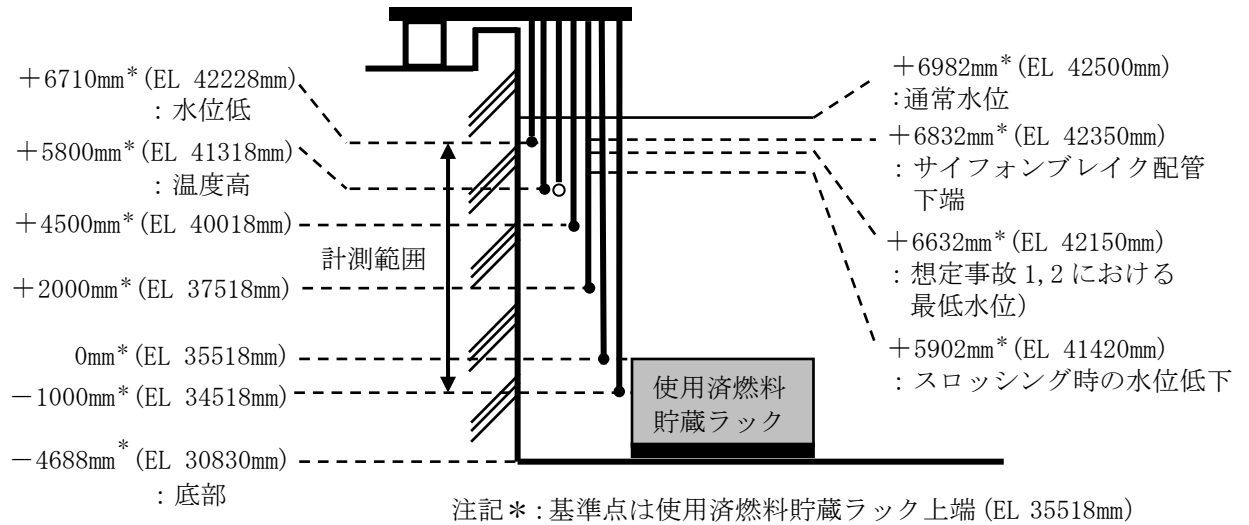


図 1-3 燃料プール水位・温度 (SA) の設置図

1.4 燃料プール水位・温度（S A）の設定点

(1) 目的

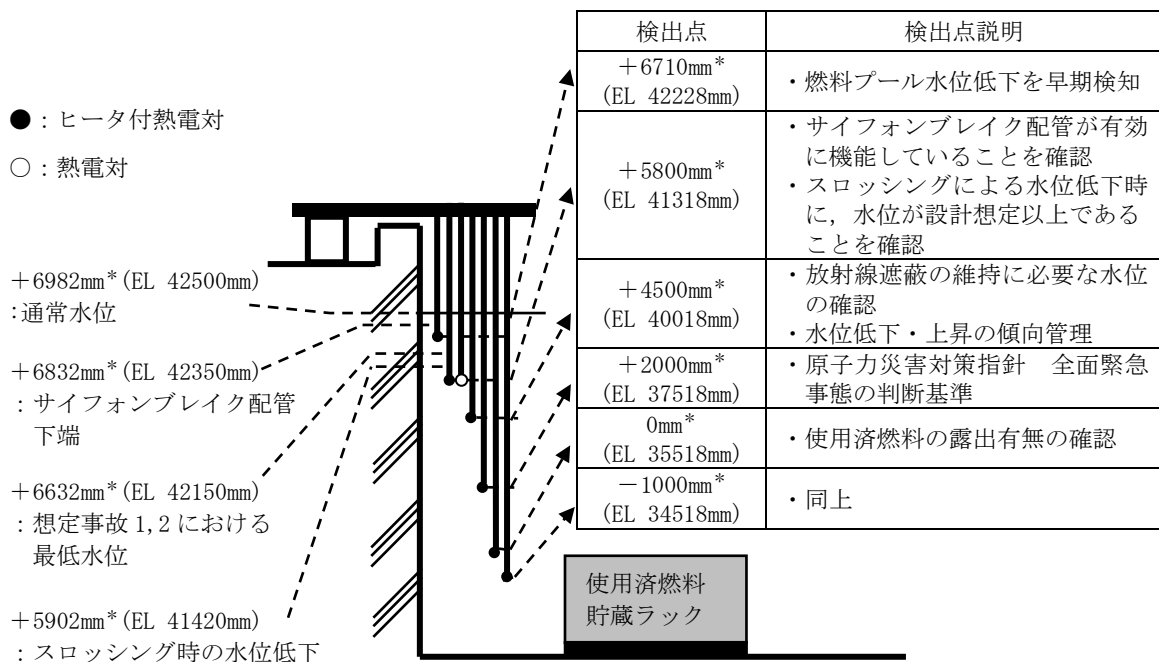
燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度（S A）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

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。

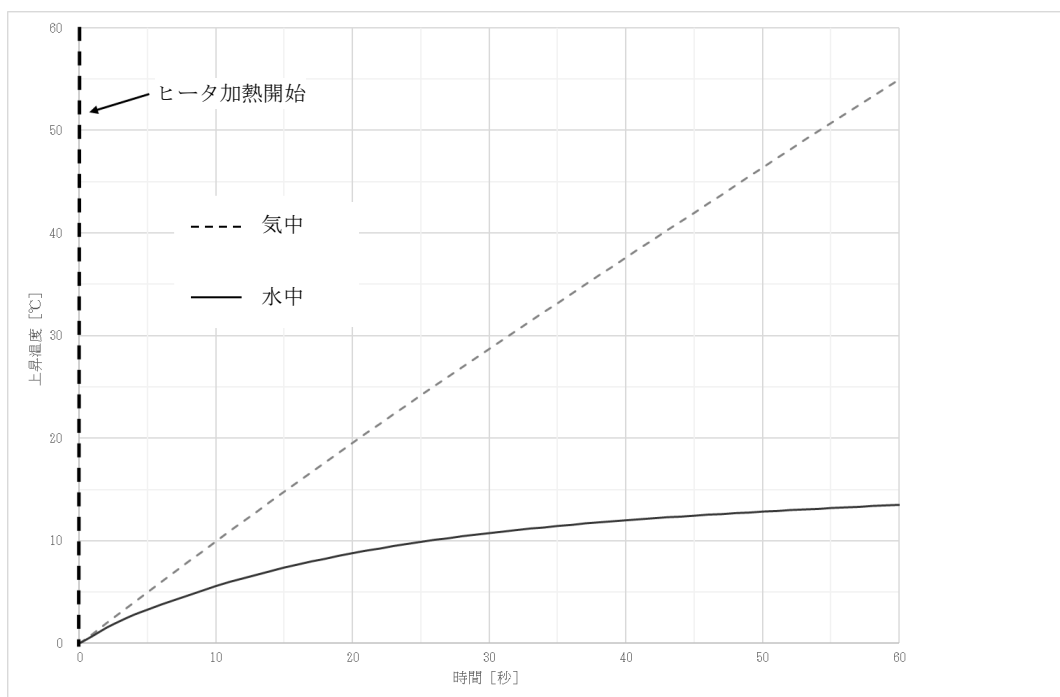
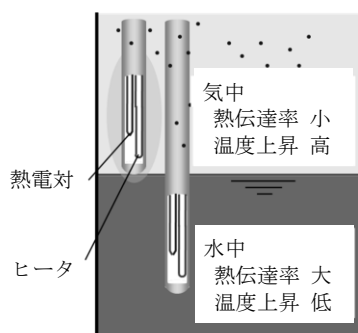


図1-5 ヒータ付熱電対による水位検出原理

(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。)

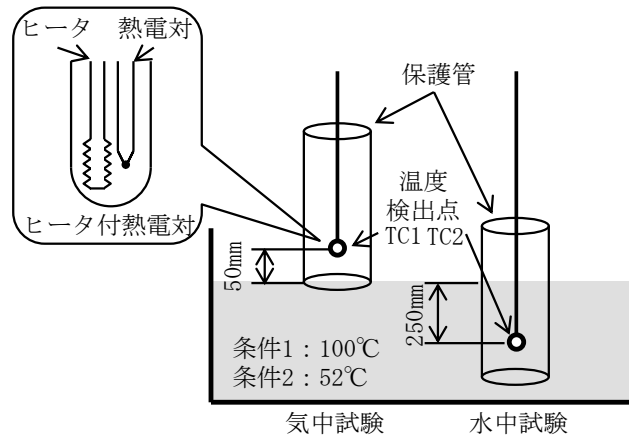


図 1-6 高温状態の試験概要

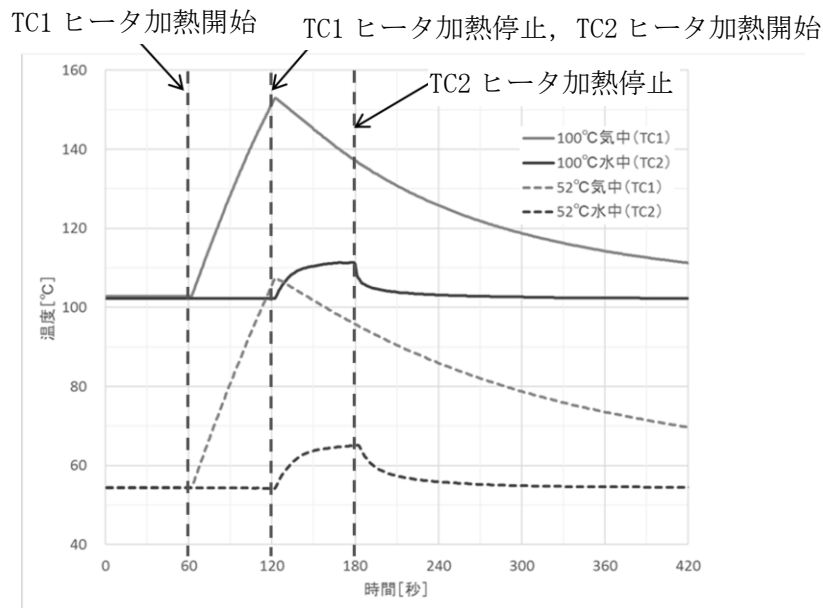


図 1-7 高温状態の試験結果

(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（SA）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（SA）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル」参照。）

燃料プール水位・温度（SA）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。

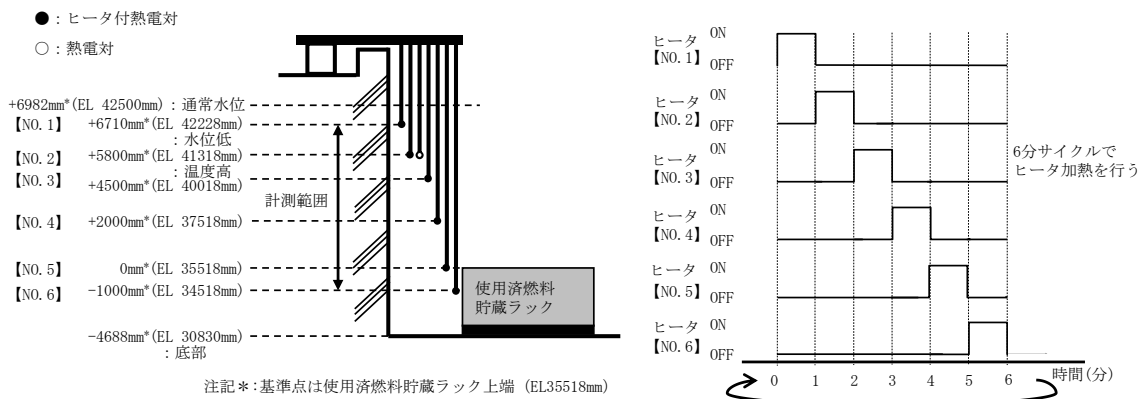


図 1-8 燃料プール水位・温度（SA）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル

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。

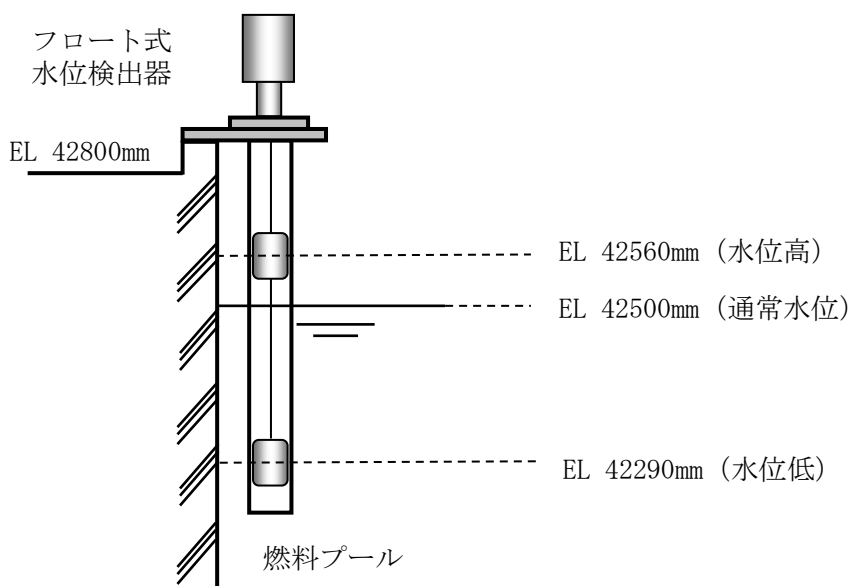


図 1-9 燃料プール水位の設置図

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プローブに伝播し、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）

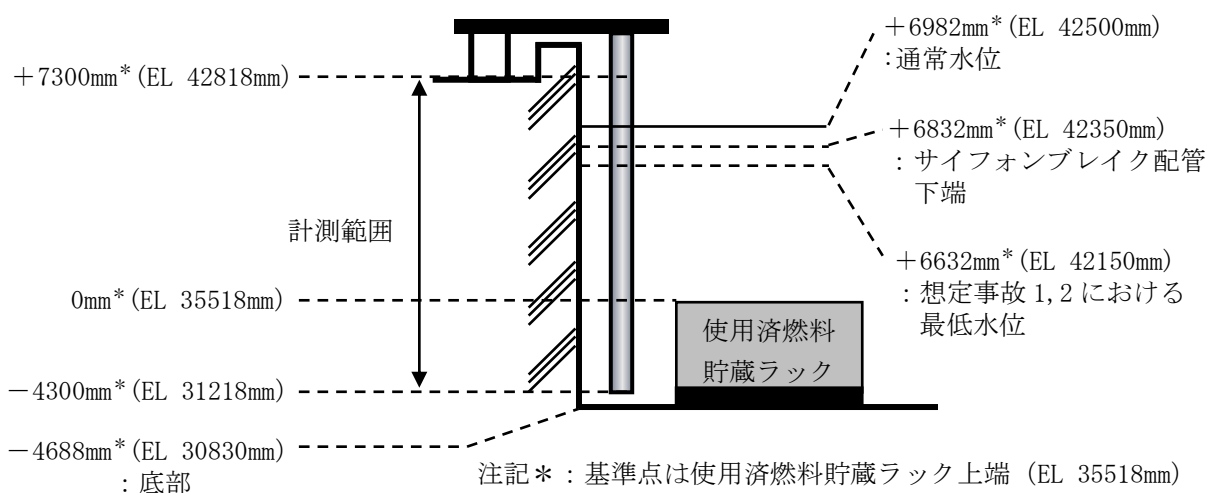


図1-10 燃料プール水位（S A）の設置図

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。）

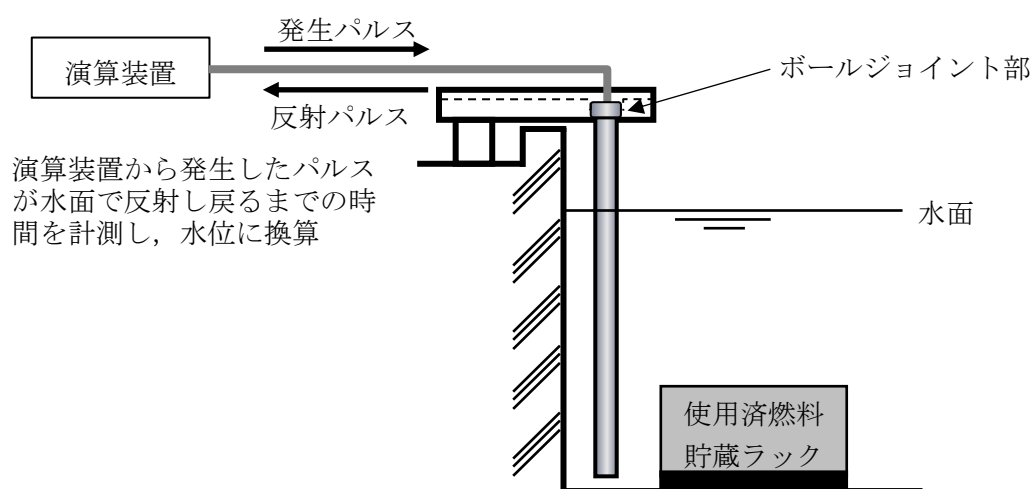


図 1-11 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

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。

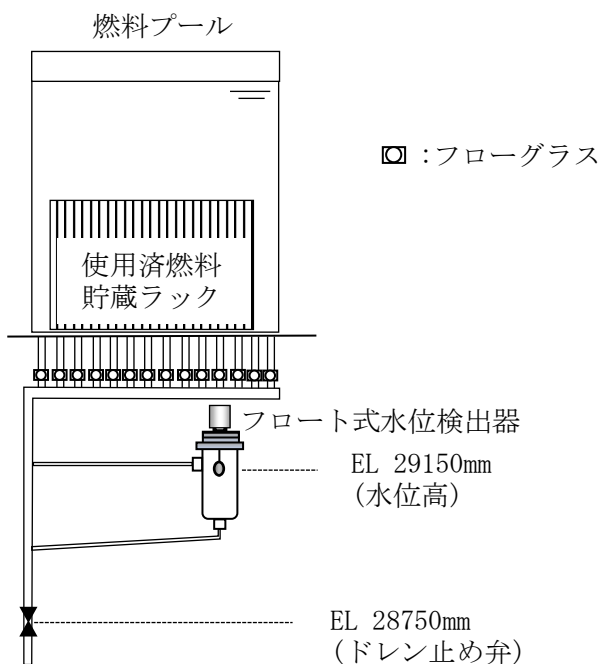


図 1-12 燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図

1.10 先行プラントとの設備構成比較

先行プラントとの設備構成の比較を表 1-2 に示す。

先行プラントと比較すると設備構成に差異があるが，設計基準事象対象施設として，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，燃料プール水温及び水位を監視し，計測値が警報設定値に達した場合には警報表示できる設備構成としている。また，重大事故等対処設備として重大事故等時において，燃料プール水温及び水位を監視できる設備構成としている。

表 1-2 先行プラントとの設備構成比較

東海第二発電所						柏崎刈羽原子力発電所 7号機						島根原子力発電所 2号機									
設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)					設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)					設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)								
	DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)		DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)		DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)				
																燃料プール温度 (熱電対)	○				○
																燃料プール冷却ポンプ入口温度 (熱電対)	○				○
																燃料プール水位 (フロート式水位検出器)		○			○
																燃料プールライナドレン漏えい水位 (フロート式水位検出器)		○			○
																燃料プール水位・温度 (SA) (熱電対 (ヒータ付))	○	○	○	○	○
																—	/				
																燃料プール水位 (SA) (ガイドバルス式水位検出器)					○

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。

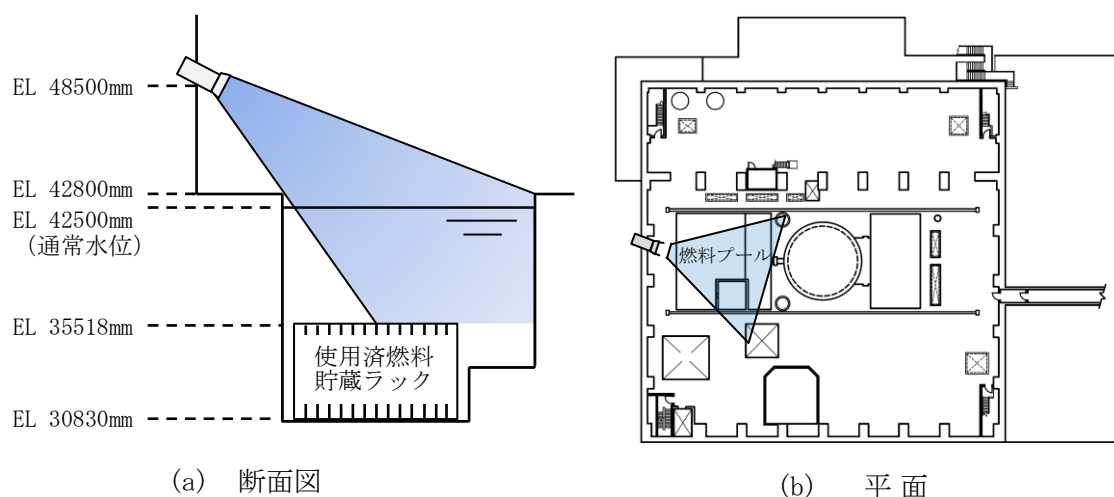


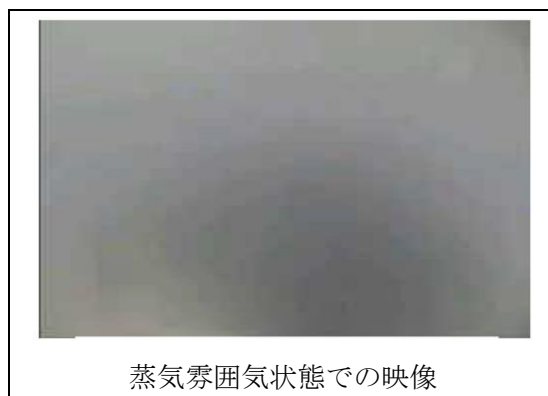
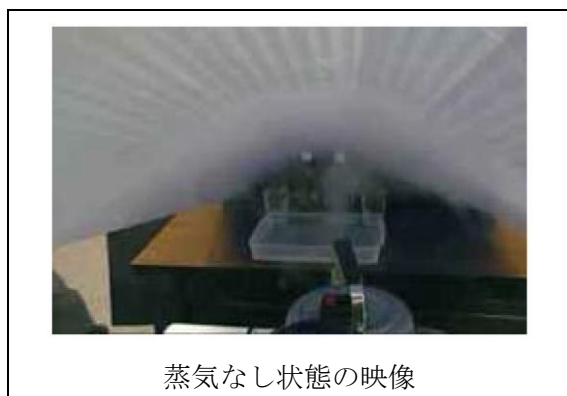
図2-1 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図

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

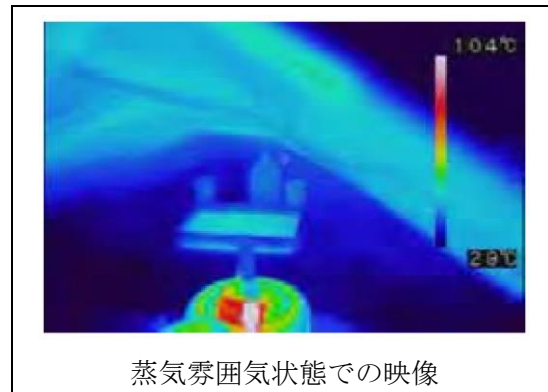
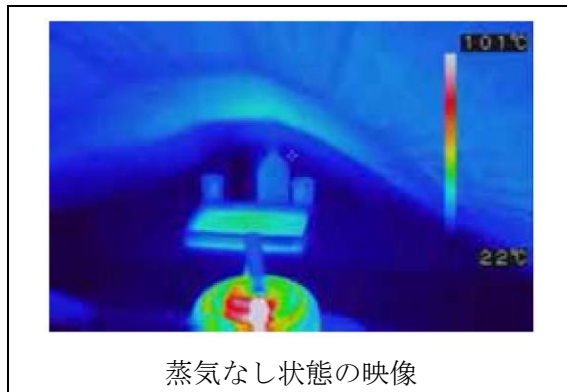


図2-2 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

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

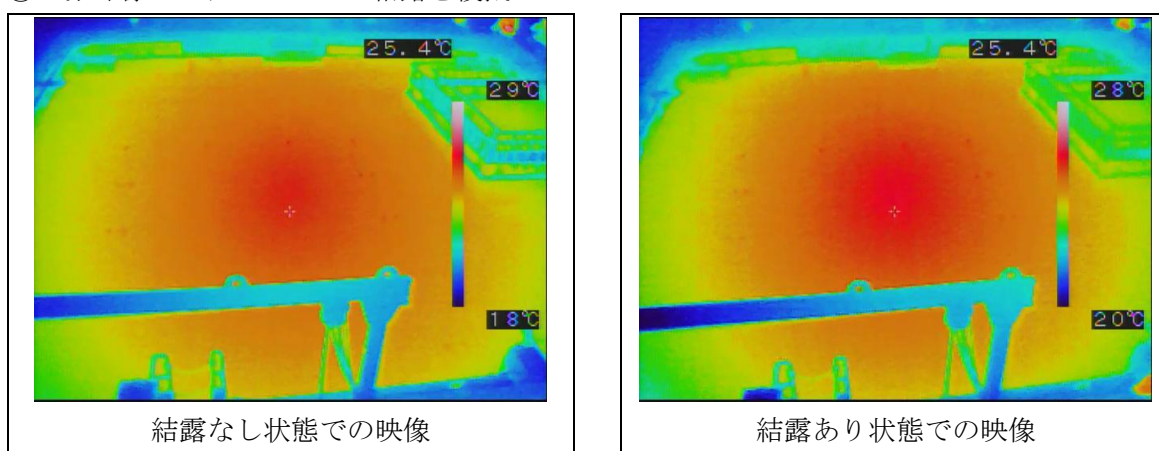


図2-3 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状態での監視

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。

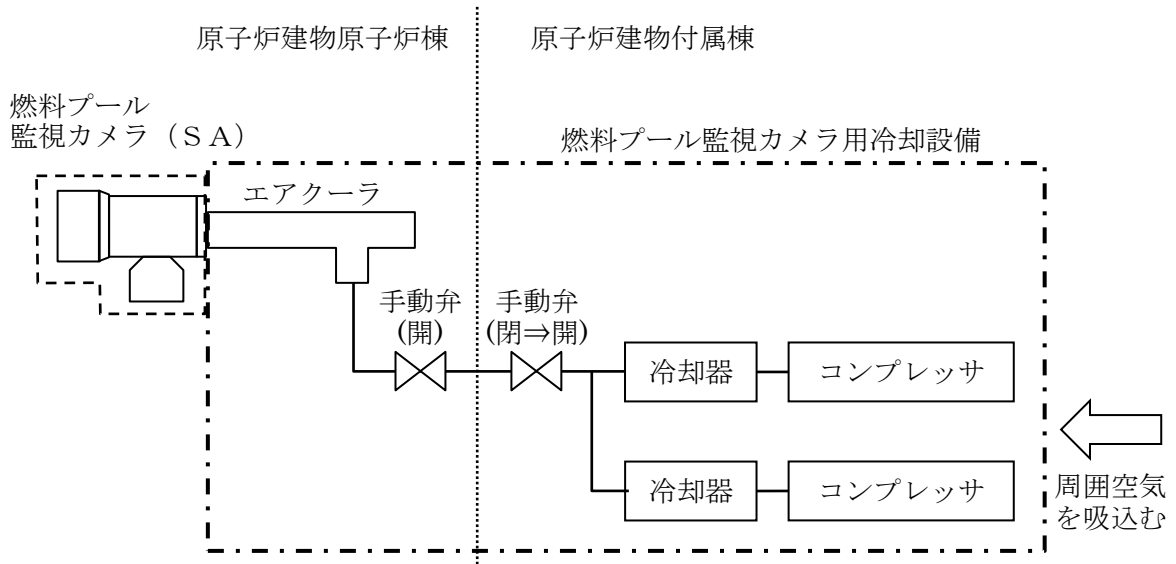


図2-4 燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図

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。

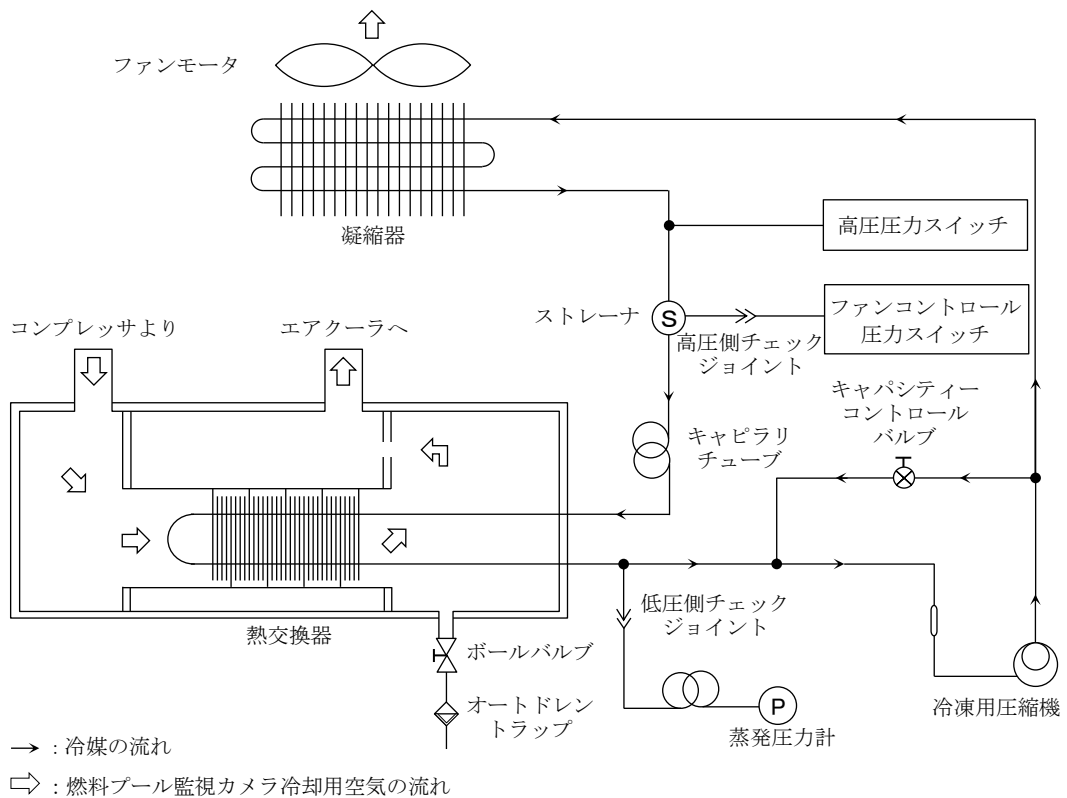


図 2-5 冷却器の概要図

(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

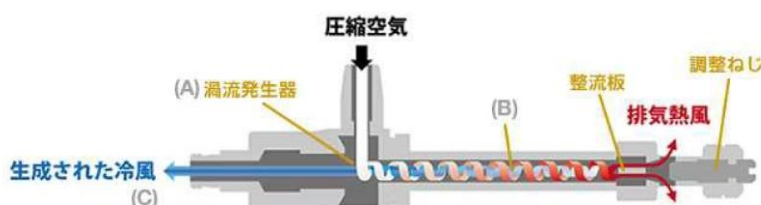
注記*：冷風率は調整ねじによりあらかじめ 25% で固定とする。

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。

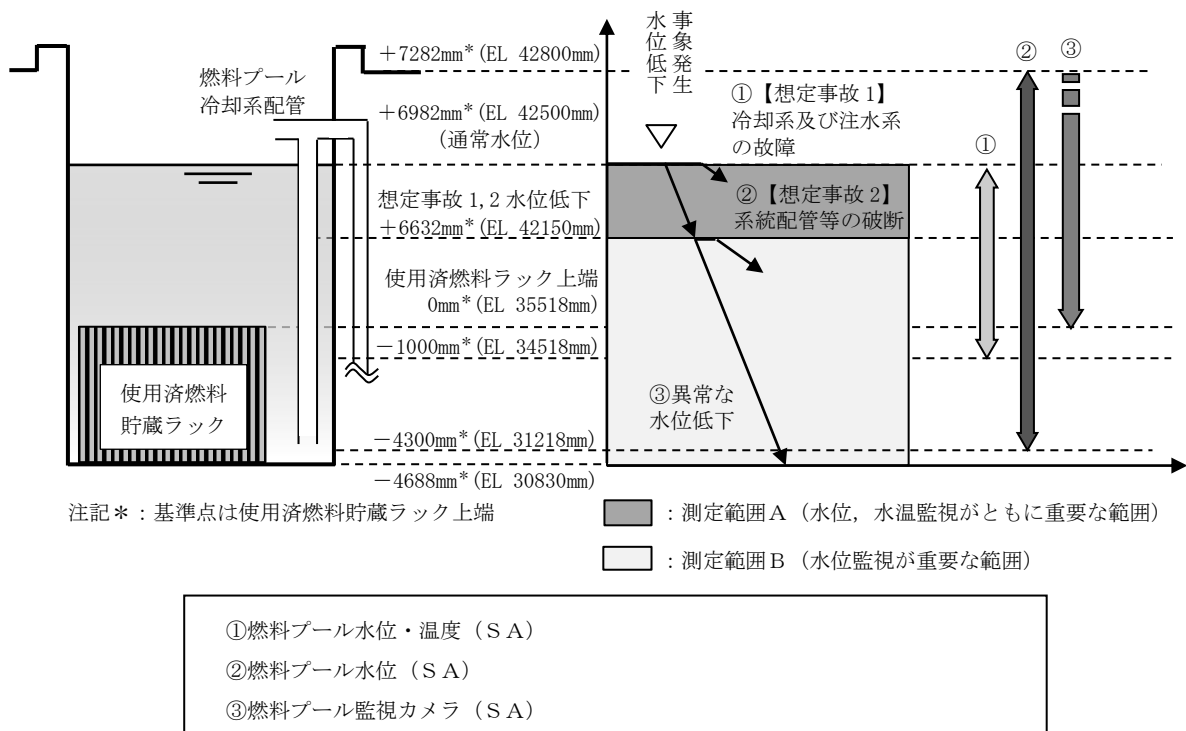


図3-1 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

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： □ mm + □, - □ mm

ラックピッチ： □ mm ± □ mm

ラック内のは： □ mm ± □ mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（□ wt%～□ 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	□ mm
	ボロン濃度	□ wt%
	ラック板厚	□ mm
	ラック内のは*	□ mm

注記*：ラック内のは、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, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ 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

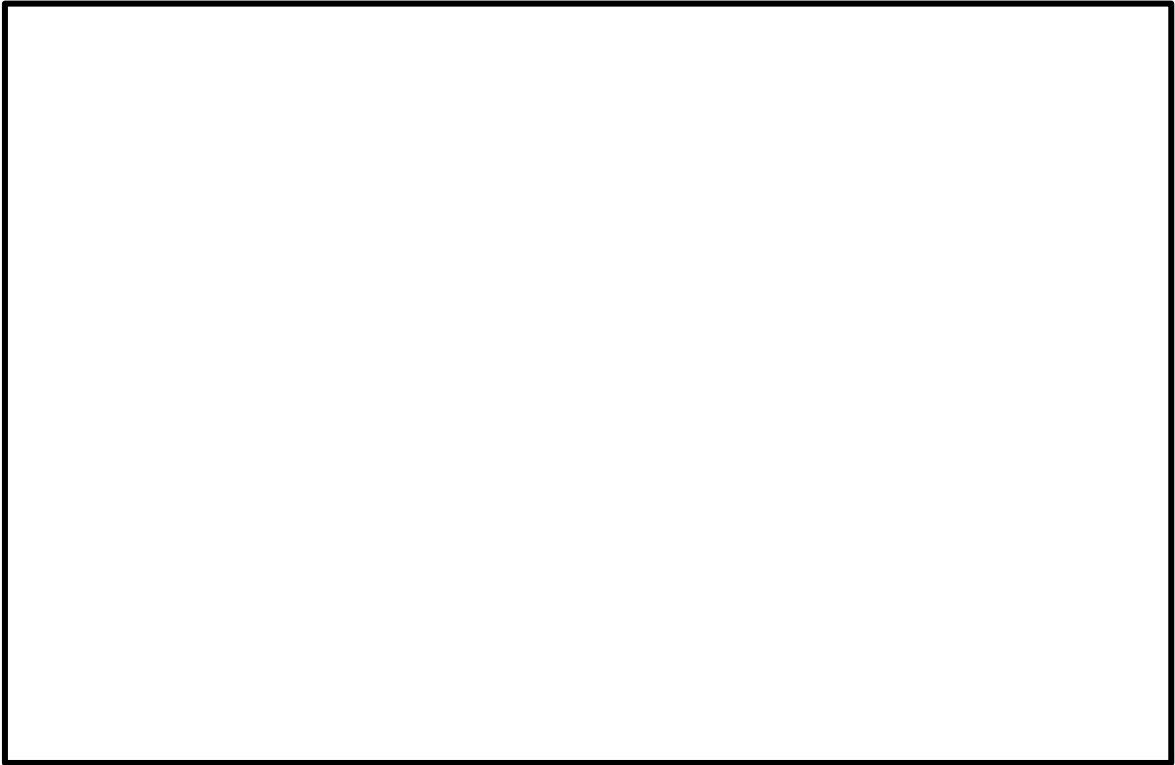


図4-2 9 × 9燃料 (B型) の冷温時無限増倍率

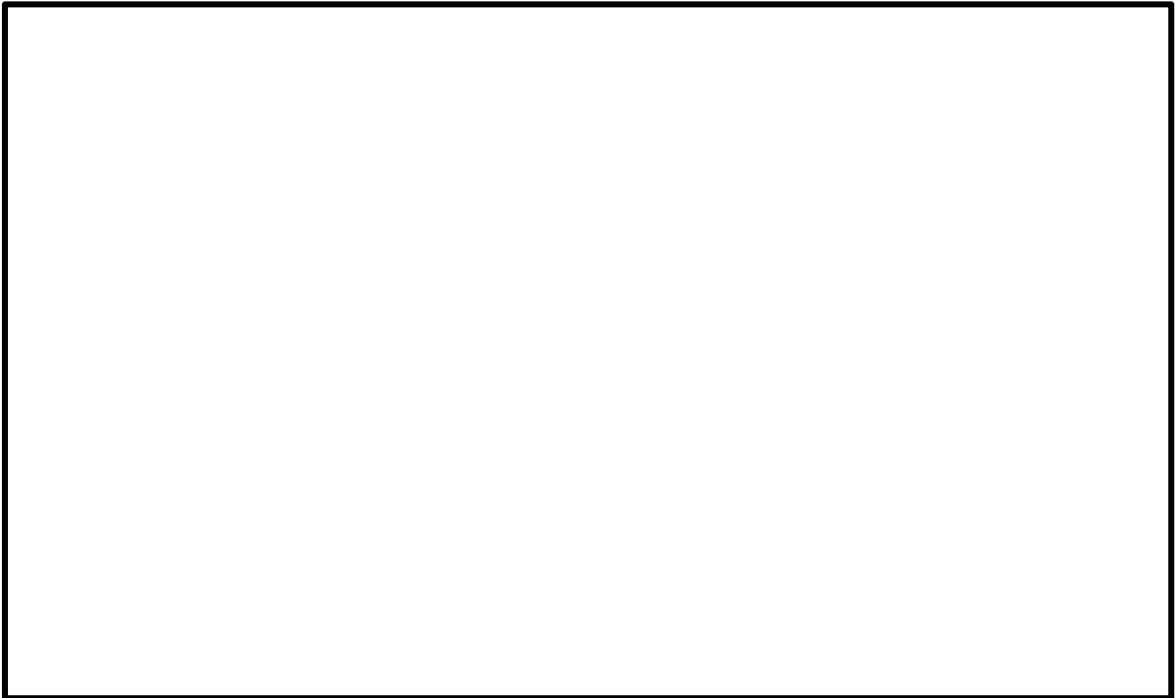


図4-3 高燃焼度 8 × 8燃料の冷温時無限増倍率



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

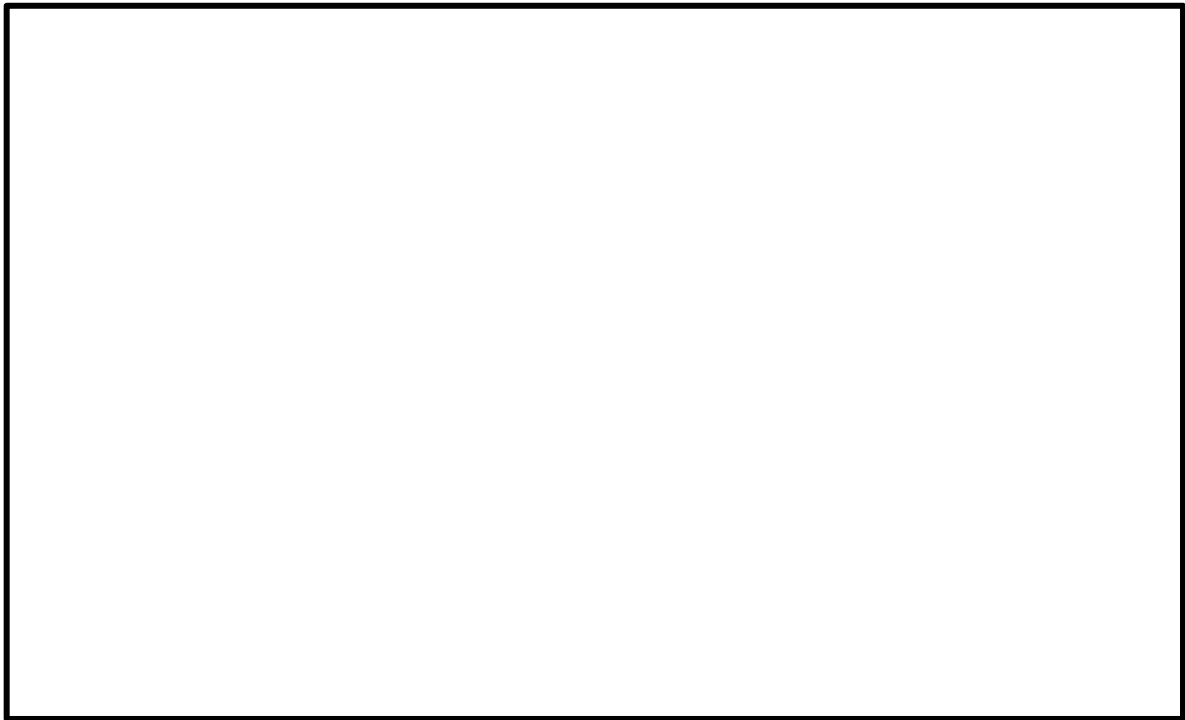


図4-5 新型8×8燃料の冷温時無限増倍率*

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。

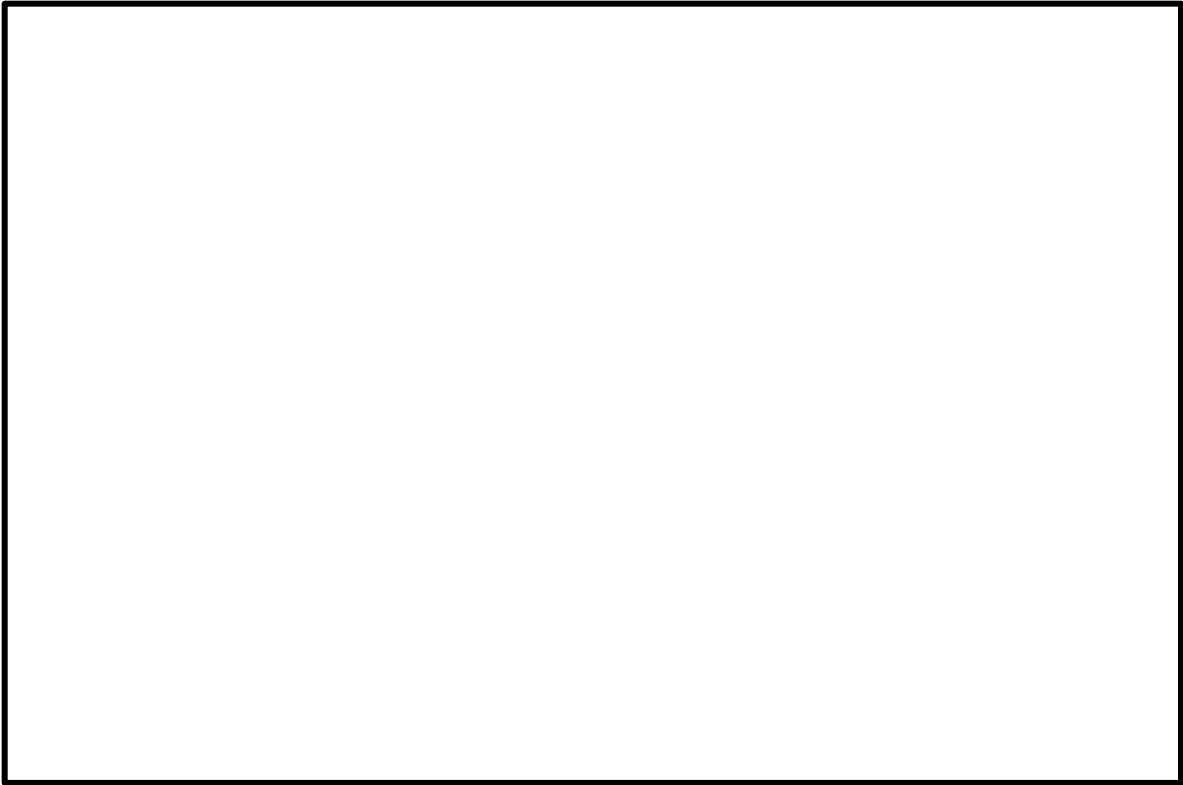


図4-6 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化

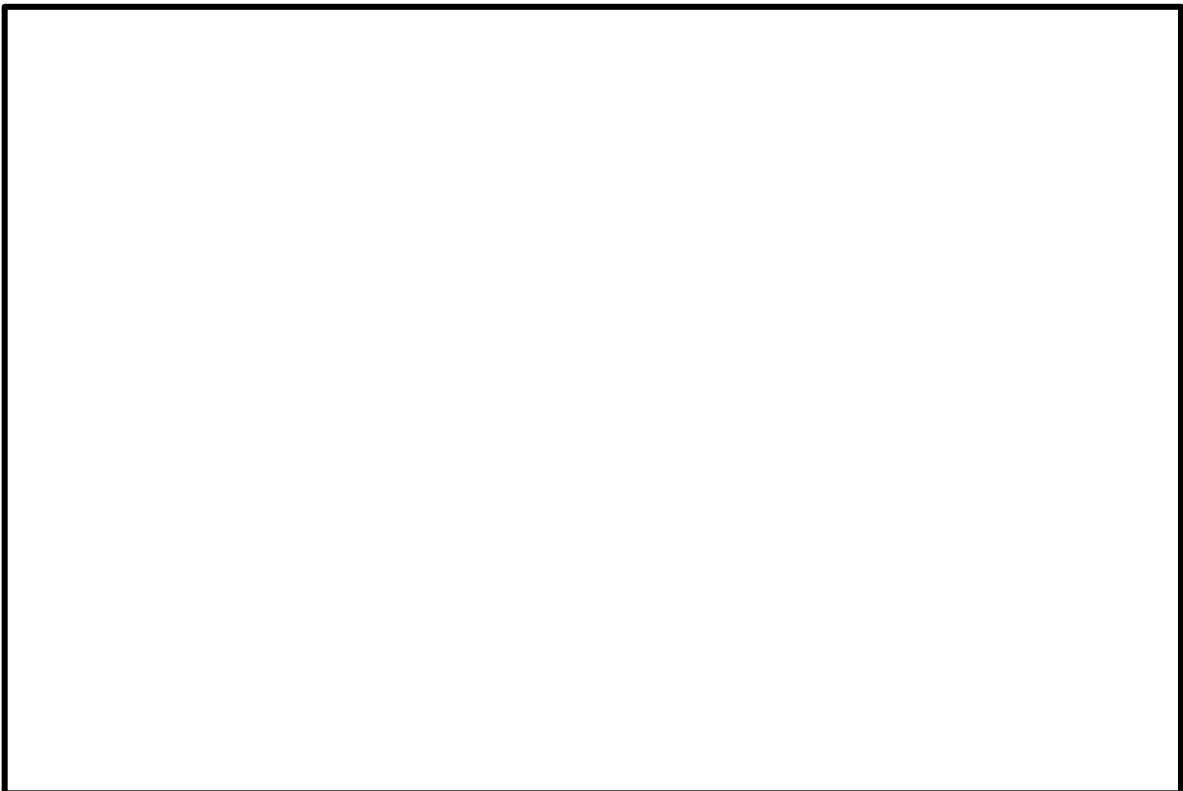


図4-7 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化

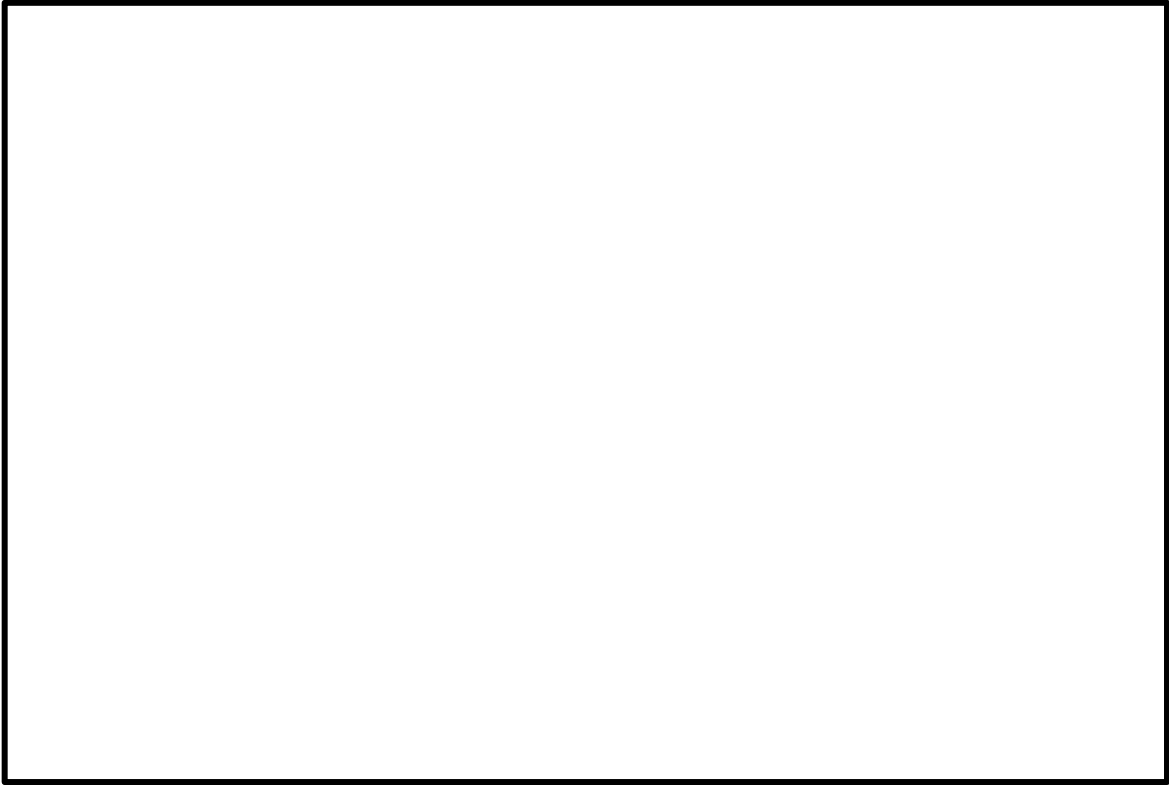


図4-8 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化

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 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



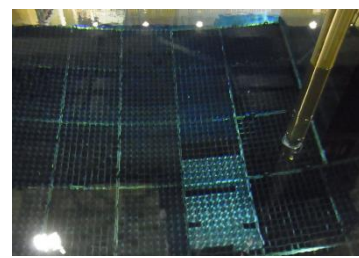
原子炉建物天井クレーン



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。

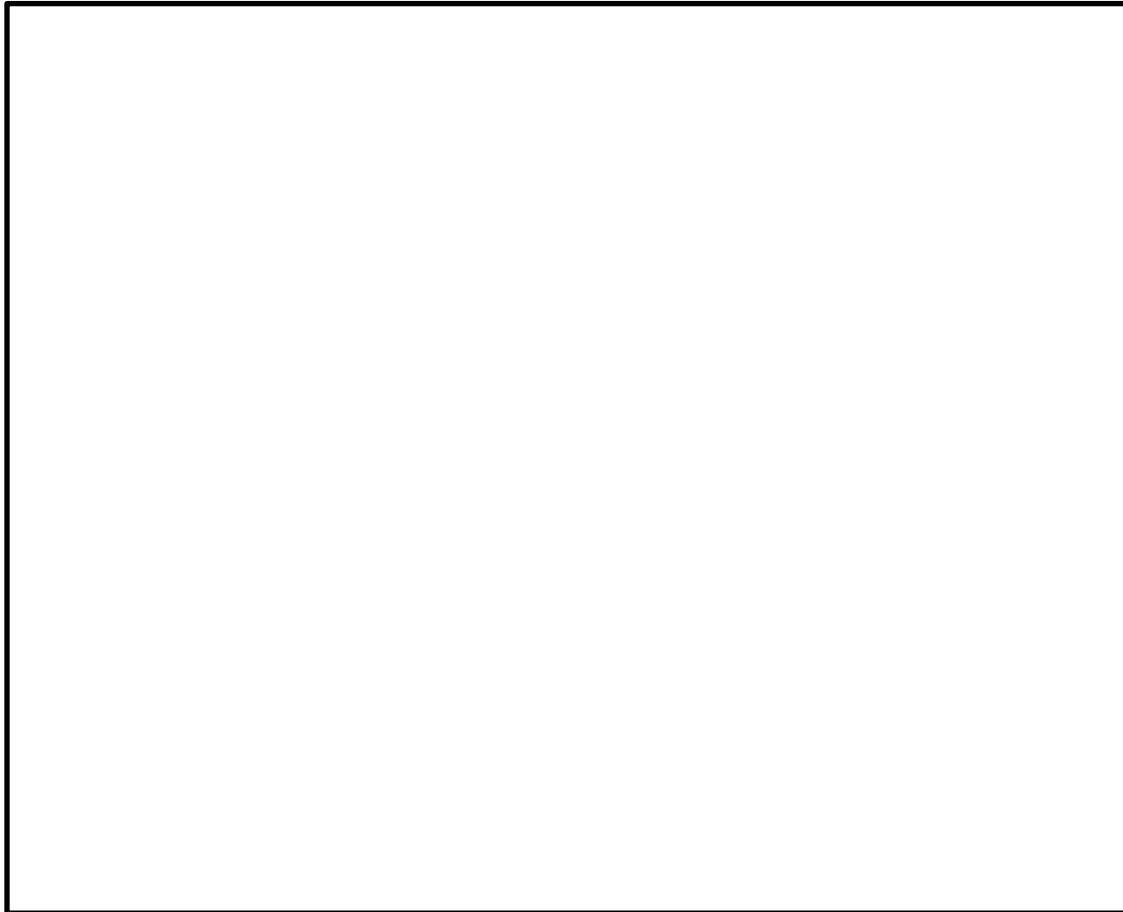


図 2-1 燃料取替機待機場所



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。

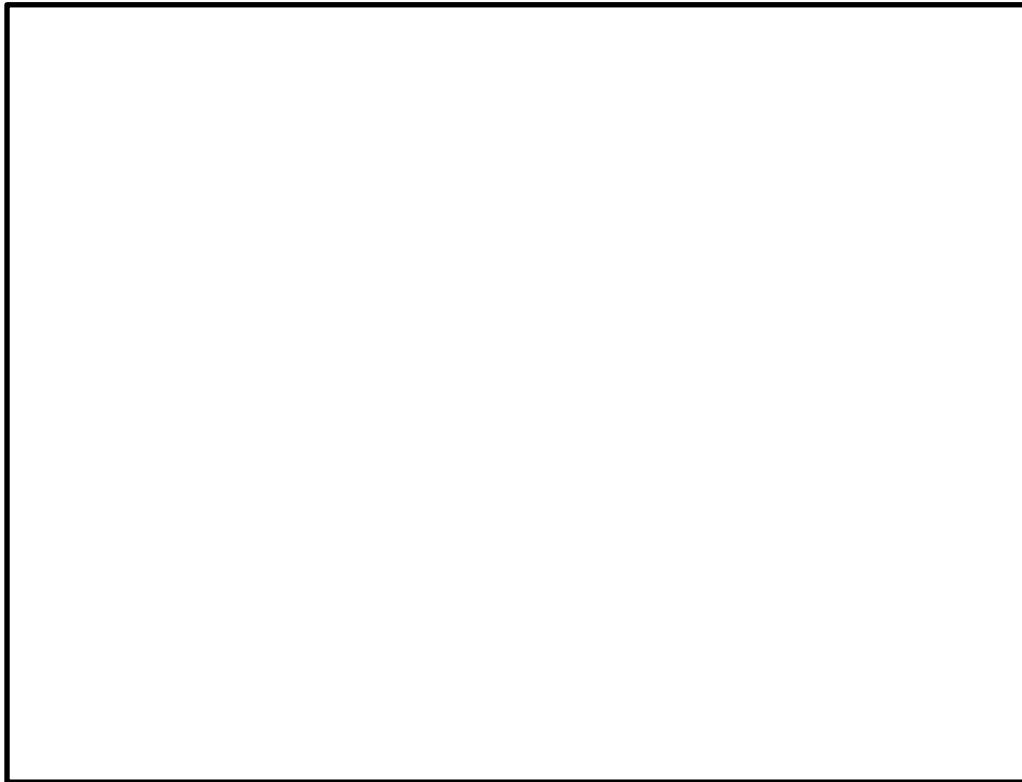


図 3-1 原子炉建物天井クレーンのインターロック (A モード) による使用済燃料輸送容器移送範囲



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

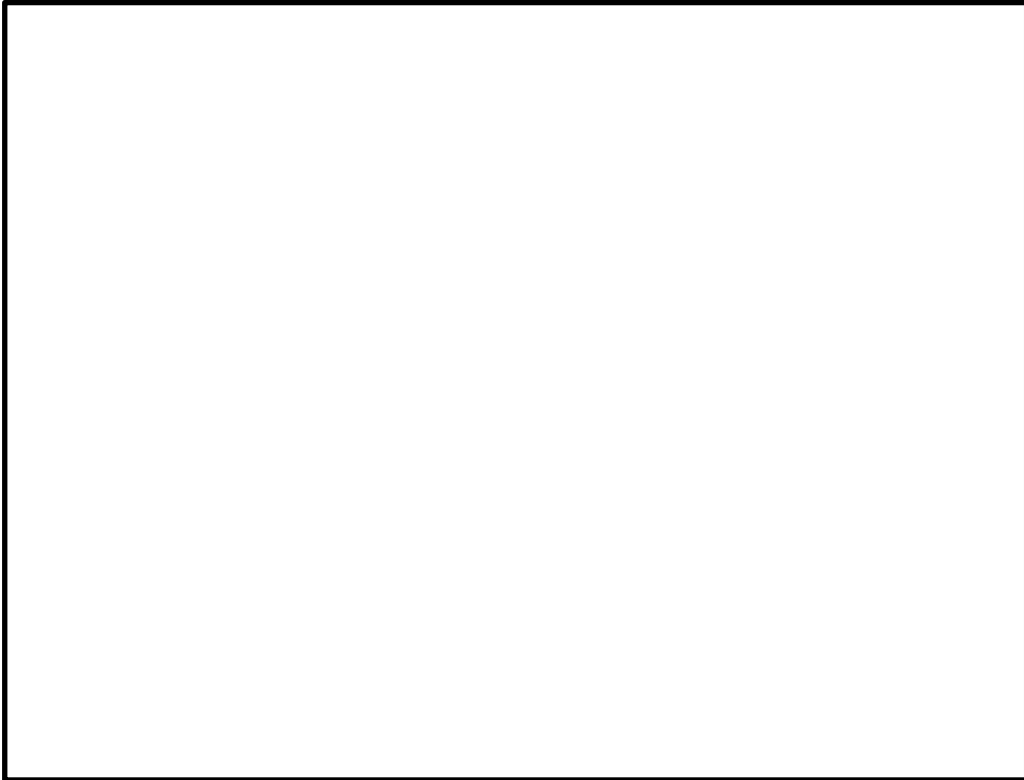


図 3-3 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Cモード) による移送範囲

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。

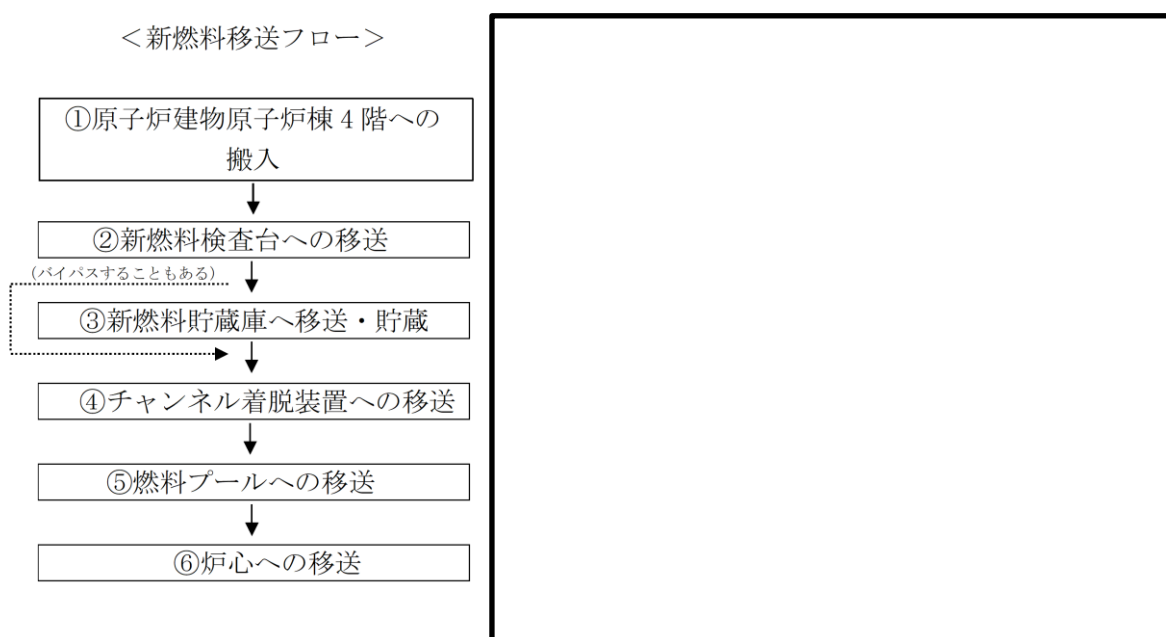


図4-1 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

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。

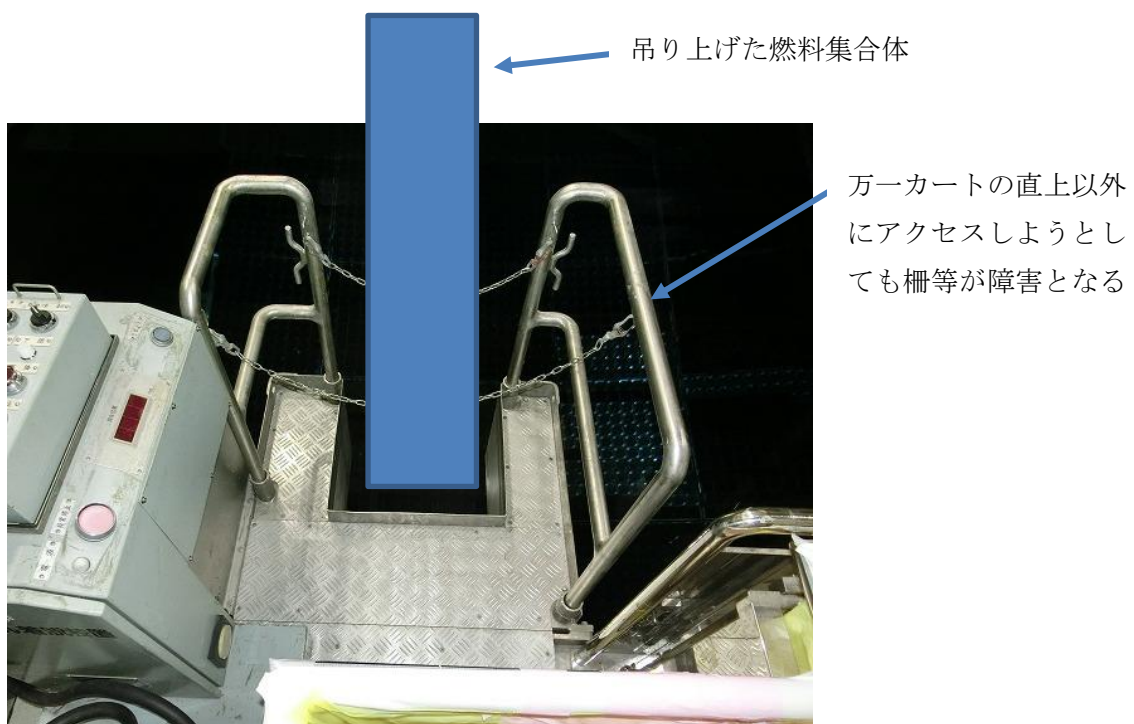
【参考】新燃料の入水作業

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）

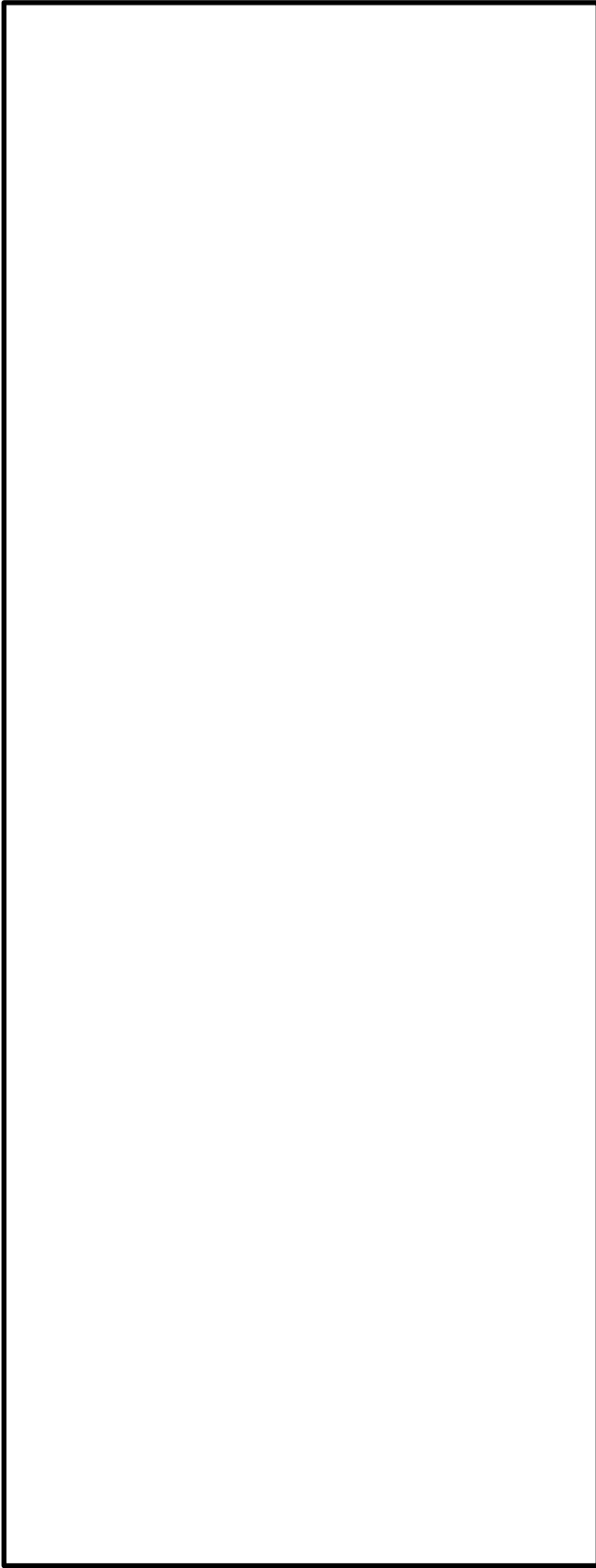


図 4-2 チャンネル着脱装置概要図

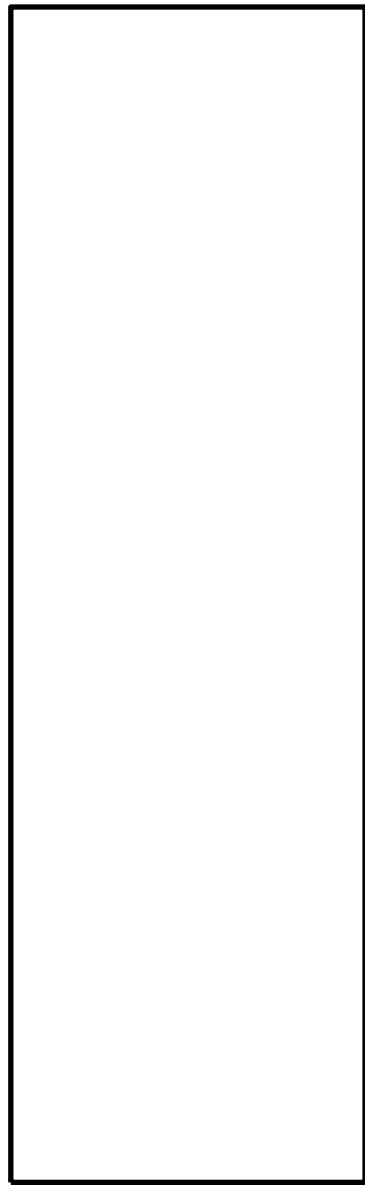


図 4-3 ストップパの位置

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)

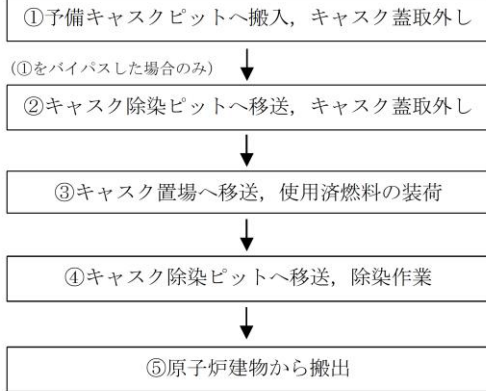


図 5-1 使用済燃料輸送容器取扱い作業フロー (例)

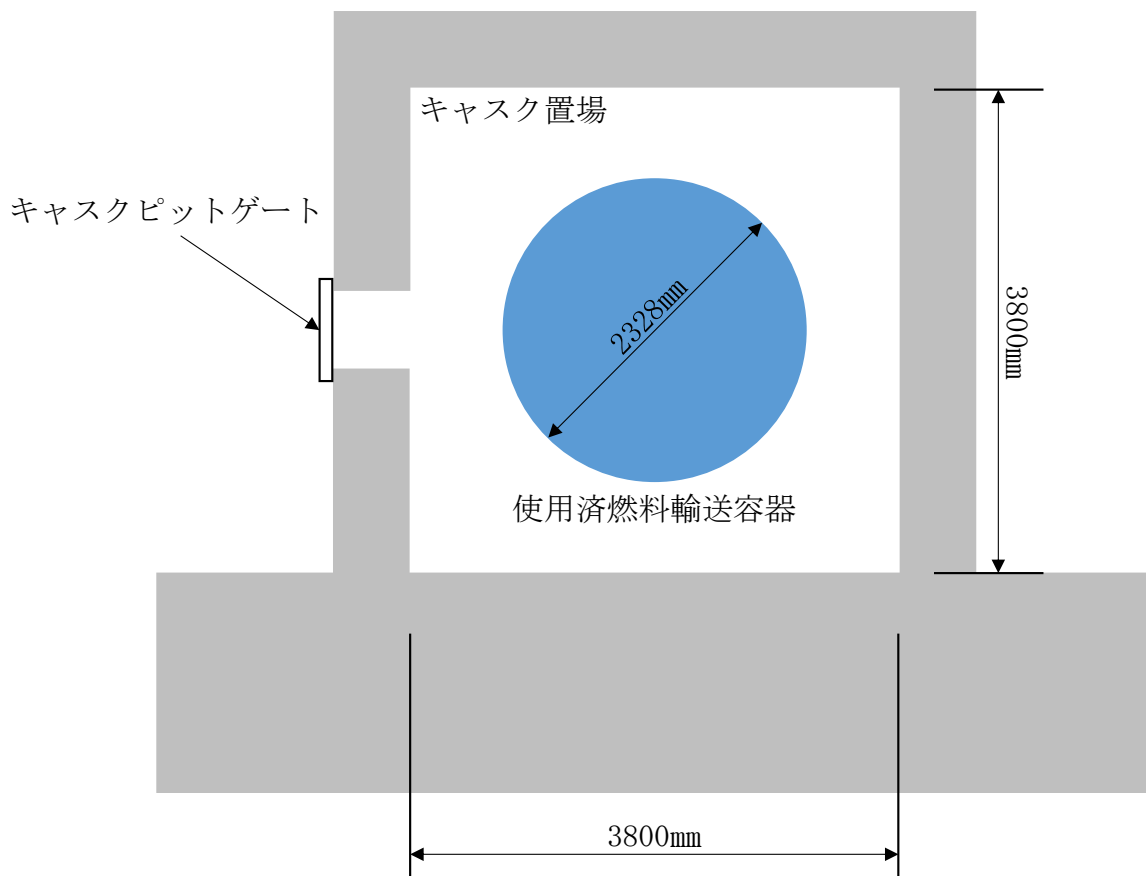


図 5-2 使用済燃料輸送容器とキャスク置場の位置関係 (上から見た図)

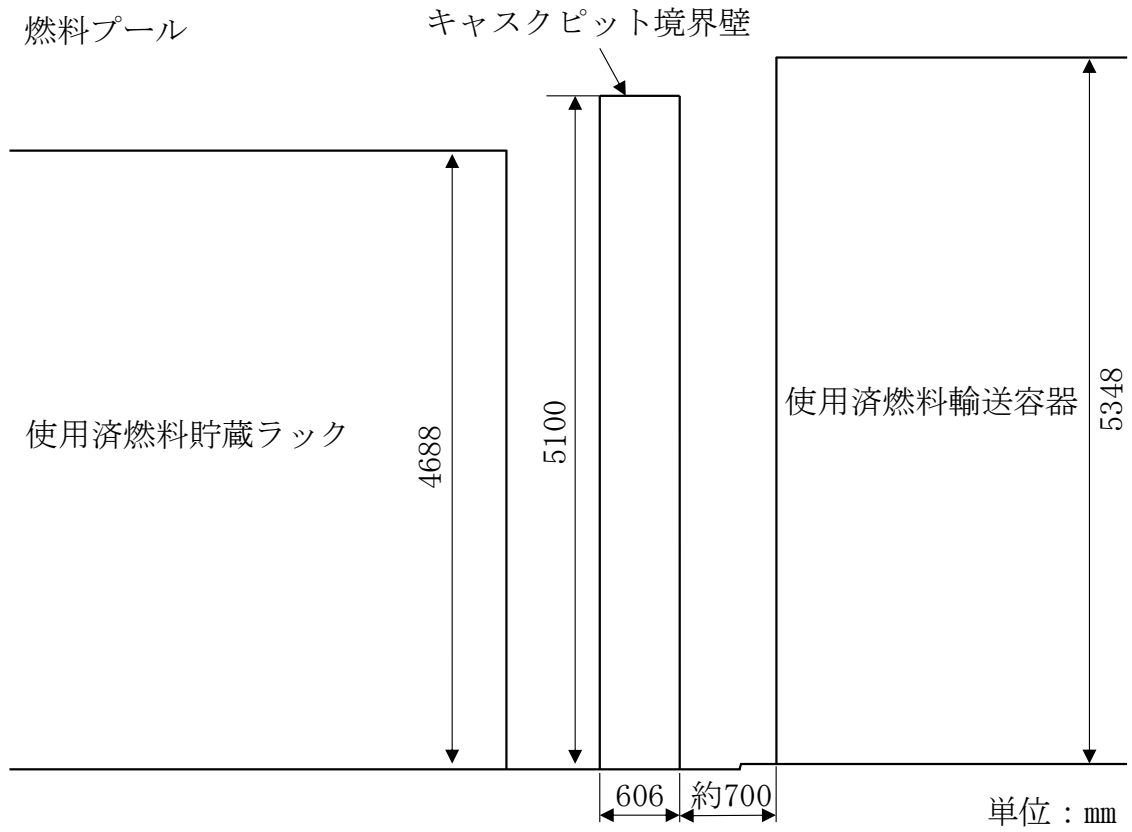


図 5-3 使用済燃料輸送容器とカスク置場の位置関係（横から見た図）

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）。

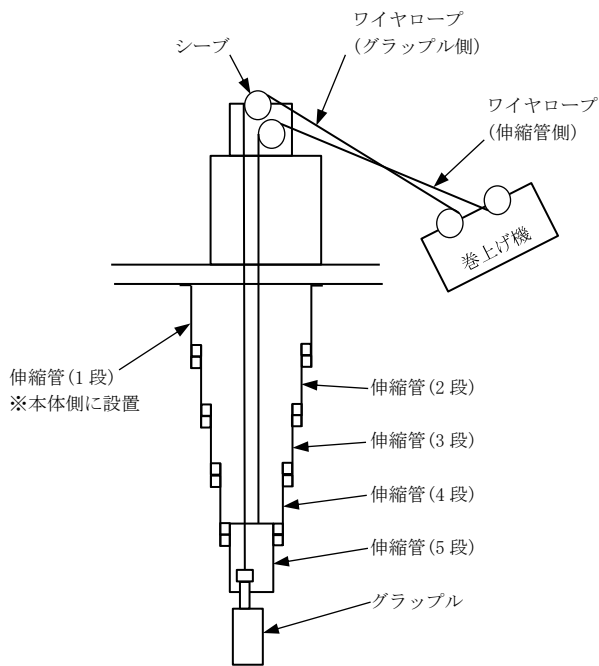
燃料取替機は、定格荷重を450kgとしており、0.5t未満のためクレーン構造規格適用除外揚重機となるが、ホイスト、走行レール、ガーダの設計については、クレーン構造規格を準用し、その他の部品は、JIS及びメーカー社内基準等に基づいた設計としており、各ワイヤロープは、当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。

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。

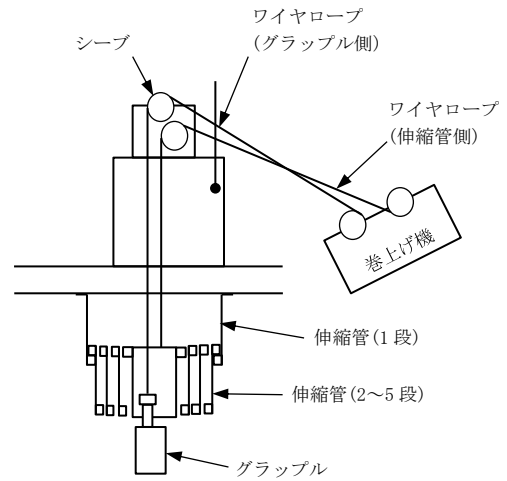
ワイヤロープの破断荷重（ kN）に対し、使用上の最大荷重は11.3kN（定格荷重450kg、グラップル約 kg、伸縮管（第2段～5段の荷重）約 kg：合計約 kg）で、安全率は約6.7であり、クレーン構造規格要求（安全率3.55）を満足した設計となっている。

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。

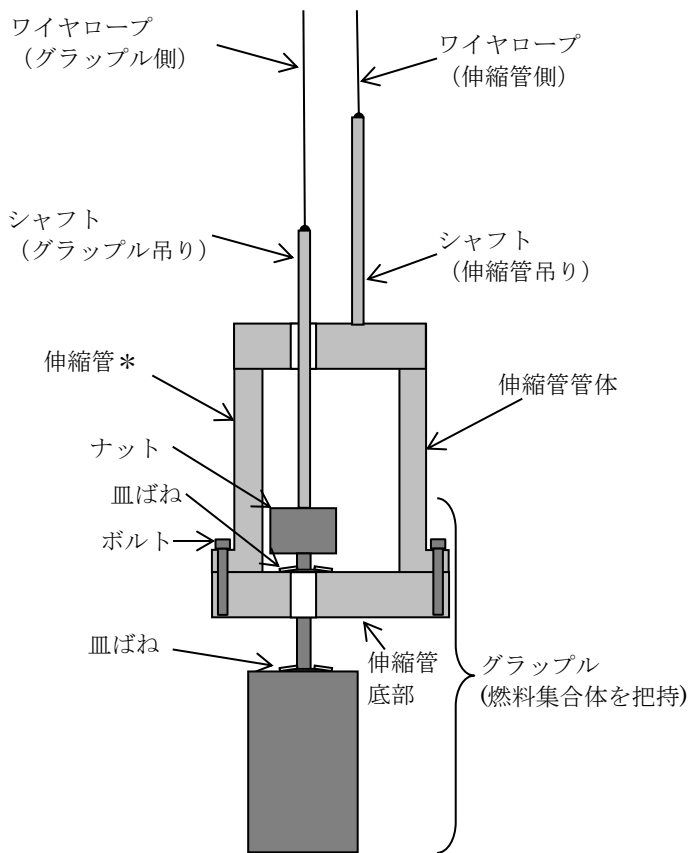
なお、ワイヤロープ（グラップル側）が切断した場合、伸縮管（5段）の底部とグラップルのナットが衝突するが、グラップルのナットはグラップルシャフトにねじ込みで固定されていること、また、伸縮管の底部は 本のボルトで固定されており、ボルトの引張強さ520N/mm²に対し、発生応力は約 N/mm²であることから、衝撃に対し十分な強度を有し、吊り荷及びグラップルを保持可能な設計としている。



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。

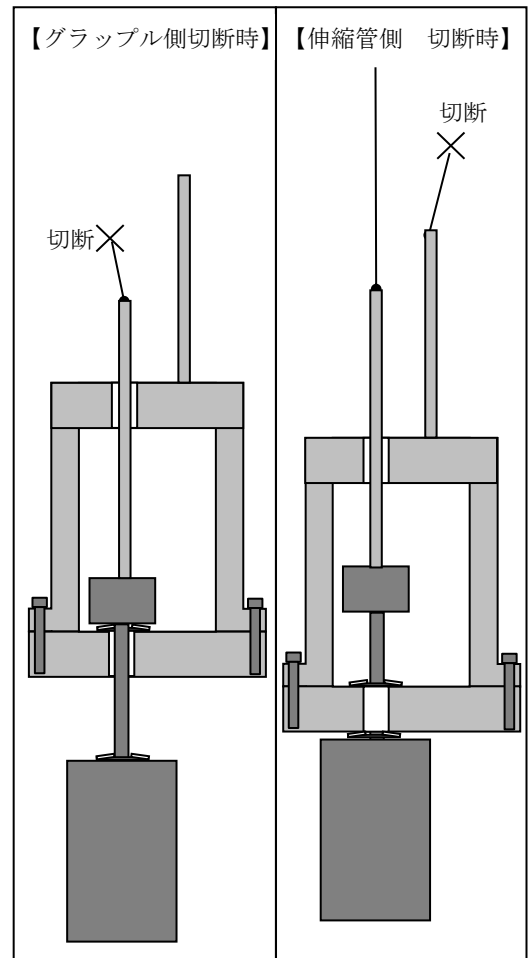


図 6-1 ワイヤロープ概略図

・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		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	ウォークダウンにより抽出		
		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・コーンバー 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	工事中足場		
		A	浮き輪		
		A	時計		
		A	放射線管理エリア区画用資材		
		A	CH-L 4VK (充電器)		
		B	消防用設備		

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	
		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ェイト	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

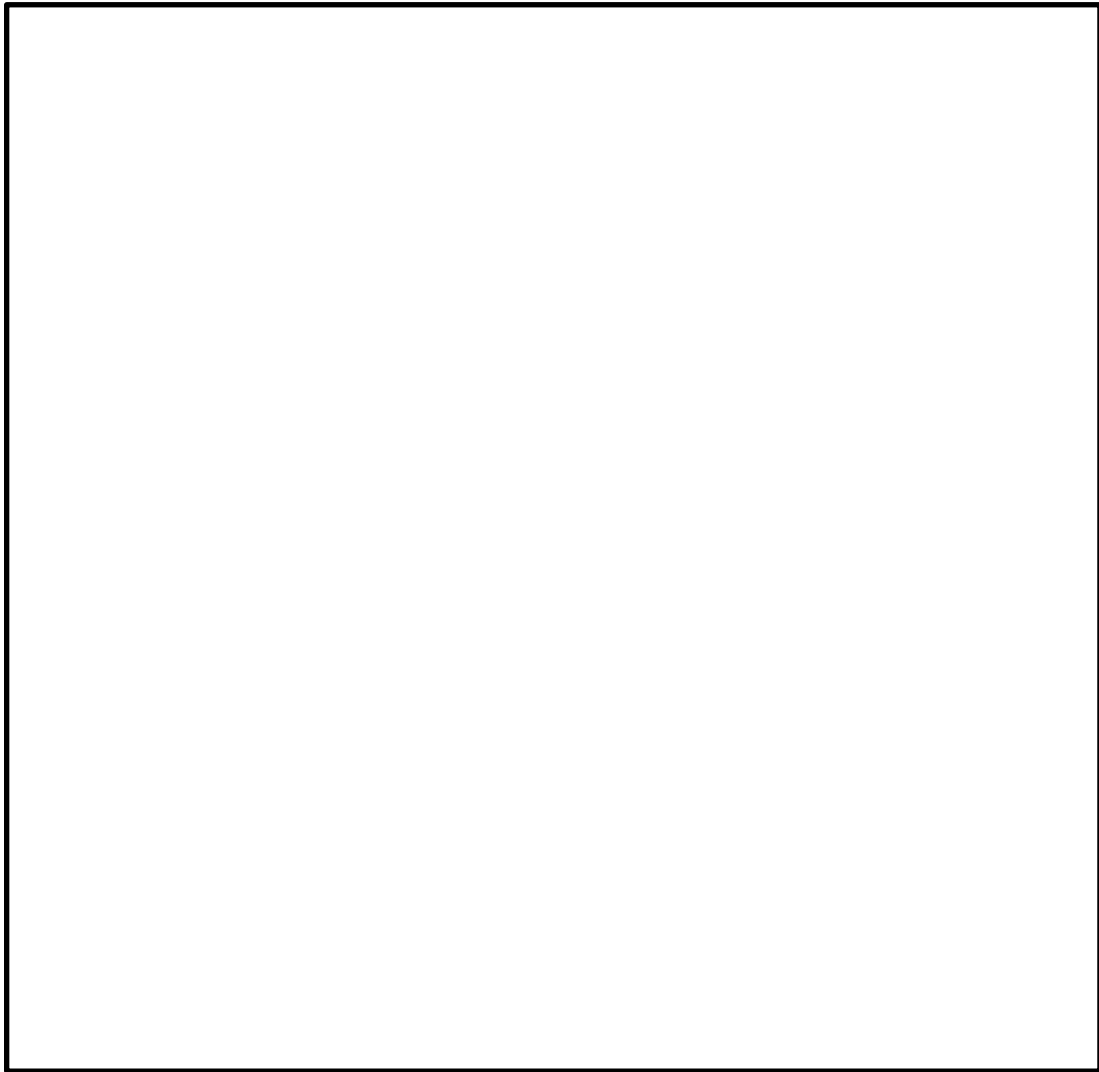


図 7-1 燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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。

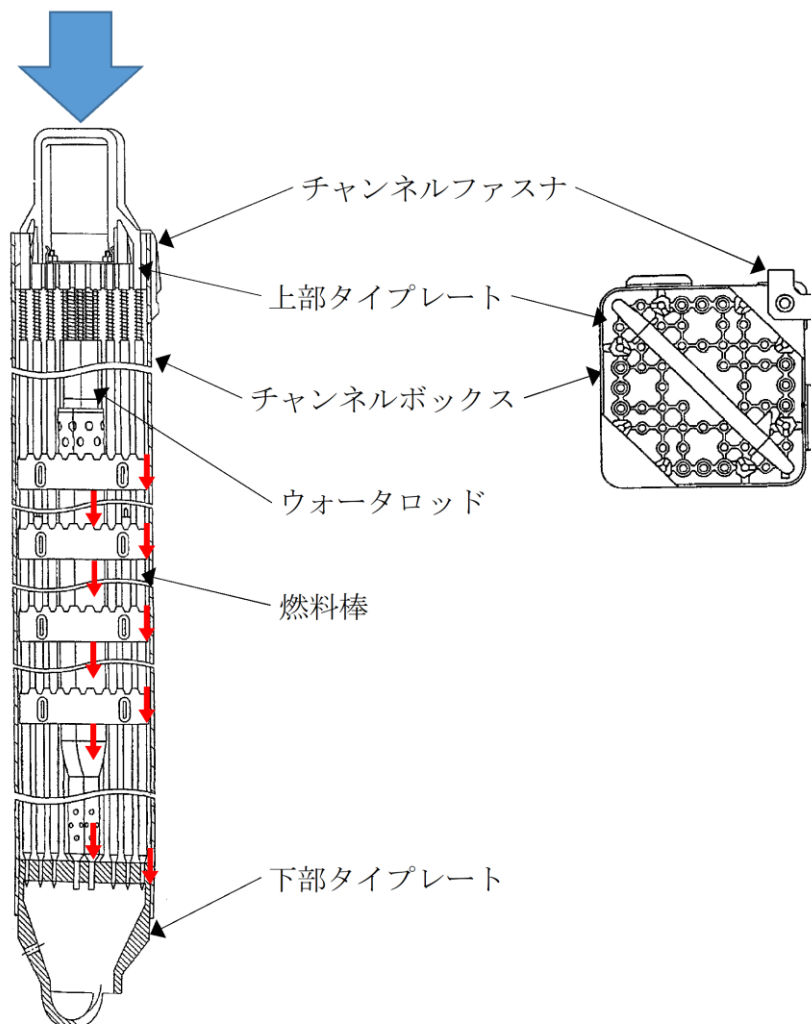


図 1-1 チャンネルボックスの受ける荷重について

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ダ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. スプレイ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イに関し、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）

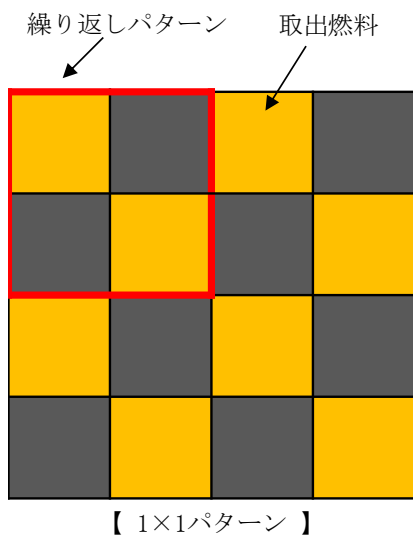


図 3-1 分散配置パターンの例

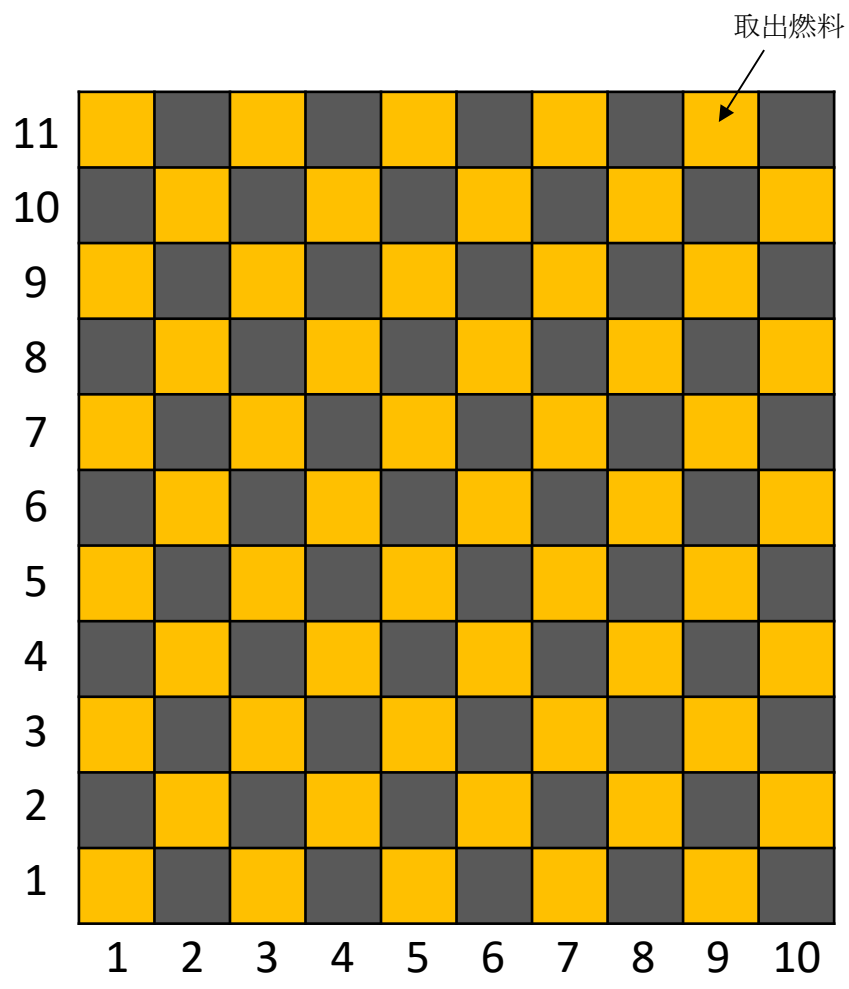


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

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。

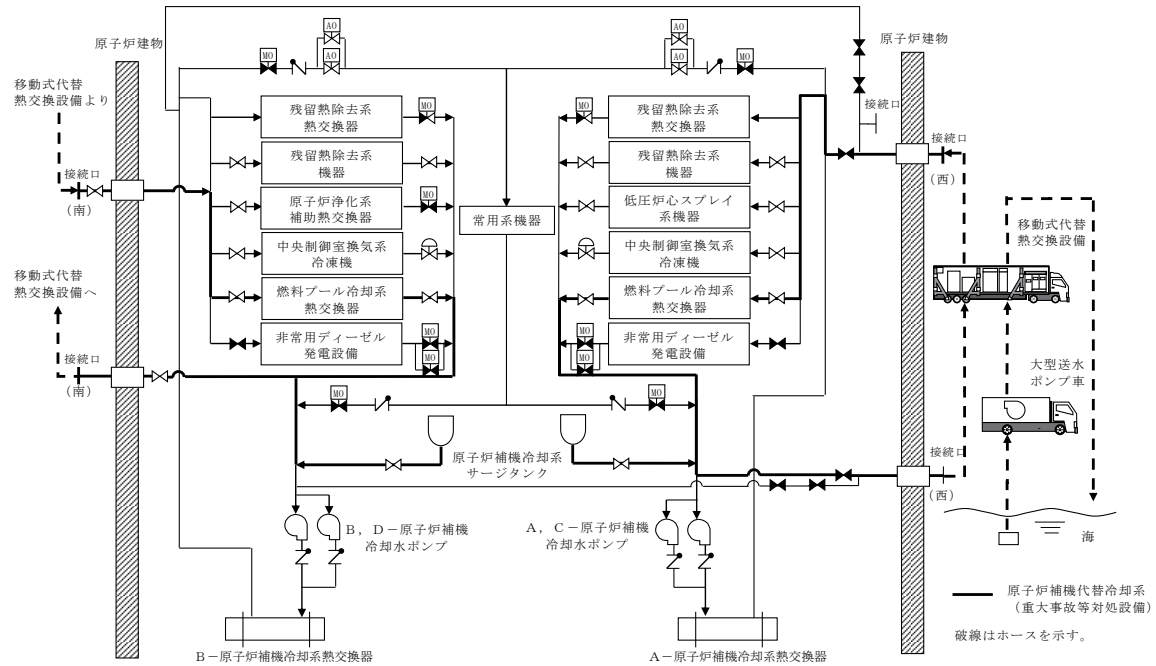


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋外の接続口を使用する場合)

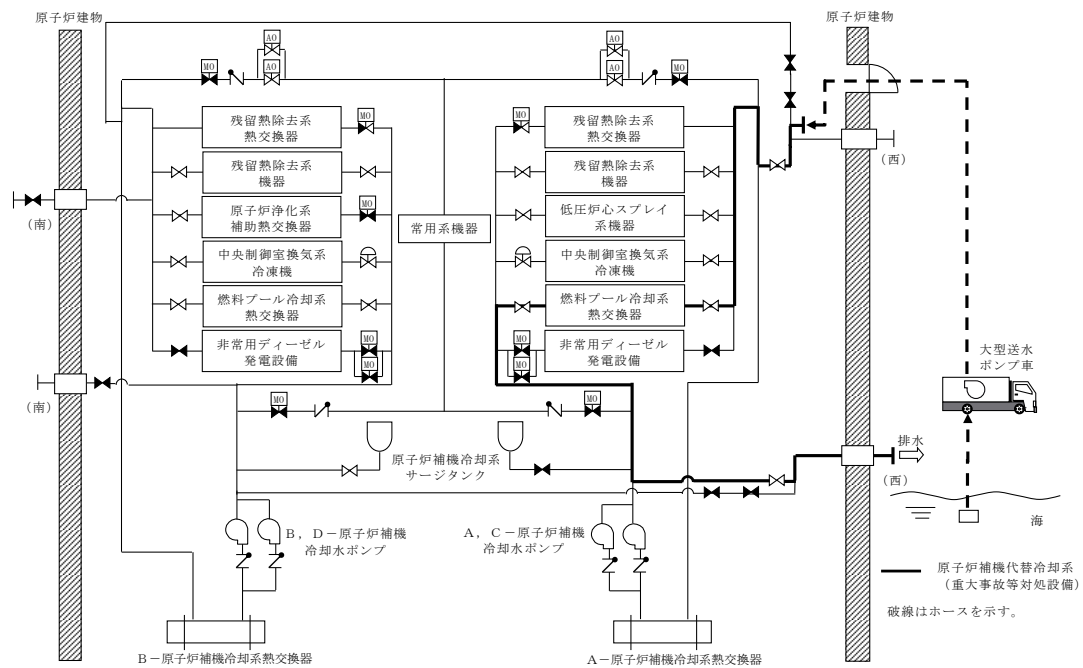


図 4-2 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋内の接続口を使用する場合)

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

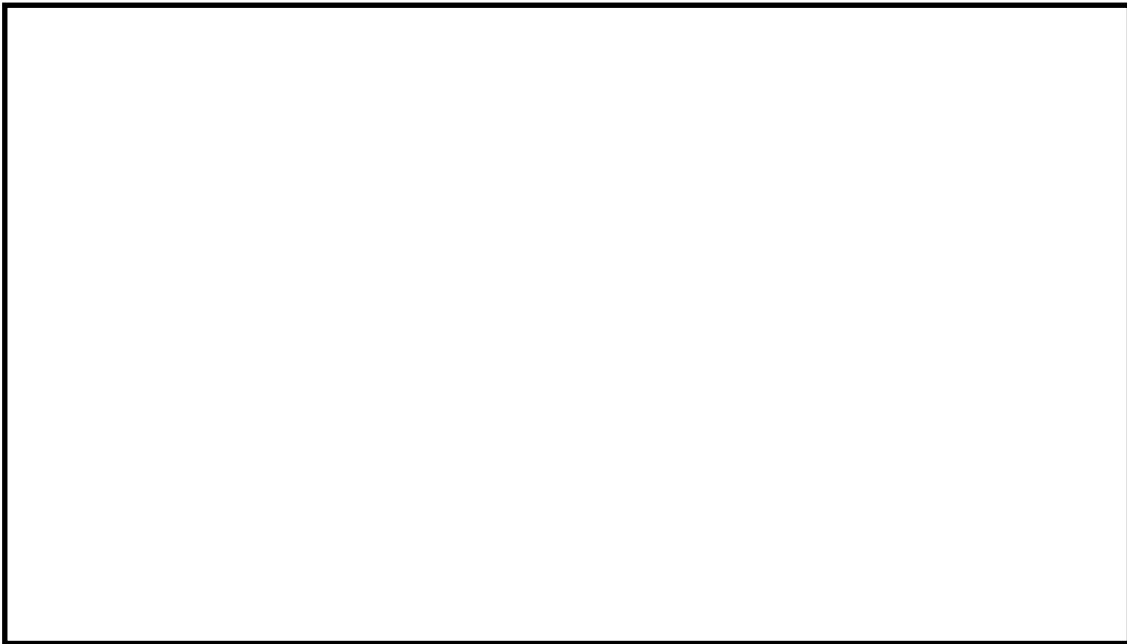


図 1-3 スpray分布


(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。

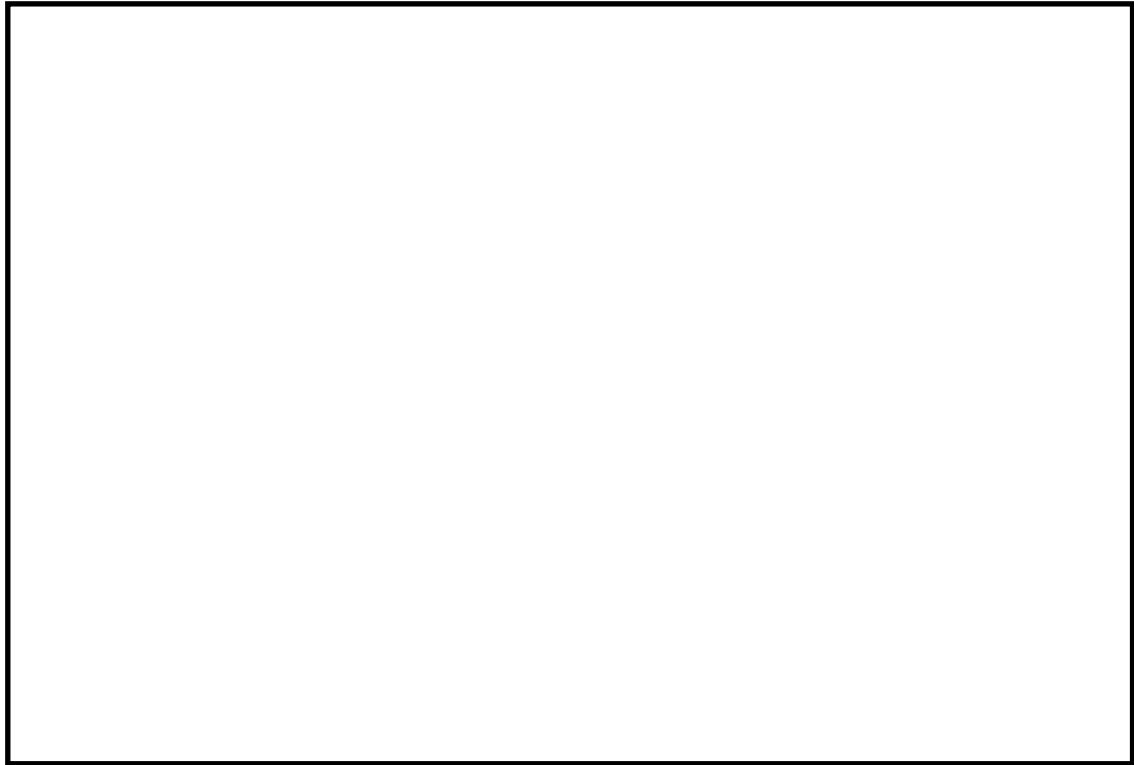


図 1-4 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(南側からスプレイする場合)

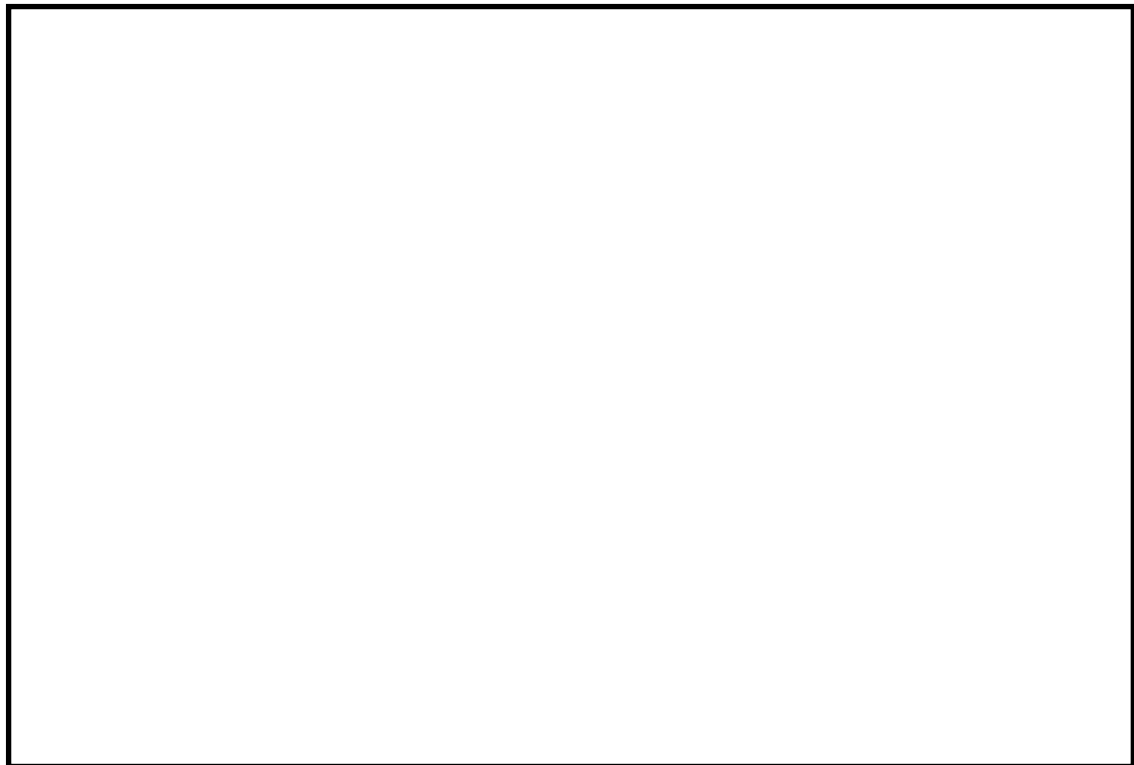


図 1-5 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(北側からスプレイする場合)

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。

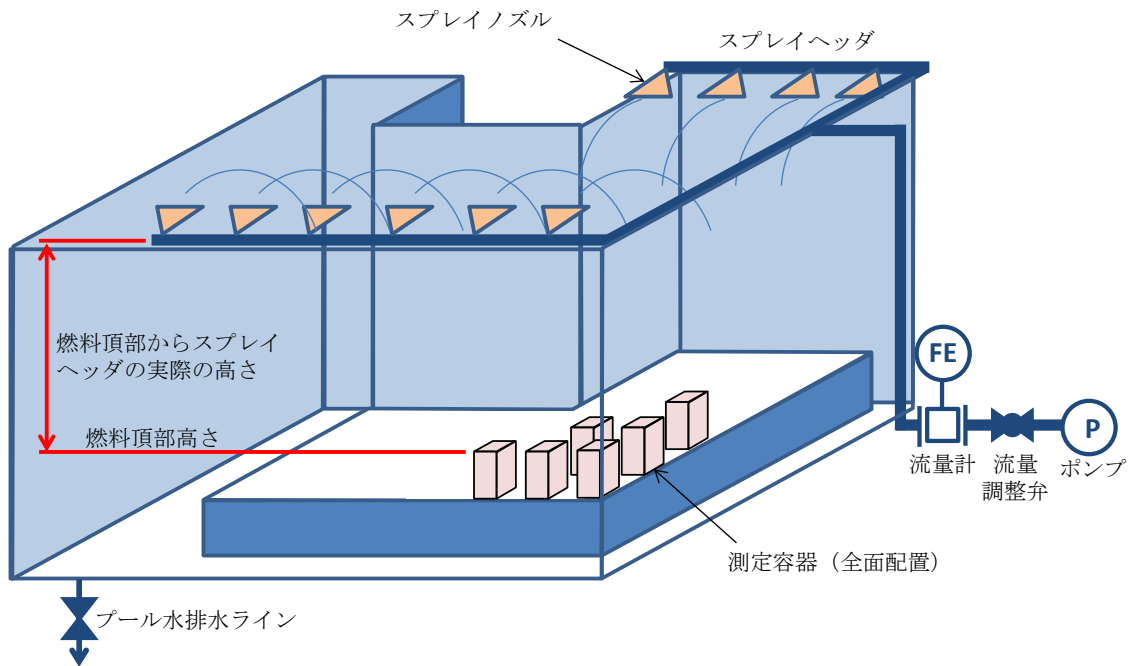


図 1-6 試験設備概要

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。

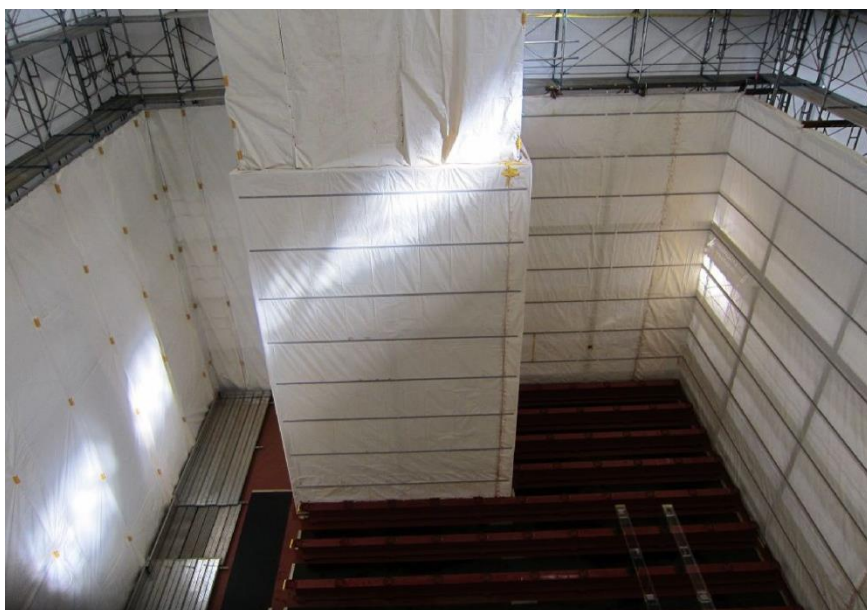


図 1-7 スプレー前の状況（スプレー量：0m³/h）



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。

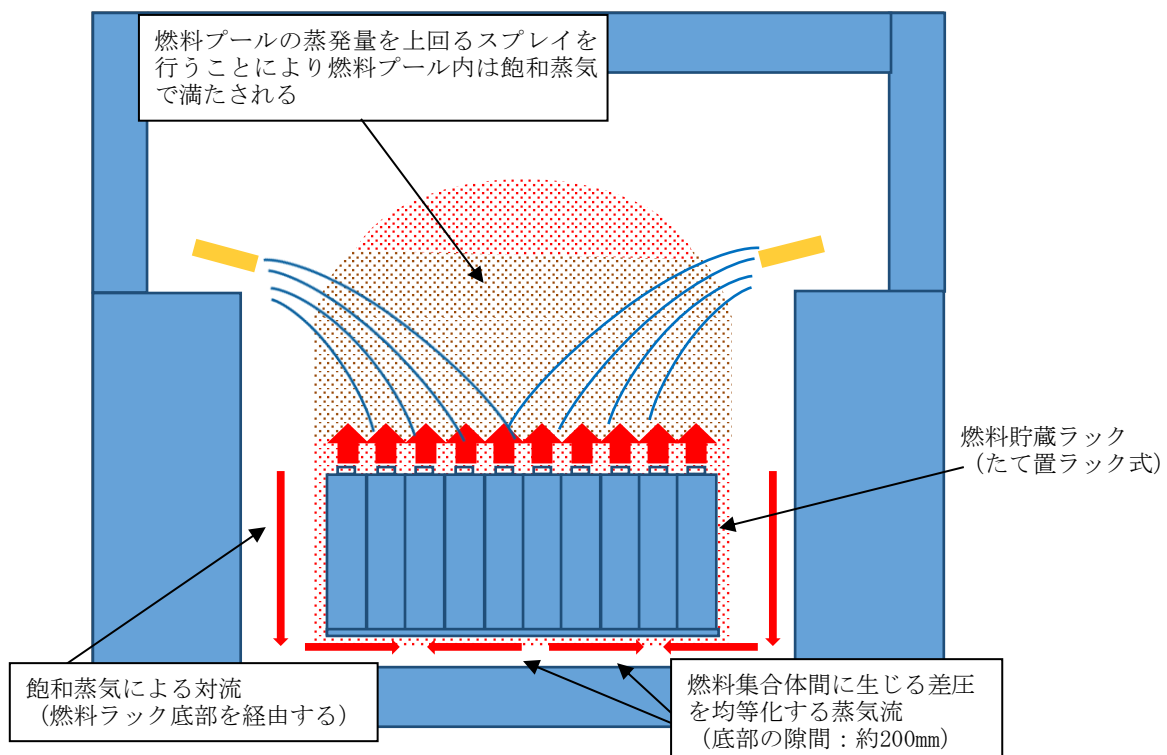


図 2-1 スプレーによる水蒸気の流れ

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,

- D_h : 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。

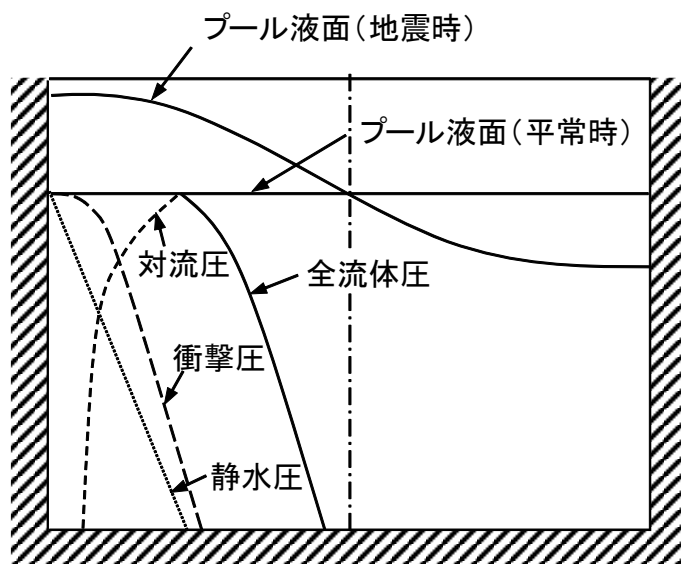


図 3-1 地震時の燃料プール側壁の圧力分布形状

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。

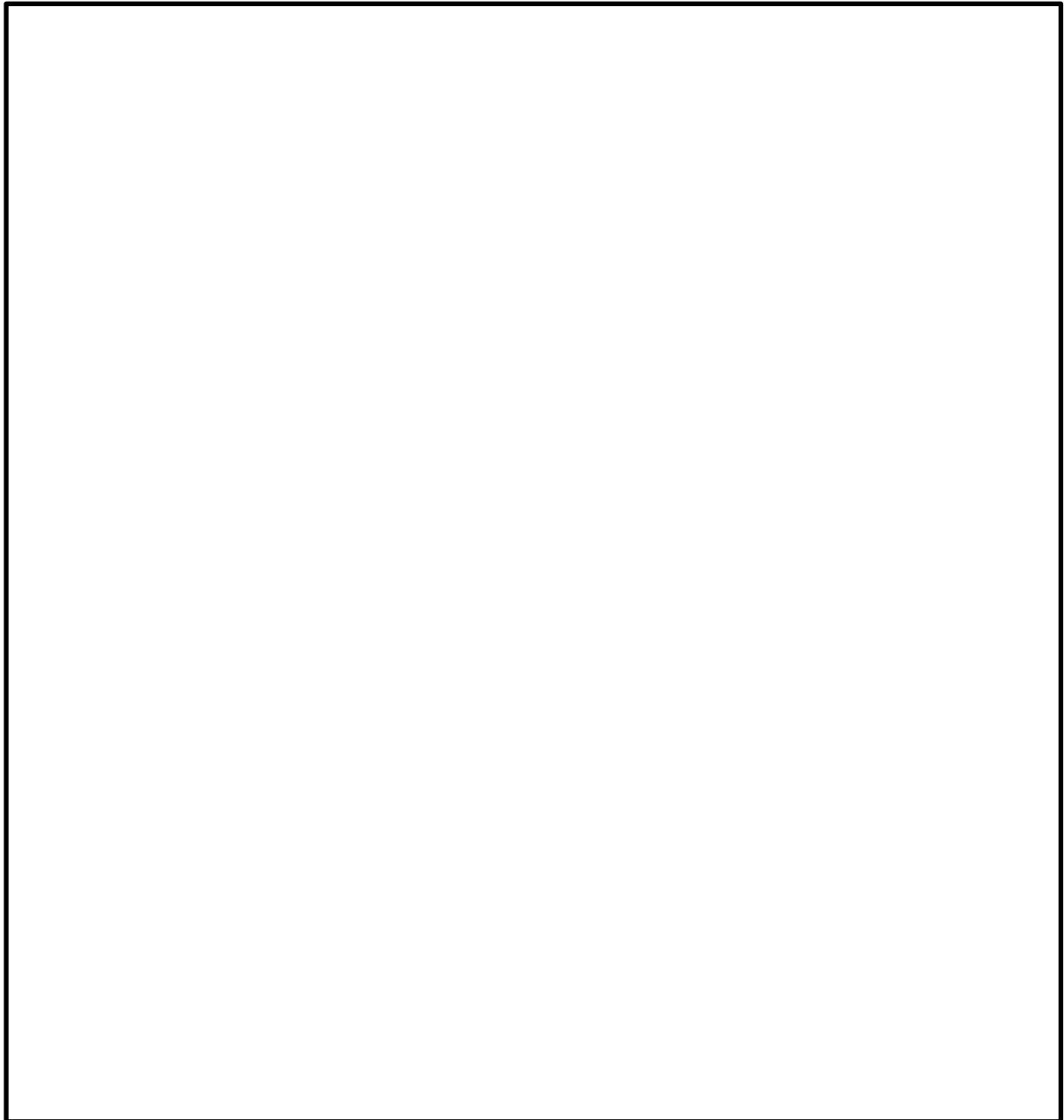


図 3-2 燃料プールゲートの評価モデル

(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

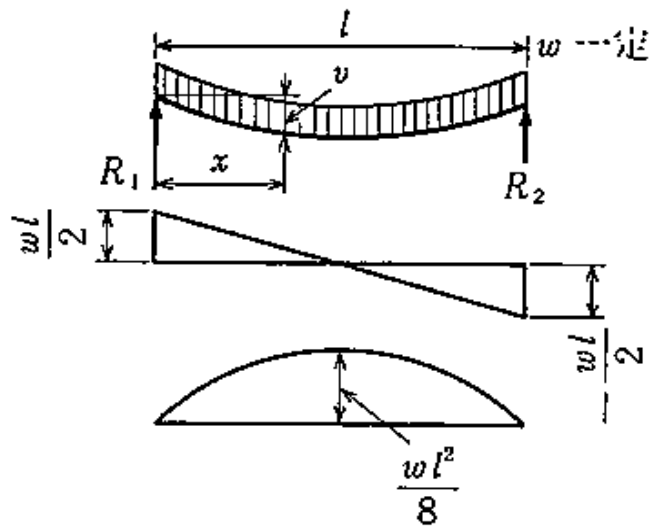


図3-3 ビームの計算モデル図*

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

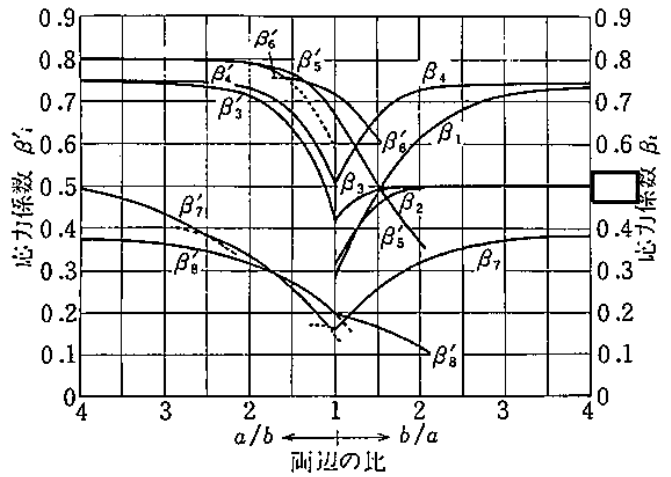
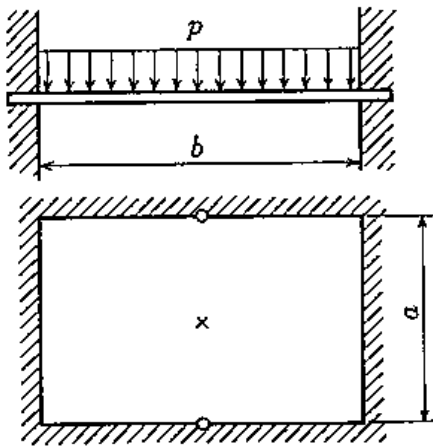


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

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。

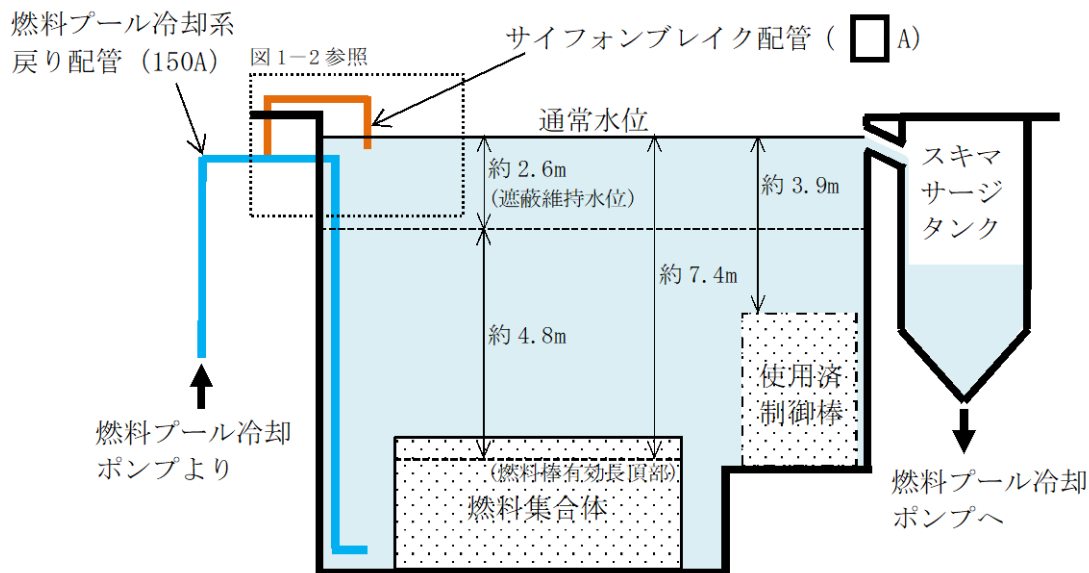


図1-1 燃料プールに接続されている配管の概略図

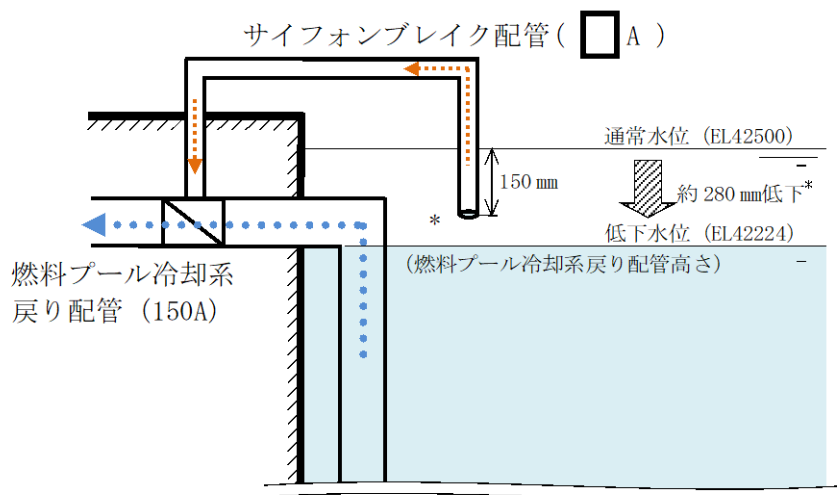


図1-2 サイフォンブレイク配管設置概要図

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。

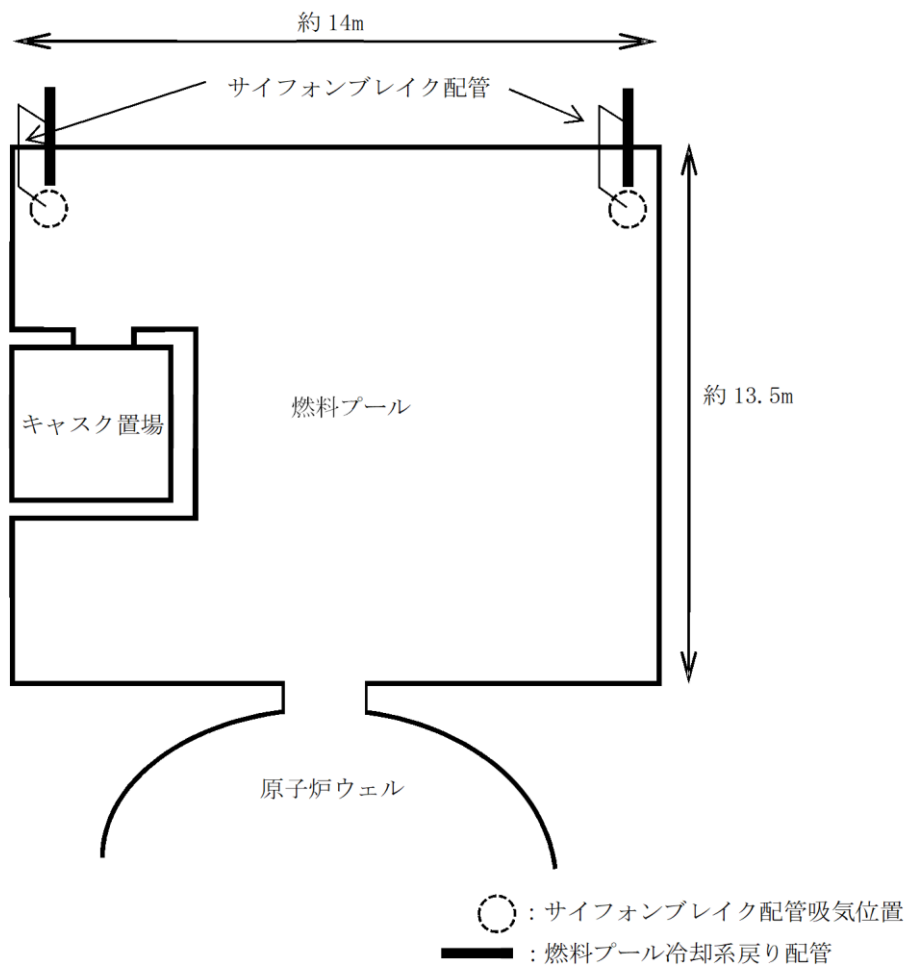


図1-3 サイフォンブレイク配管の設置場所

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。

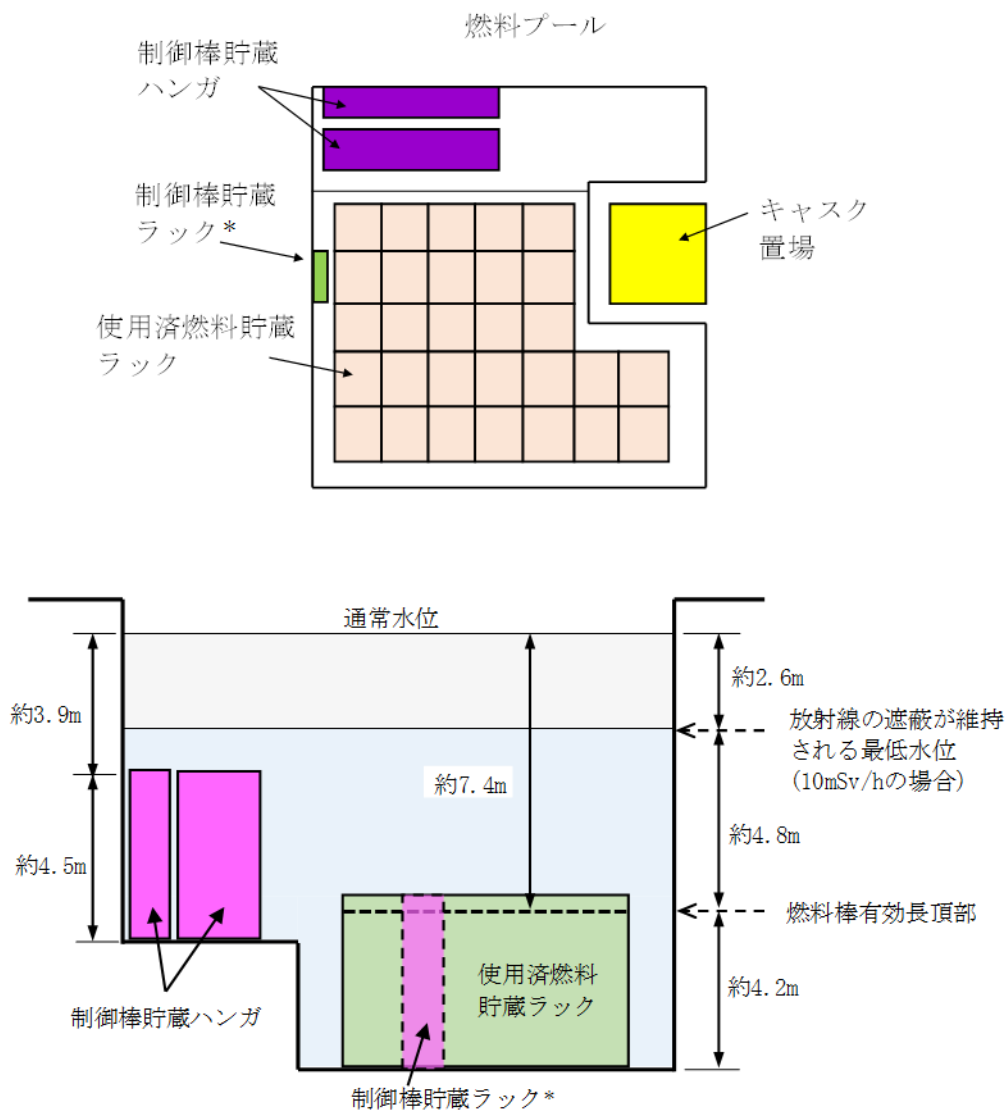


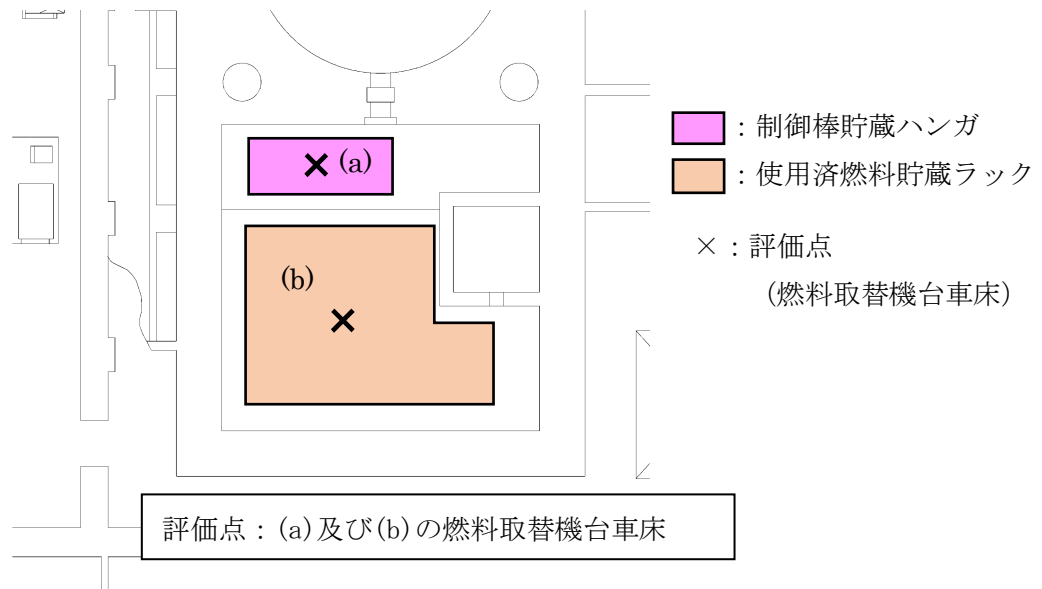
図4-1 燃料プール概略図

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

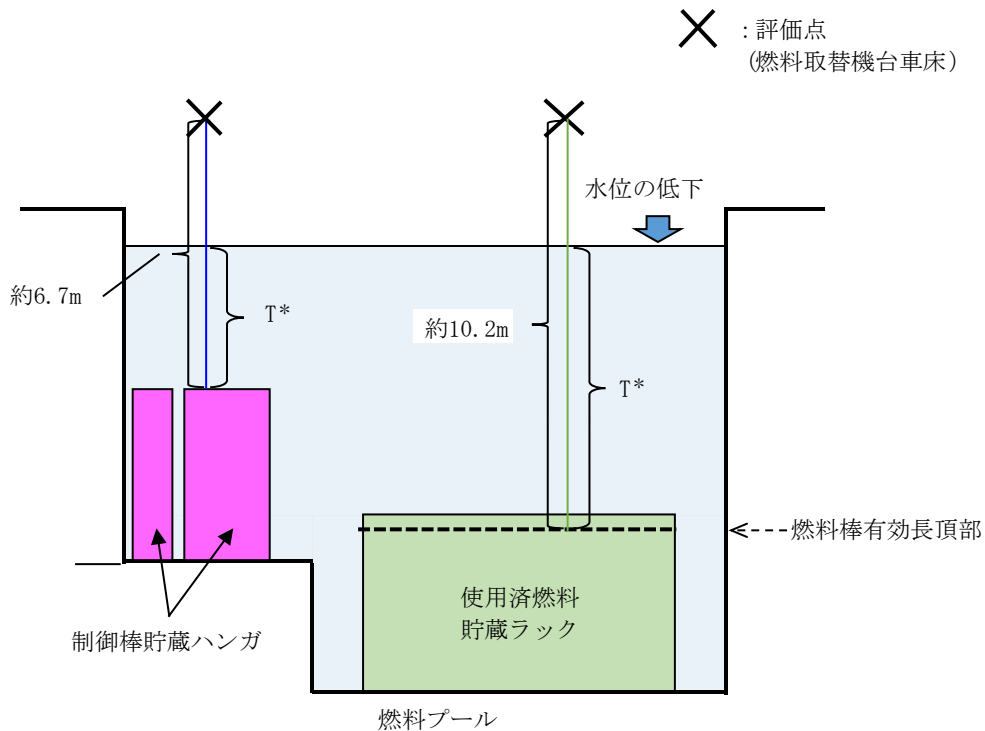


図4-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

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）。

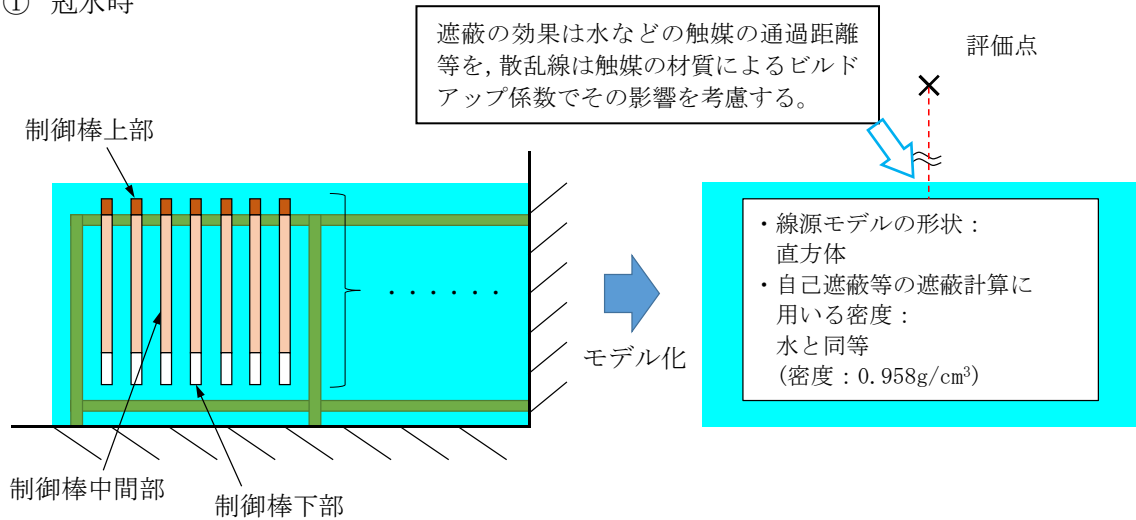
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

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。

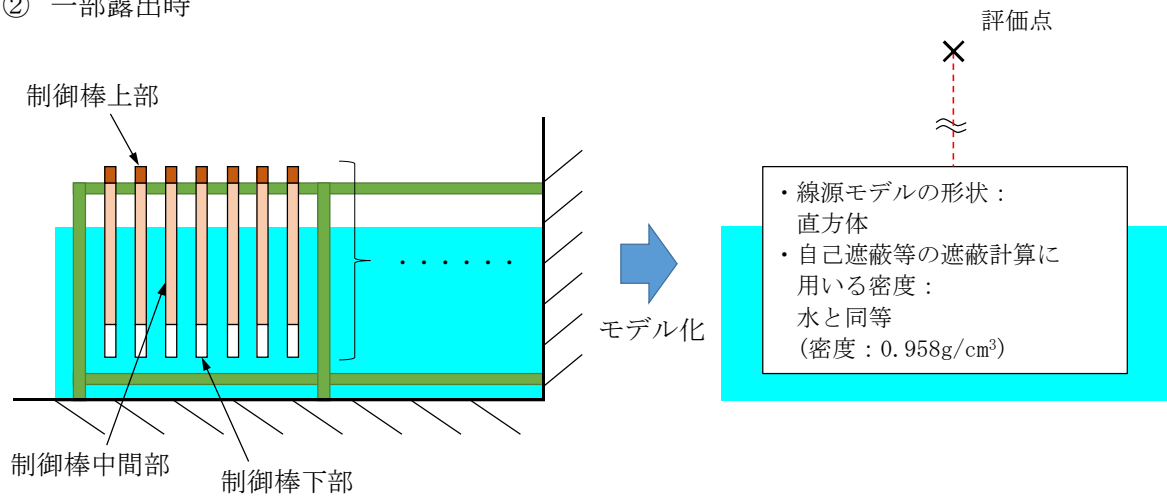
① 冠水時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル (冠水時)

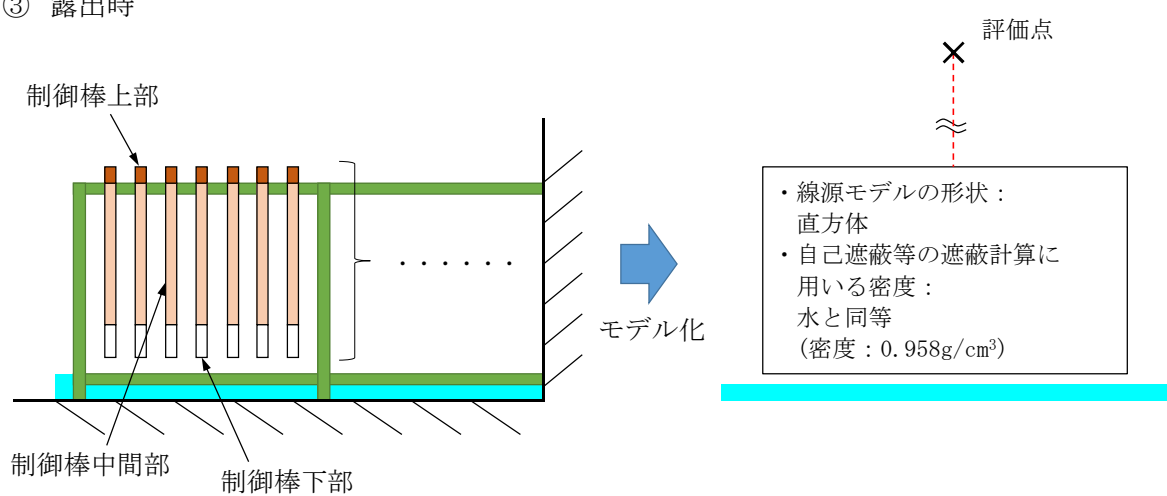
② 一部露出時



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

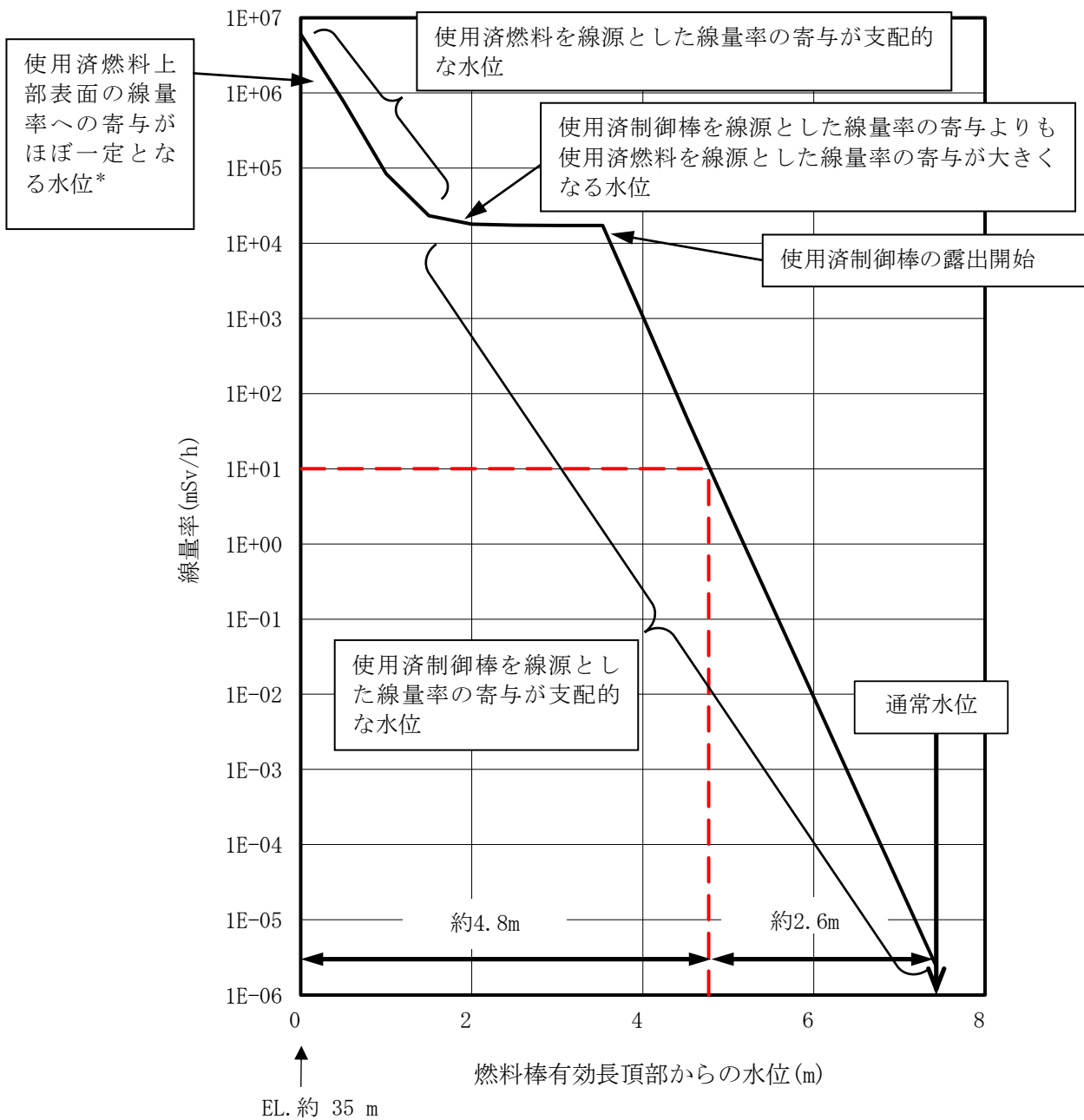


図4-5 燃料プールの線量率と水位の関係

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。

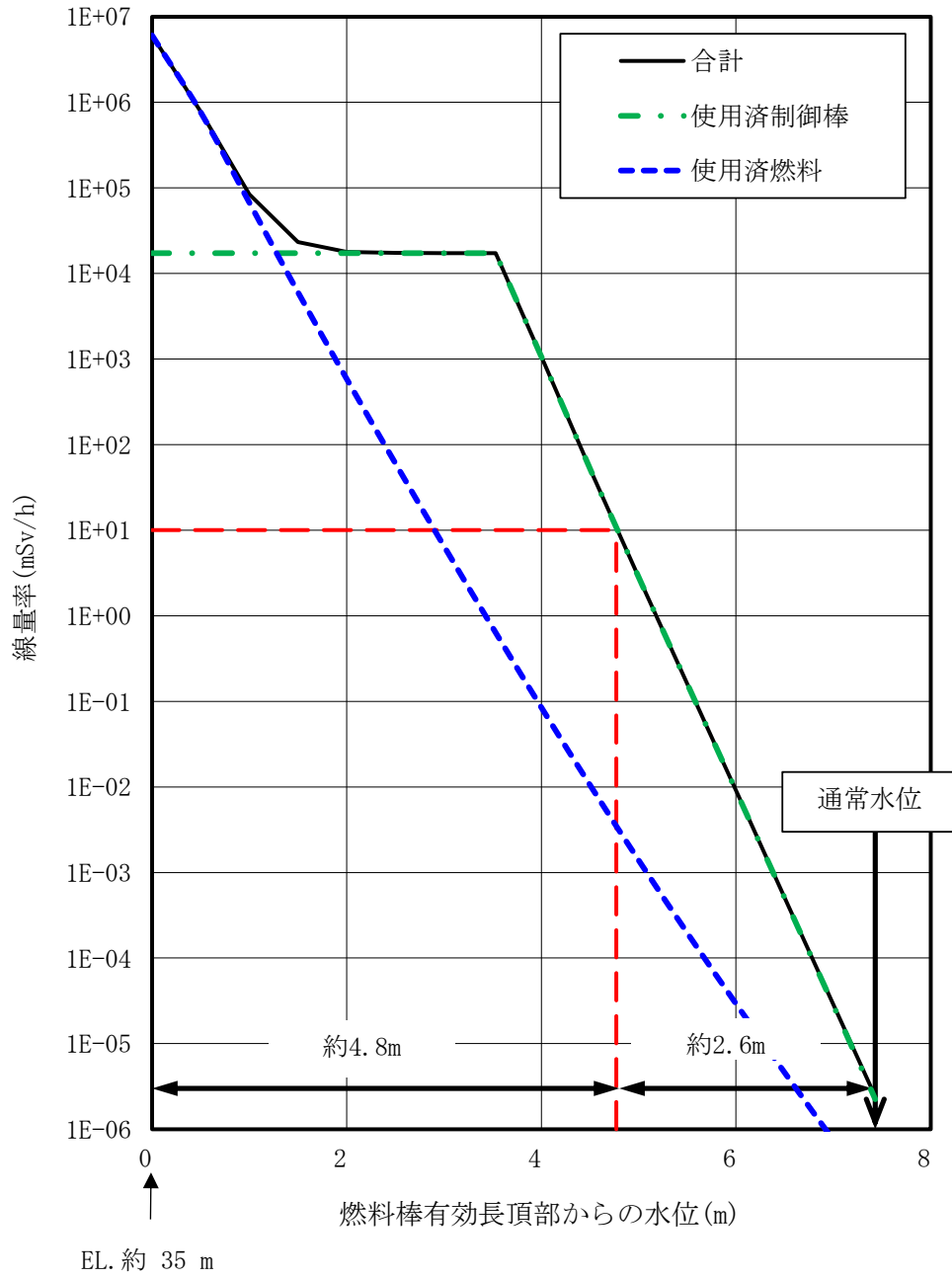


図4-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

- (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。

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

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 20
提出年月日	2023年8月4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8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。

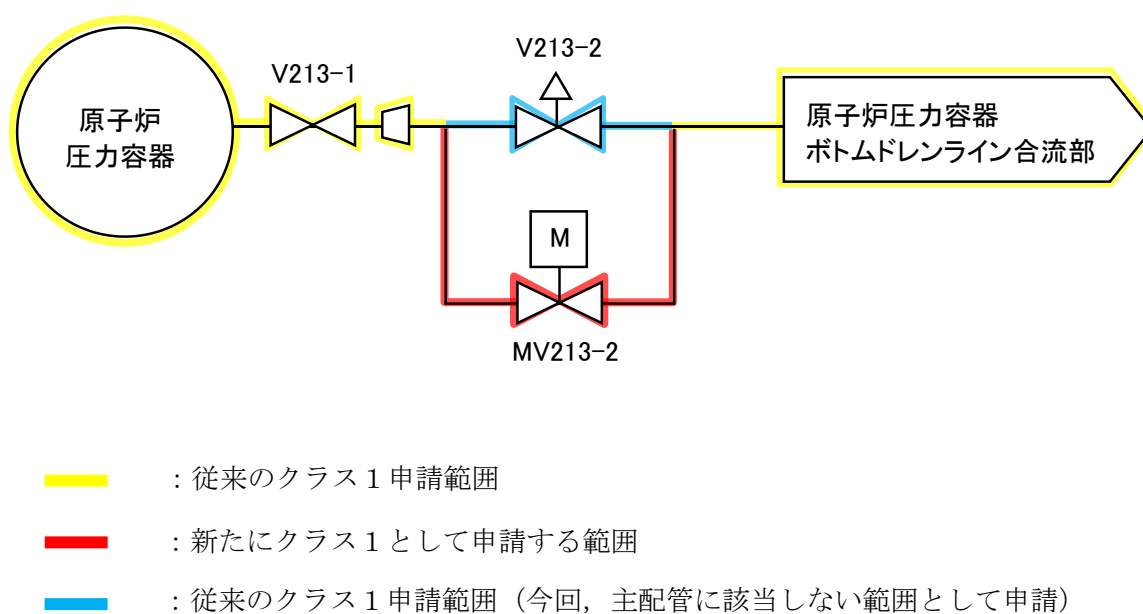


図1 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の概念図

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に設置していたが、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。

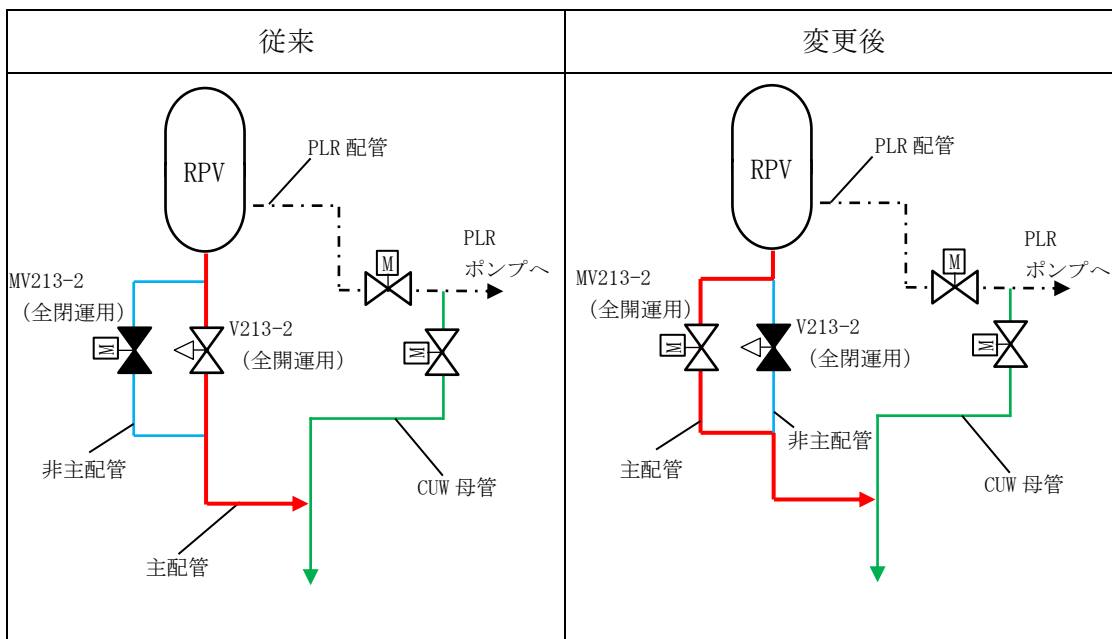


図2 CUV ボトムドレンライン主配管変更前後の比較図

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

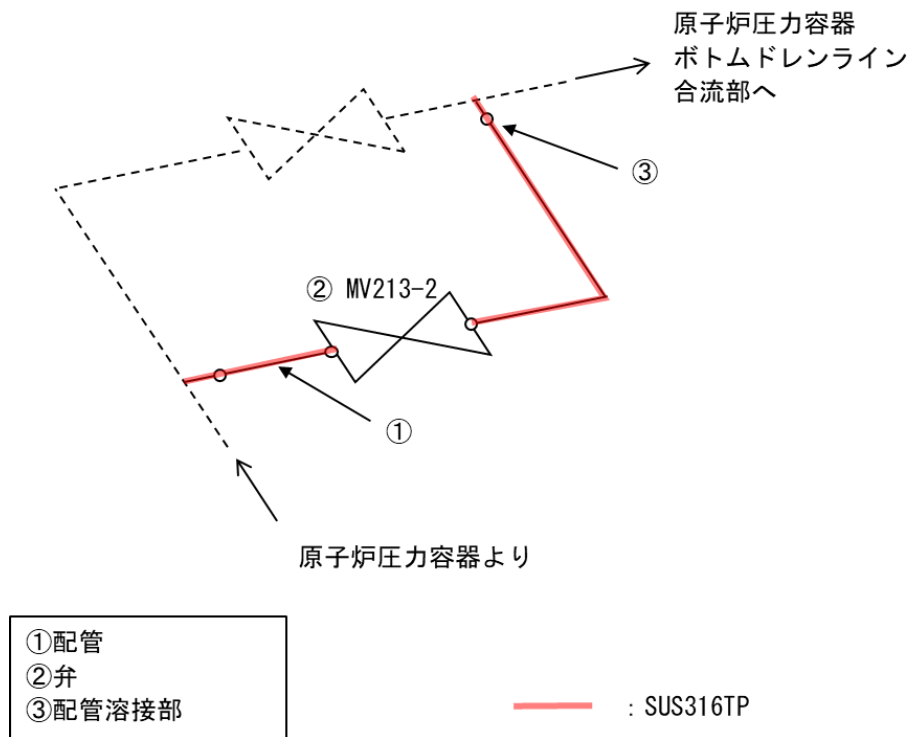


図3 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の系統概要図

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。

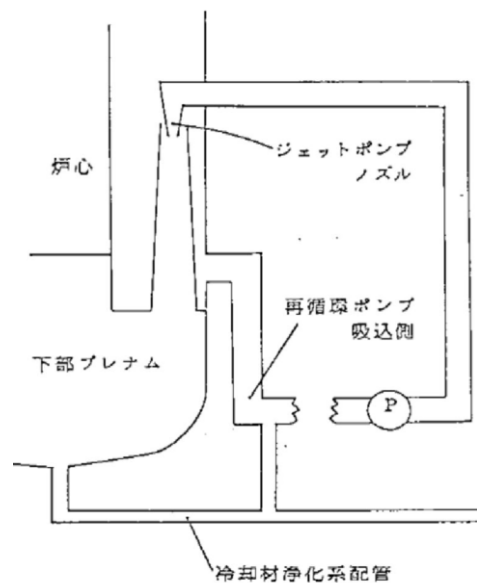
(参考) CUW ボトムドレンライン主配管変更に関するその他情報について

【DBA解析への影響】

DBA解析におけるLOCA時の流出経路としては、以下を解析上考慮している。

(流出経路の詳細は添付1参照)

- ・再循環ポンプ吸込側
- ・ジェットポンプノズル
- ・CUWボトムドレンライン



DBA解析では、上記の流出経路の配管径に応じた漏えい面積を設定しており、今回CUWボトムドレンラインの主配管を手動弁のラインから電動弁（非常用電源から給電、添付2参照）のラインに変更した場合でも配管径が同じ（80A、添付3参照）であるため、漏えい面積も変わらないことから、DBA解析への影響はない。

なお、当該のCUWボトムドレンラインの電動弁による閉止を考えた場合のDBA解析挙動に与える影響については、LOCA時の事象進展（原子炉の水位低下やECCSによる炉水位の回復等の事象進展が早期であること）や当該弁の閉止により漏えい量が少なくなることを考慮すると、現状のDBA解析への影響は小さいと考えられる。

【SA時の電動弁の閉操作】

有効性評価や技術的能力におけるCUWボトムドレンラインの隔離操作については以下のとおり記載している。

原子炉格納容器内で漏えいが確認された場合に、漏えいをできるだけ抑える観点から、CUWボトムドレンラインの電動弁の他、PLRポンプ入口弁、出口弁などを閉止する運用としている。なお、手順上は自主扱いである。

・有効性評価（添付4参照）

有効性評価 3.2.1（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の対応手順の概要と作業と所要時間に、漏えい隔離操作について記載している。
（弁名称の記載なし）

・技術的能力（添付5参照）

技術的能力 1.4（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等）の低圧原子炉代替注水系（常設）の操作手順に、原子炉冷却材喪失時に対象弁の全閉操作について記載している。（弁名称の記載あり（CUW ボトムドレンラインの電動弁は「RPVドレン側流量調節バイパス弁」と記載））

【CUWボトムドレンラインの位置付け】

CUWボトムドレンラインの位置付けは、電動弁も含めてDB（設計基準対象施設）であり、SA（重大事故等対処設備）ではない。なお、当該ラインは耐震Sクラス、機器クラスはクラス1であり、SA時でも耐性のあるラインとなっている。（添付6参照）

なお、CUWボトムドレンラインの電動弁はSA設備ではないため、保安規定上LCO設定しておらず、CUW系統の弁としては、CUW入口内側・外側隔離弁が格納容器隔離弁として（保安規定第43条にて）LCO設定されている。

以 上

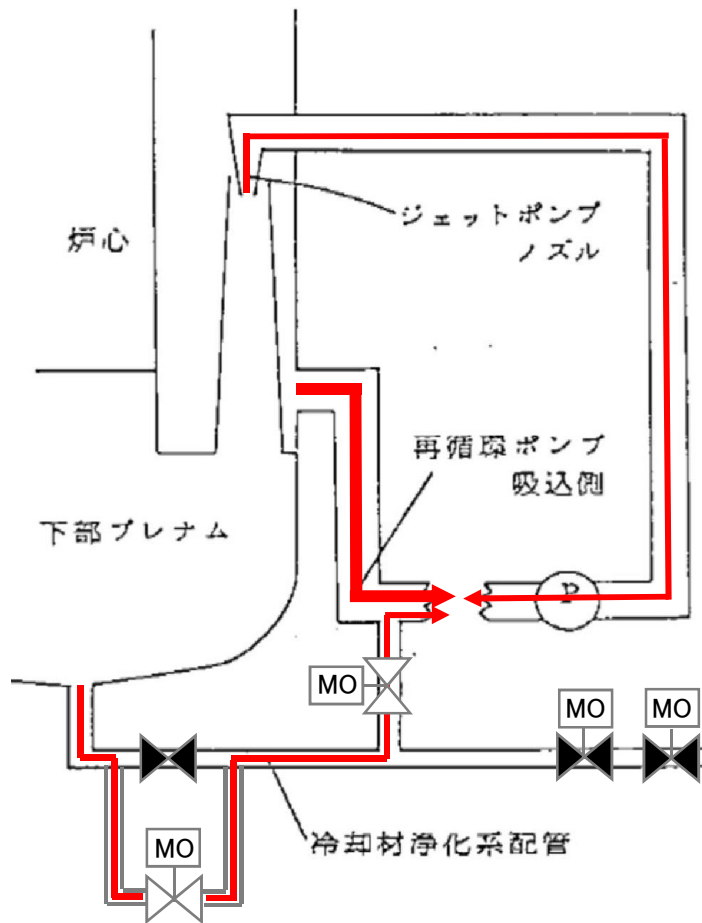
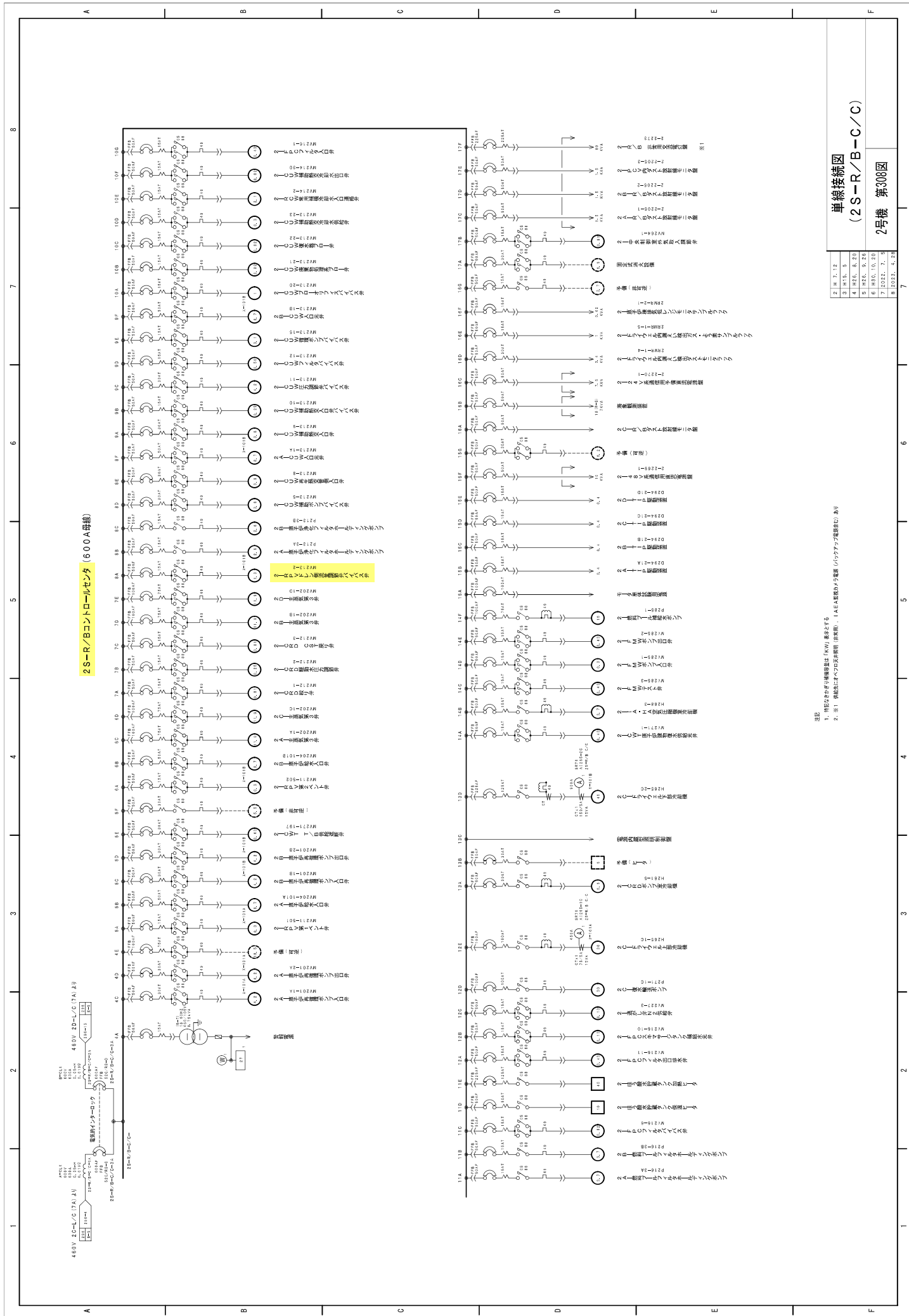


図 DBA解析におけるLOCA時の流出経路の詳細



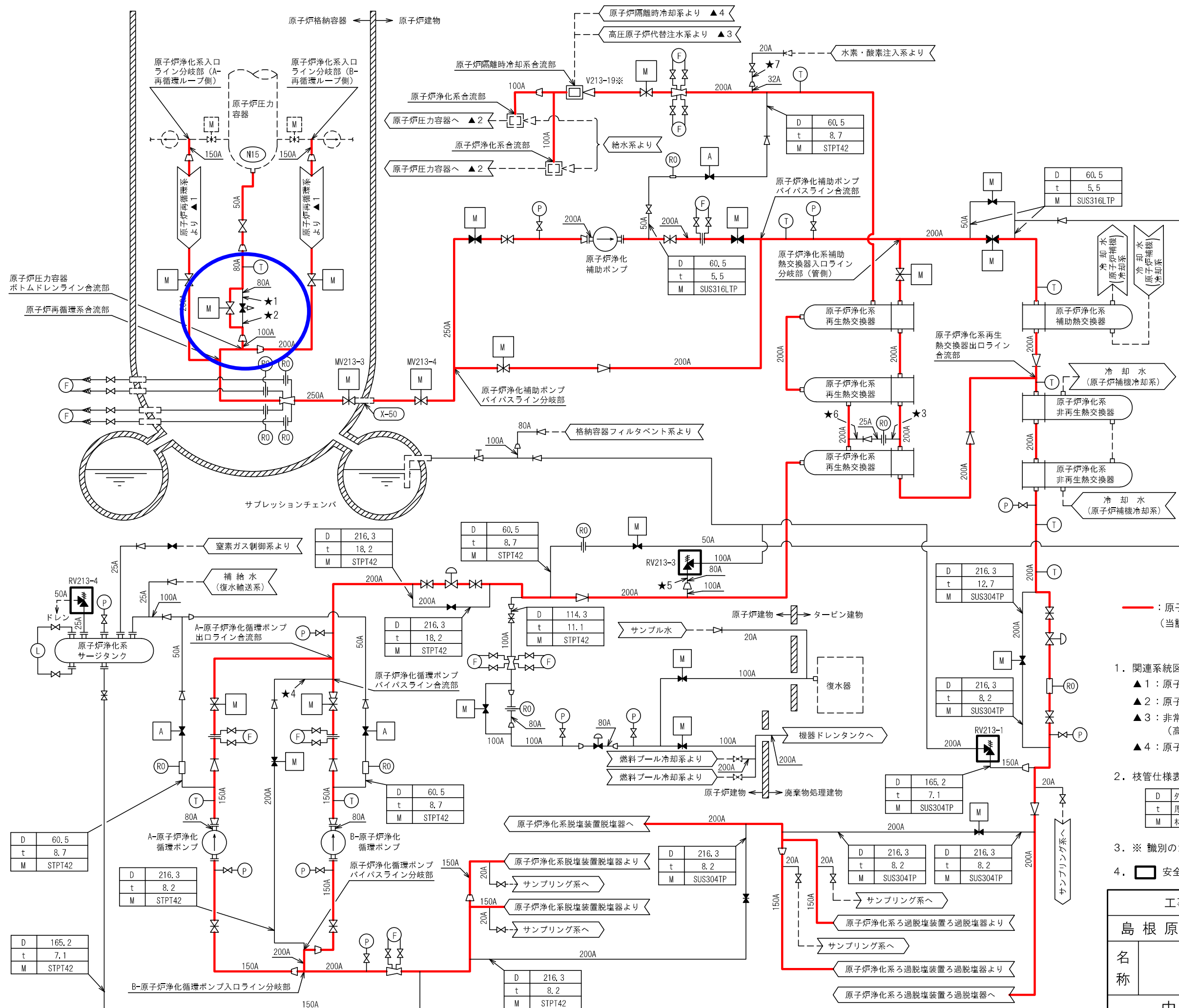
2S-R/Bコントロールセンタ (600A母線)

注記
 1. 用記はかき付機番記号「KW」表示とする
 2. ※1 機番は02は必須項目 (非標準)、「1A」は機番が02専用 (オプション設置機) あり

単線接続図
 (2S-R/B-C/C)

2	H 7. 12
3	H15. 5
4	H25. 8, 24
5	H35. 15, 24
6	H45. 15, 24
7	H55. 21, 24
8	H65. 21, 24

2号機 第308図



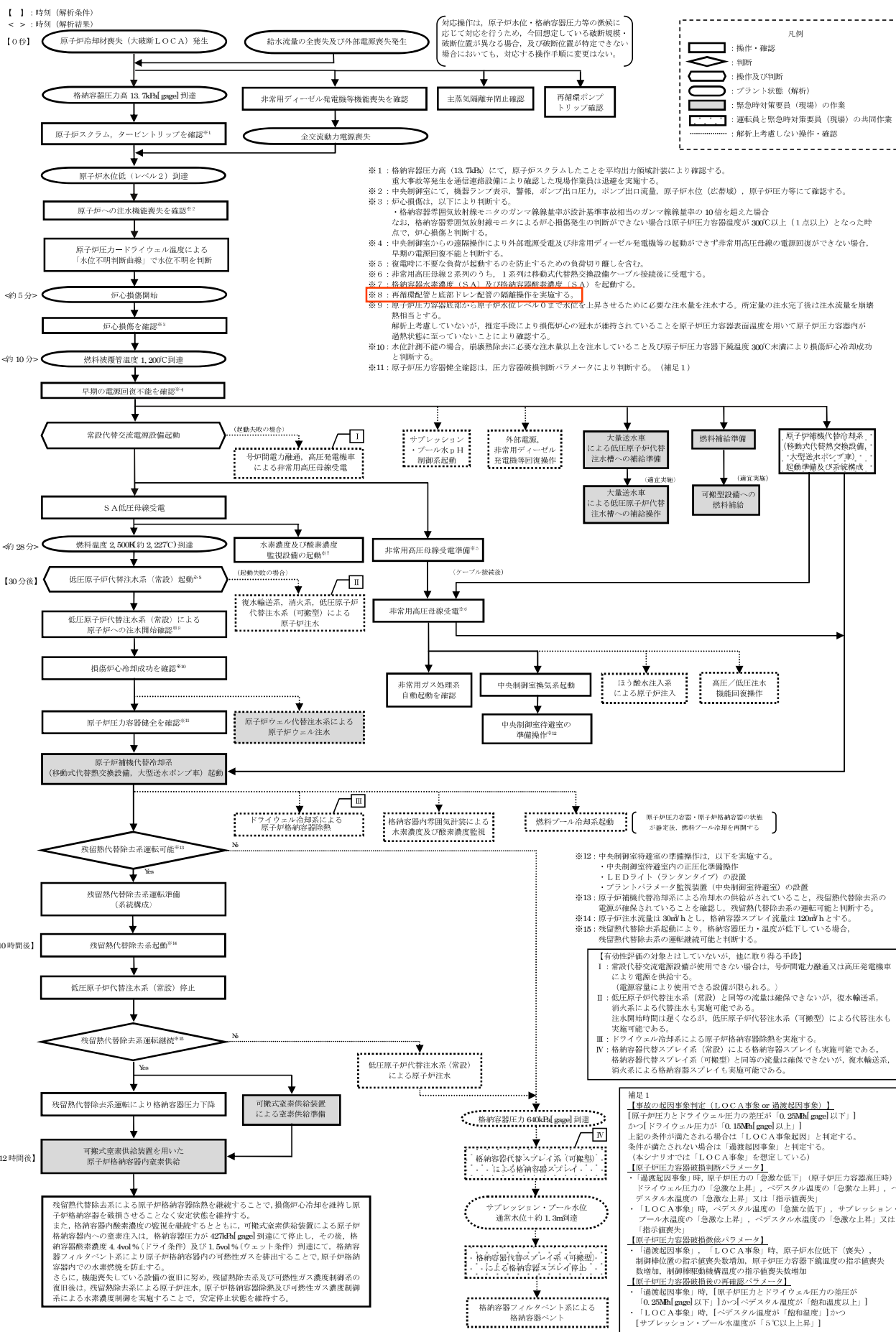
★1	D 89.1 t 7.6 M SUS316TP	★2	D 89.1 t 7.6 M SUS316TP
★3	D 34.0 t 4.5 M SUS316LTP	★4	D 216.3 t 18.2 M STPT42
★5	D 89.1 t 11.1 M STPT42	★6	D 34.0 t 6.4 M STPT42
★7	D 27.2 t 5.5 M STPT410		

— : 原子炉冷却材浄化設備 (原子炉浄化系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

- 関連系統図
 - ▲1 : 原子炉冷却材再循環設備系統図 (原子炉再循環系)
 - ▲2 : 原子炉冷却材の循環設備系統図 (給水系)
 - ▲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 : 原子炉冷却材補給設備系統図 (原子炉隔離時冷却系)
- 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

工事計画認可申請		第4-7-1-2-1図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉冷却材浄化設備系統図 (原子炉浄化系) (設計基準対象施設)	
中国電力株式会社		



第 3.1.2.1-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

<目次>

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

ii 重大事故等対処設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

ii 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 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

(b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水

(d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 （淡水／海水）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

復水・給水系，高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。

(a) 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

i 手順着手の判断基準

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

ii 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-7図に，タイムチャートを第1.4-8図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水準備開始を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B－原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B－原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B－CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁の全閉操作を指示する。
- ②^aSA電源切替盤を使用する場合
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要なA－RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B－原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B－原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B－CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。
- ②^b非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合
中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。
現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要なA－RHR注水弁の電源切替えを実施する。また、中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B－原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B－原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B－CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。
- ③中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、中央制御室にてA－RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、中央制御室にて低圧原子炉代替注水ポンプ（1台）の起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑦当直副長は、原子炉压力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始を指示する。

表 1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト（蒸気タービンを除く。）（57/59）

設備区分	系統名	機器区分	変更前				変更後				
			名称	設計基準対象施設*1 耐震 重要度 分類	機器 クラス	設備 分類	重大事故 等機器 クラス	名称	設計基準対象施設*1 耐震 重要度 分類	機器 クラス	設備 分類
熱交換器			原子炉浄化系補助熱交換器	B-2	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
			RV213-1	B-1	—	—	—	変更なし	—	—	—
			RV213-3	B-1	—	—	—	変更なし	—	—	—
			RV213-4	B-1	—	—	—	変更なし	—	—	—
安全弁及び逃がし弁			MV213-3	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			MV213-4	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化系入口ライン分岐部 (A-再循環ループ側) ~ 原子炉再循環系合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化系入口ライン分岐部 (B-再循環ループ側) ~ 原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
主要弁			原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部 ~ 原子炉再循環系合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉再循環系合流部 ~ 弁 MV213-4	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			弁 MV213-4 ~ 原子炉浄化補助ポンプバイパスライン分岐部	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化補助ポンプバイパスライン分岐部 ~ 原子炉浄化補助ポンプ	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
主配管			原子炉圧力容器 ~ 原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化補助ポンプ ~ 原子炉浄化補助ポンプバイパスライン合流部	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉圧力容器 ~ 原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化補助ポンプ ~ 原子炉浄化補助ポンプバイパスライン合流部	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
原子炉冷却材浄化設備			原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (管側)	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (管側) ~ 原子炉浄化系再生熱交換器	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉圧力容器 ~ 原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	S	77A1	—	—	変更なし	—	—	—
			原子炉浄化補助ポンプ ~ 原子炉浄化補助ポンプバイパスライン合流部	B-1	77A3	—	—	変更なし	—	—	—

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</p> <p><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</p> <p>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. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_a \geq 1$, $S_e > 2.4 \cdot S_m$</p> <p>b. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_a \geq 1$, $S_n' > 2.4 \cdot S_m$</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、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。

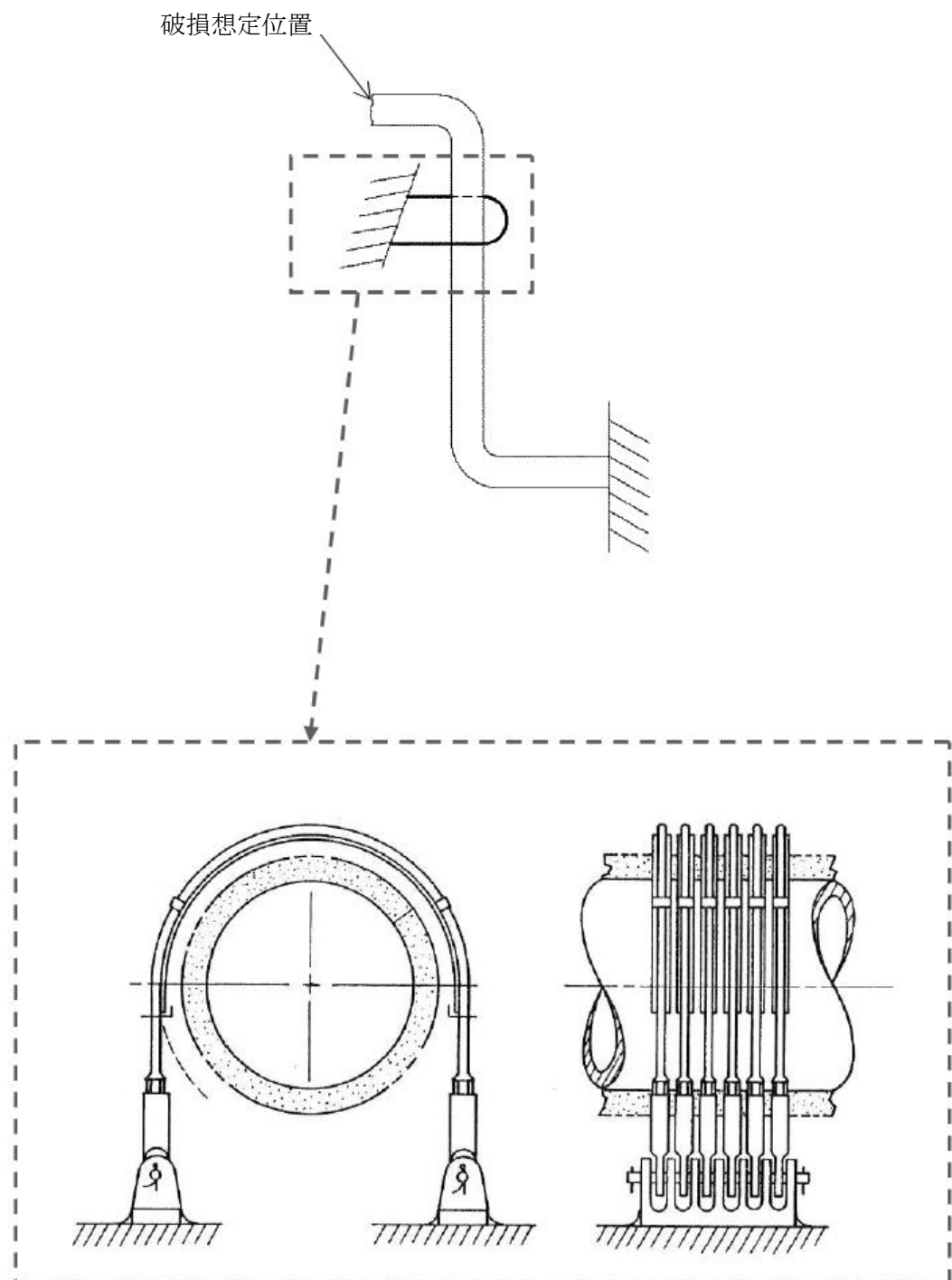


図2-1 パイプホイップレストレイント構造図（例）

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。

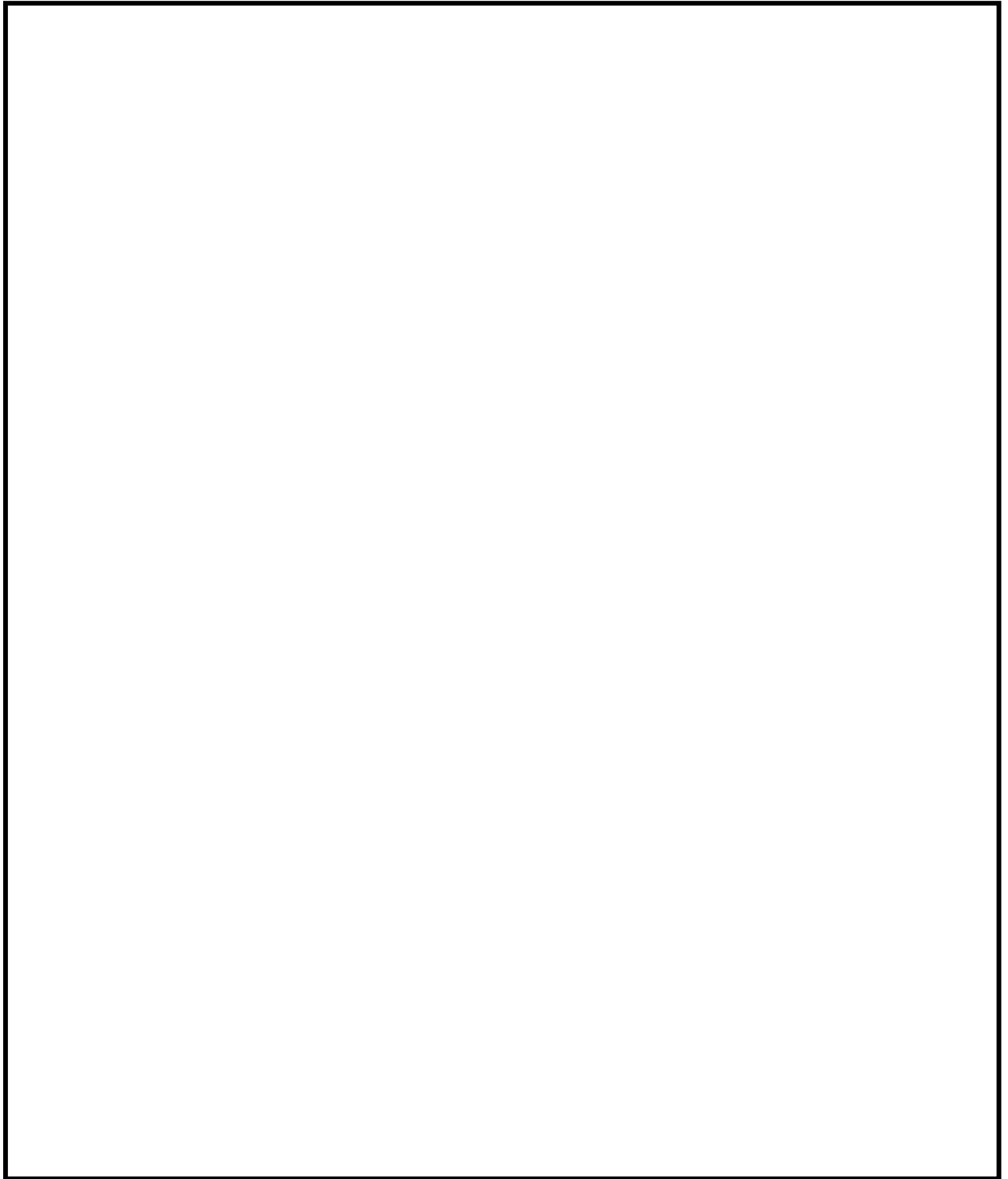


図3-1 障壁による区画図

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蔵する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 NC 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、J E A G 4 6 1 3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 $(1/3) \cdot S_d$ ($S_d - D$, $S_d - F 1$, $S_d - F 2$, $S_d - N 1$, $S_d - N 2$, 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 ($S_d - D$, $S_d - F 1$, $S_d - F 2$, $S_d - N 1$, $S_d - N 2$, 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 $S_d - D$, $S_d - F 1$, $S_d - F 2$, $S_d - N 1$, $S_d - N 2$, 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。

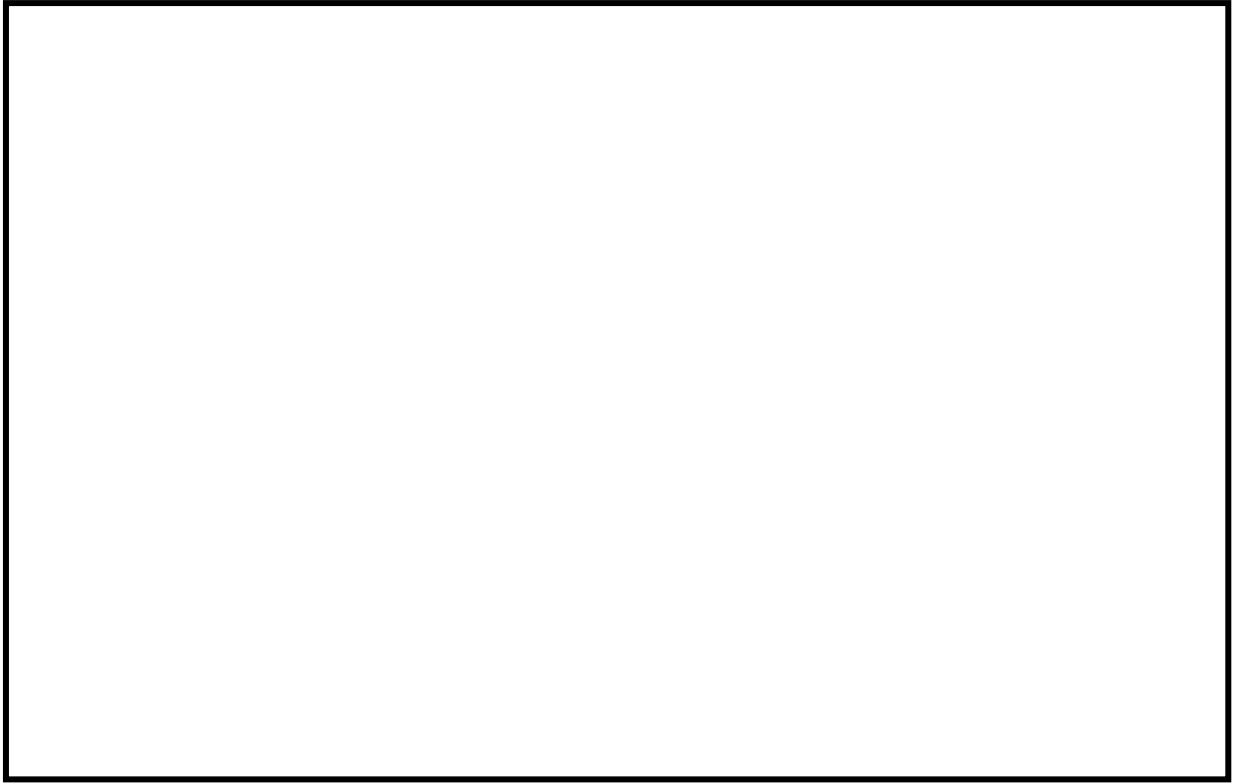


図 4-1 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-1）

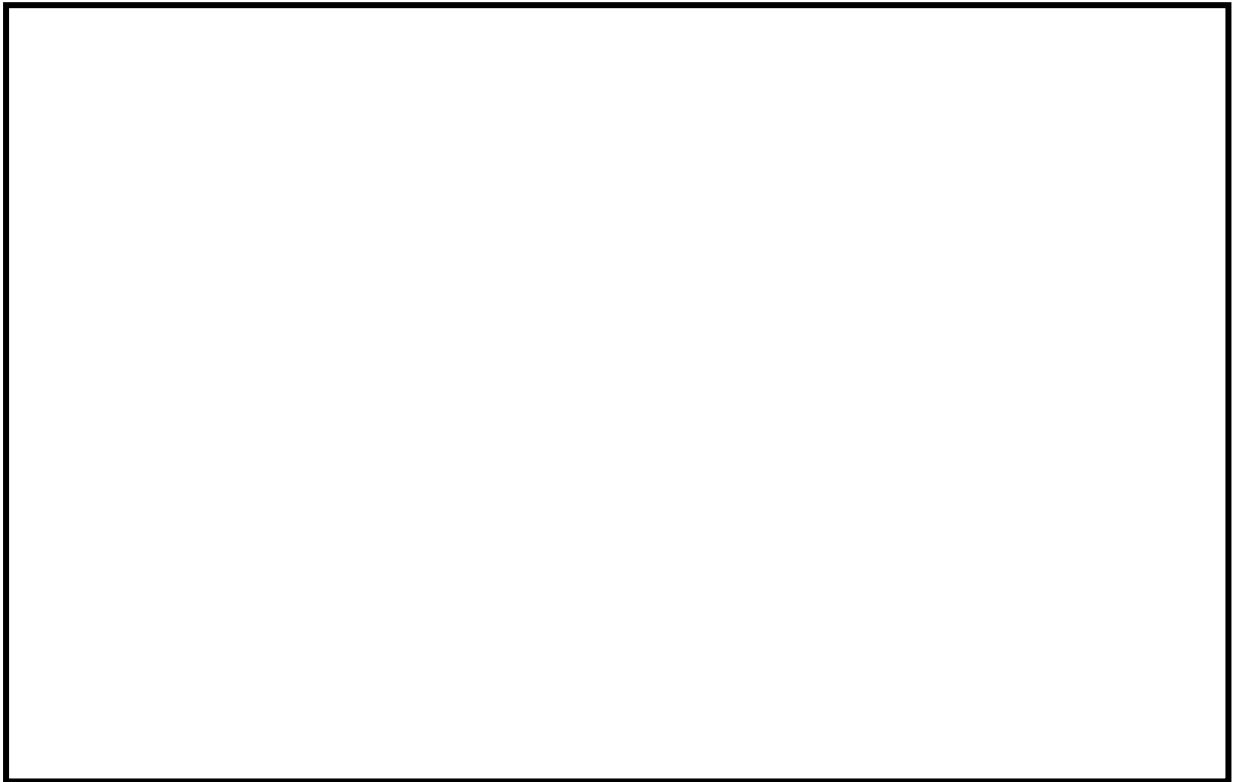


図 4-2 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-2）



図 4-3 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-1）

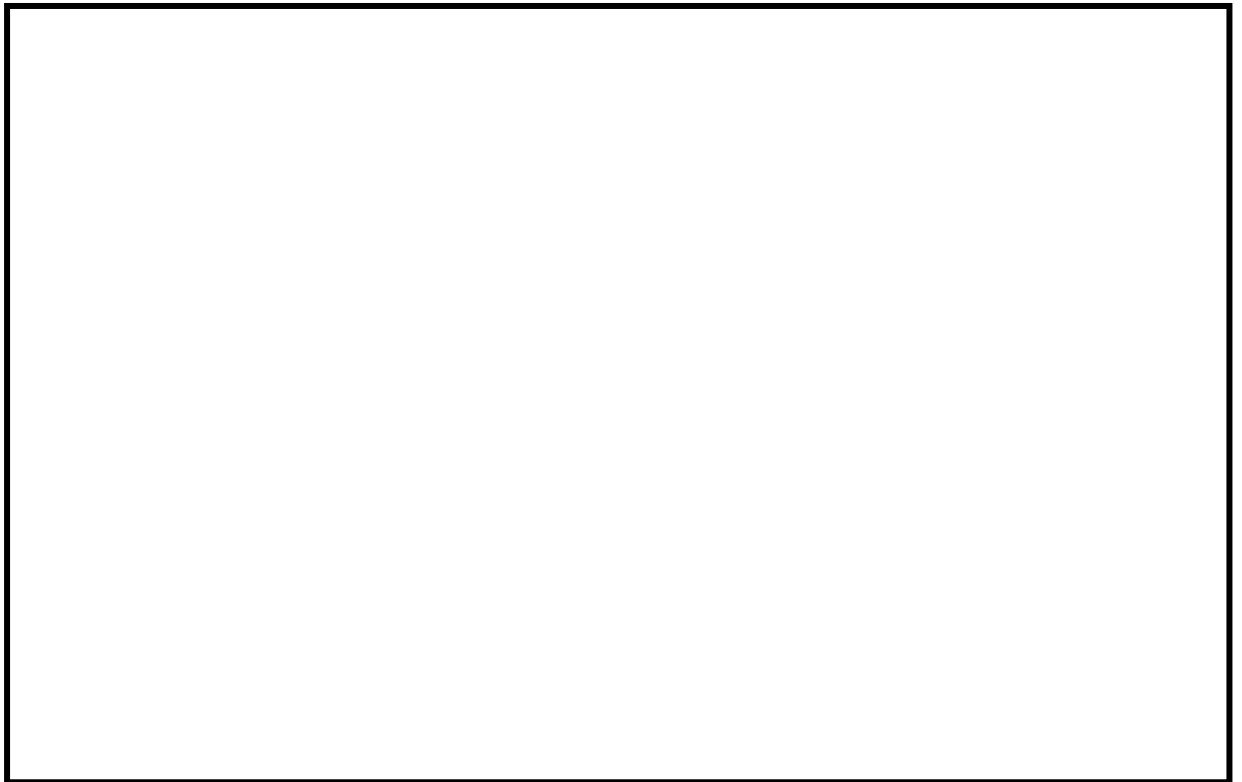


図 4-4 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-2）

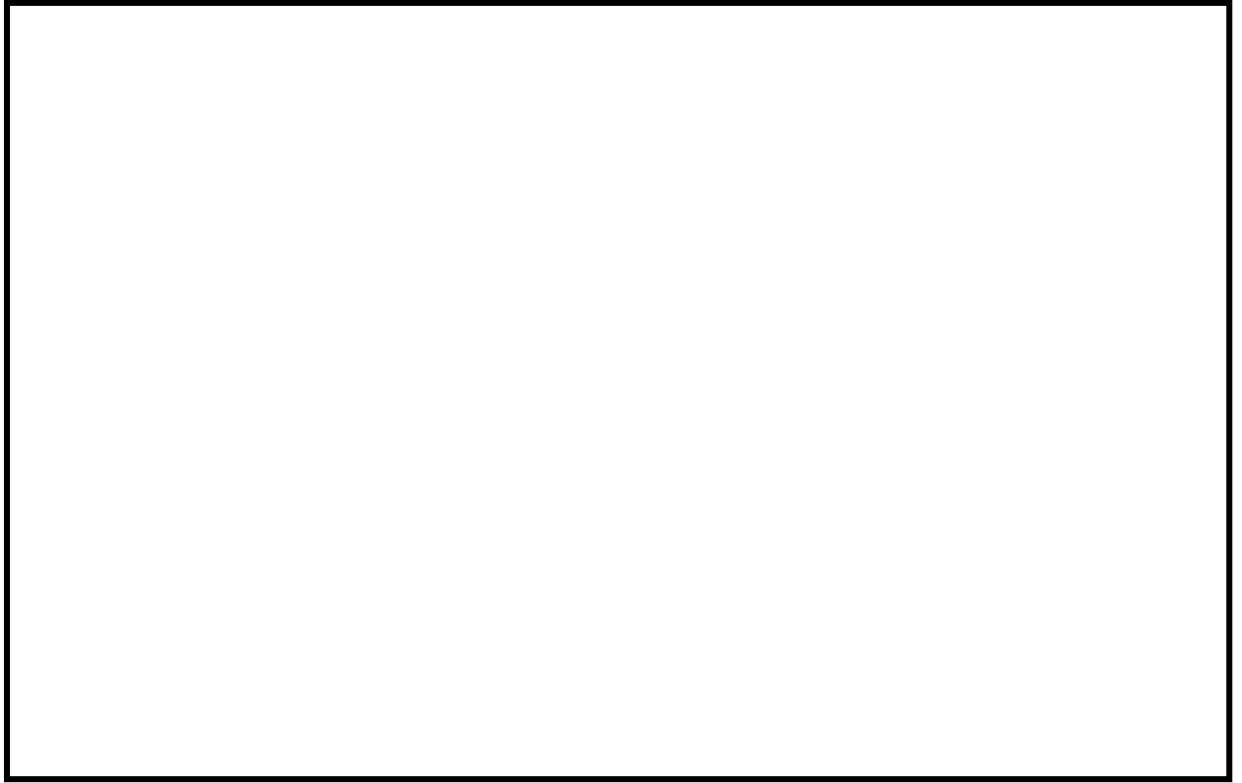


図 4-5 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-3）

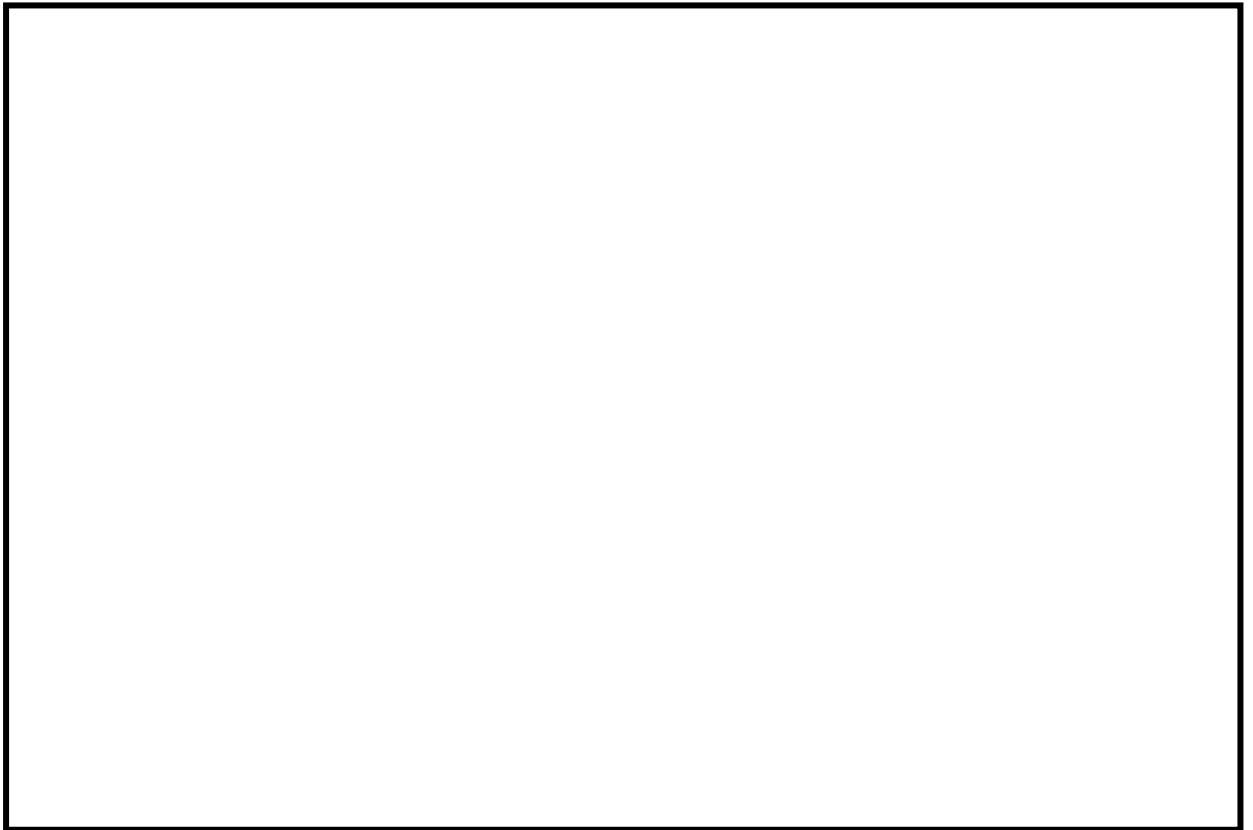


図 4-6 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-4）

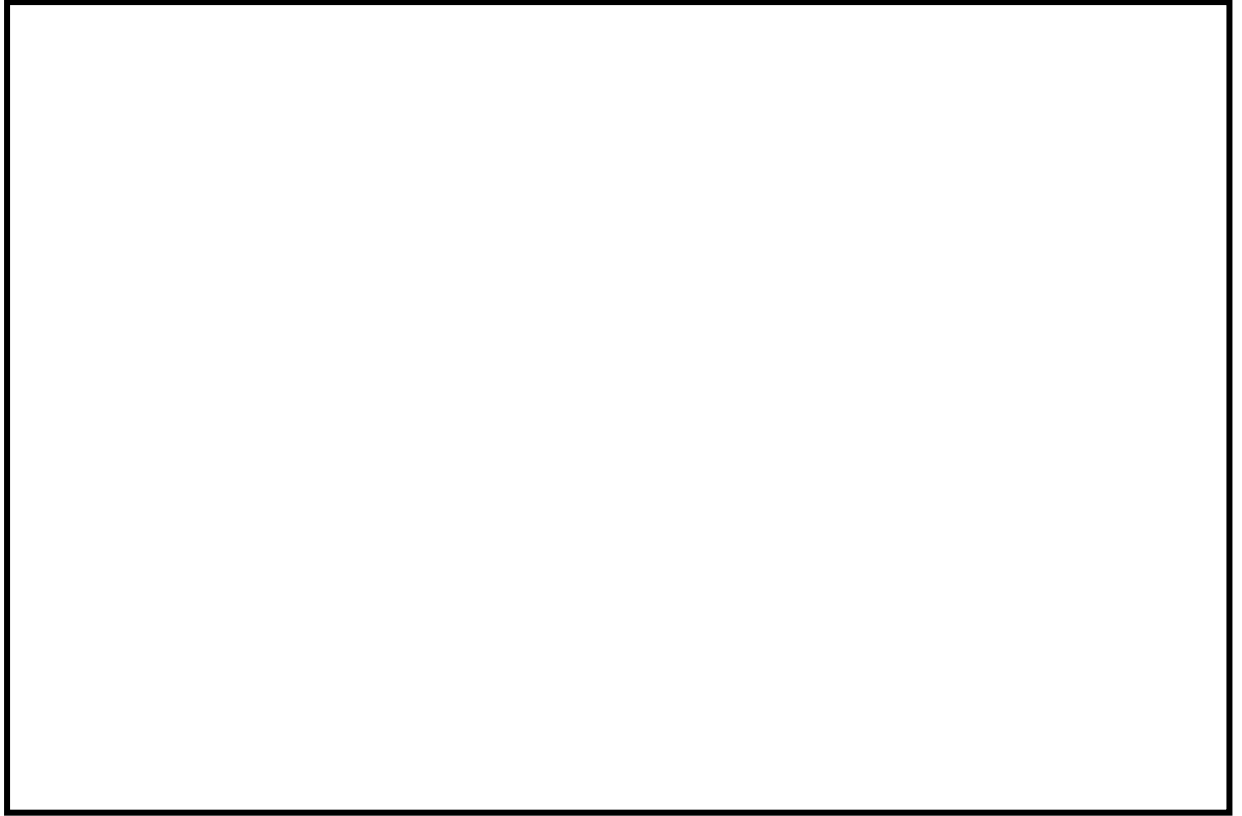


図 4-7 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-1）

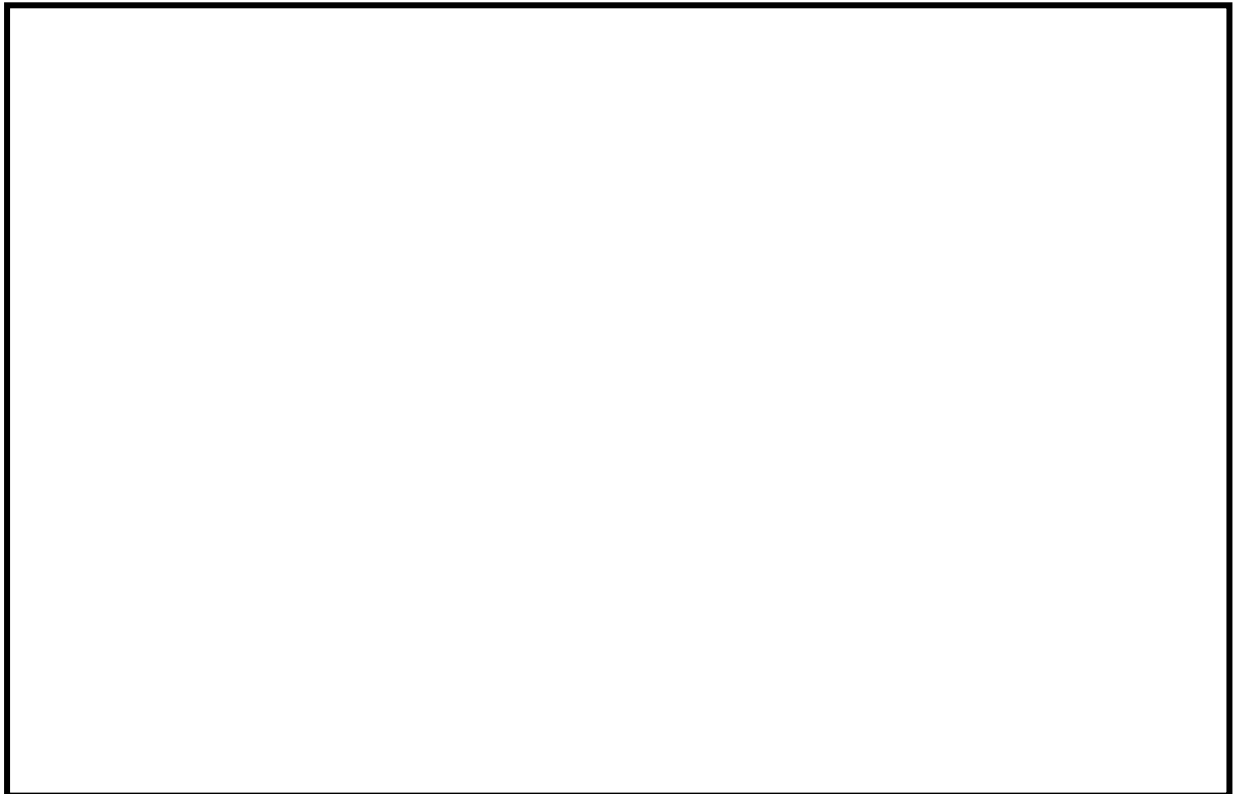


図 4-8 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-2）

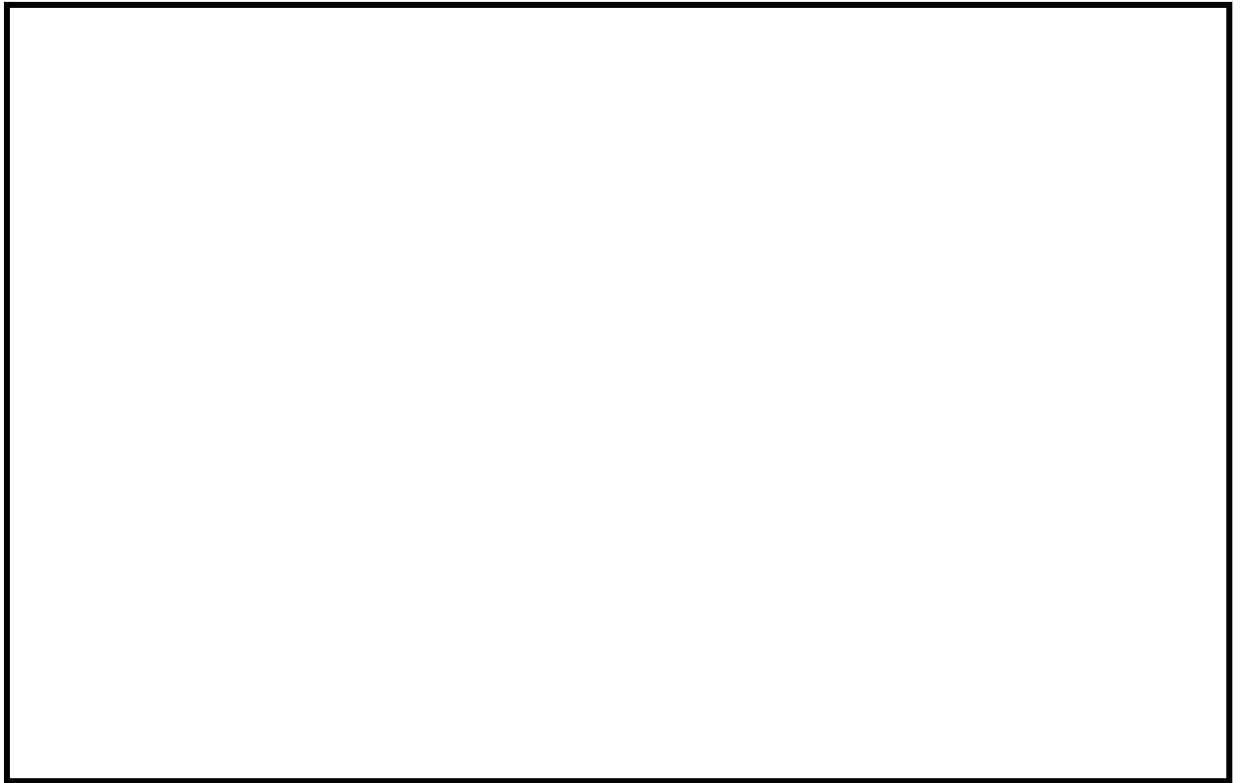


図 4-9 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-PD-1）

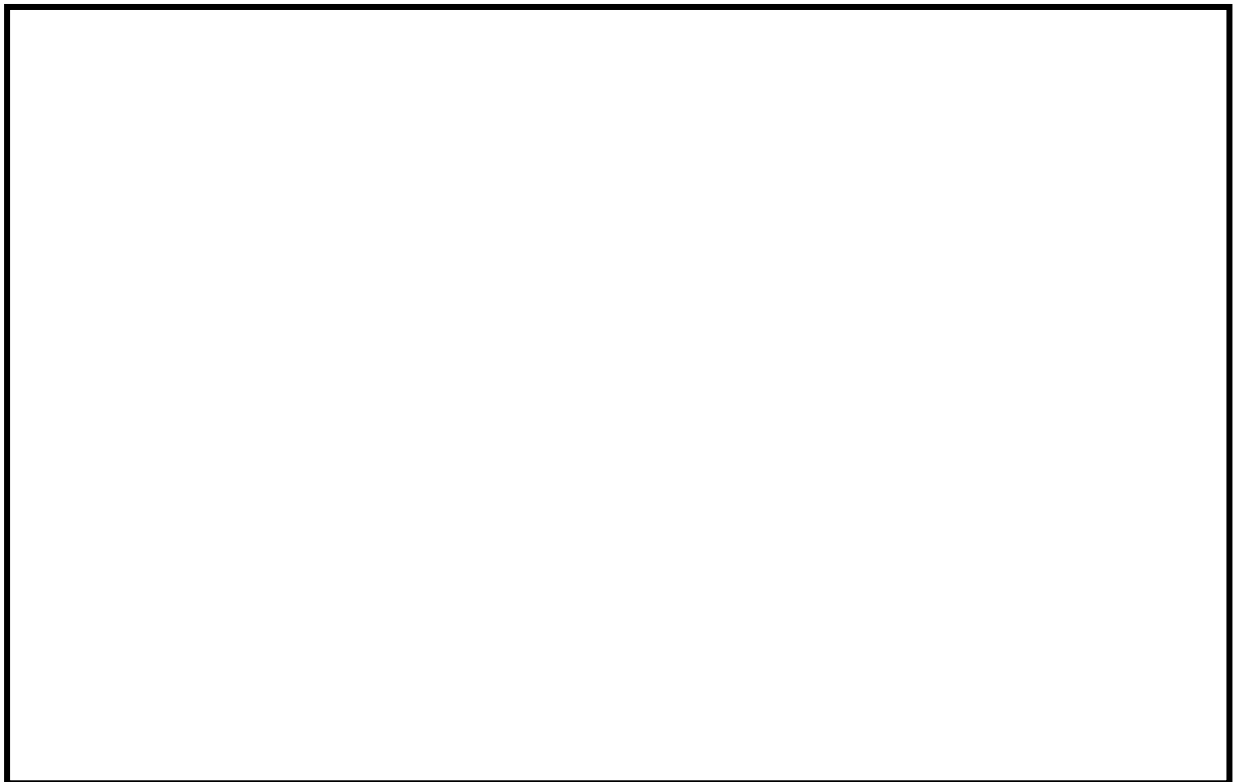


図 4-10 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-R-3）



図 4-11 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-4）

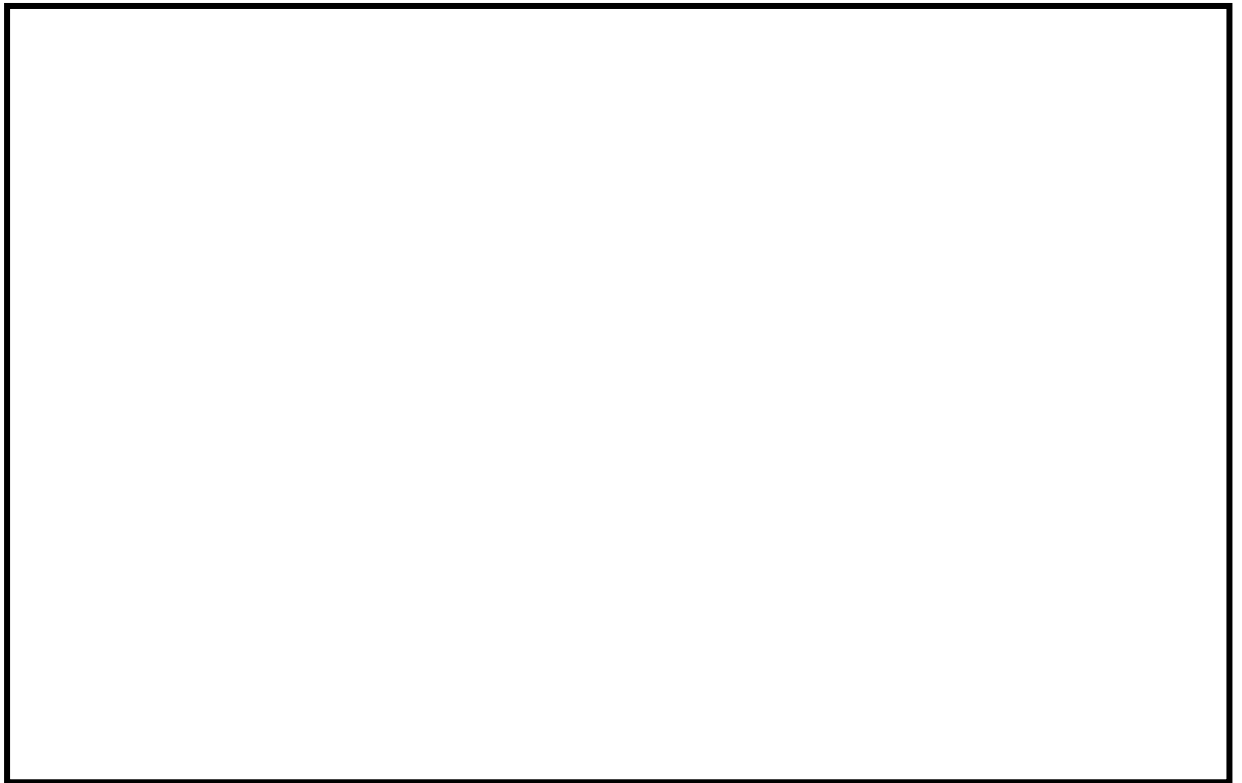


図 4-12 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-5）

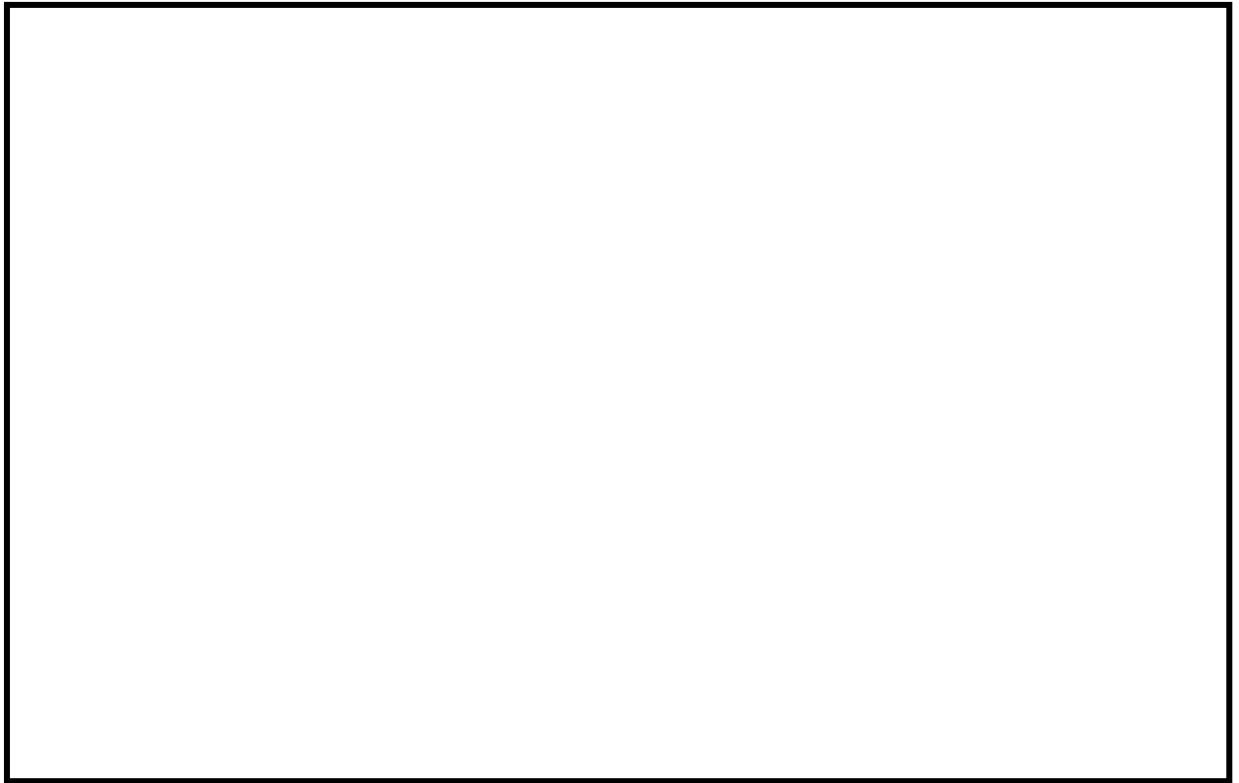


図 4-13 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-6）

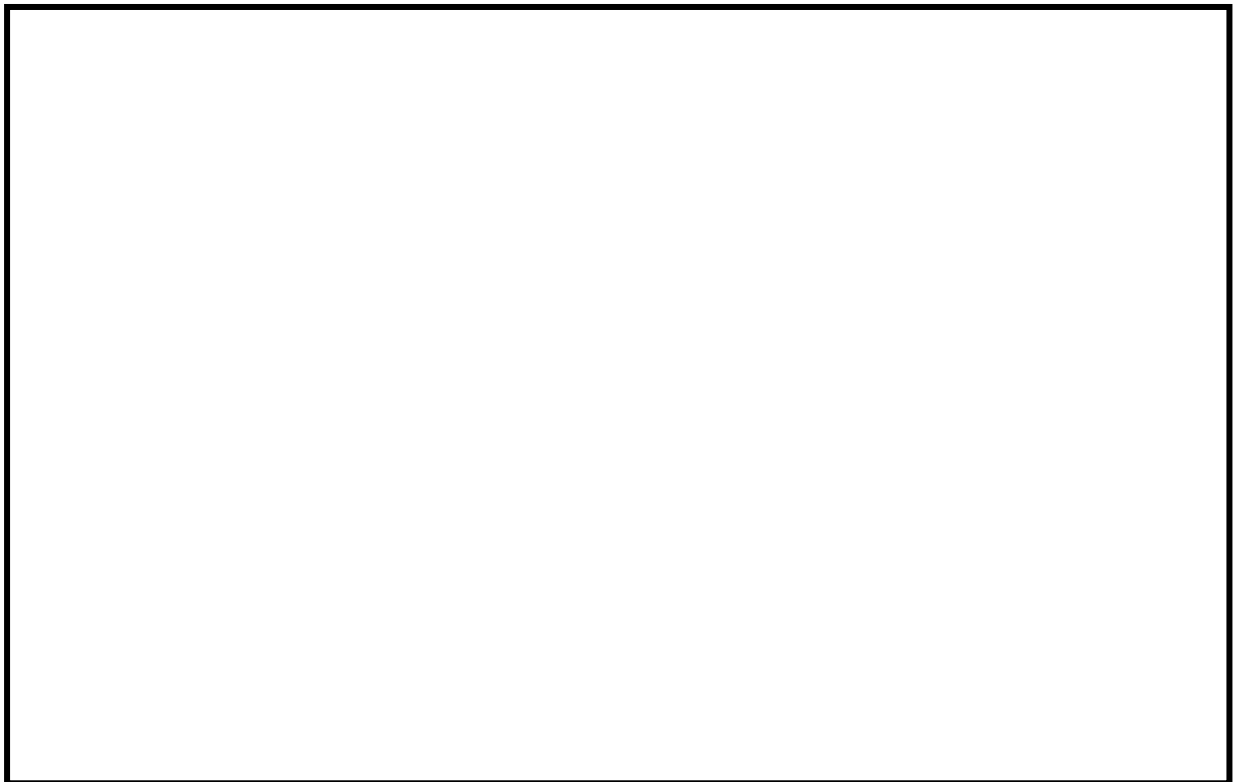


図 4-14 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-7）

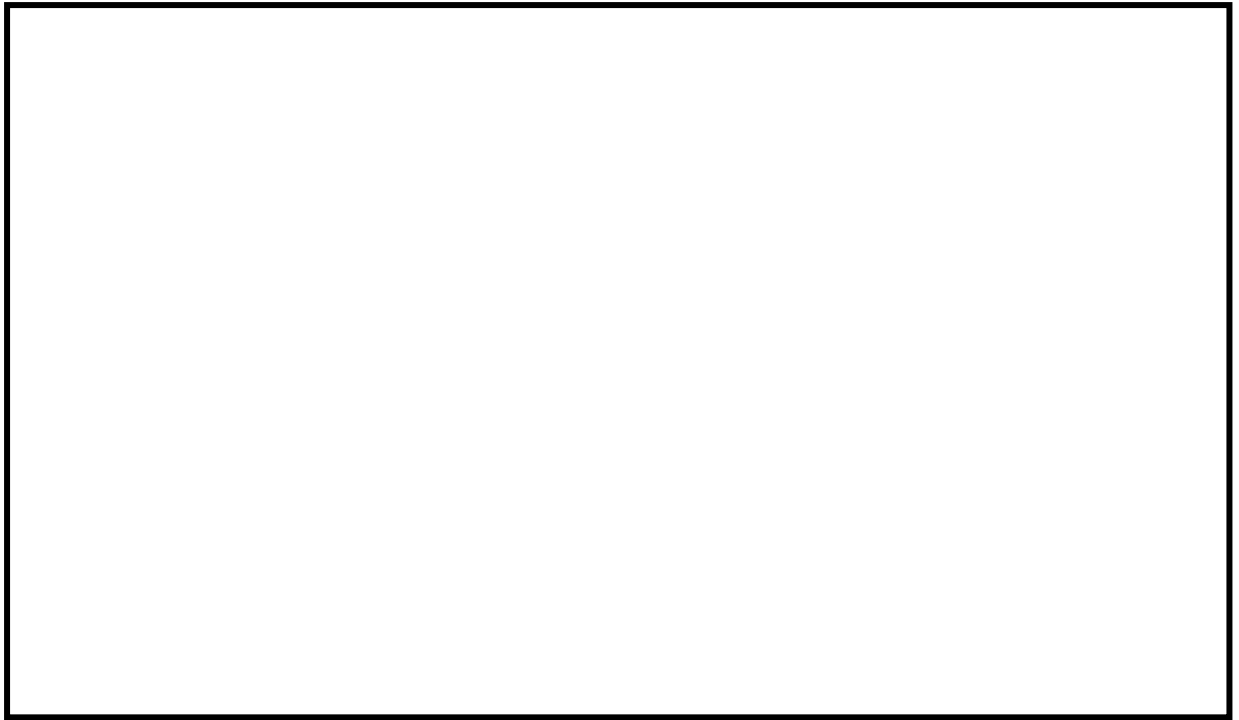


図 4-15 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-5A)

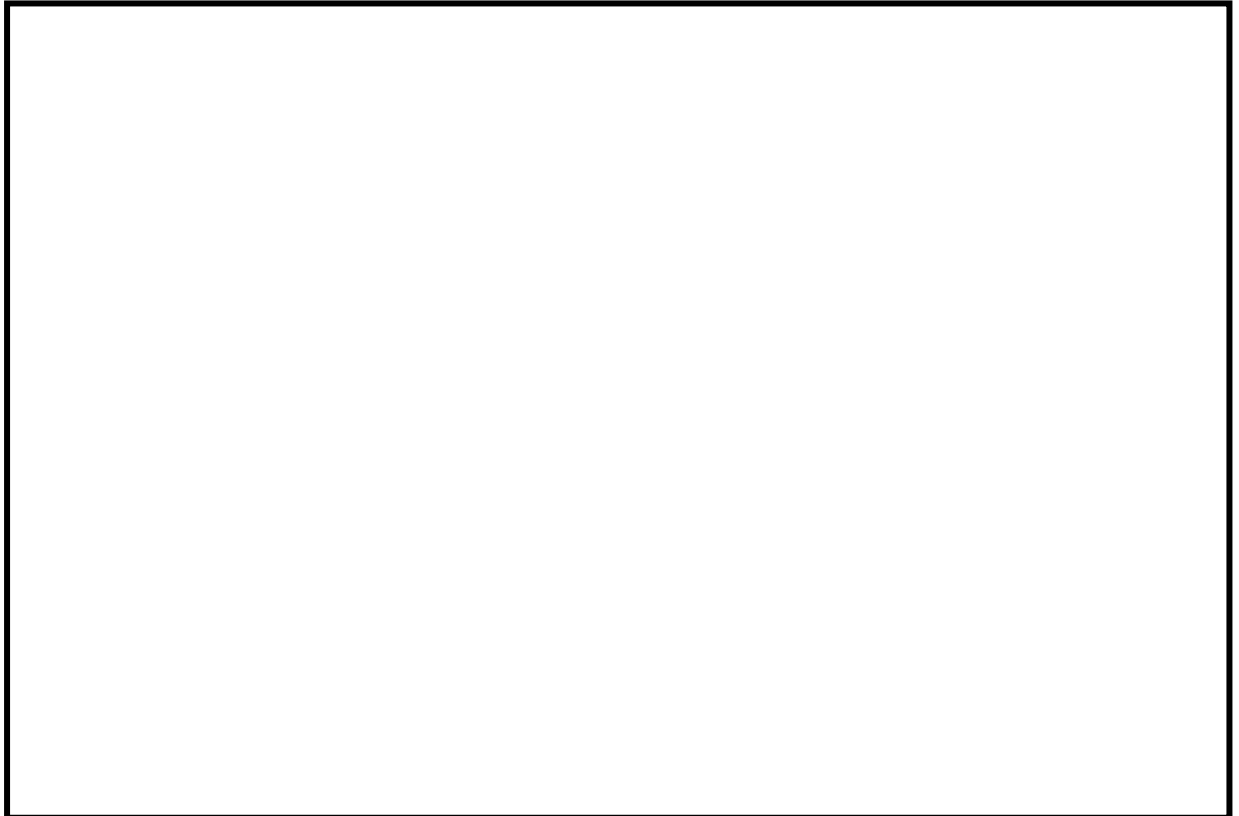


図 4-16 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-11)

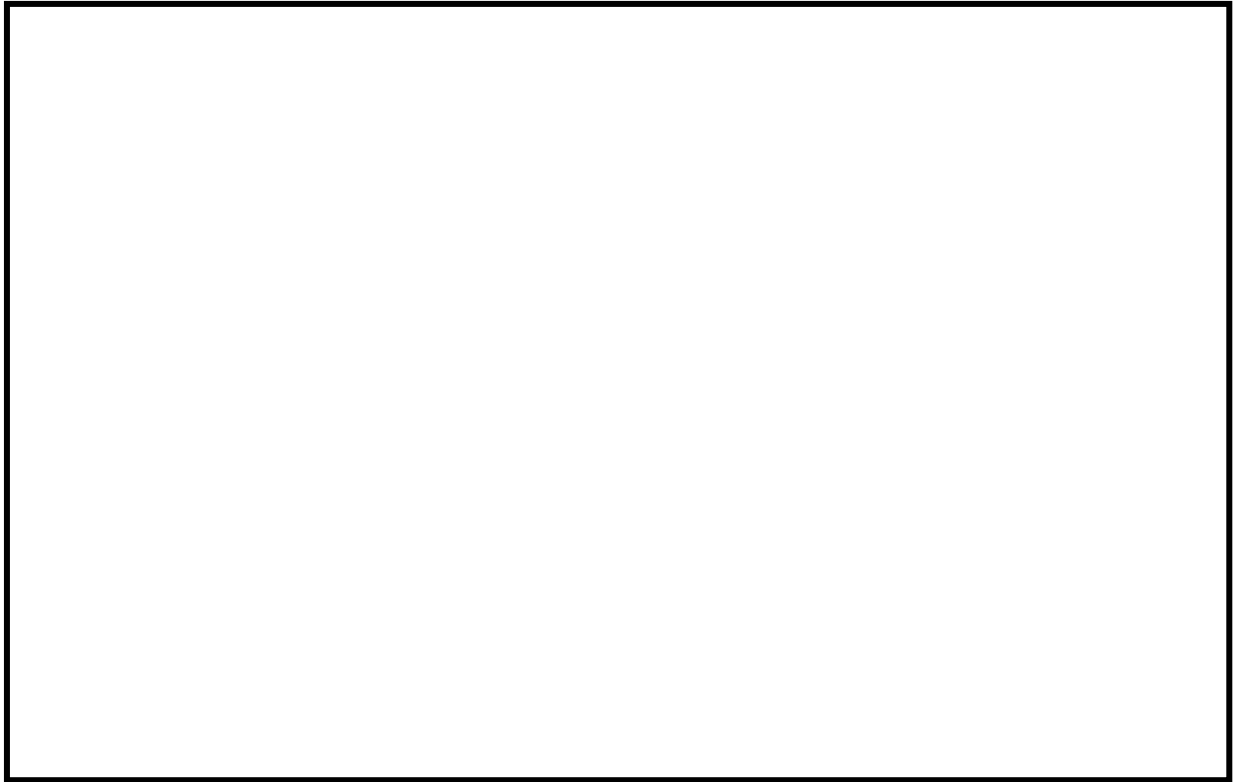


図 4-17 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-R-16）

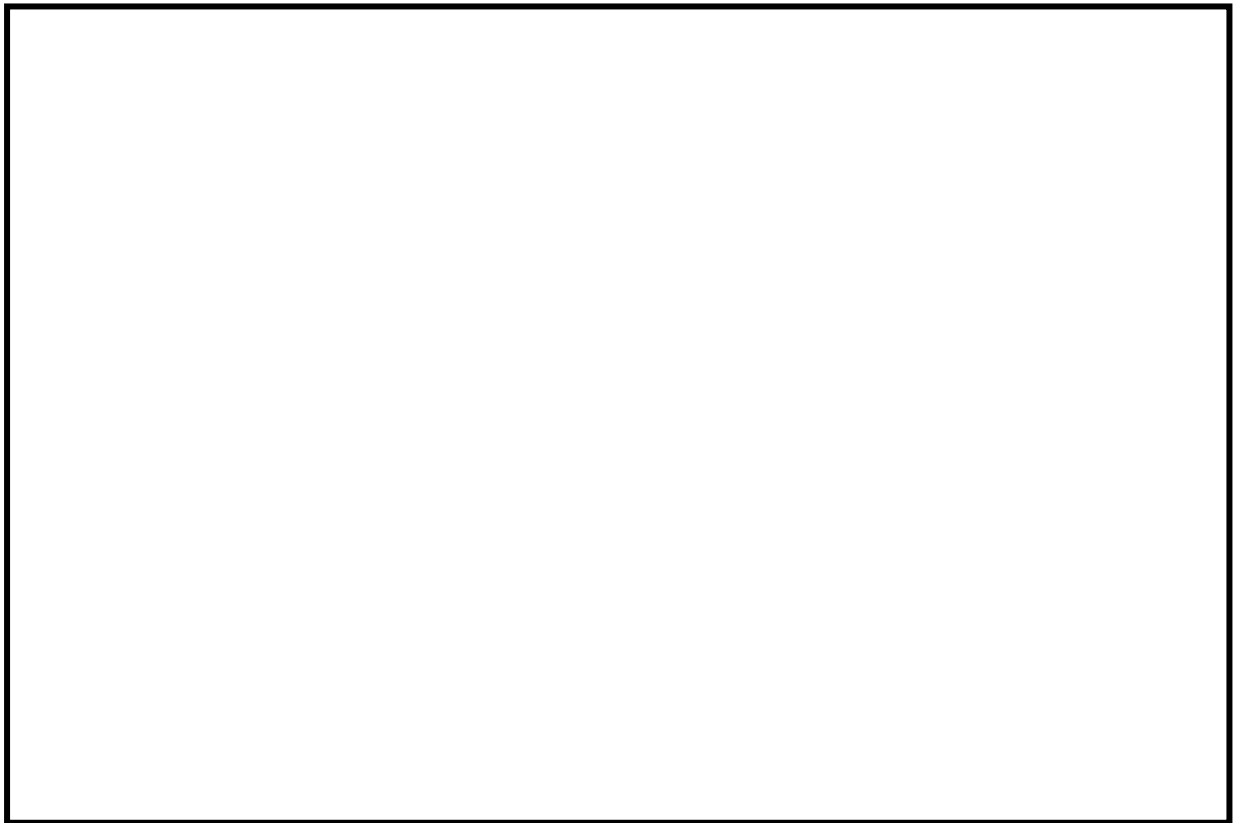


図 4-18 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-PD-1）

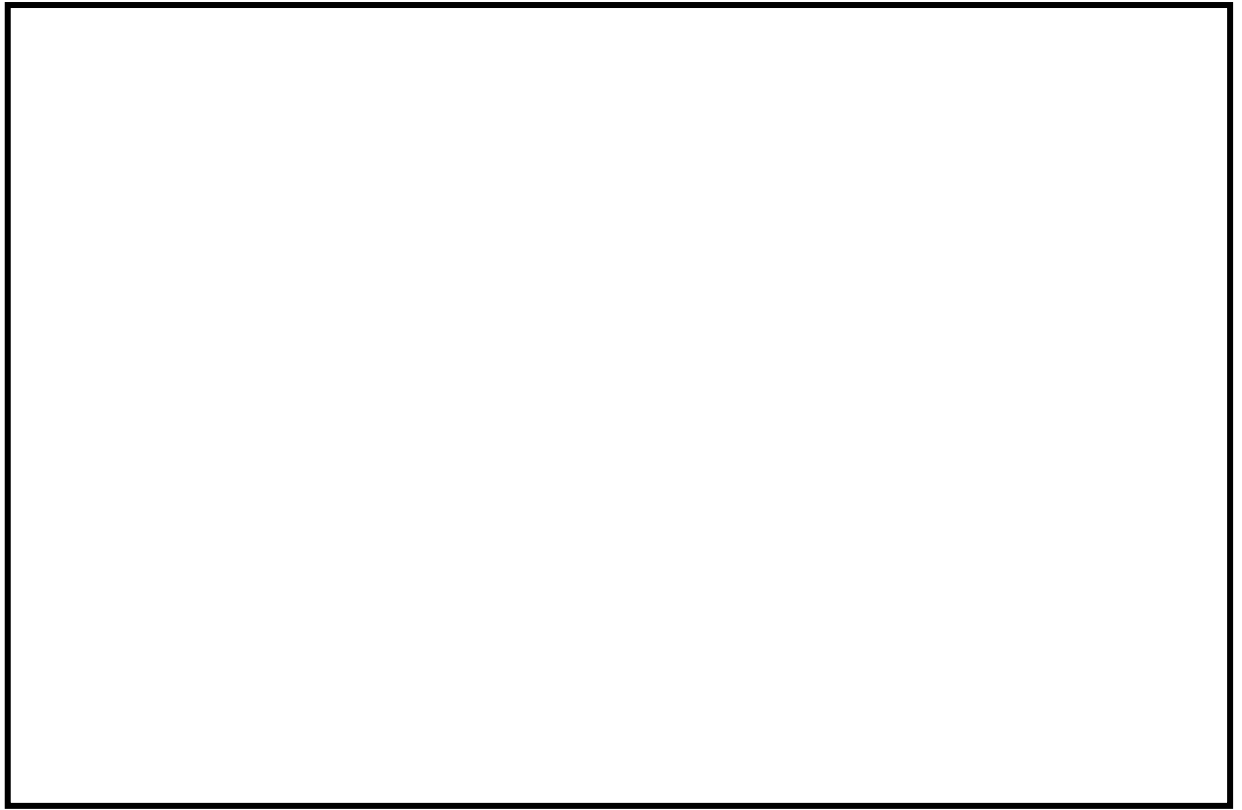


図 4-19 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-R-1）

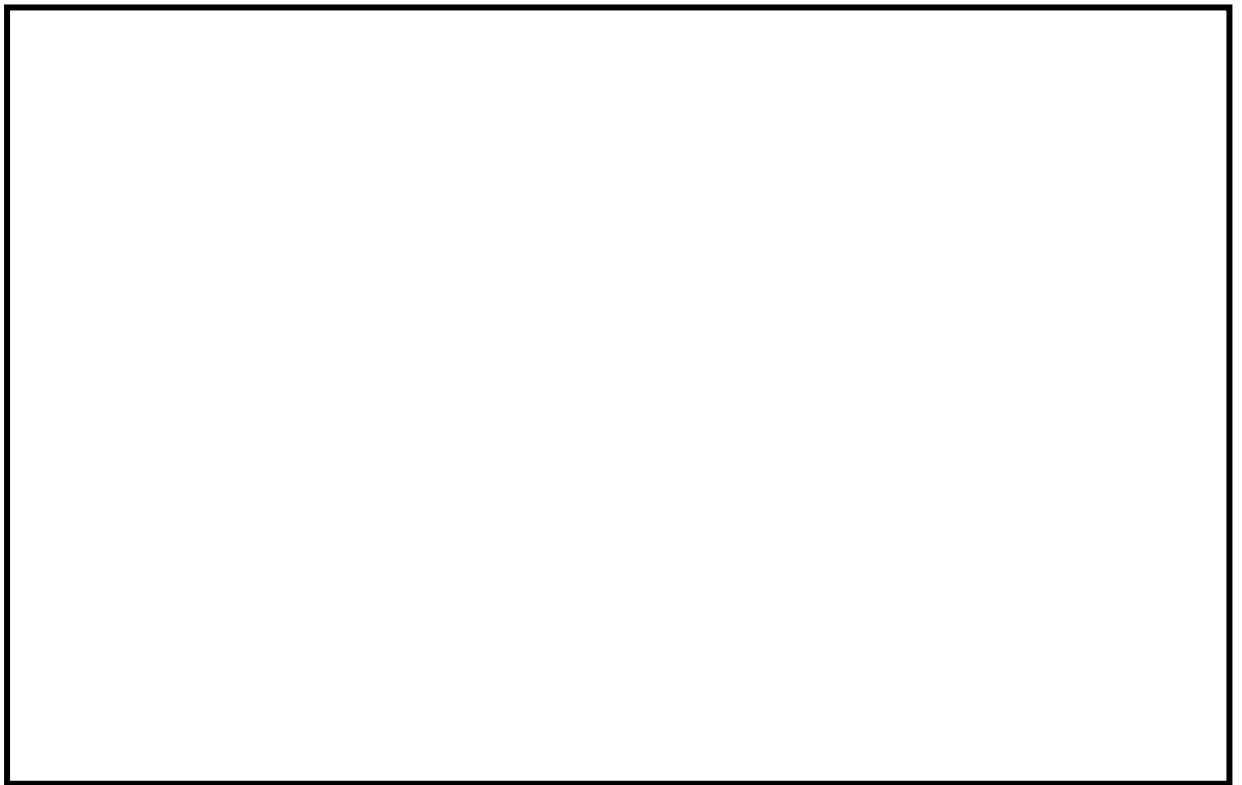


図 4-20 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-PD-1）

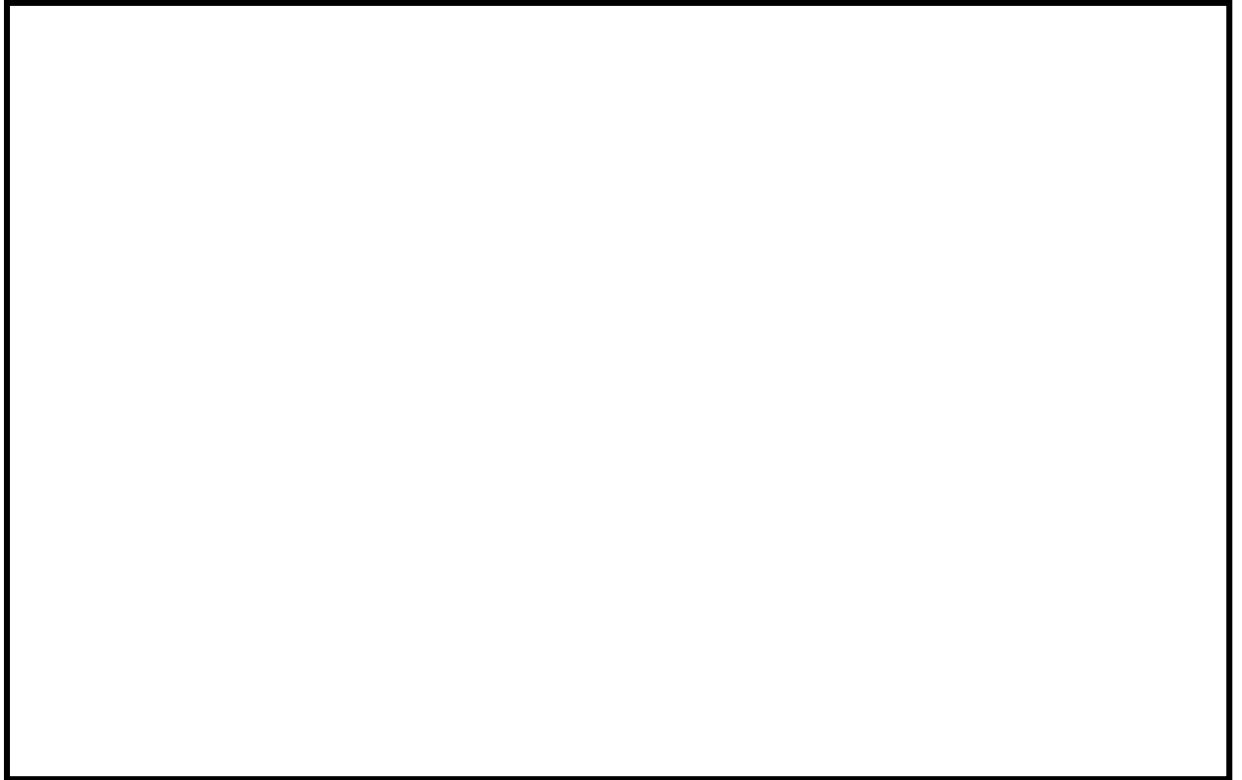


図 4-21 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-R-2）

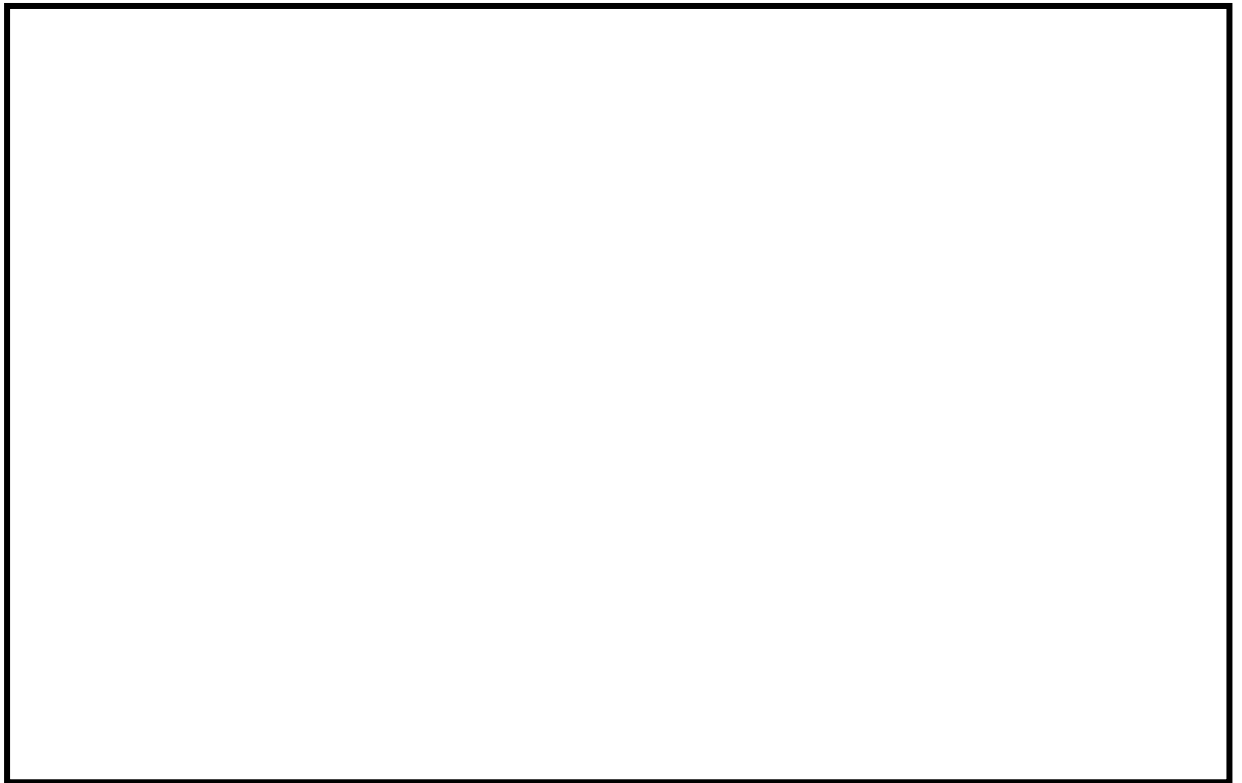


図 4-22 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-PD-1）

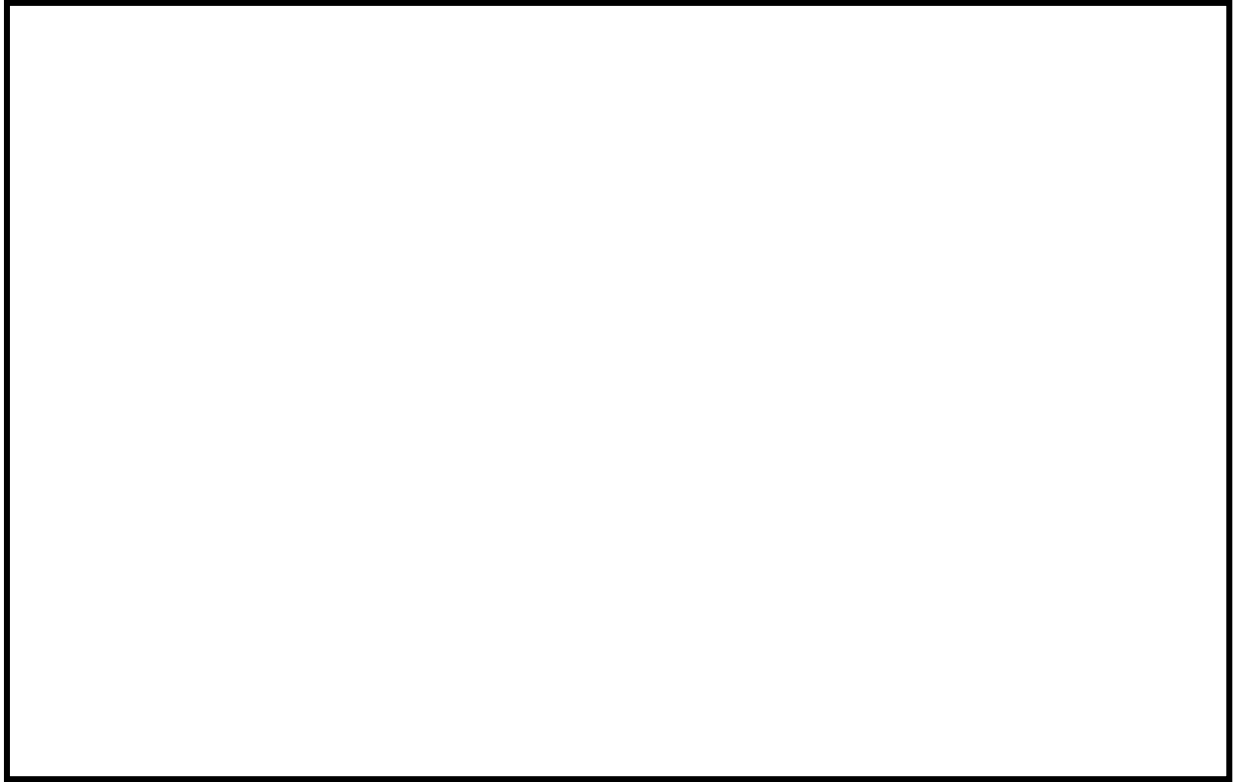


図 4-23 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-R-2）

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。

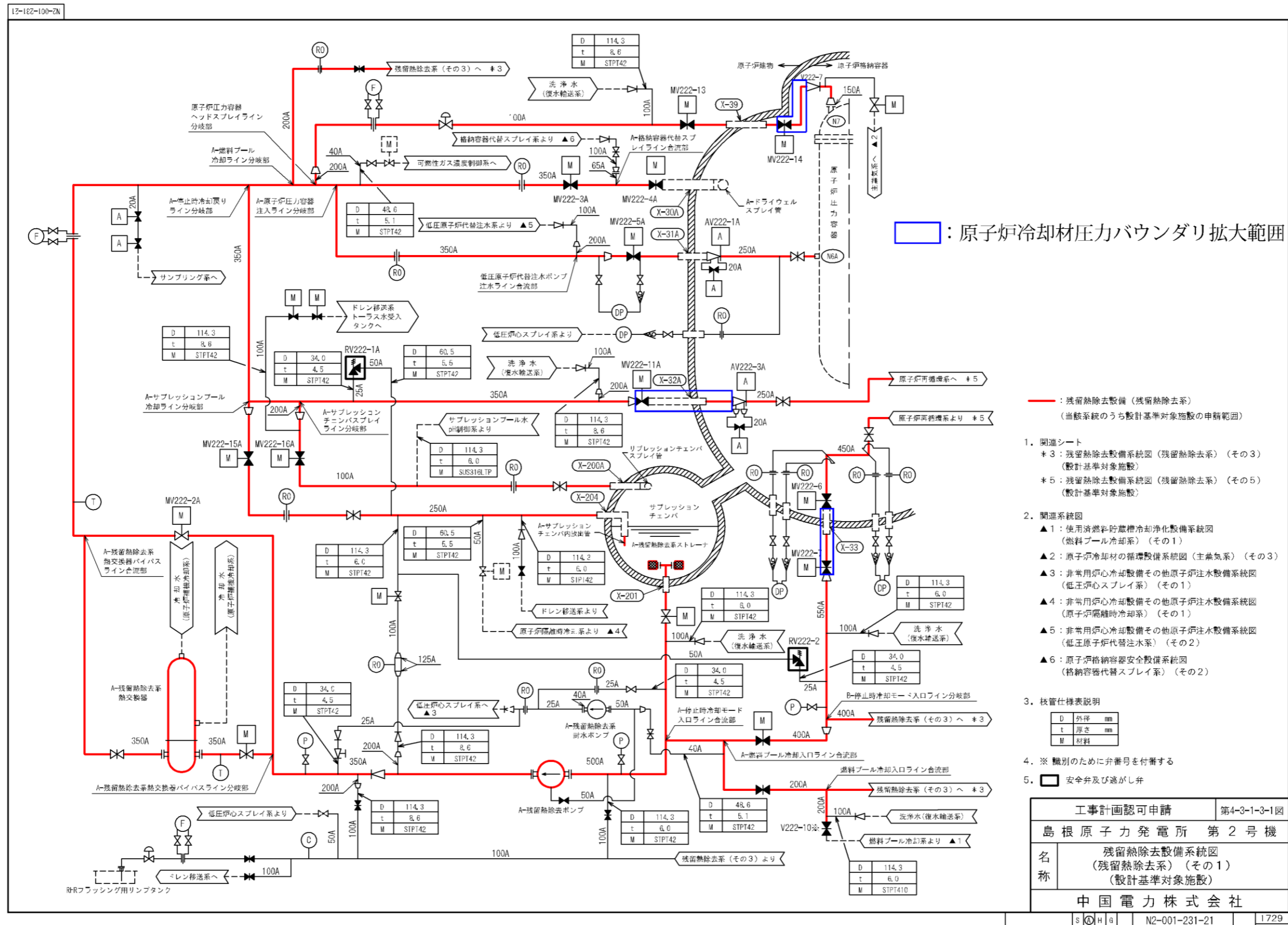


図5-1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (A系) より)

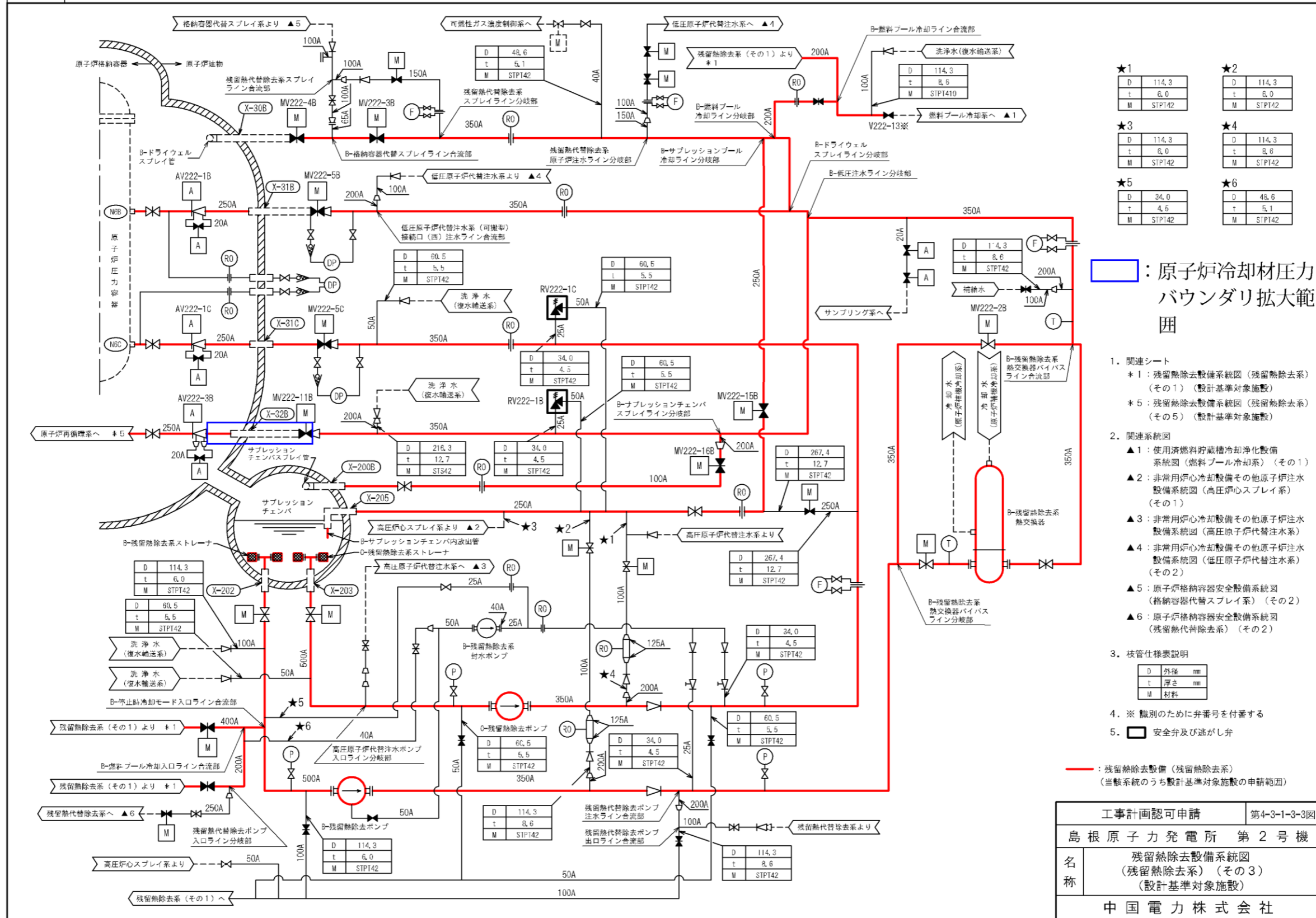


図5-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (B系) より)

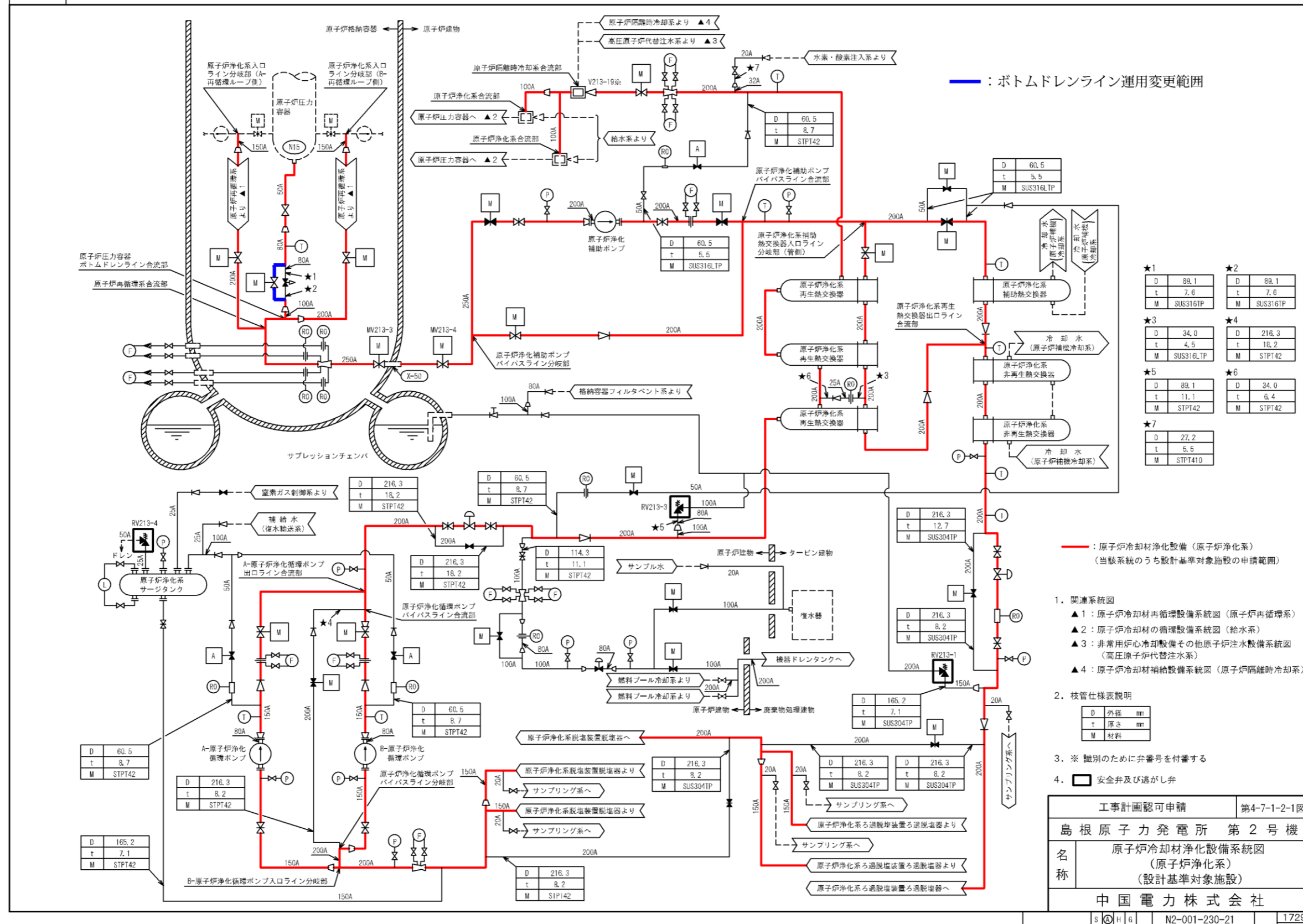


図5-3 ボトムドレンライン運用変更範囲 (原子炉浄化系系統図より)

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。

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

(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。

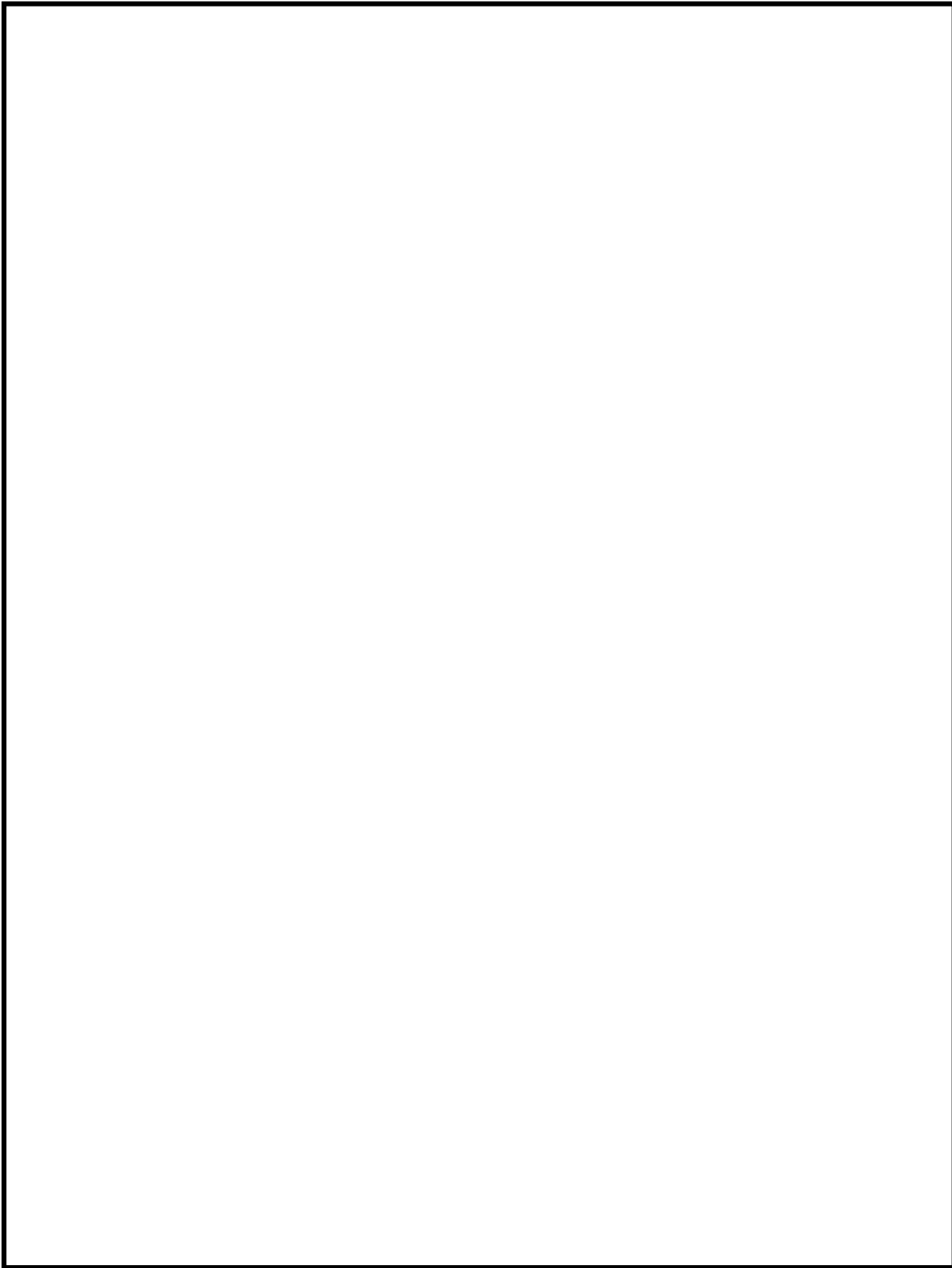


図 4-1 ガスタービン構造図

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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>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> $P = \sum_i (P_{1i} \times P_{2i} \times P_{3i}) \quad (i = B, C, D, R)$ <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>

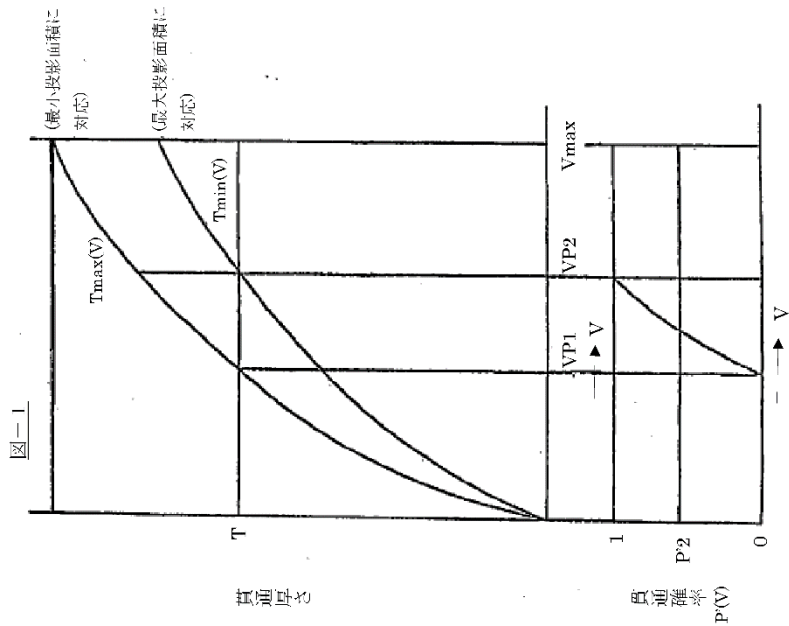
<p>原子力委員会炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」</p>	<p>タービンミサイル評価 (ケーシング貫通評価)</p>
<p>(2) 到達確率 (P₂) I, 2 の対象物に到達する確率は次の条件で算出したものとする。 ①低圧タービン羽根 i) 低圧タービン最終段動翼 1 枚がミサイル化したと考える。 ii) 飛散羽根は羽根植込部を含めたものとする。 iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 iv) 外部ケーシングにより飛び出した時の残存エネルギーを 2% とする。 v) ミサイルの飛び出し角度の確率分布については 0 ~ 2.5° (外側) の偏角内に一様とする。 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。</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) 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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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 $\frac{1}{2}$ 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ない。 ・一方で、ガスタービンは、燃焼ガスはガスタービン本体内のみであり、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>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。</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) 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)</p> <p>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)</p> <p>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)</p> <p>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 $\frac{1}{2}$ 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ない。 ・一方で、ガスタービンは、燃焼ガスはガスタービン本体内のみであり、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$\cos^2 \theta$ ③とする。</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>6. 入射角の効果について 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>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。

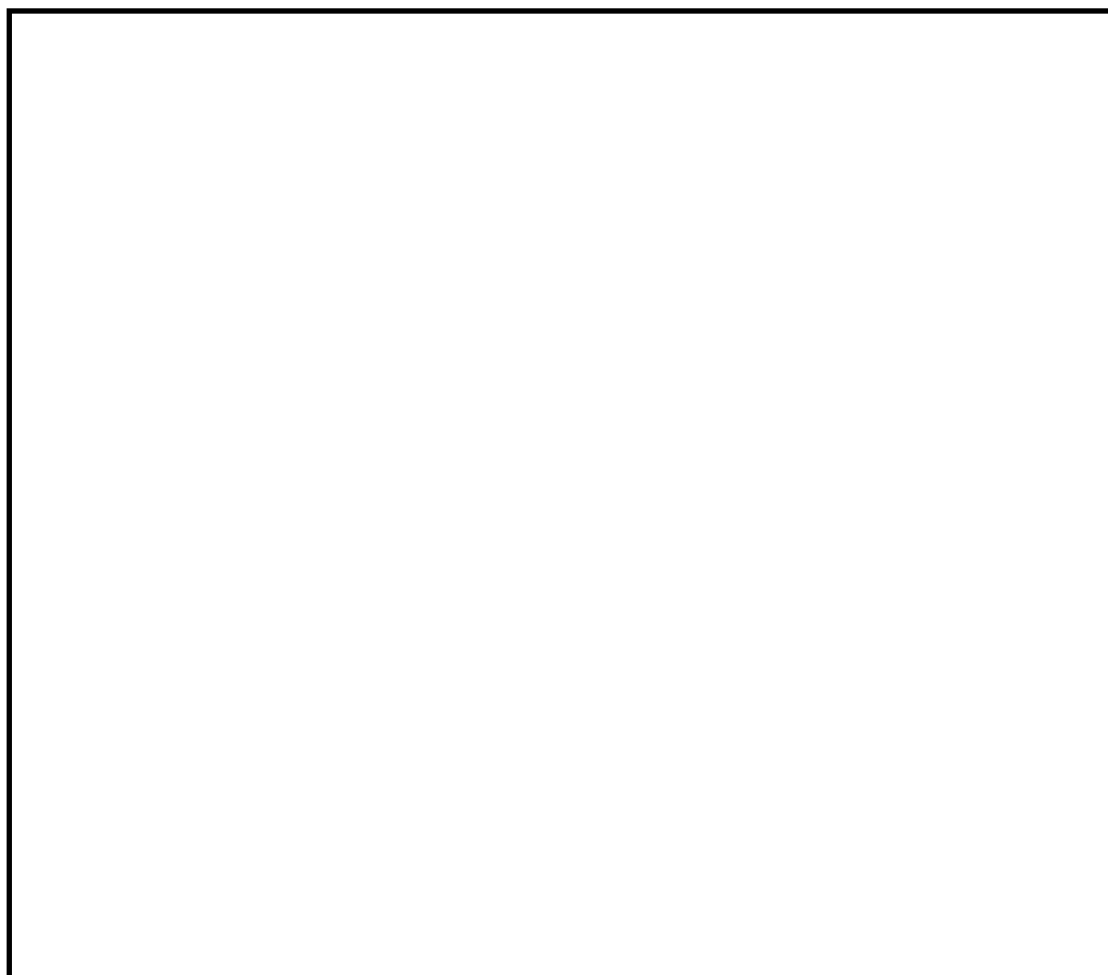


図1-1 高圧原子炉代替注水ポンプ 構造概要図

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。

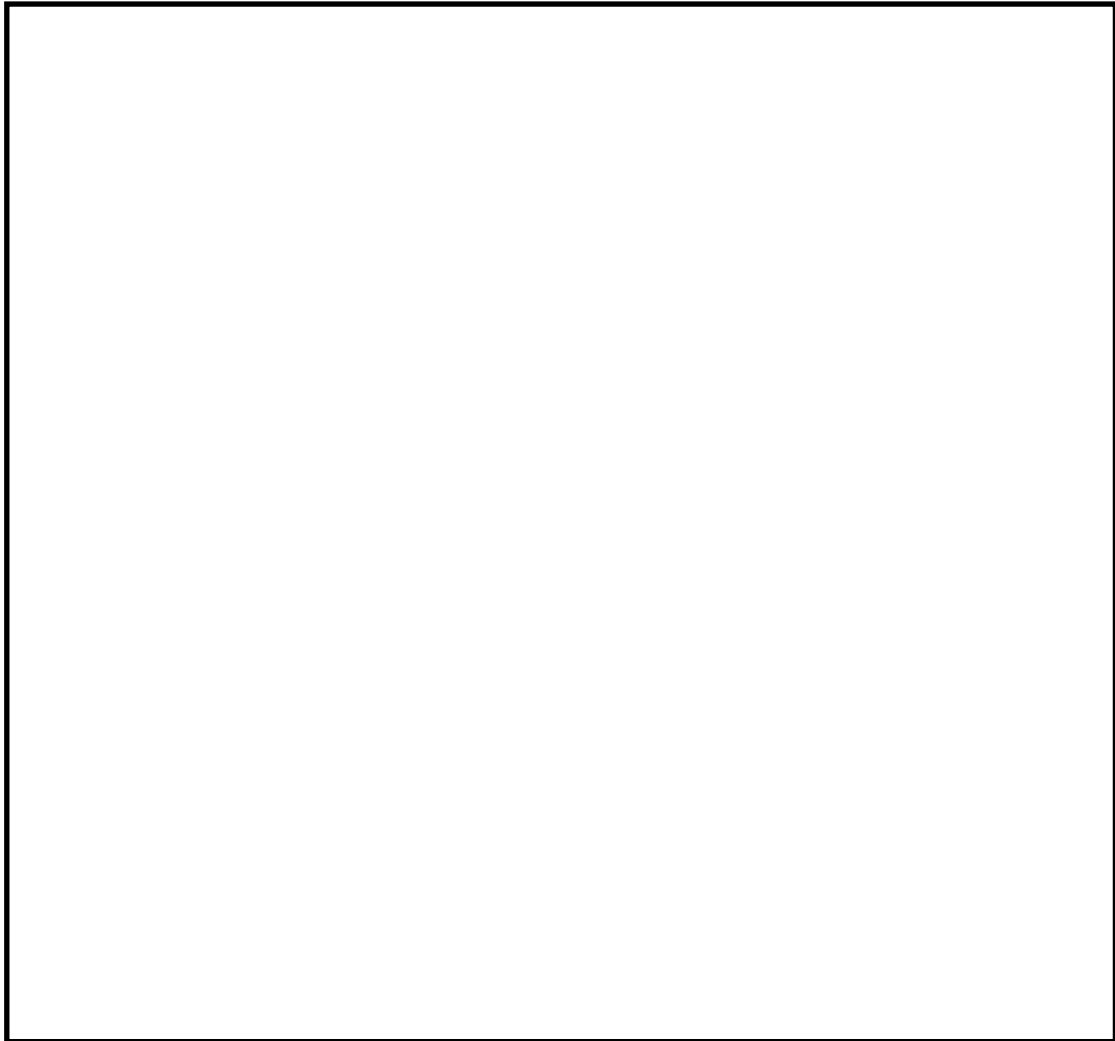


図 2-1 高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービン構造図

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。

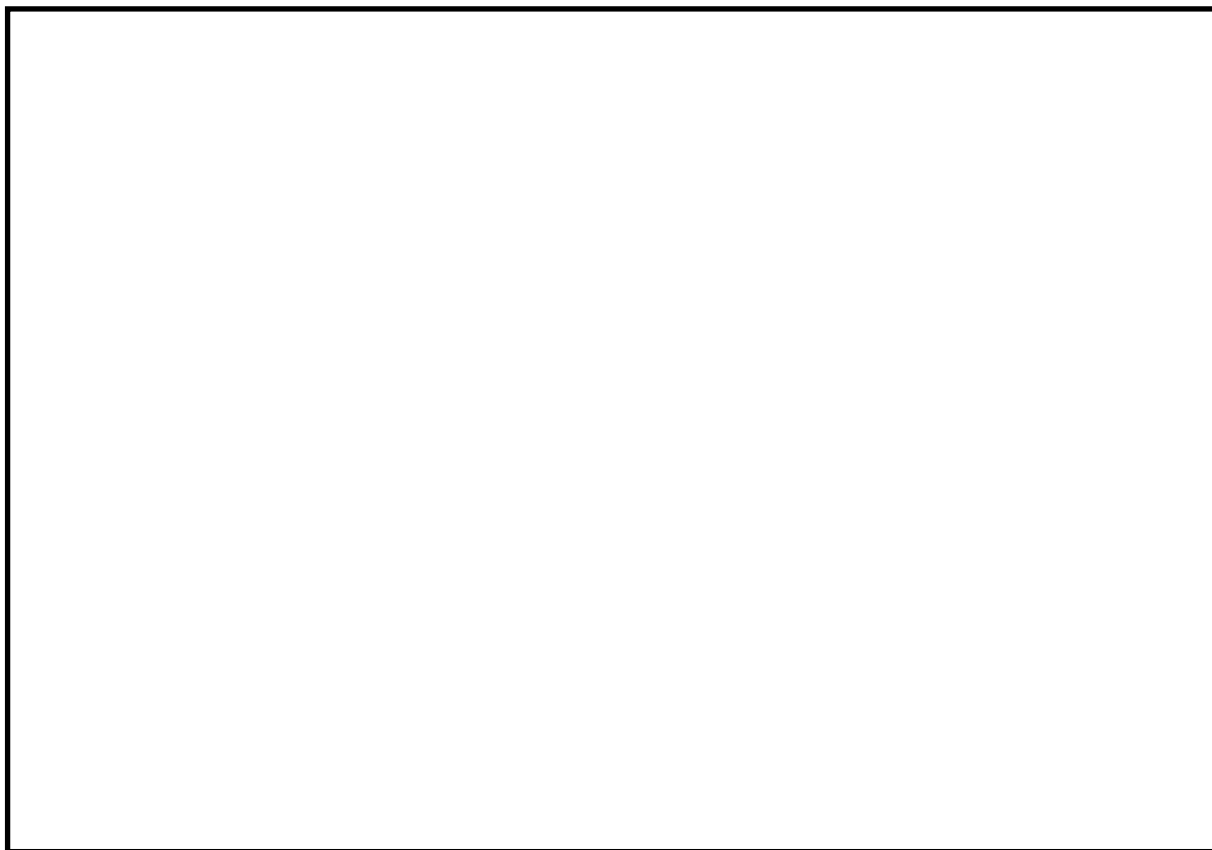


図 3-1 高圧原子炉代替注水ポンプの作動方式概要図

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）

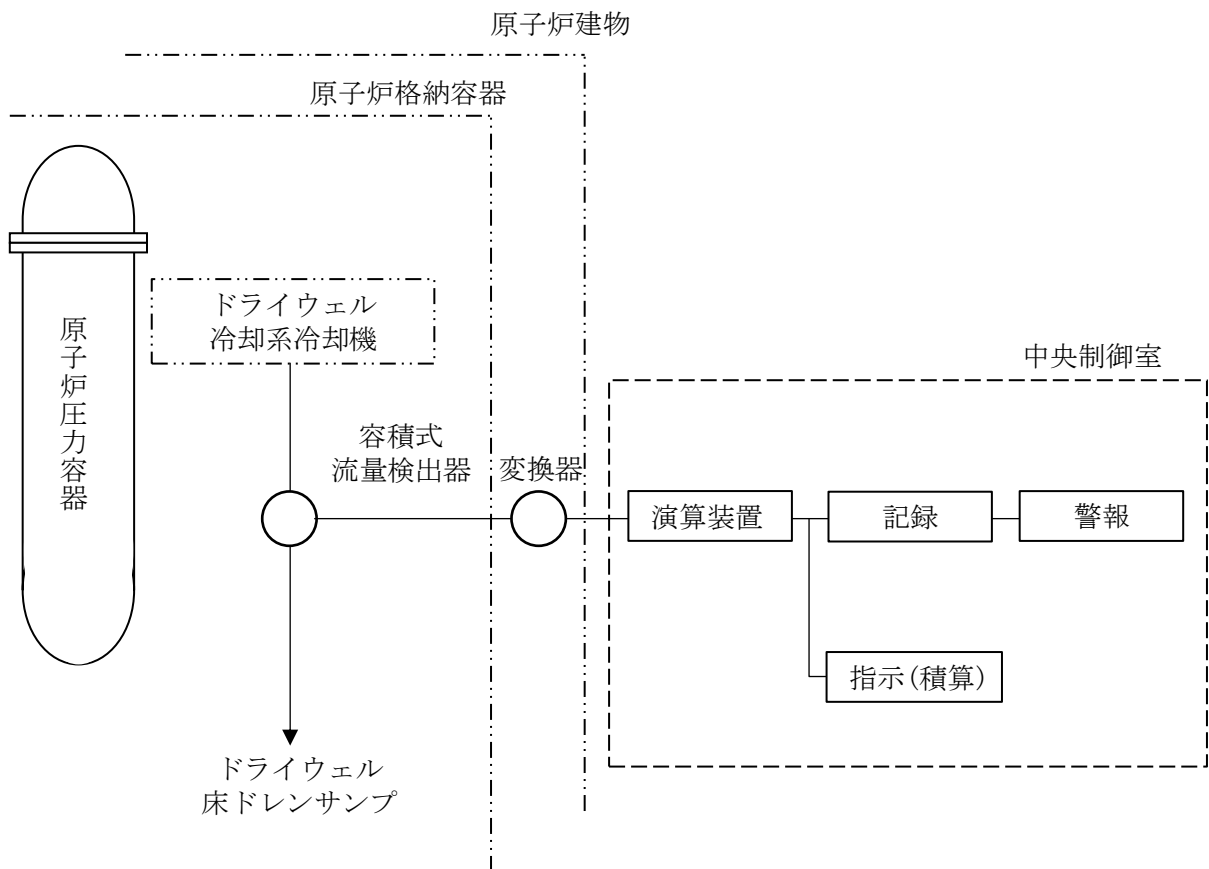


図 1-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図

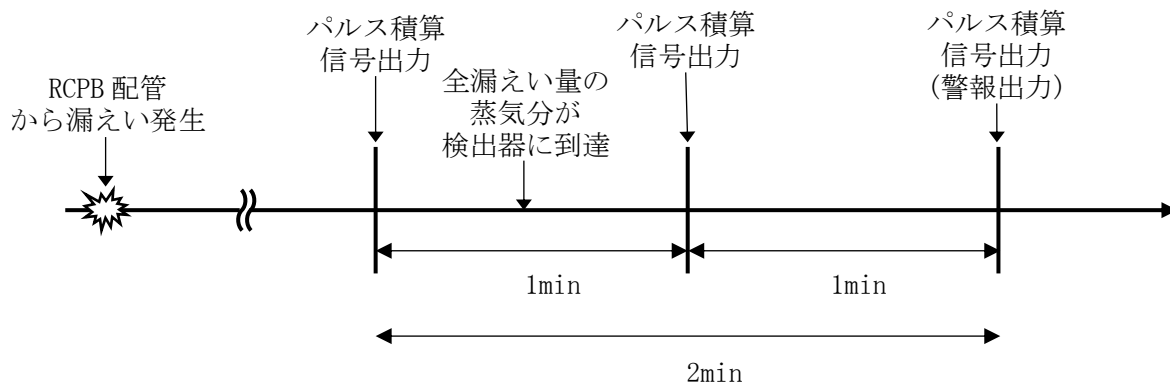


図 1-2 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間

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）

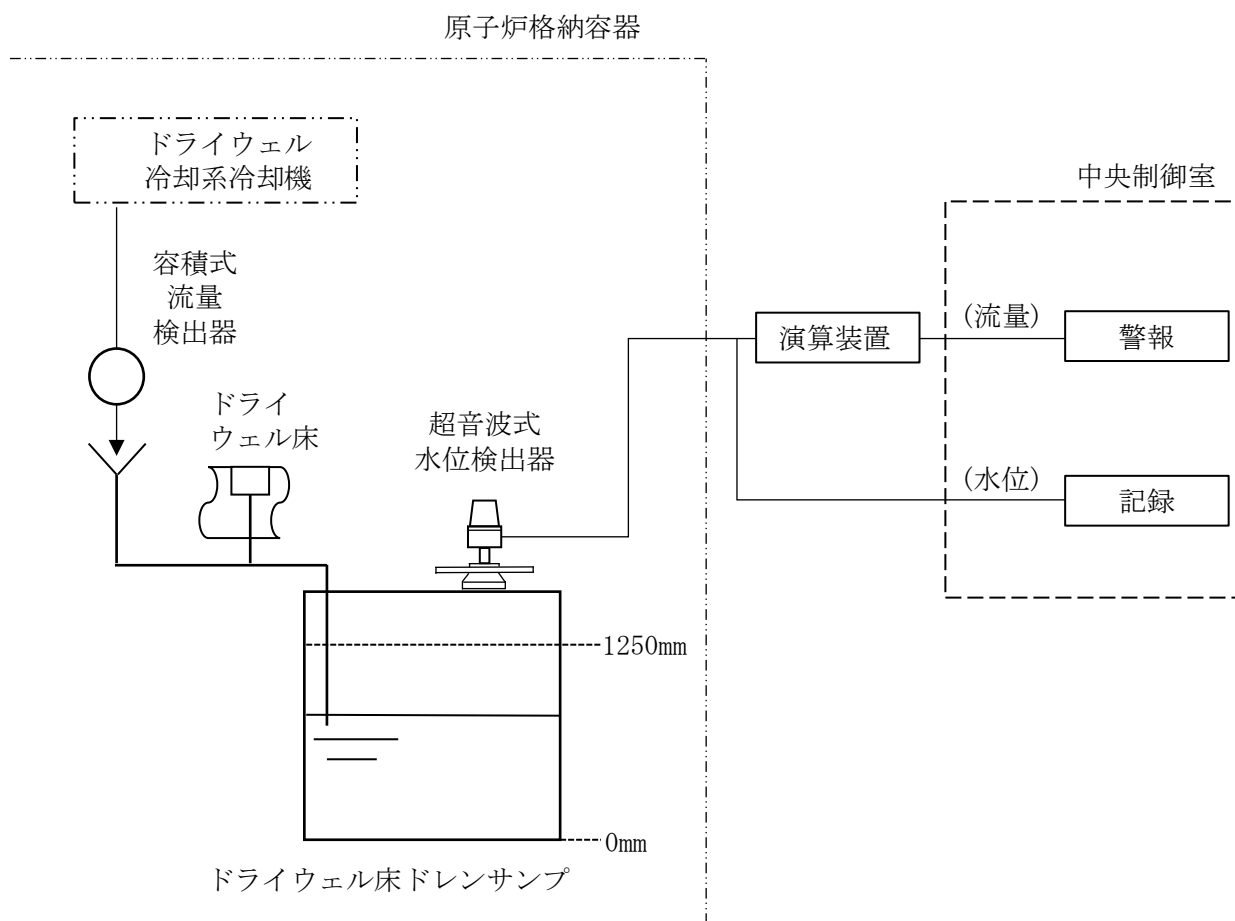
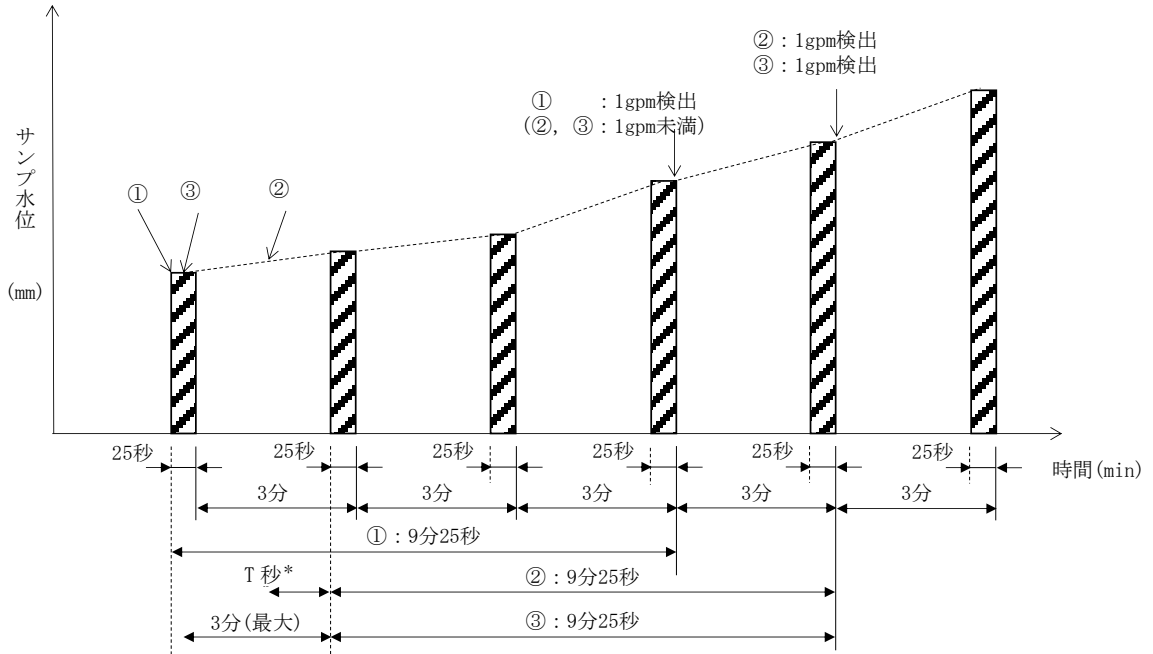


図 2-1 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

- 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。

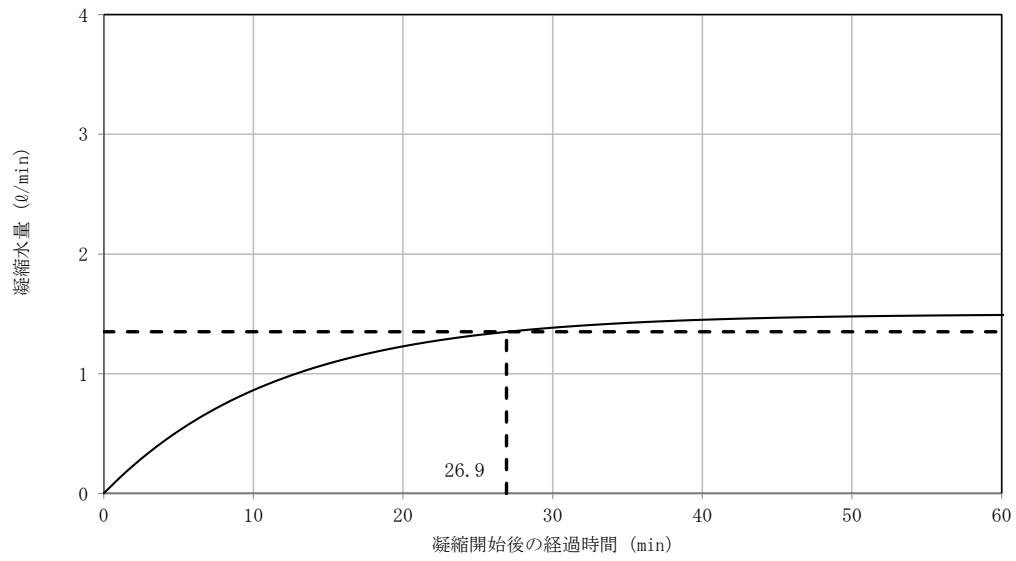


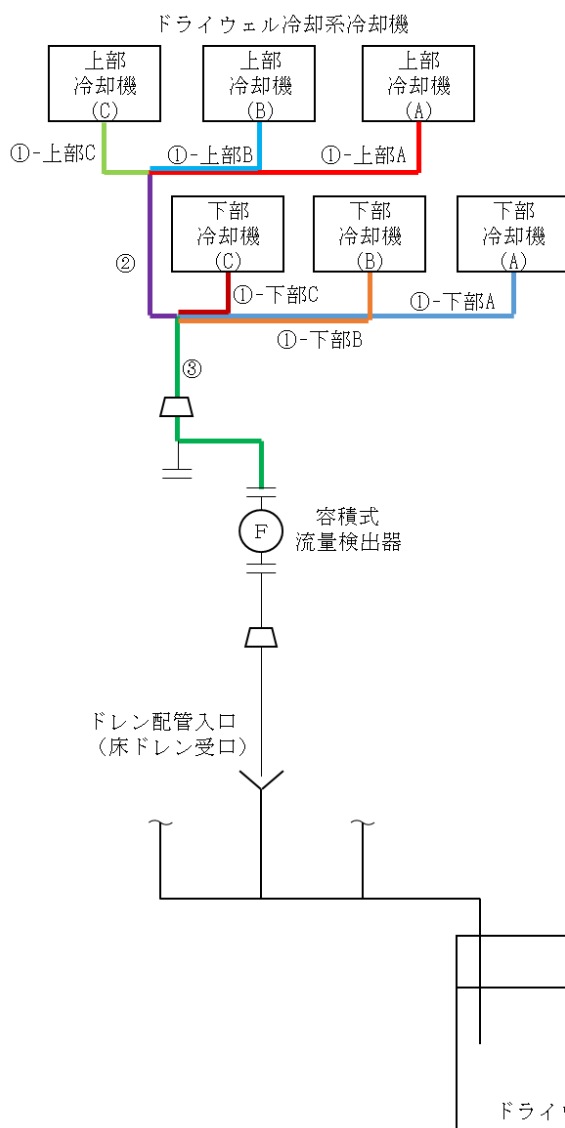
図 3-1 凝縮水量が平衡に達する時間

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	
		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	$\square A$	約11.4	100	約11.4	$\square A$	13.7 ^{*1}
②	$\square A$	約17.3	100	約17.3	$\square A$	20.8 ^{*1}
①-上部B ^{*2}	$\square A$	約4.3	100	約4.3	$\square A$	—
①-上部C ^{*2}	$\square A$	約7.3	100	約7.3		
①-下部A ^{*3}	$\square A$	約1.0	4	約26.8		
	$\square A$	約25.8	96			
①-下部B ^{*3}	$\square A$	約0.6	7	約8.7		
	$\square A$	約8.1	93			
①-下部C ^{*3}	$\square A$	約0.5	2	約20.7		
	$\square A$	約20.2	98			
③	$\square A$	約1.1	61	約1.8		
	$\square A$	約0.2	11			
	$\square A$	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。

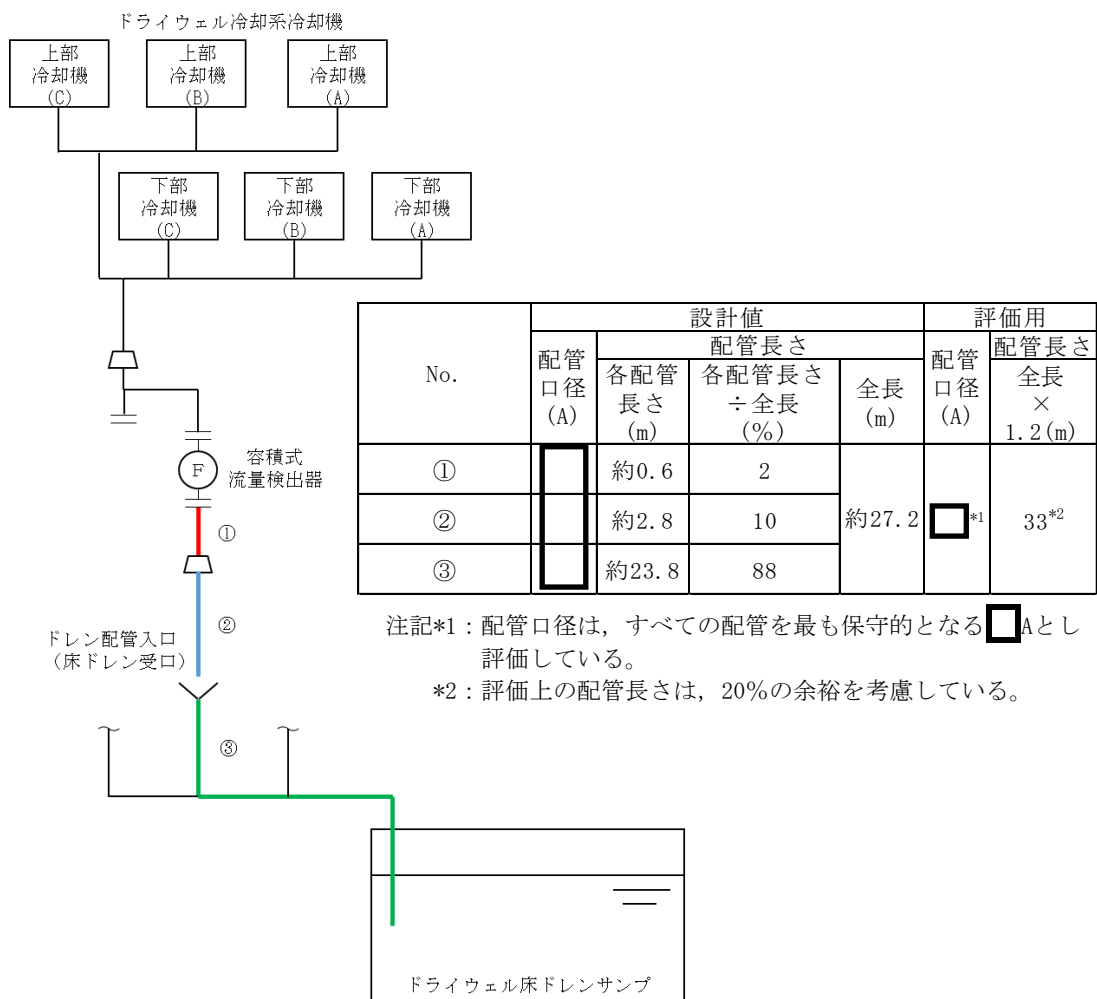


図 3-3 ドレン配管移送時間における概略図（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置）

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。

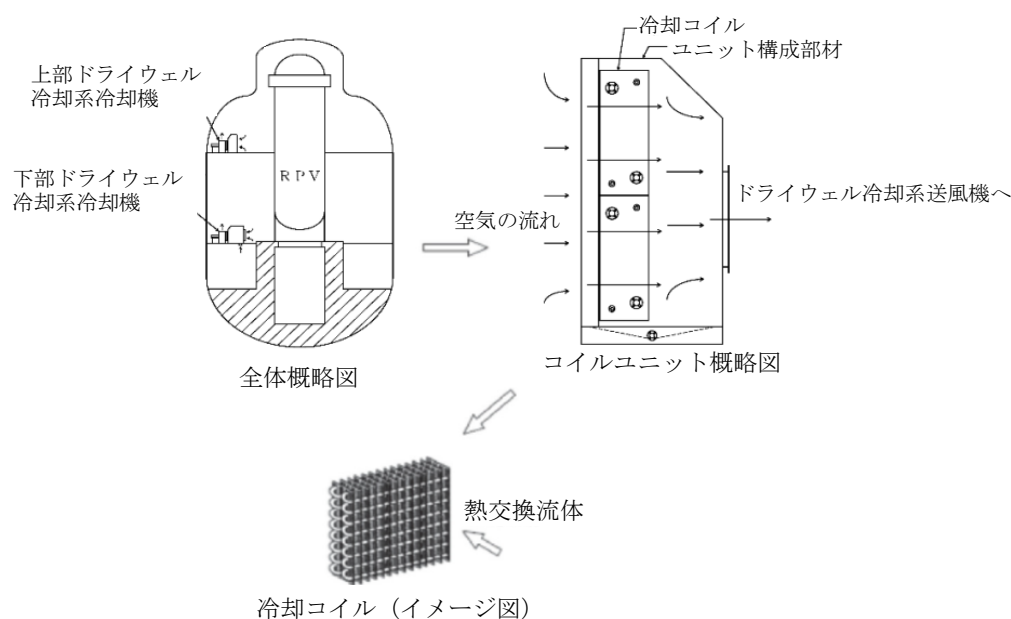


図 4-1 ドライウェル冷却系冷却機の概略図

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

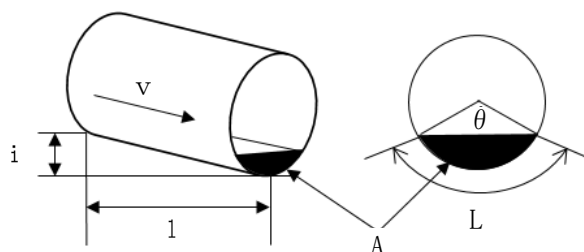
ドレン配管移送時間 (T_3 , T_5 , T_8) の算出において、ドレンの流速 v を求めるときに解が複数存在する可能性があるため、この時の算出条件について、以下に示す。

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。

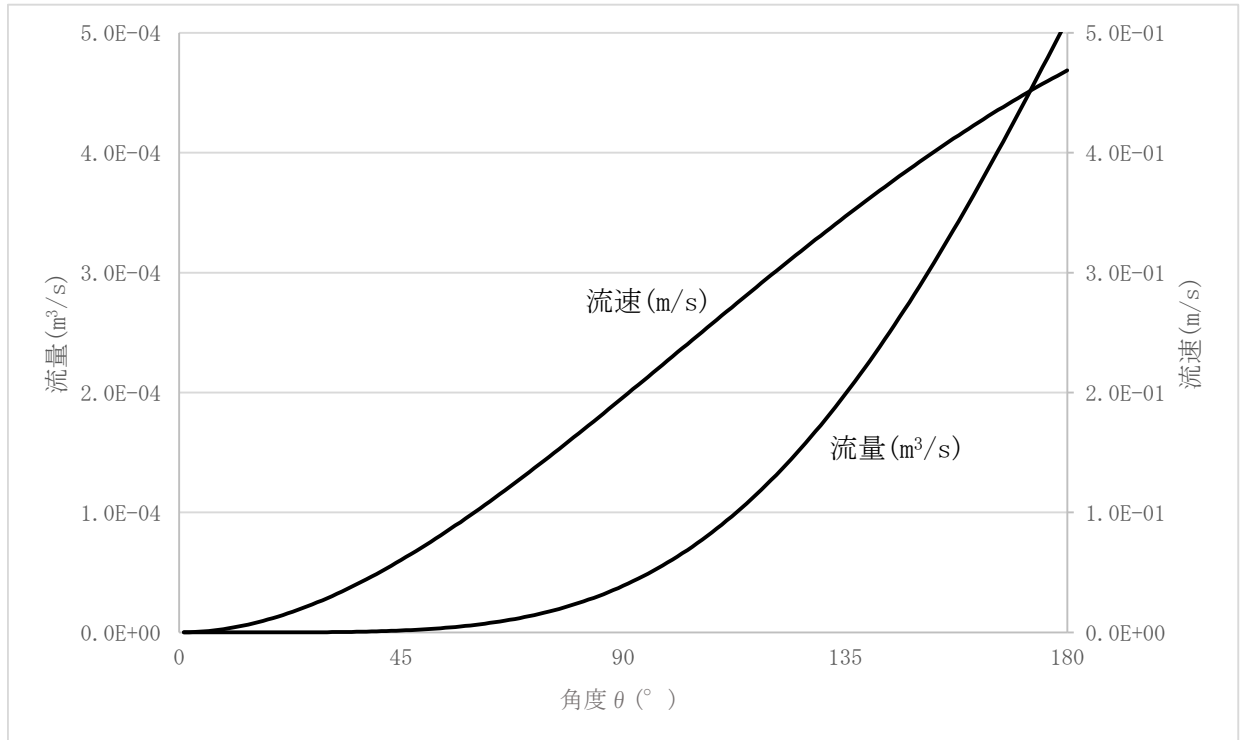


図 5-1 流量と流速と配管断面（角度）の関係

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。

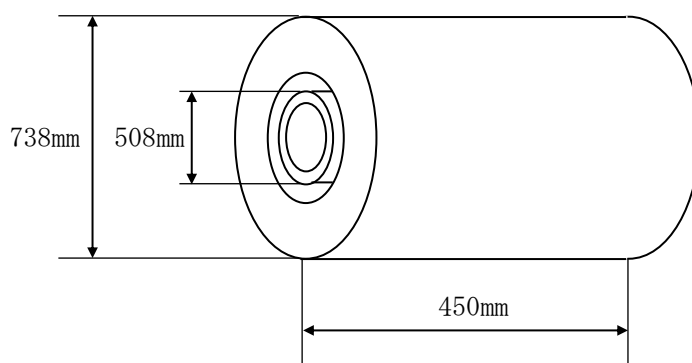


図 7-1 金属保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

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。

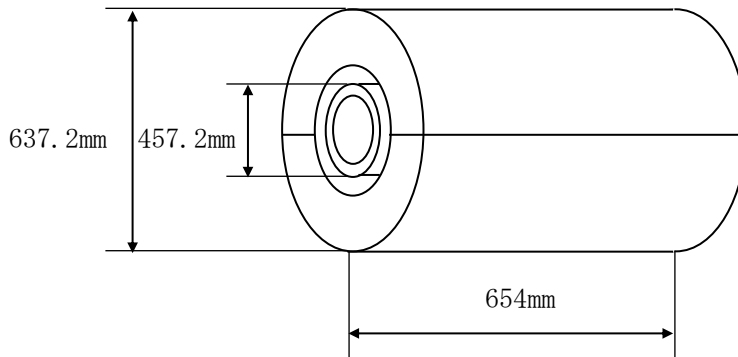


図 7-2 一般保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

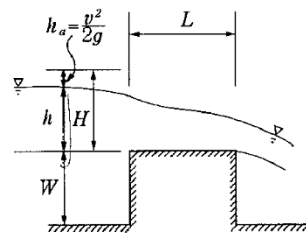
7.2 ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7=16$ 分における保守性

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）)

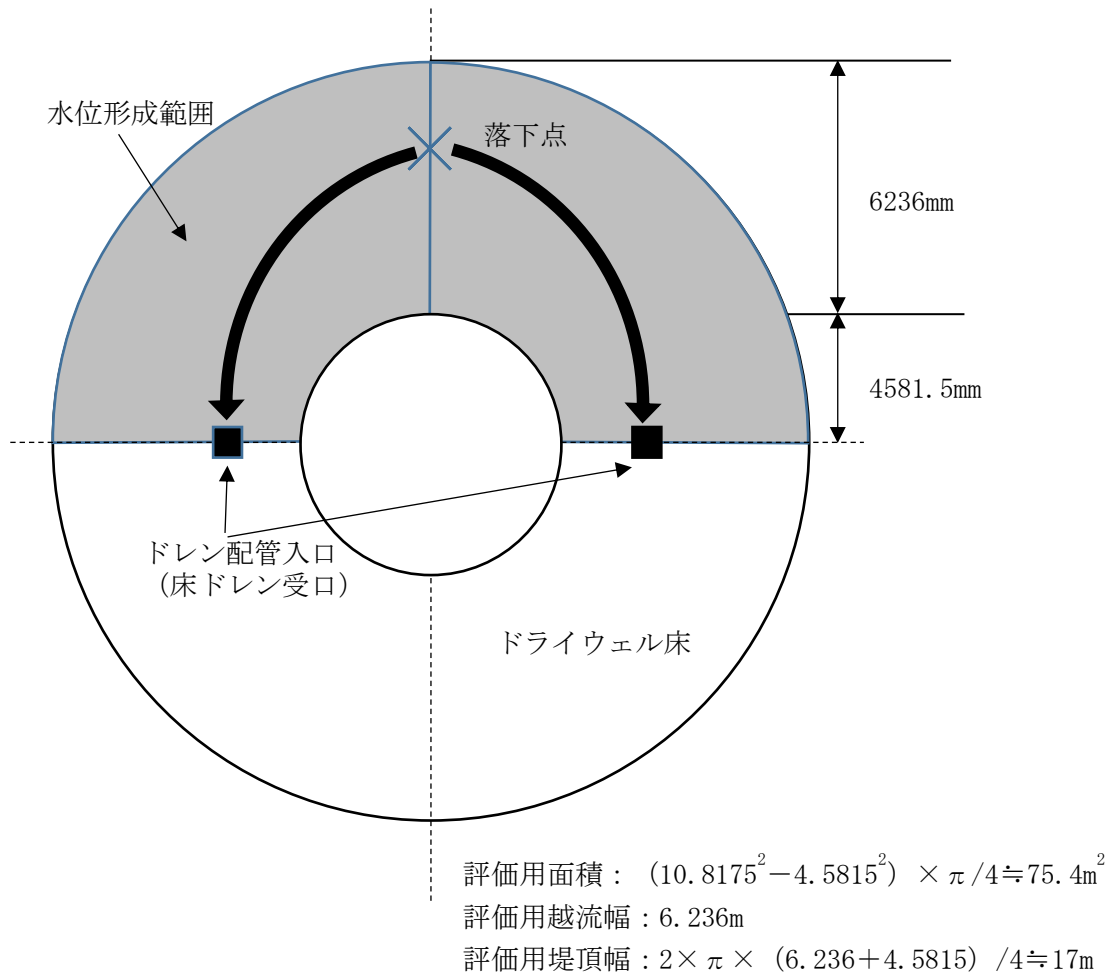


図 7-3 落下点からドレン配管入口までの到達時間における概略図

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。

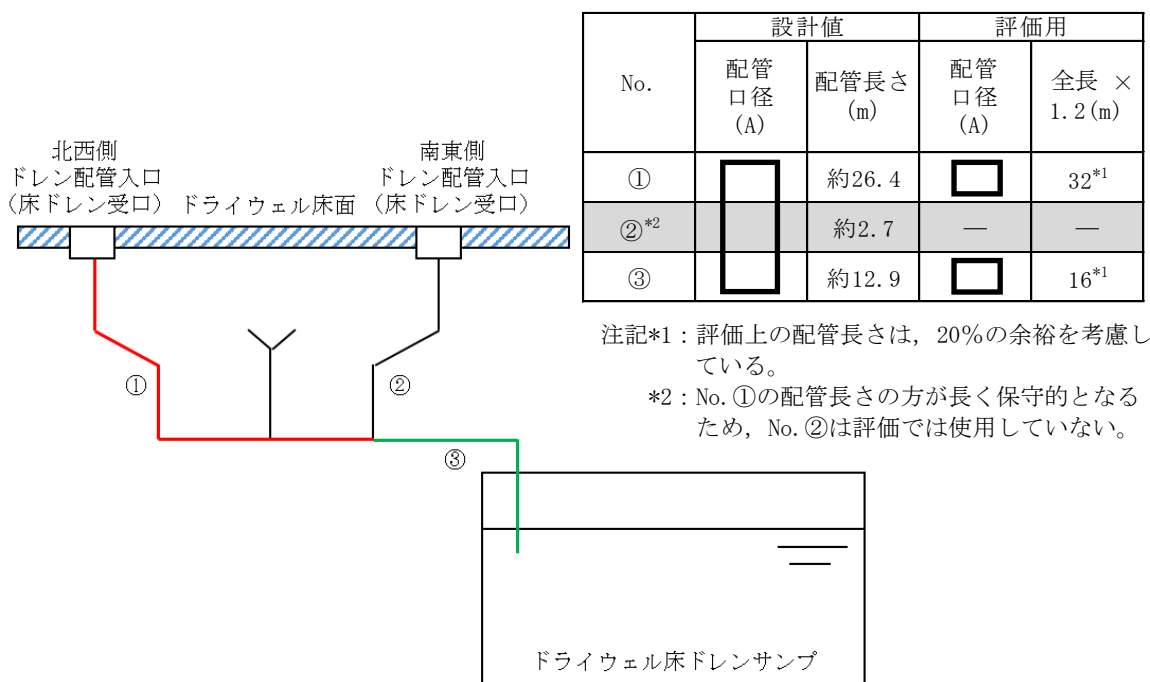


図 7-4 ドレン配管移送時間における概略図

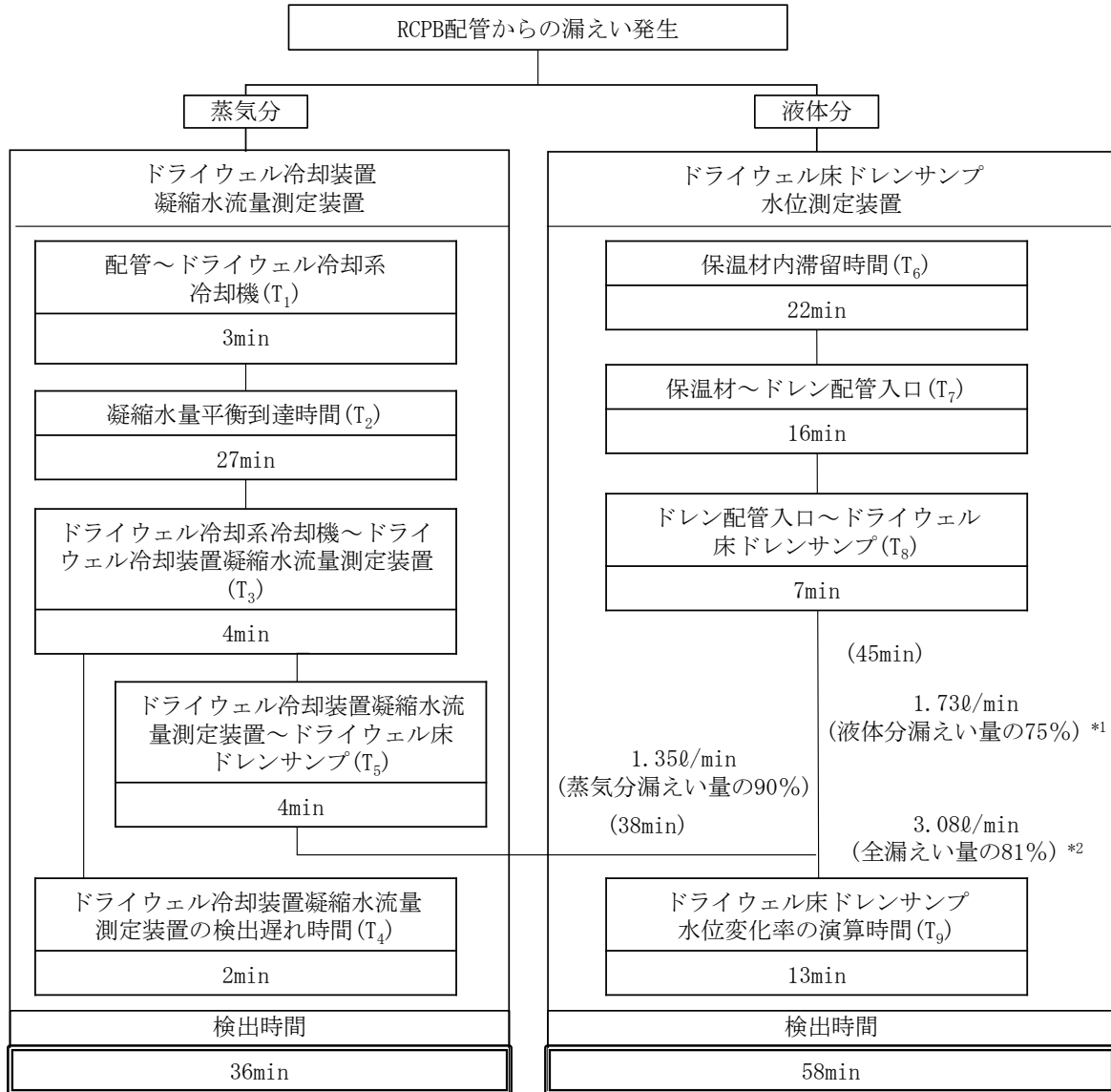
7.4 ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9=13$ 分における保守性

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、ドライウエ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：ドライウエ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、ドライウエ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エル床ドレンサンプへの流入量

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

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エ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、ドライウエ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エル冷却系冷却機の蒸気凝縮量の増加）、及びドライウエ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、ドライウエ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。

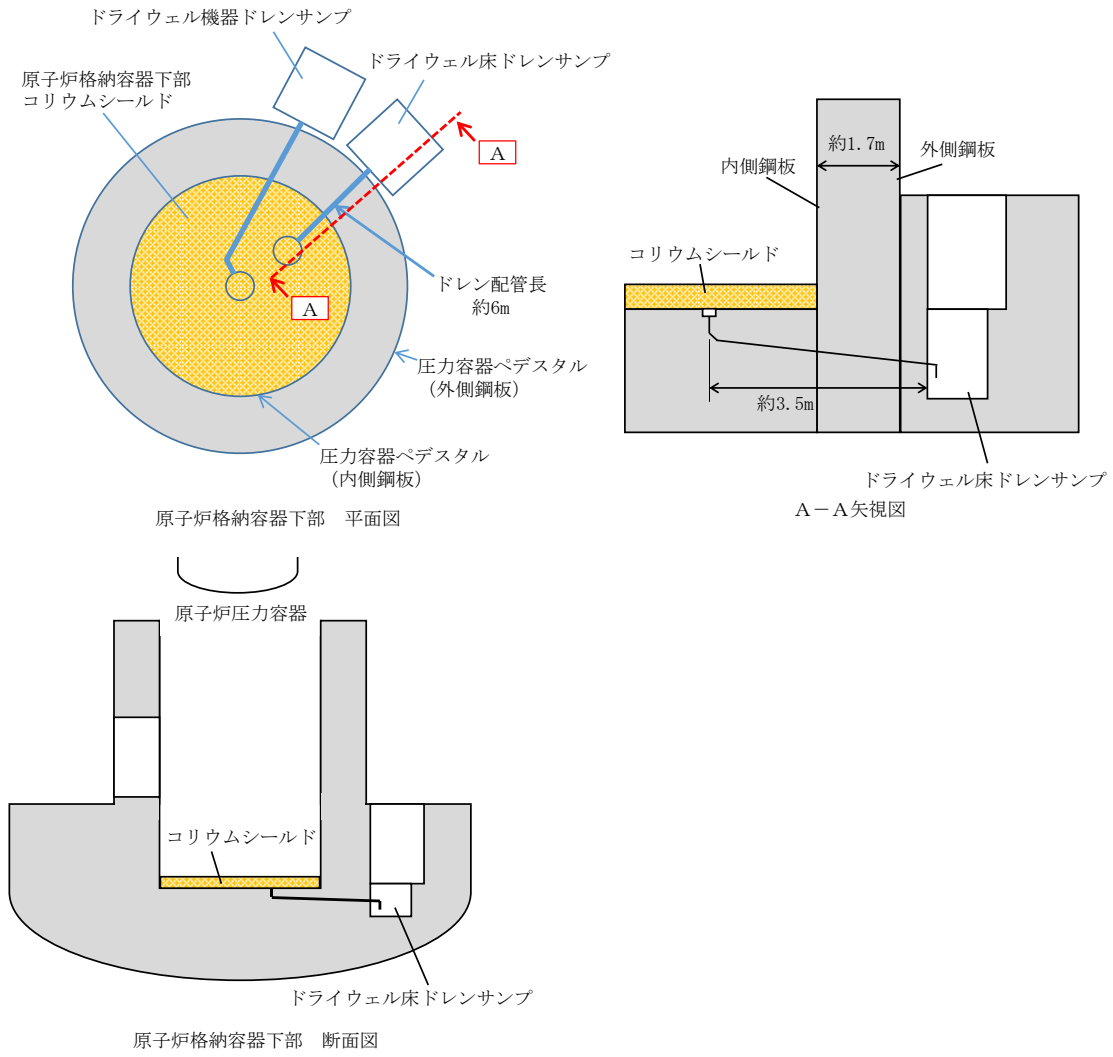


図9-1 コリウムシールド概要図

9.1 蒸気分の漏えい

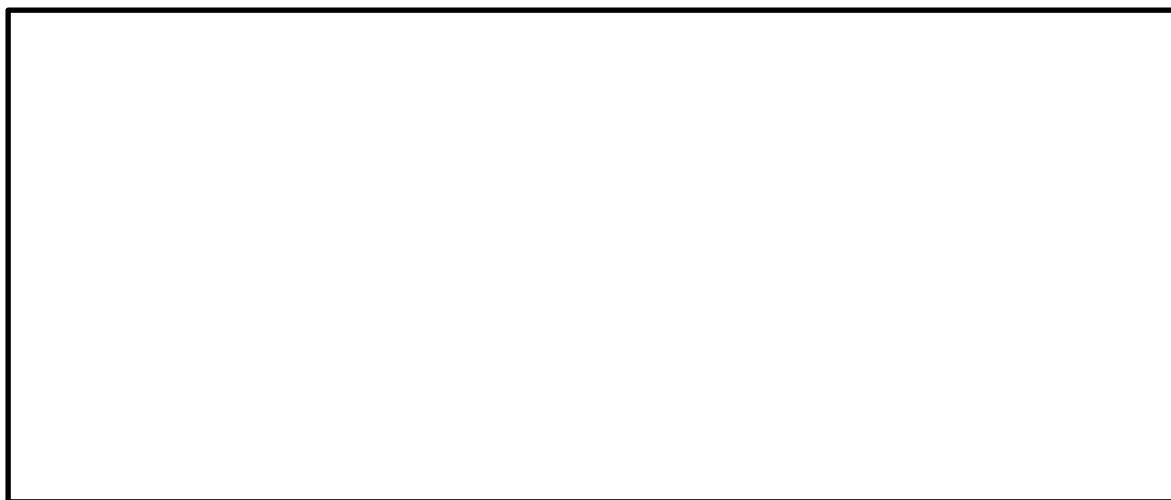
原子炉格納容器下部の RCPB 配管から漏れ出た蒸気は、やがてドライウエル冷却系冷却機の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

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。

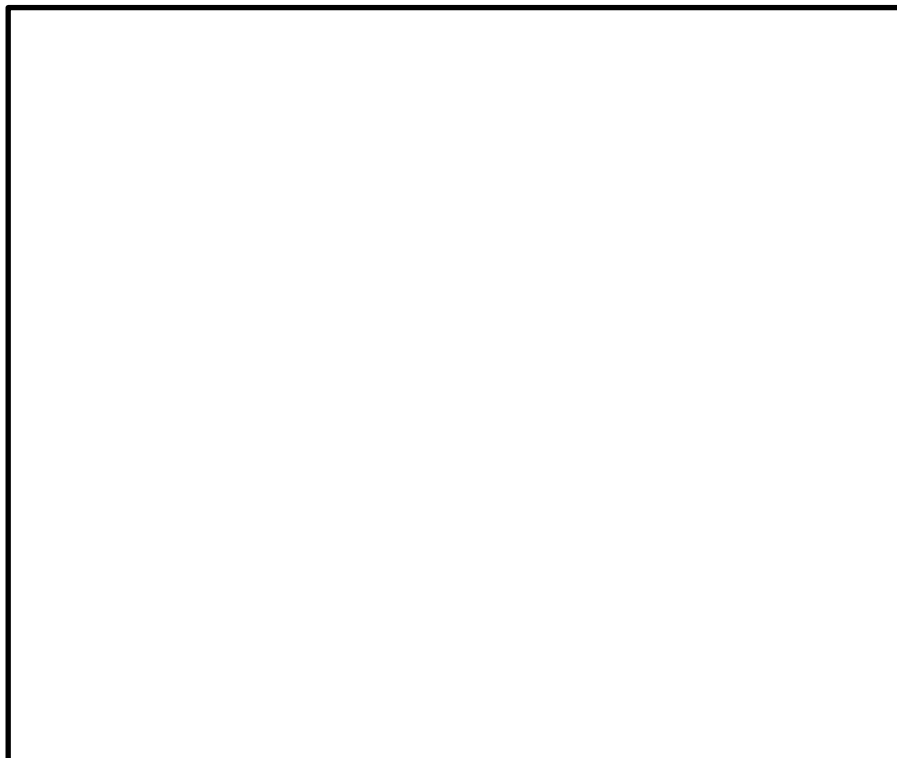


図9-3 原子炉格納容器下部床面からコリウムシールドスリット部までの漏えい経路

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

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

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

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

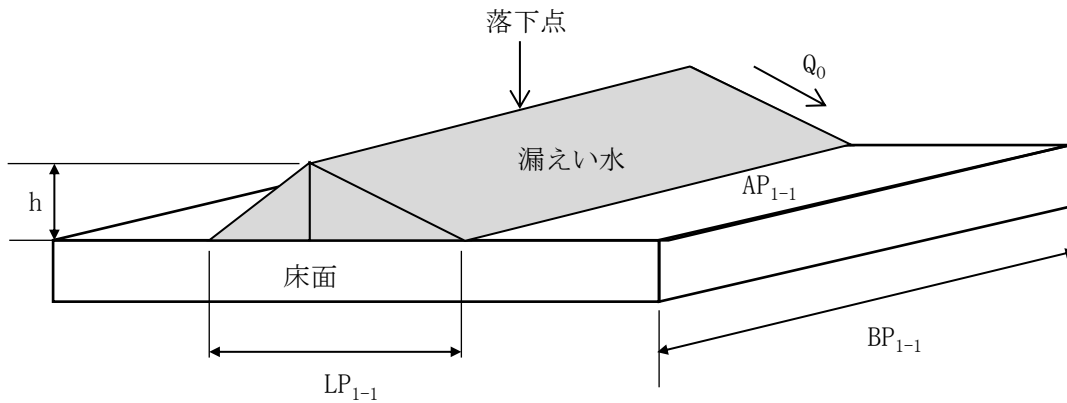


図 9-4 床面概略図

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。

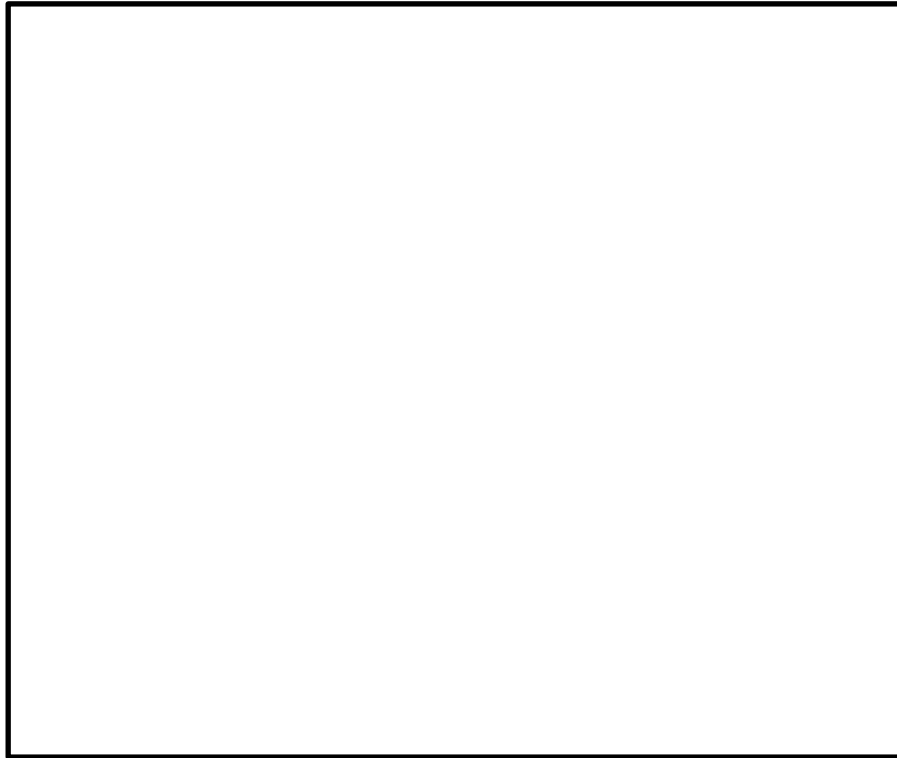


図 9-5 コリウムシールドスリット部の漏えい経路

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

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

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

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

$$m = A/L$$



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。

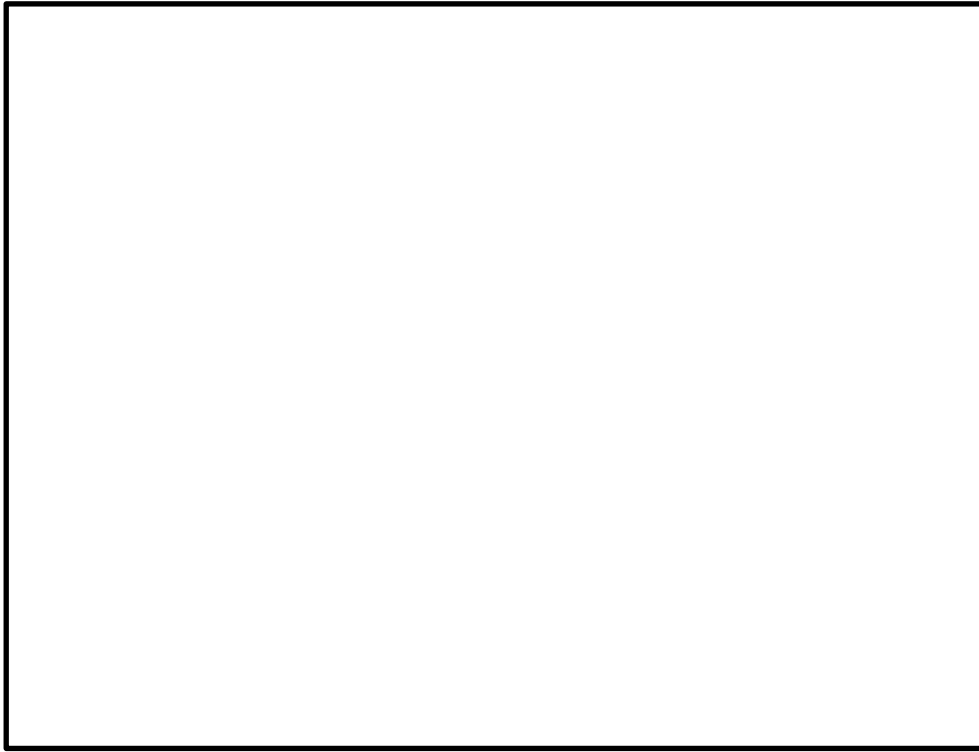


図 9-7 原子炉格納容器下部床面からドレン配管入口までの漏えい経路

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

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

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

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

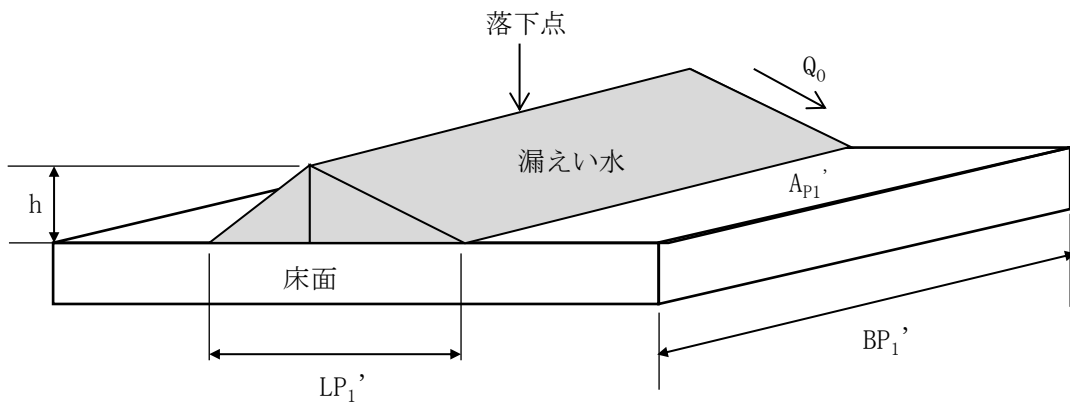


図 9-8 床面概略図

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。

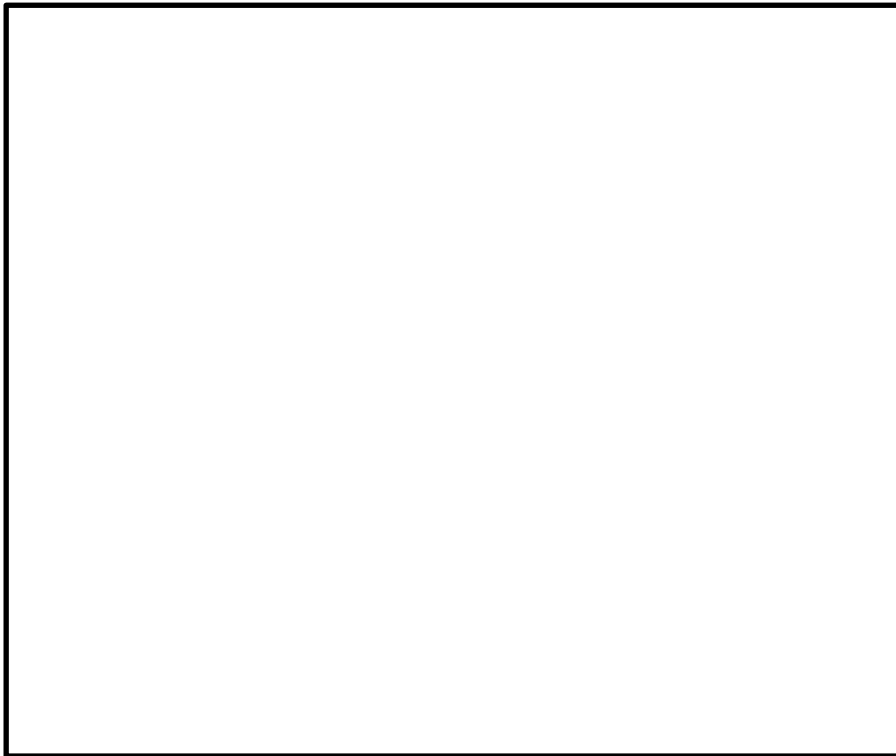


図 9-9 ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの漏えい経路

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

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

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

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

$$m = A/L$$

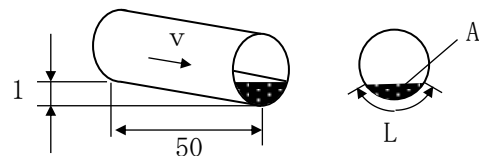


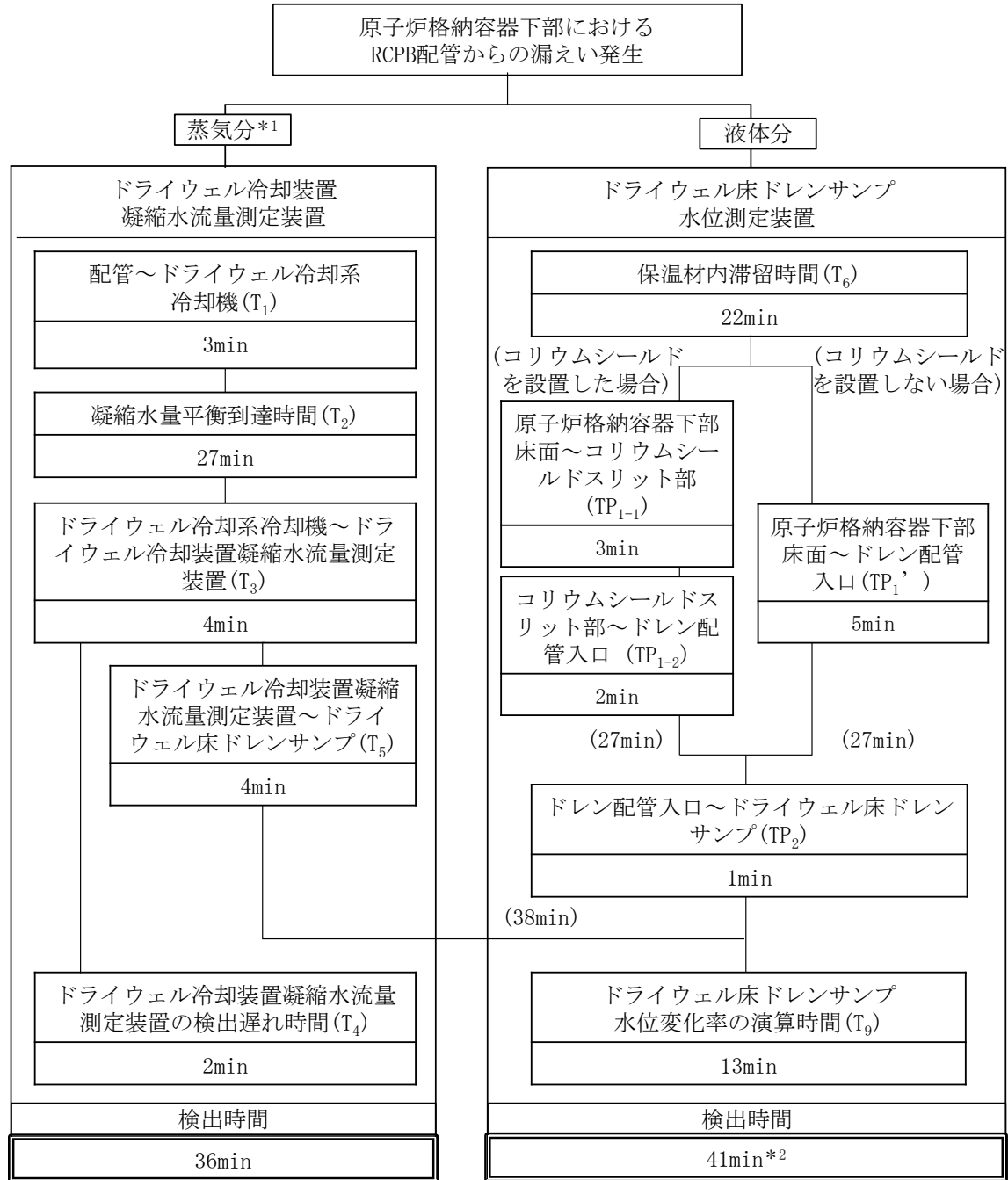
図 9-10 ドレン配管の概略図

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)	$v_{P_{1-2}}$: 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

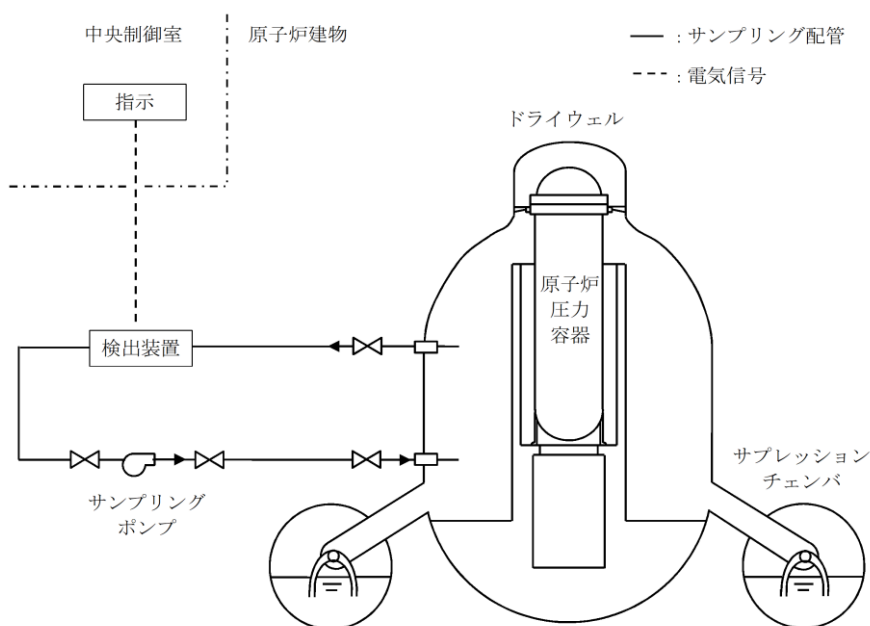


図10-1 ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の概要図

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。

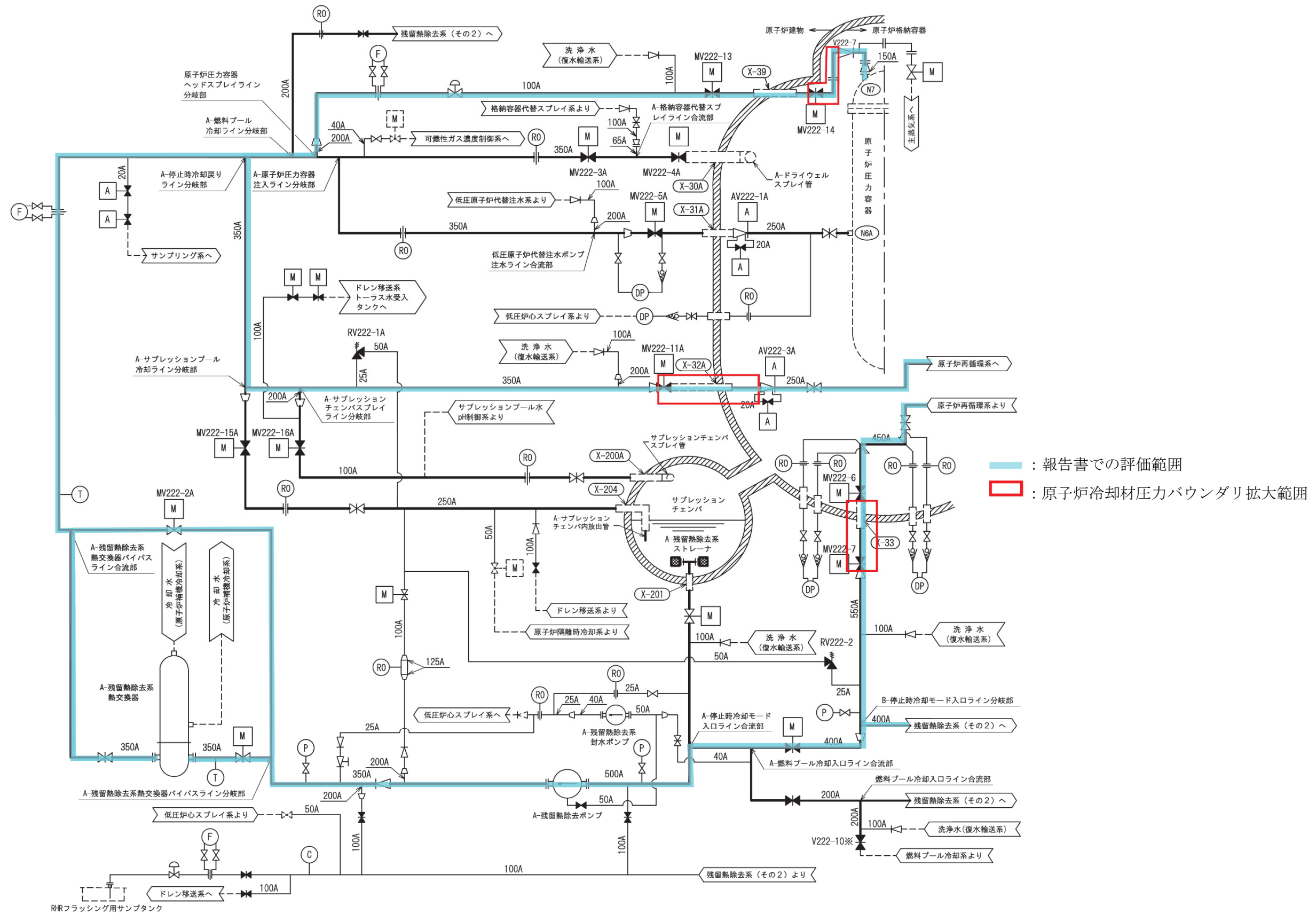


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（残留熱除去系A系）

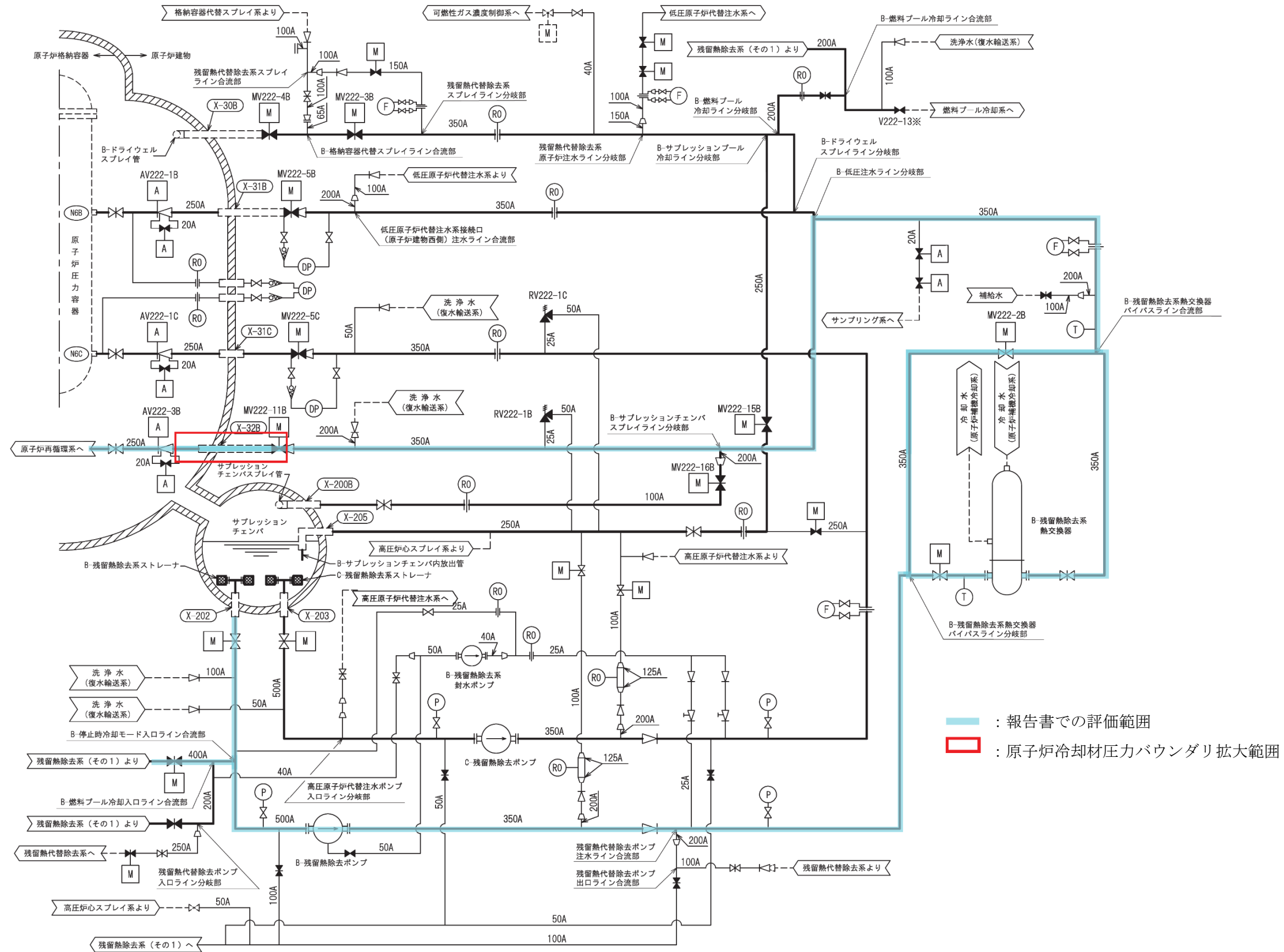


図2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系B系)

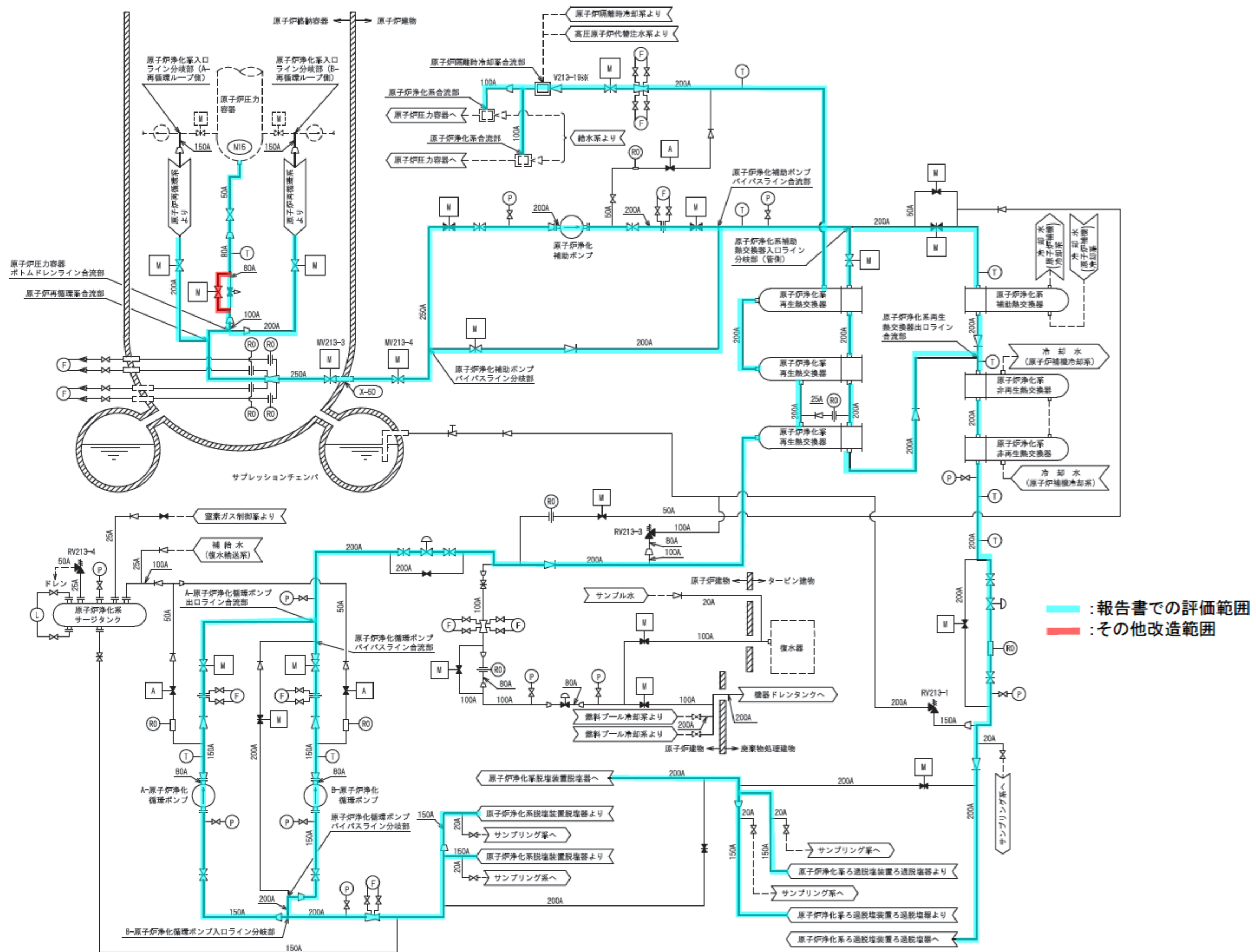


図3 その他改造範囲（原子炉圧力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））

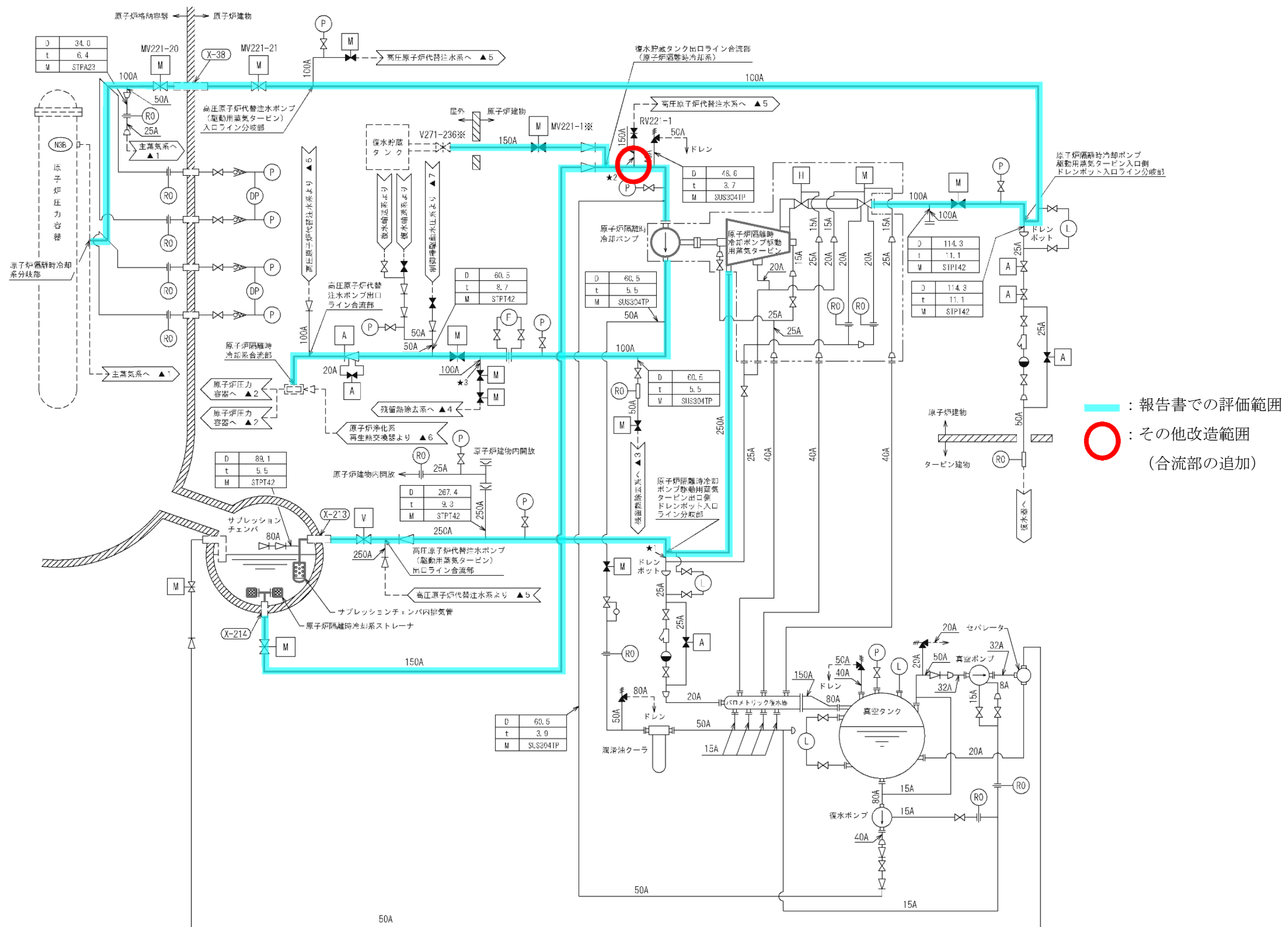


図4 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部）

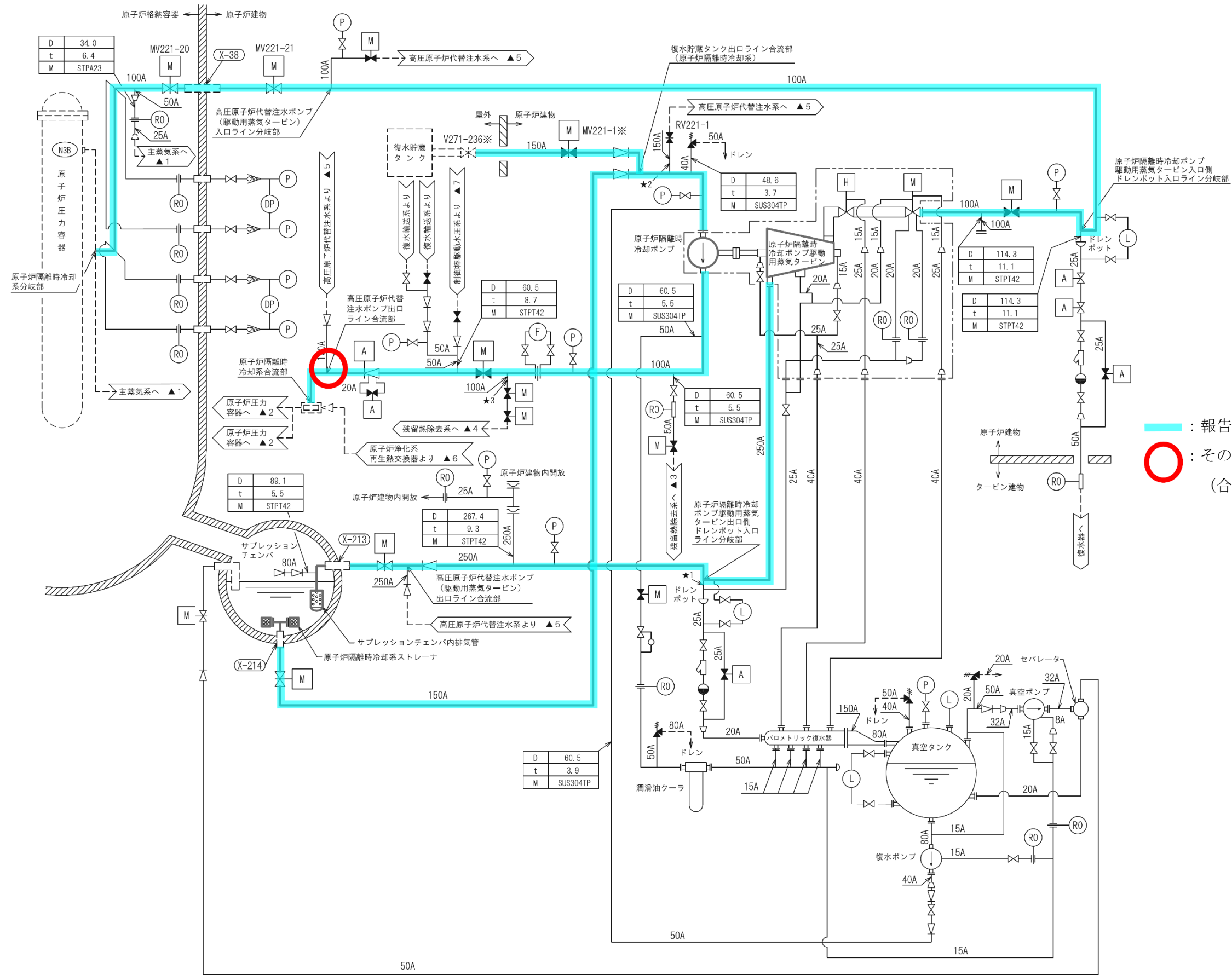


図5 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）

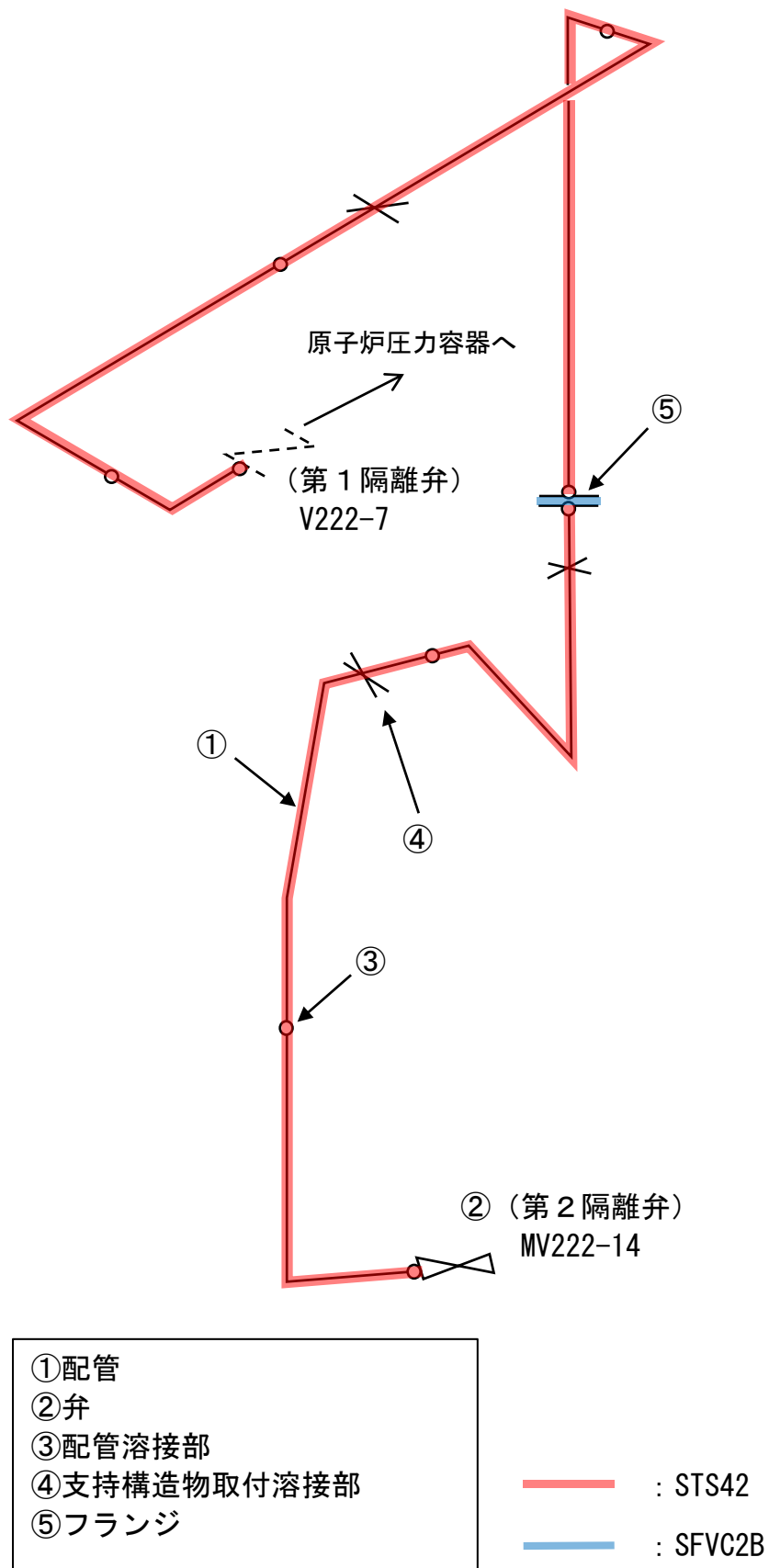


図6 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの系統概要図

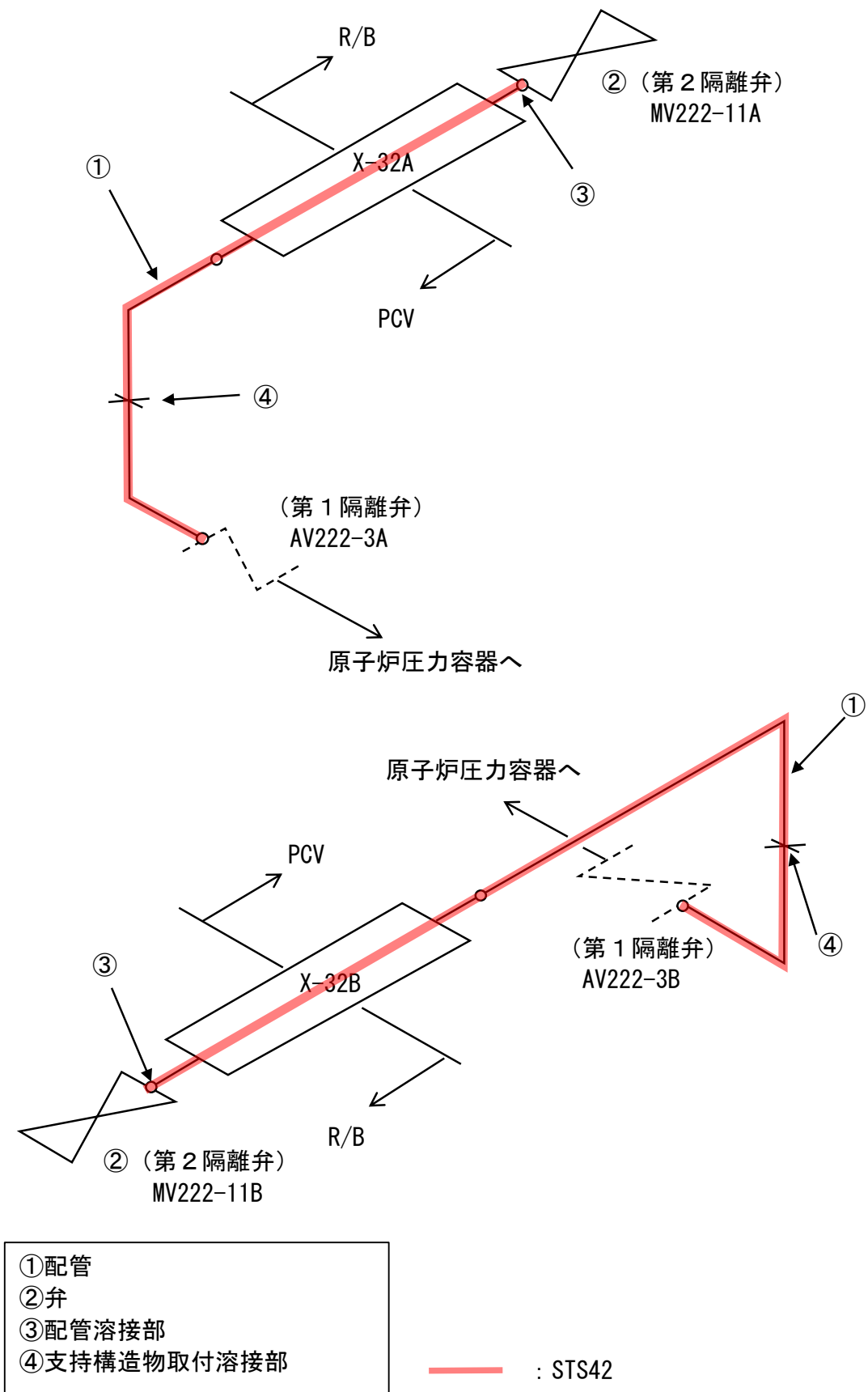


図7 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）の系統概要図

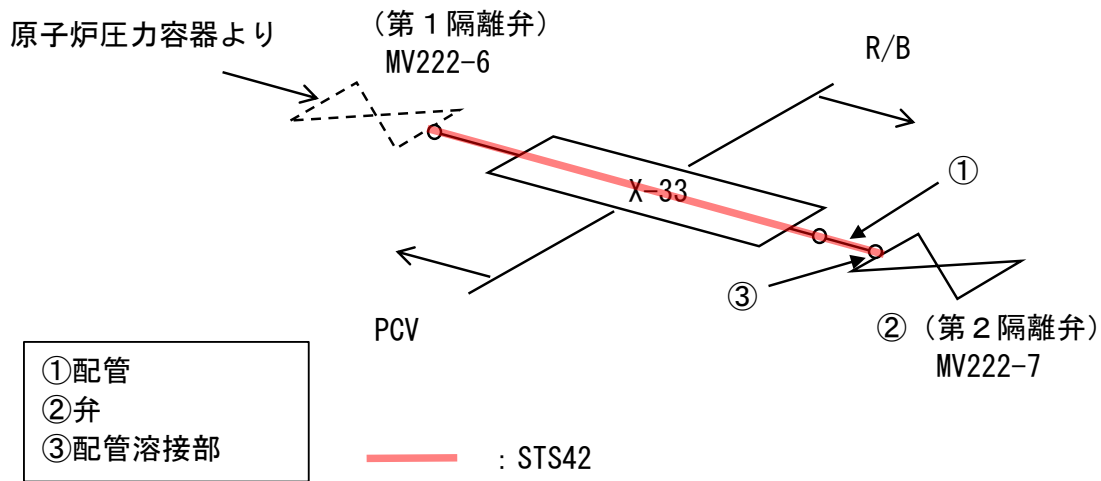


図8 残留熱除去系停止時冷却モード抜き出しラインの系統概要図

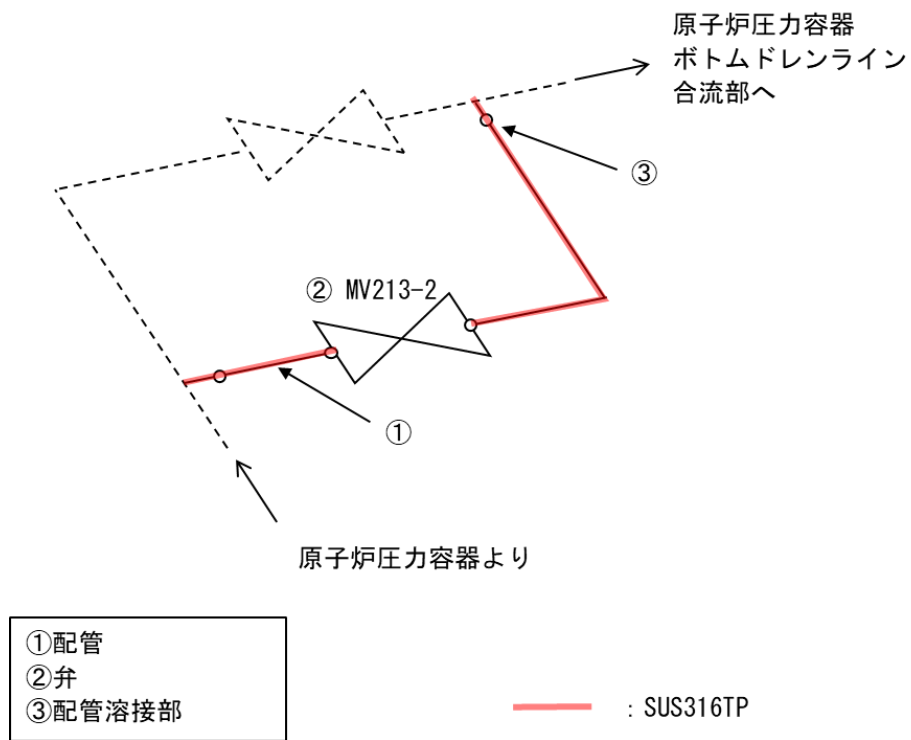


図9 その他改造範囲（原子炉压力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））の系統概要図

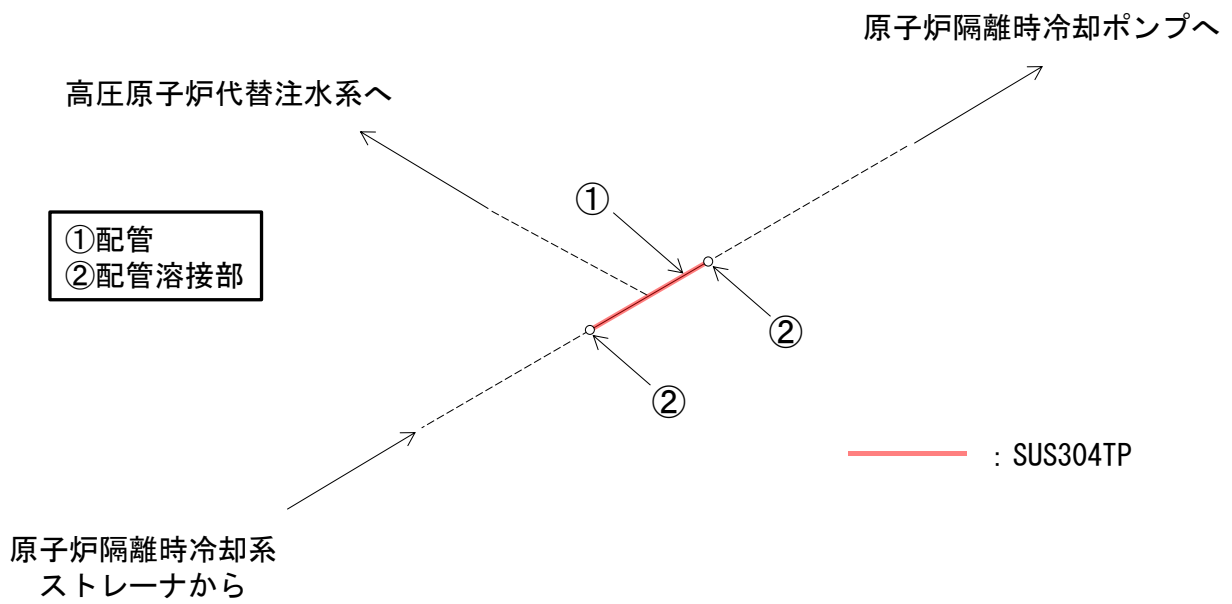


図 1 0 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部）の系統概要図

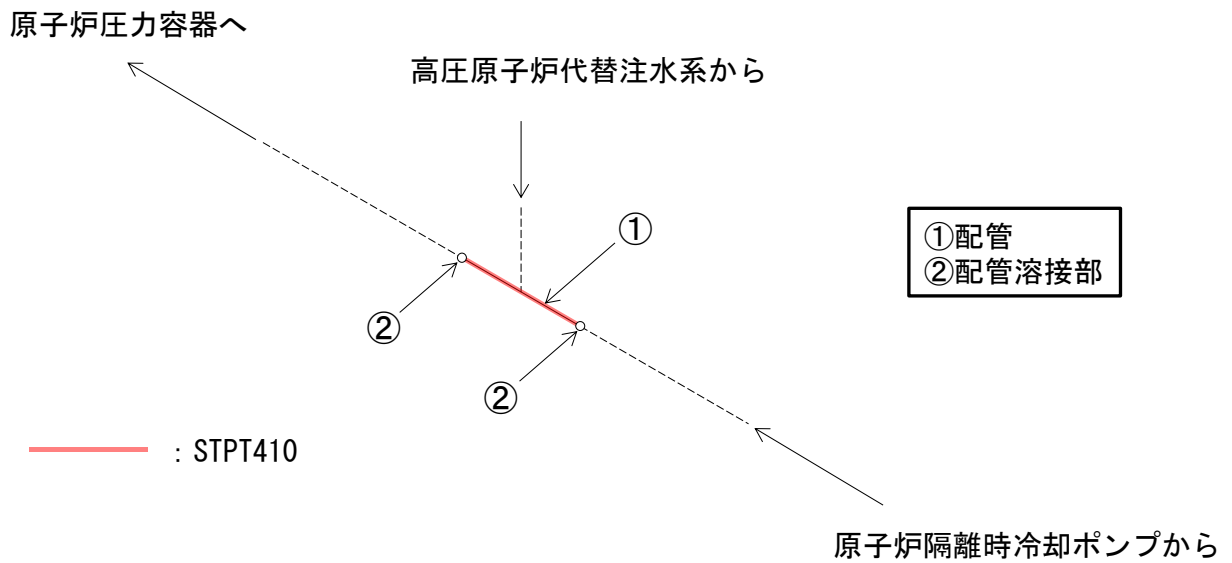


図 1 1 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）の系統概要図

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

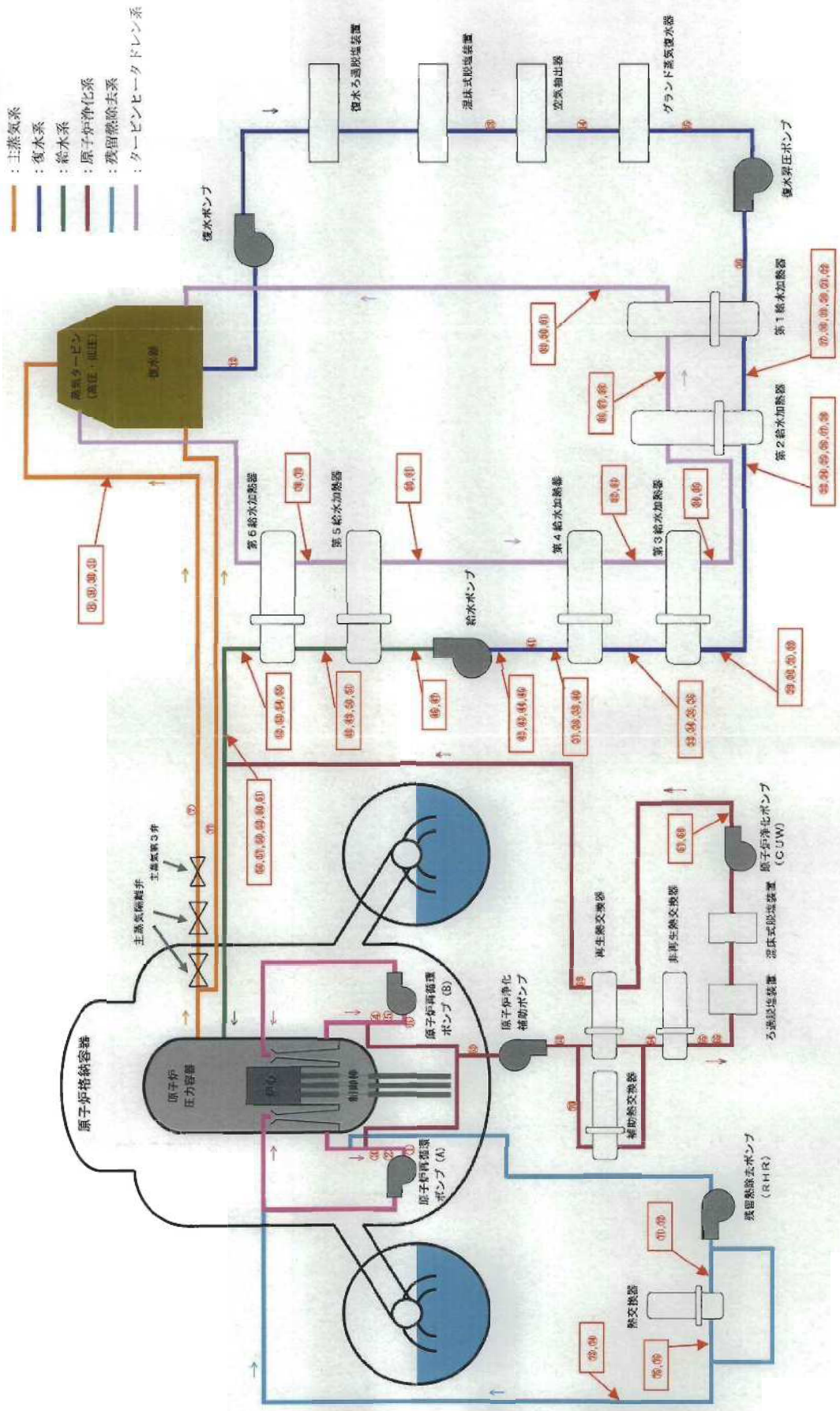
耐圧機能を有する円柱状構造物 (温度計ウエル)

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

- : 原子炉再循環系
- : 主蒸気系
- : 復水系
- : 給水系
- : 原子炉浄化系
- : 残留熱除去系
- : タービンヒータドレン系



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）」

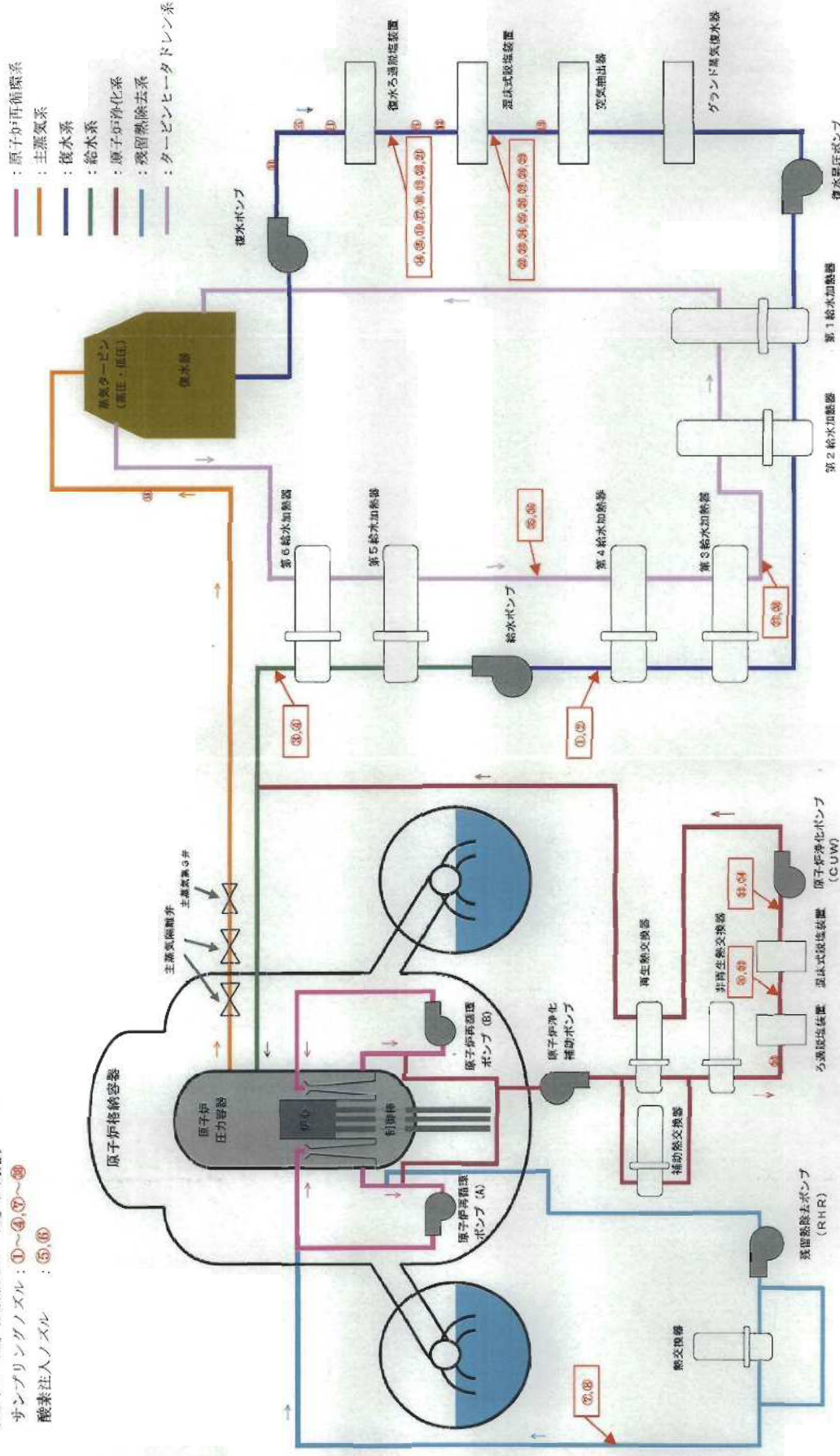
(No) : サンプリングノズル強度評価対象 (38箇所)

(O)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, ⑬

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体力振動評価指針 (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)

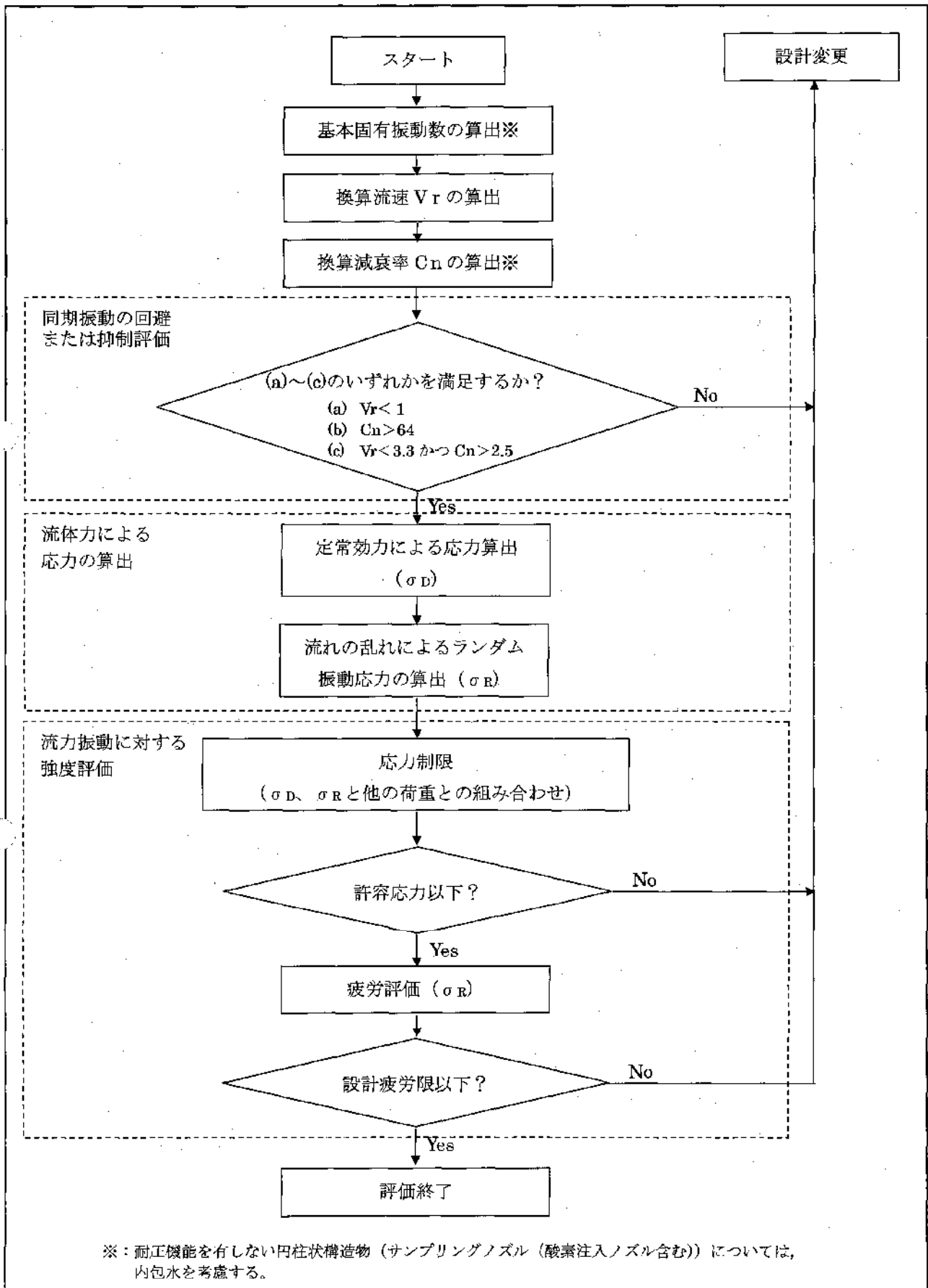
4. 添付資料

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

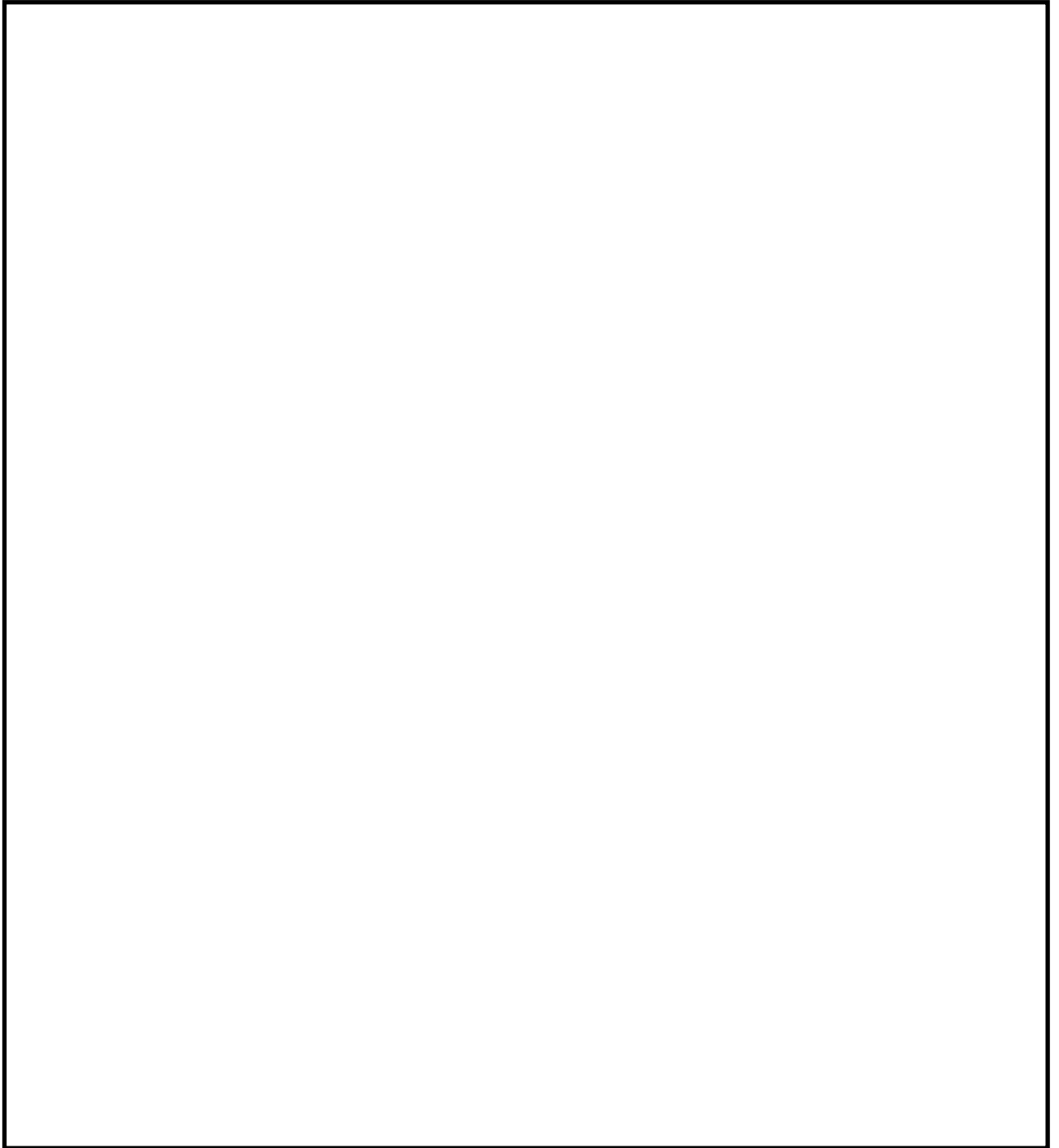
添付資料-3：配管の寸法・形状概略図

添付資料-4：評価結果



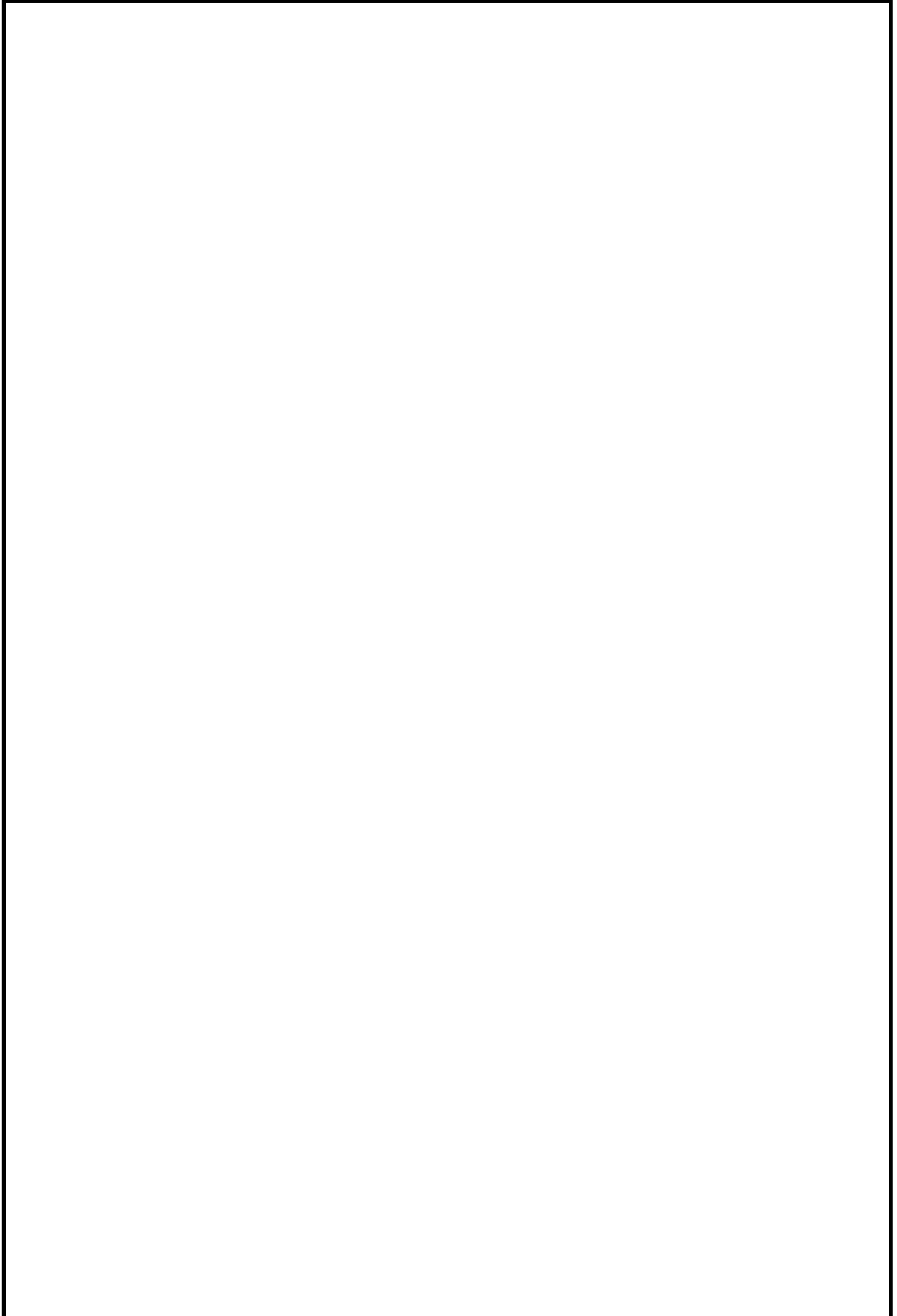
配管内円柱状構造物の構造健全性評価フロー

円柱状構造物形状図



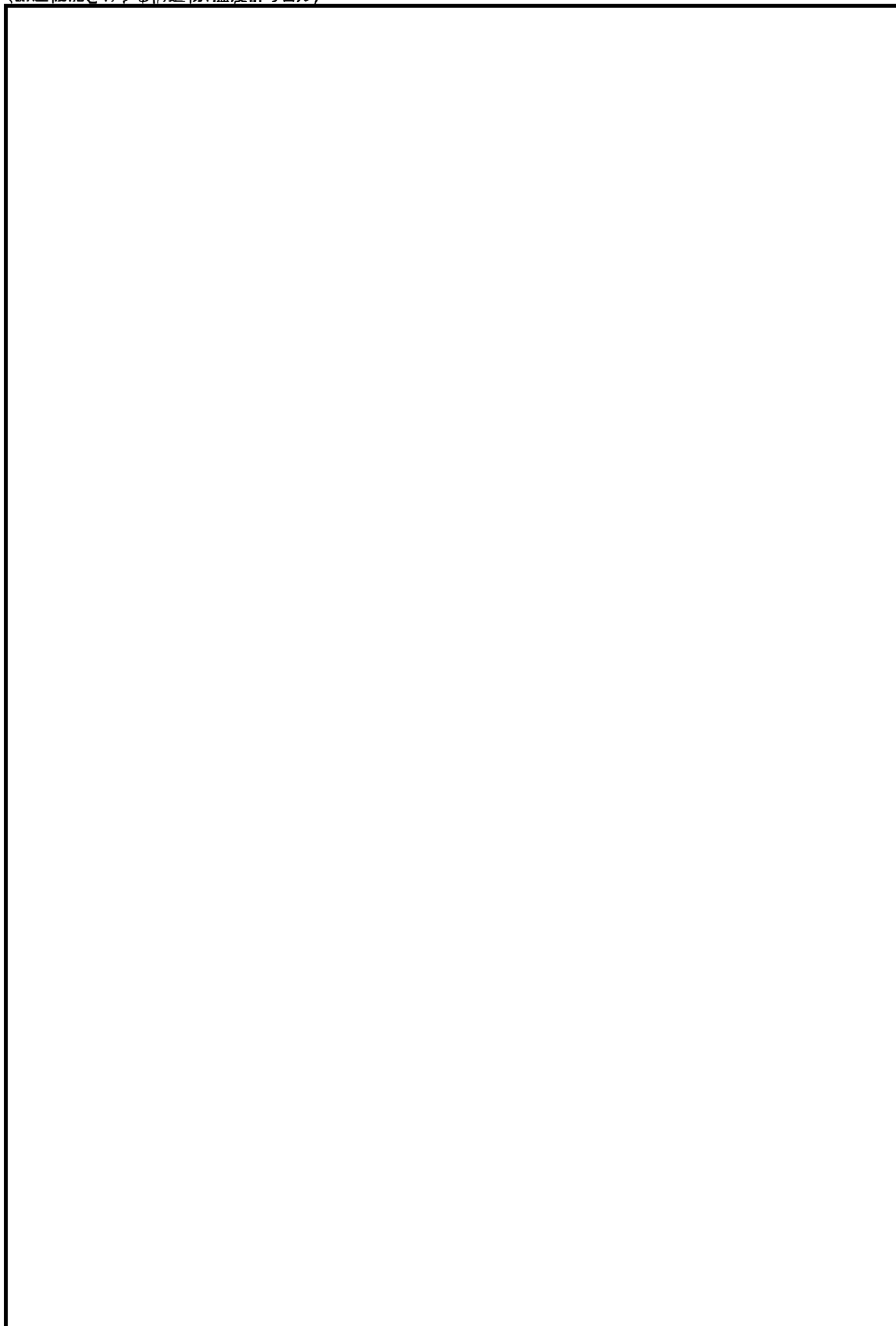
円柱状構造物の寸法・形状図(2/4)
(耐圧機能を有する構造物: 温度計ウェル)

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)

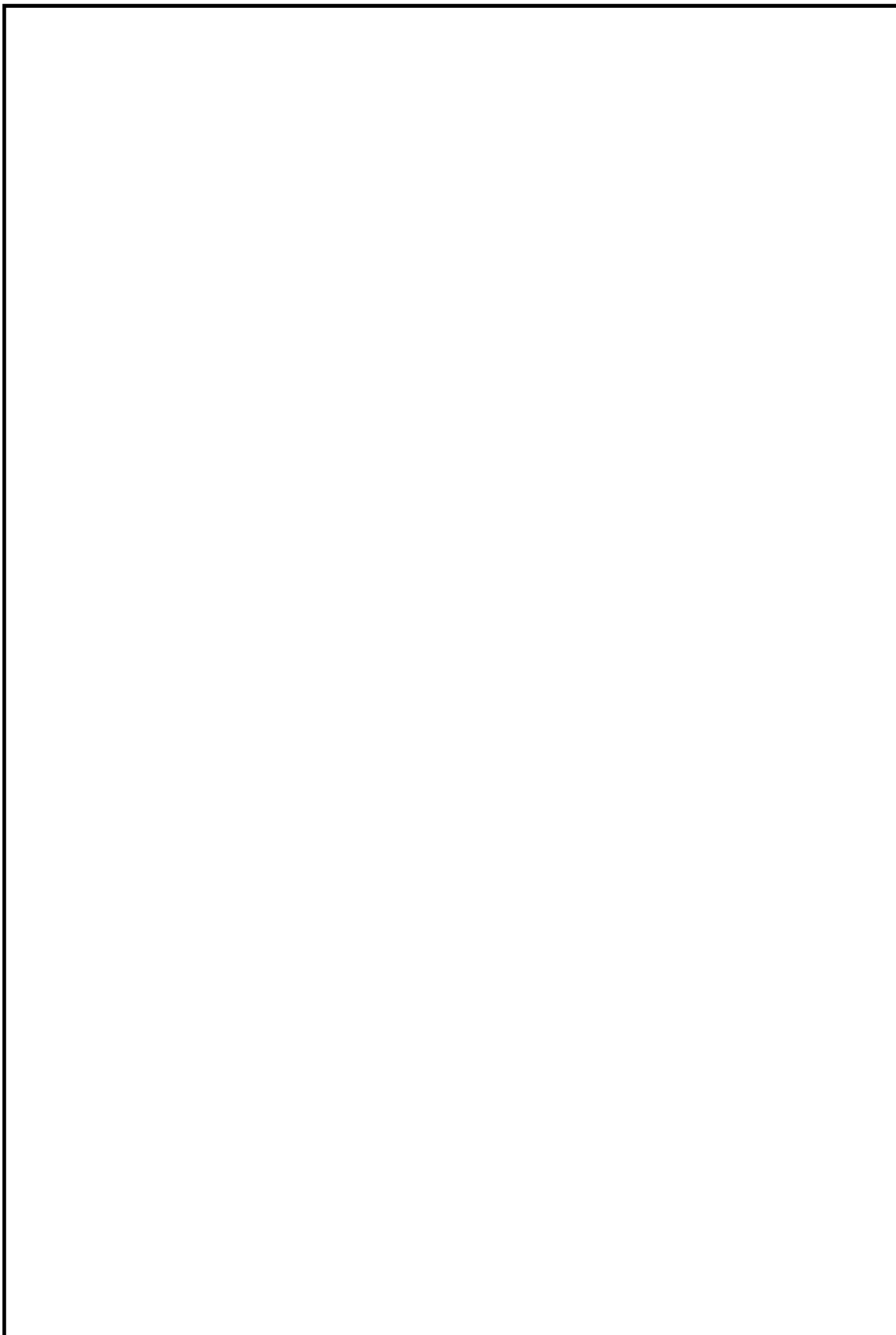
添付資料-2



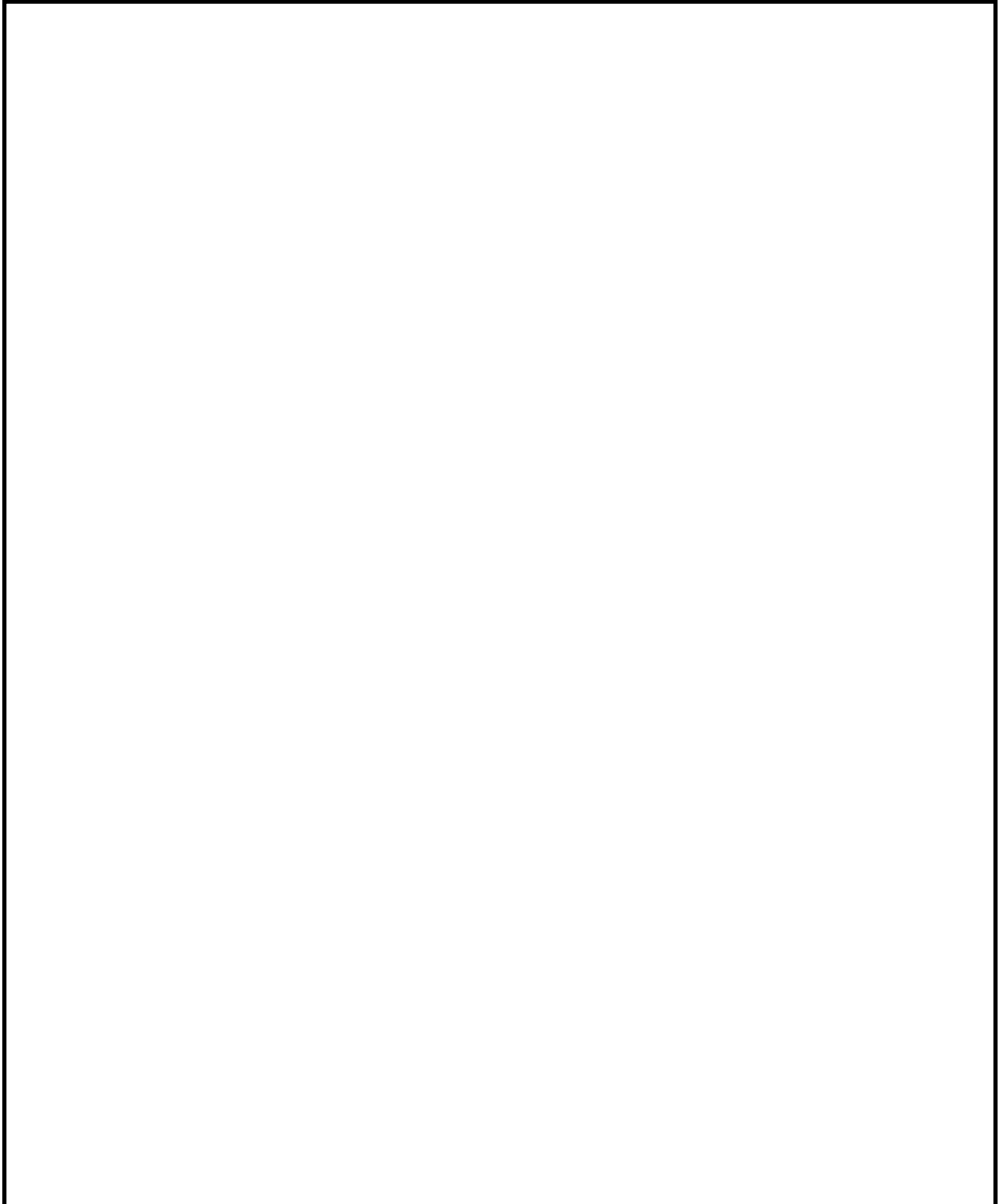
円柱状構造物の寸法・形状図(4/4)

{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



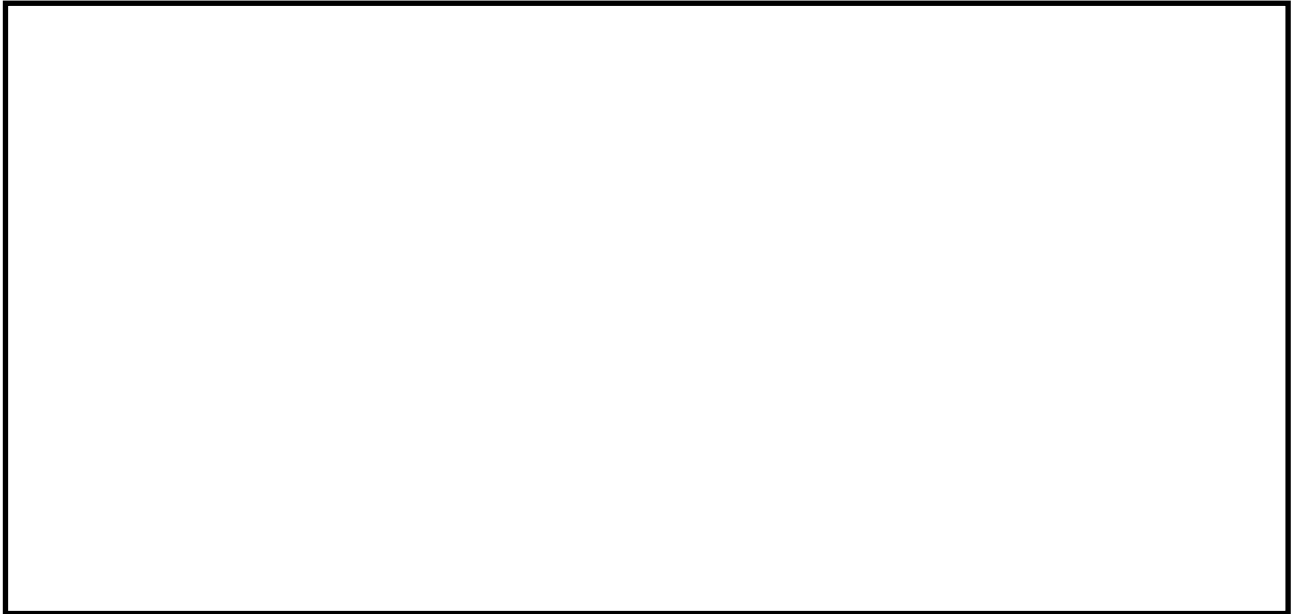
配管の寸法・形状概略図 (1/3)



配管の寸法・形状概略図 (2 / 3)

配管の寸法

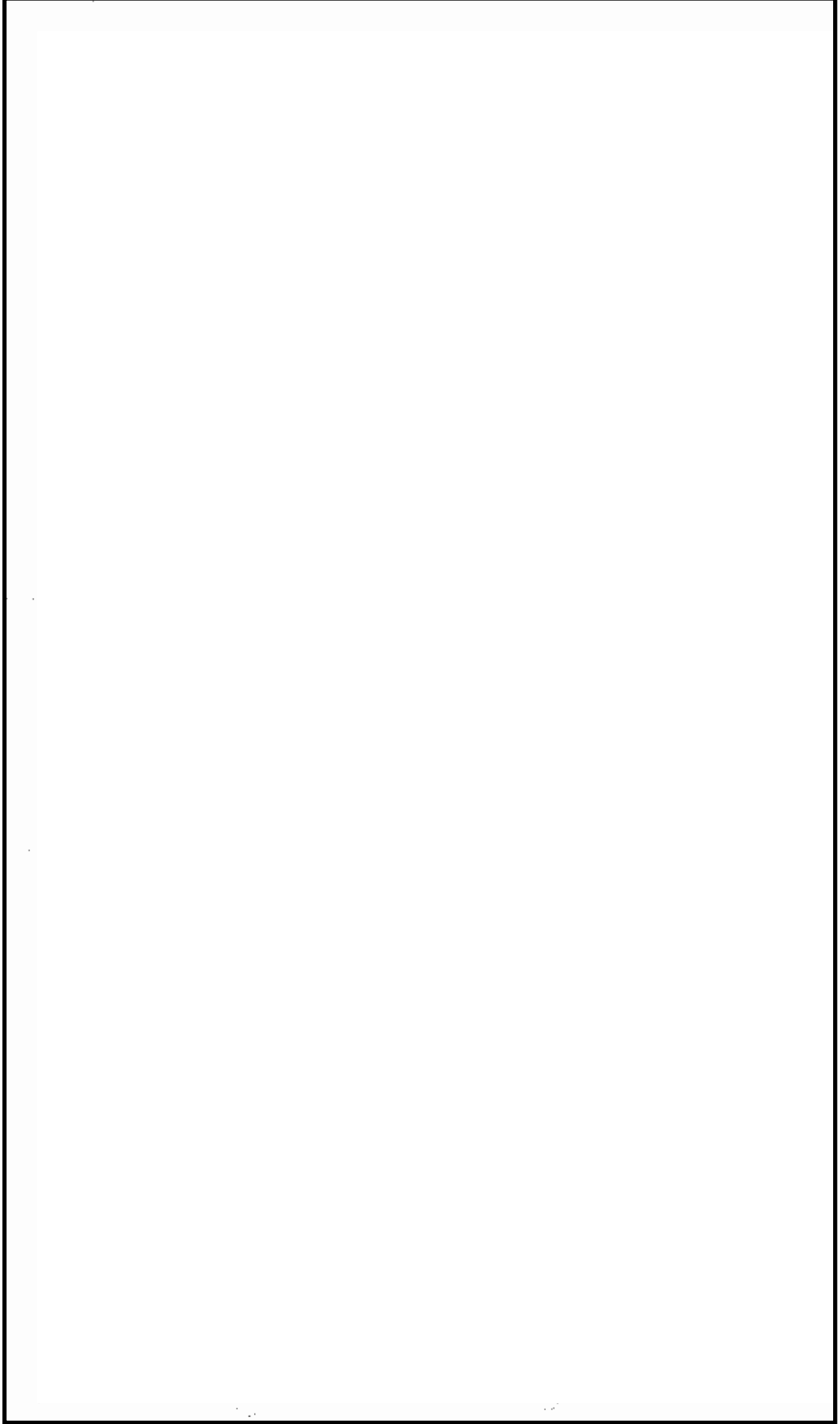
1. 温度計ウェル



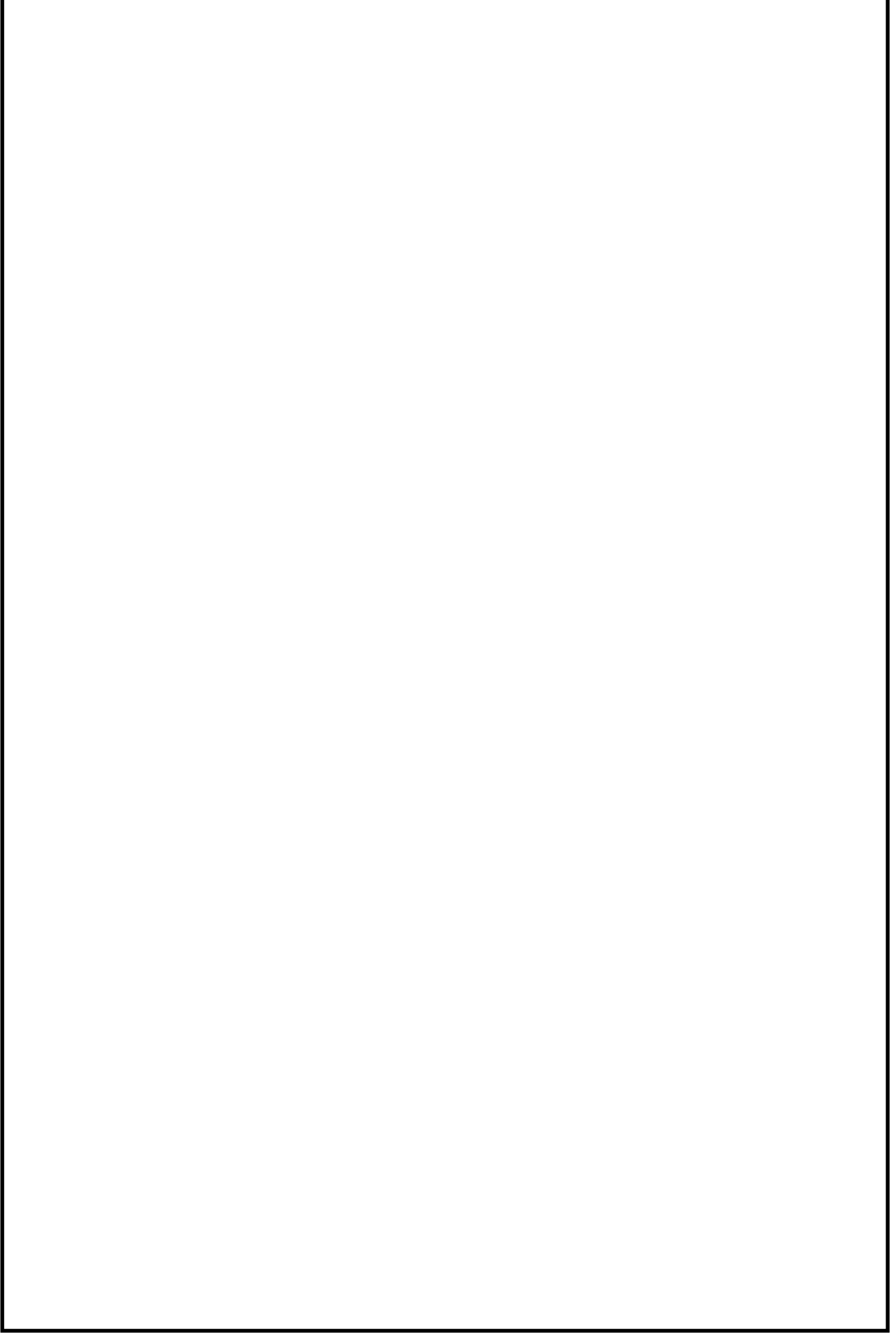
2. サンプリングノズル



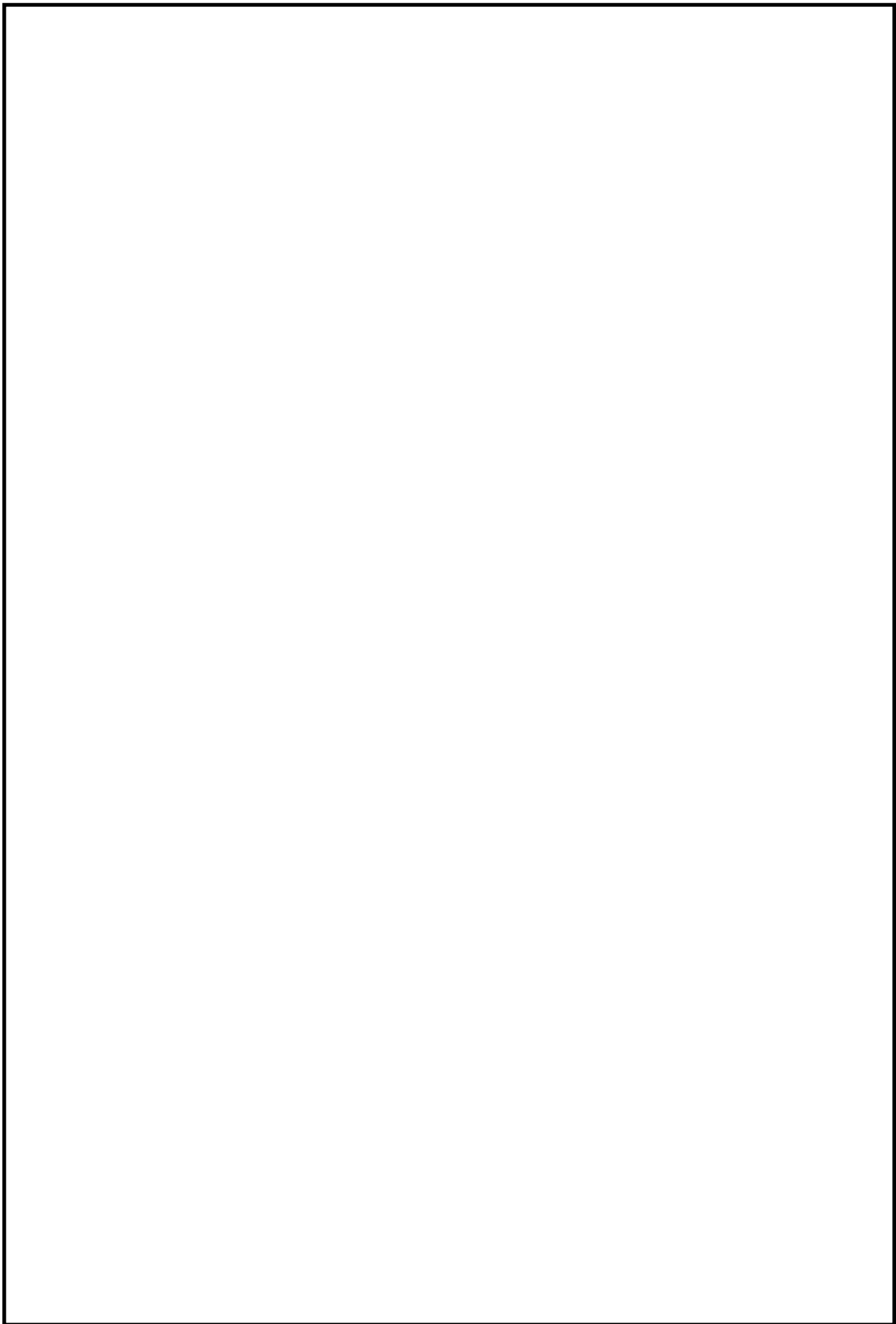
配管ルート概略
(温度計ウエル)



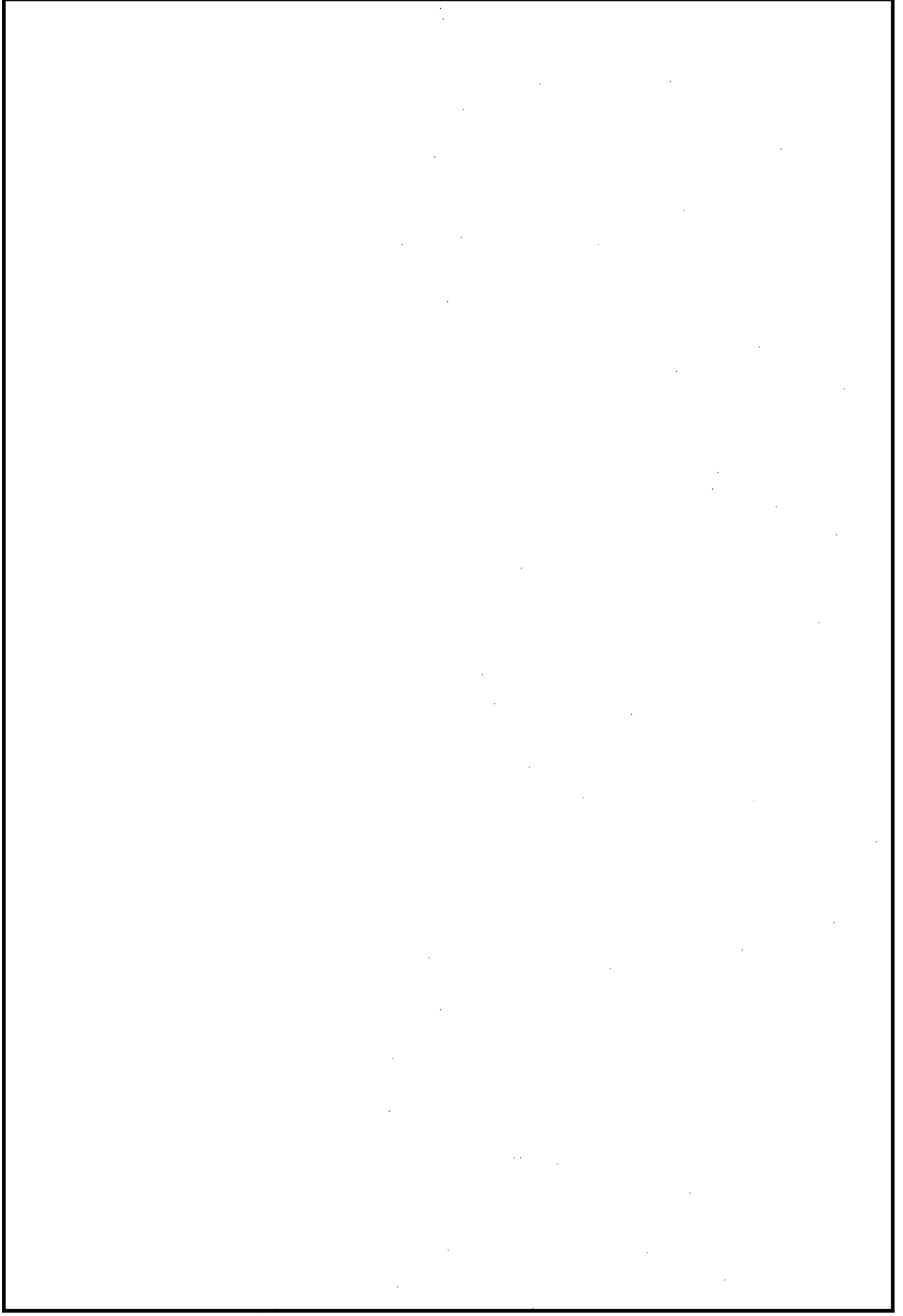
評価結果(1/5)
前年同期を基とする円高換算増減(通算増減)
増減率(%)の算出(作業ステップ)



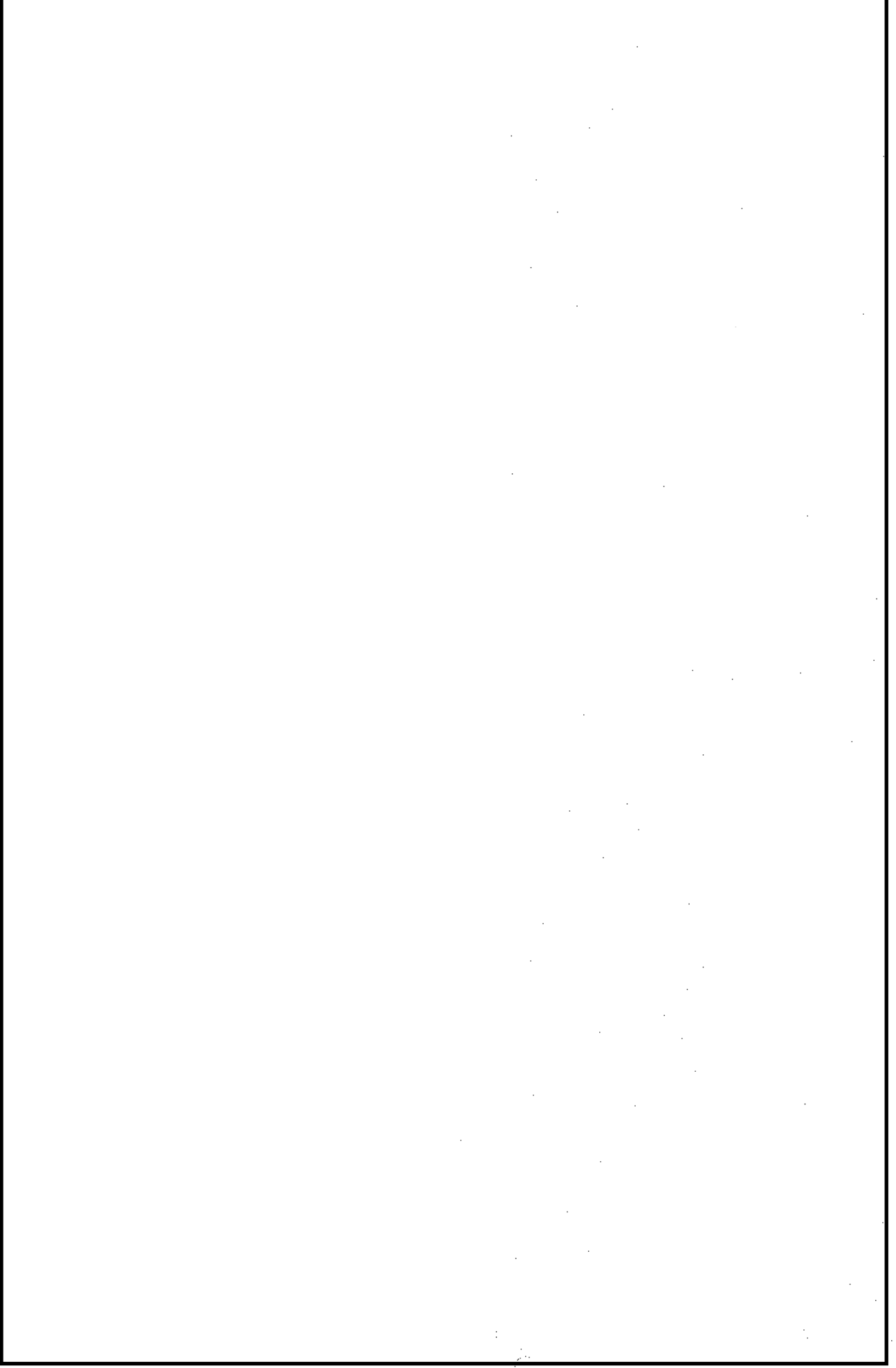
評価結果(2/5)
前ふ設問を必ずしも正答し得ず、誤答あり。
飛躍条件(2倍採点):作業ステップ(1)



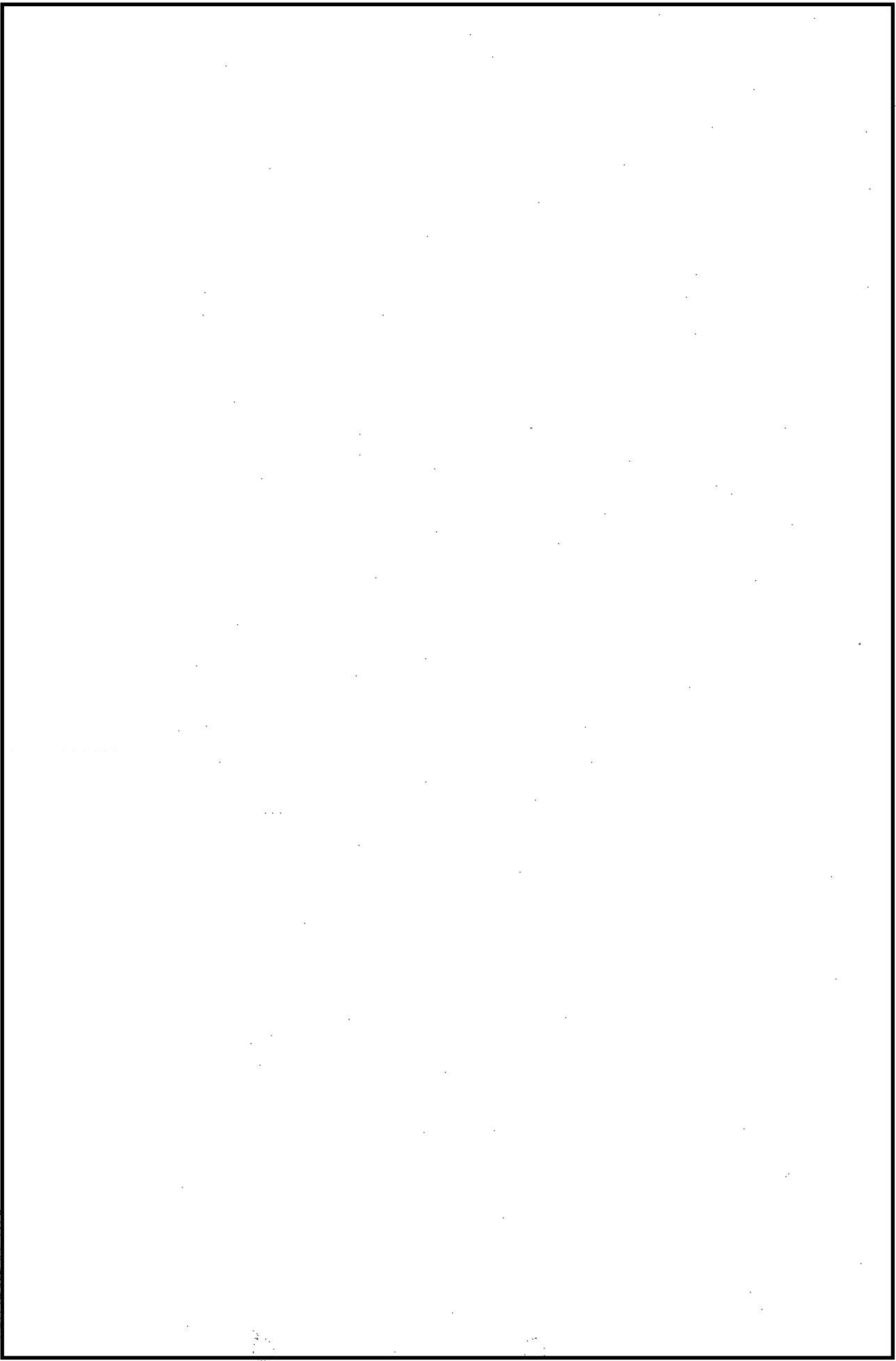
評価結果(3/5)
前任者保有する内社株権譲渡承認付ケル
派遣条件(基本派遣):作業ステップ②



評価結果 (4/5)
責任範囲を有しない旧住居構造建物(ナフレンケイゾル(建築用)入浴剤)の
処理委託(仮設型)：作業ステップ①



添付資料 (セ/セ)
〒114 東京都品川区目黒1丁目1番1号 サンアールビル 5階 501号室
株式会社 品川区役所 作業システム課



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 パス蒸気入口座内（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 SME S 017)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であり、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

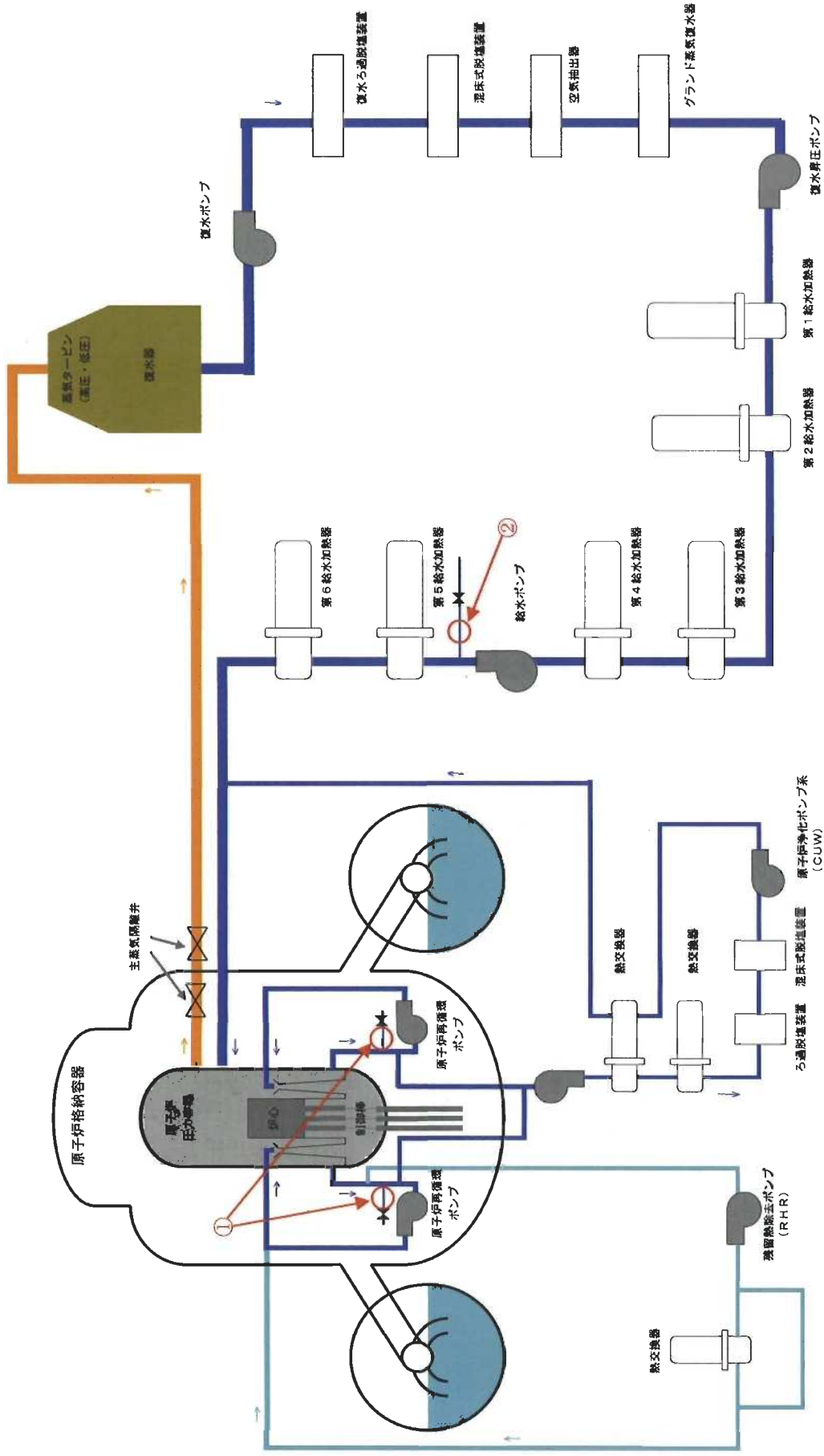
添付資料4：A、B-原子炉再循環系ドレンライン検査範囲図

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）

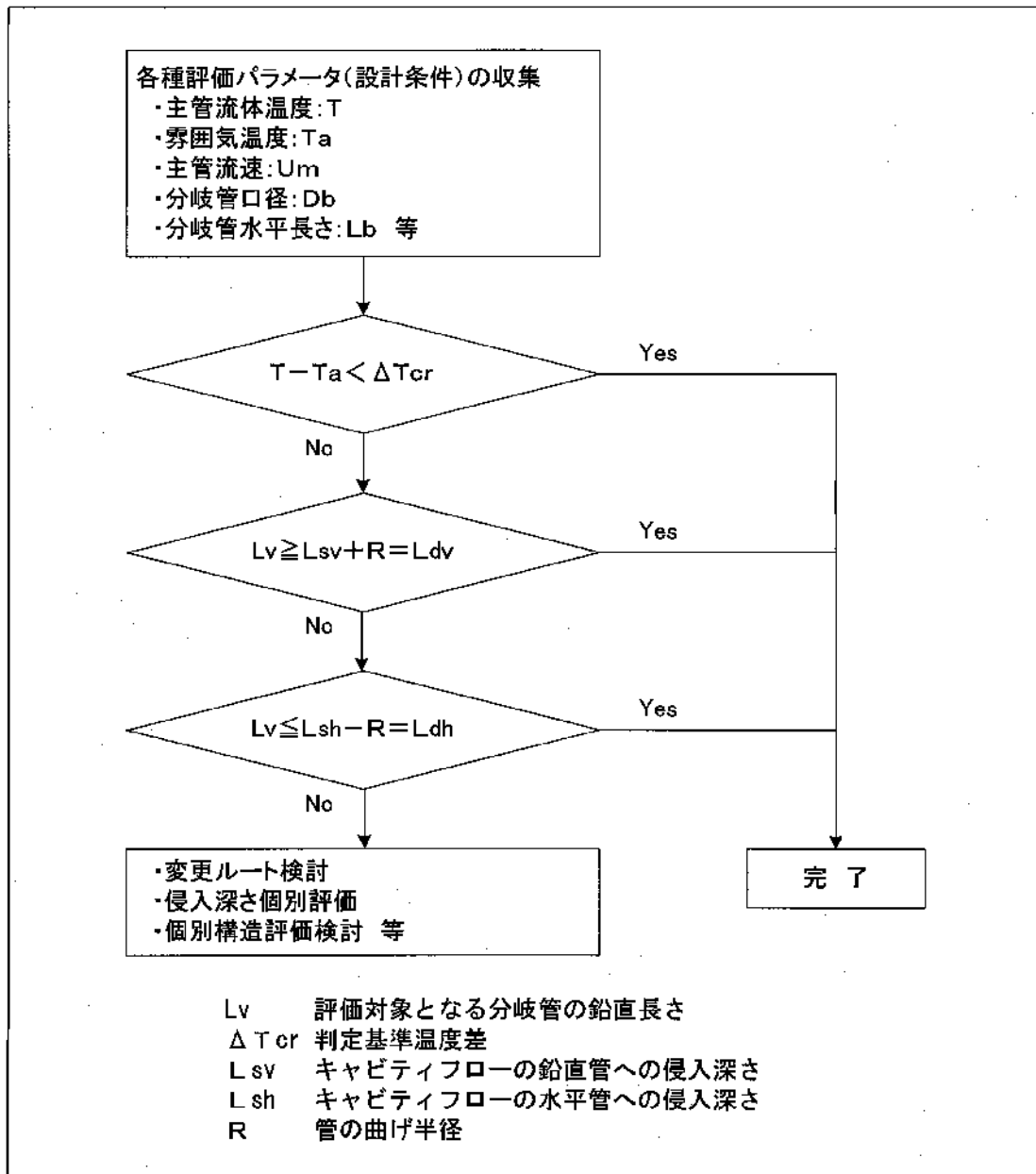
以上

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

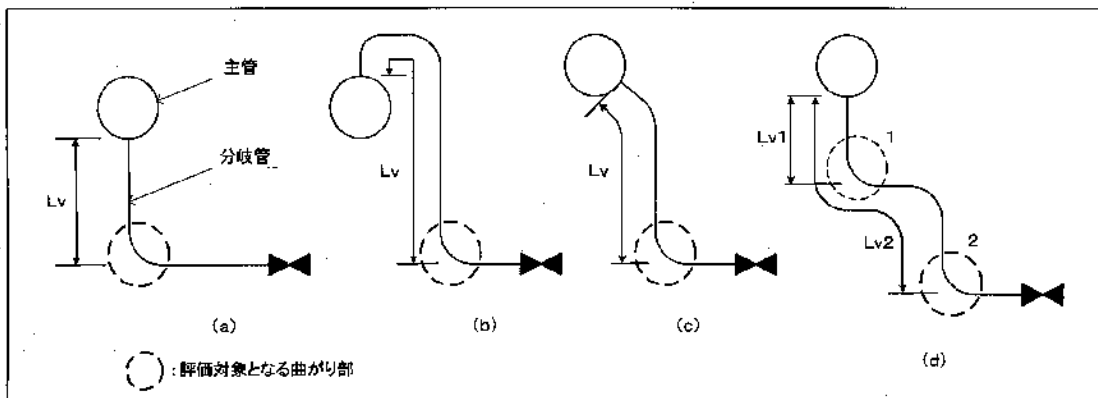


- ①：原子炉再循環系ドレンライン
- ②：電動機駆動原子炉給水ポンプミニマムフローライン

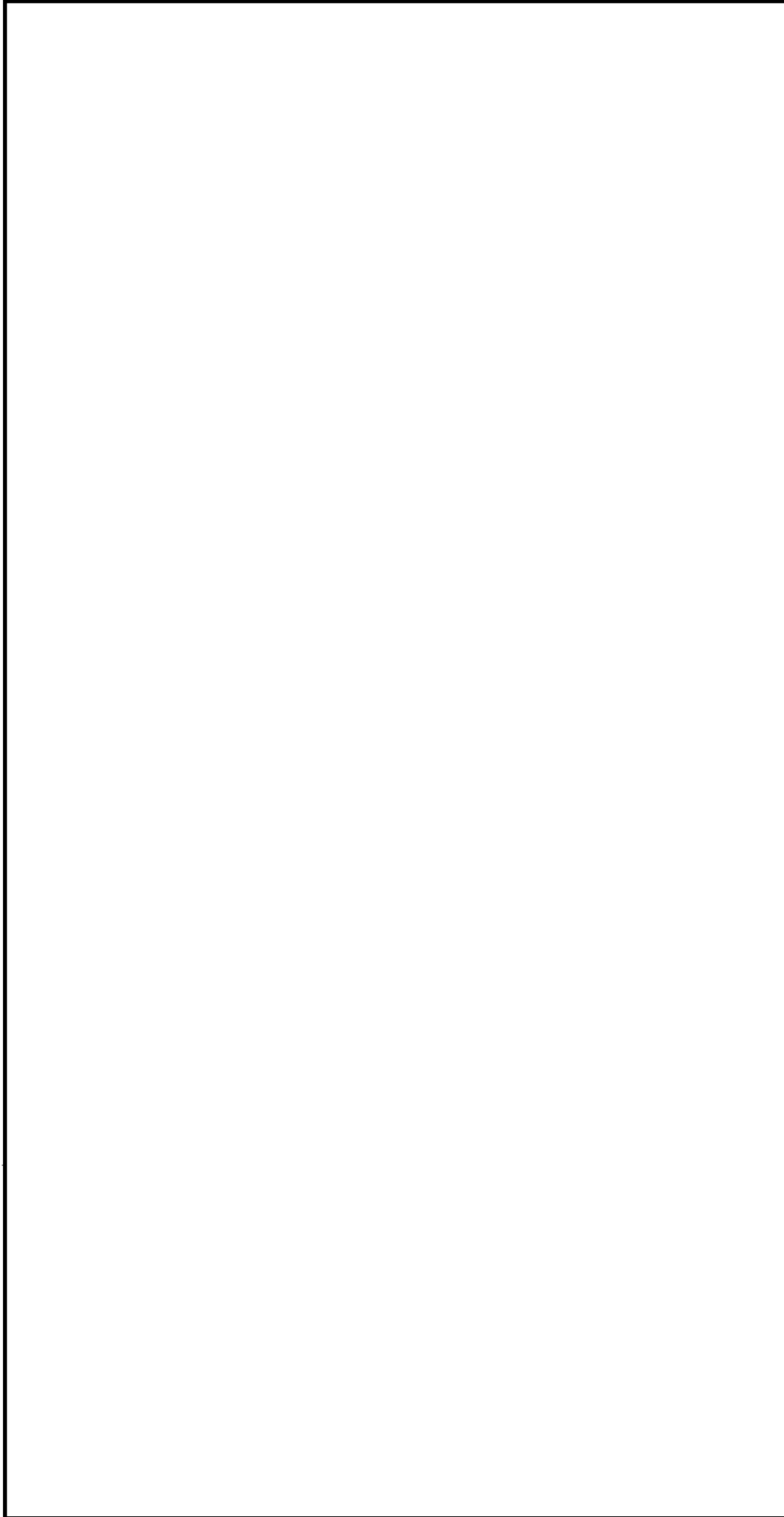
閉塞分岐管滞留部に発生する熱成層現象評価フロー
(J S M E S 0 1 7)



L_v の定義例

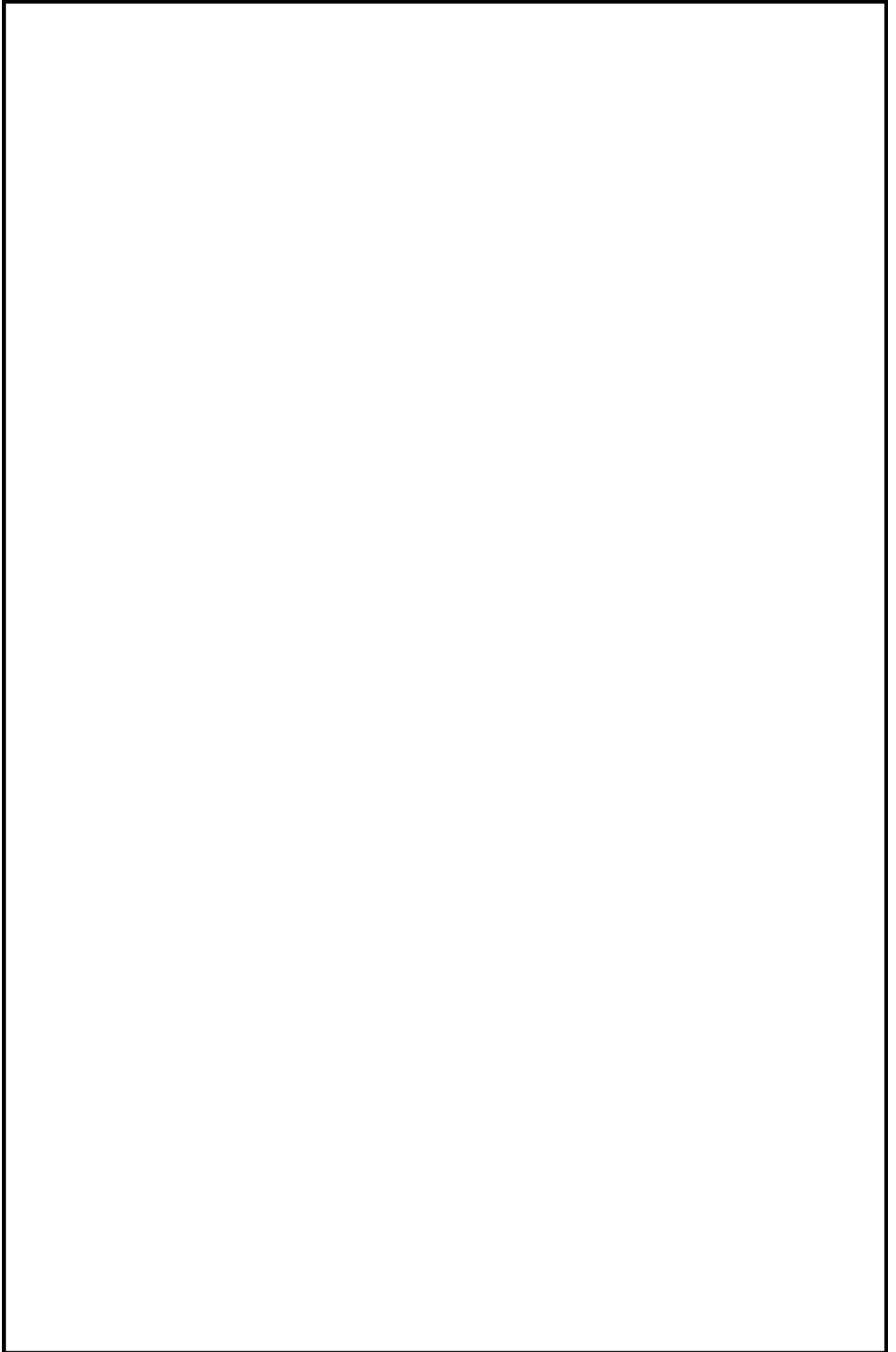


島根原子力発電所2号機 キャビティフロート型熱成層型高サイクル熱疲労評価結果

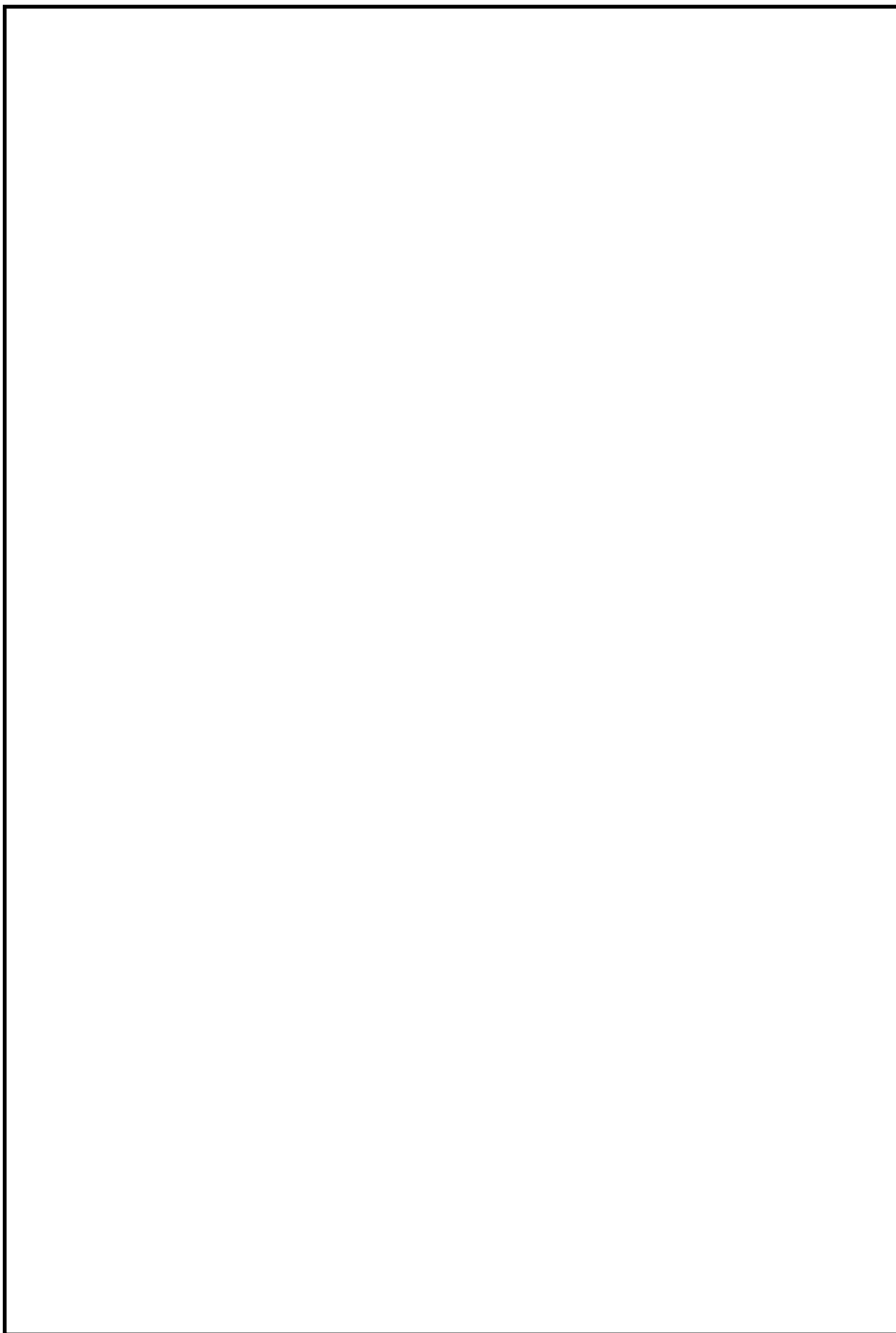


添付資料3

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			
			機械保修課長			
■■■■						
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・タービン 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) の配管 (✓) → 主蒸気系 (A・B・C・D 系) の配管 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却) → 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却) (✓) ・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・タービン 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熔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

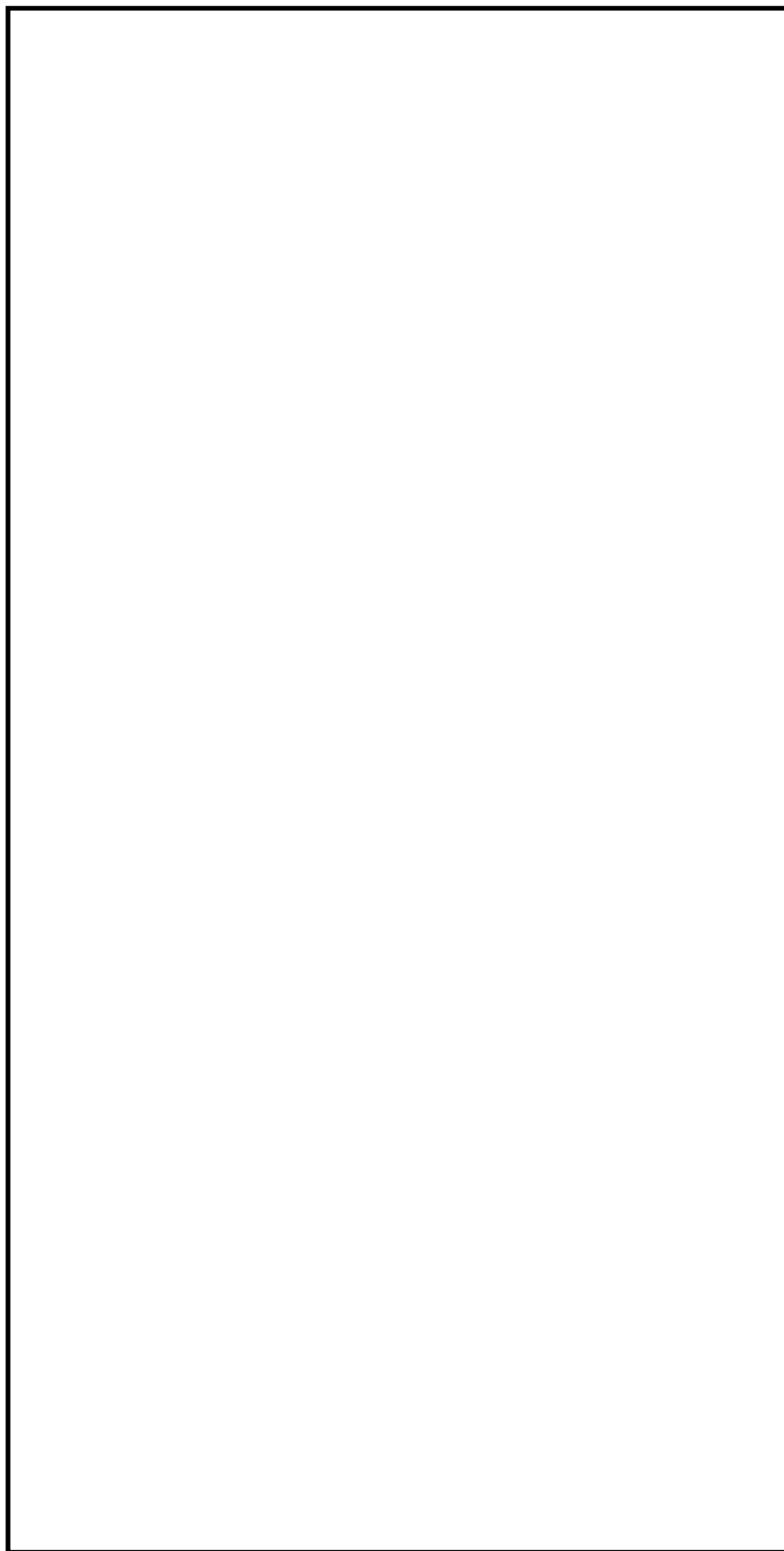
(1) 体積検査 (UT)

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
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-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
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-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/p. 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未滿)			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 ℃) 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-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	
	製造メーカー : (UR-T)	製造メーカー : (UP-T)	製造メーカー : (UD-T)	製造メーカー : (5J15)	
	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	[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-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)	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:(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)	[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-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:(95 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 [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-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。 浸透指示模様があれば、「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] (PF-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28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28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※	<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: (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) 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: (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。 浸透指示模様があれば、「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-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. : (5I01)	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)	██████████ (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-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: (7 / 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: (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:(// 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	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	[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-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:(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-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)	██████████ (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	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) 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) °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	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	XXXXXXXXXX	
				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	XXXXXXXXXX	
				協力会社検査員	XXXXXXXXXX	
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 (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.:(5210J827)
	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)		XXXXXXXXXX (PT-2)				
試験員氏名(資格)		XXXXXXXXXX (PT-2), XXXXXXXXXX (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:(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-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. : (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	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)	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:(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-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。

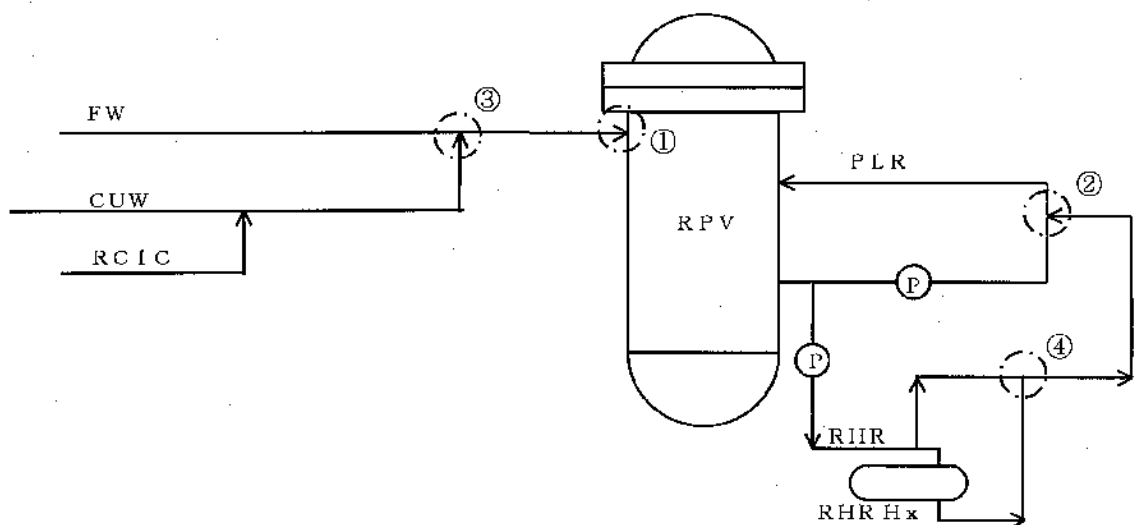
4. 添付資料

- (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）

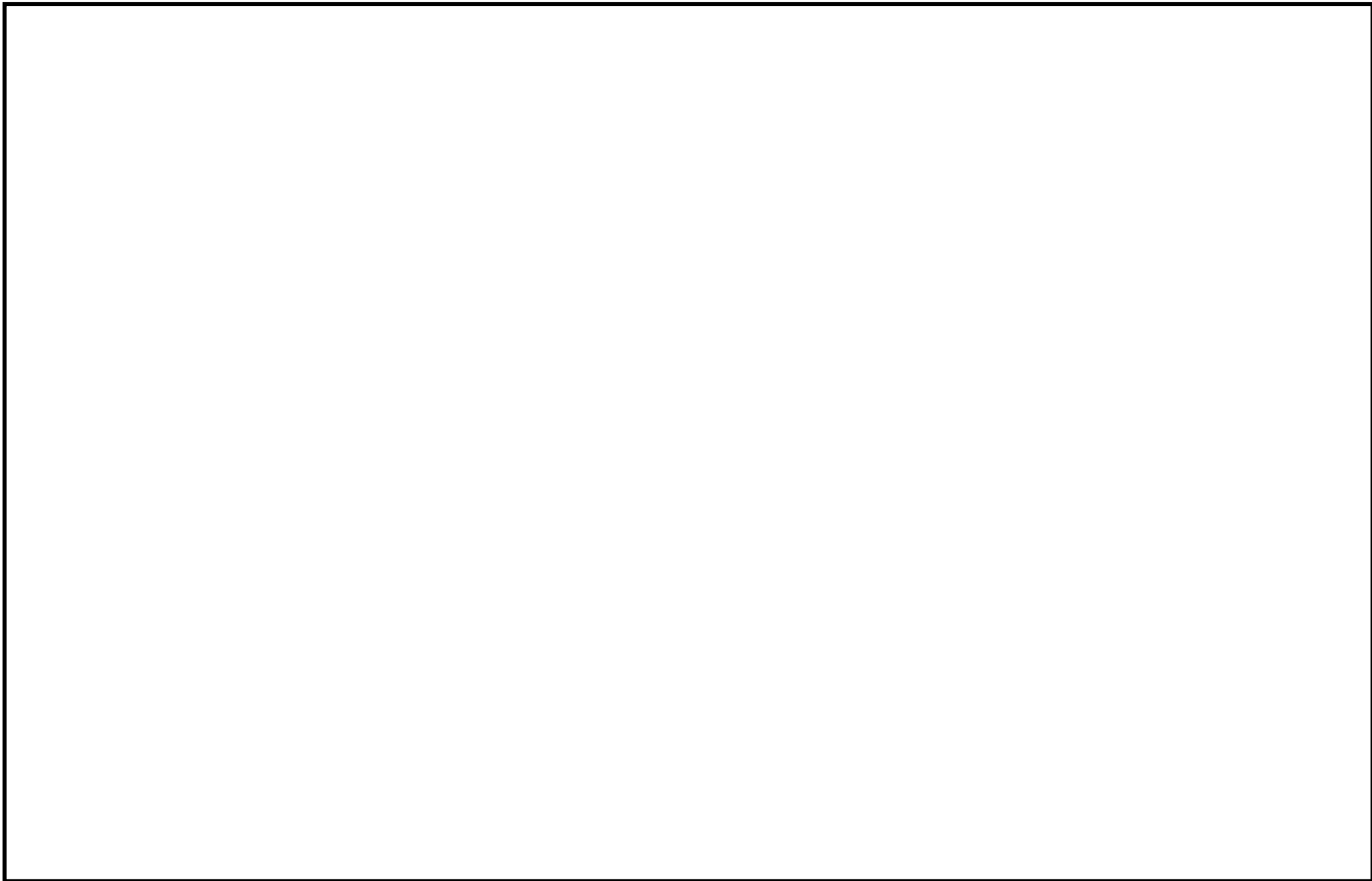
島根原子力発電所 2号機 高低温水が合流する箇所

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。

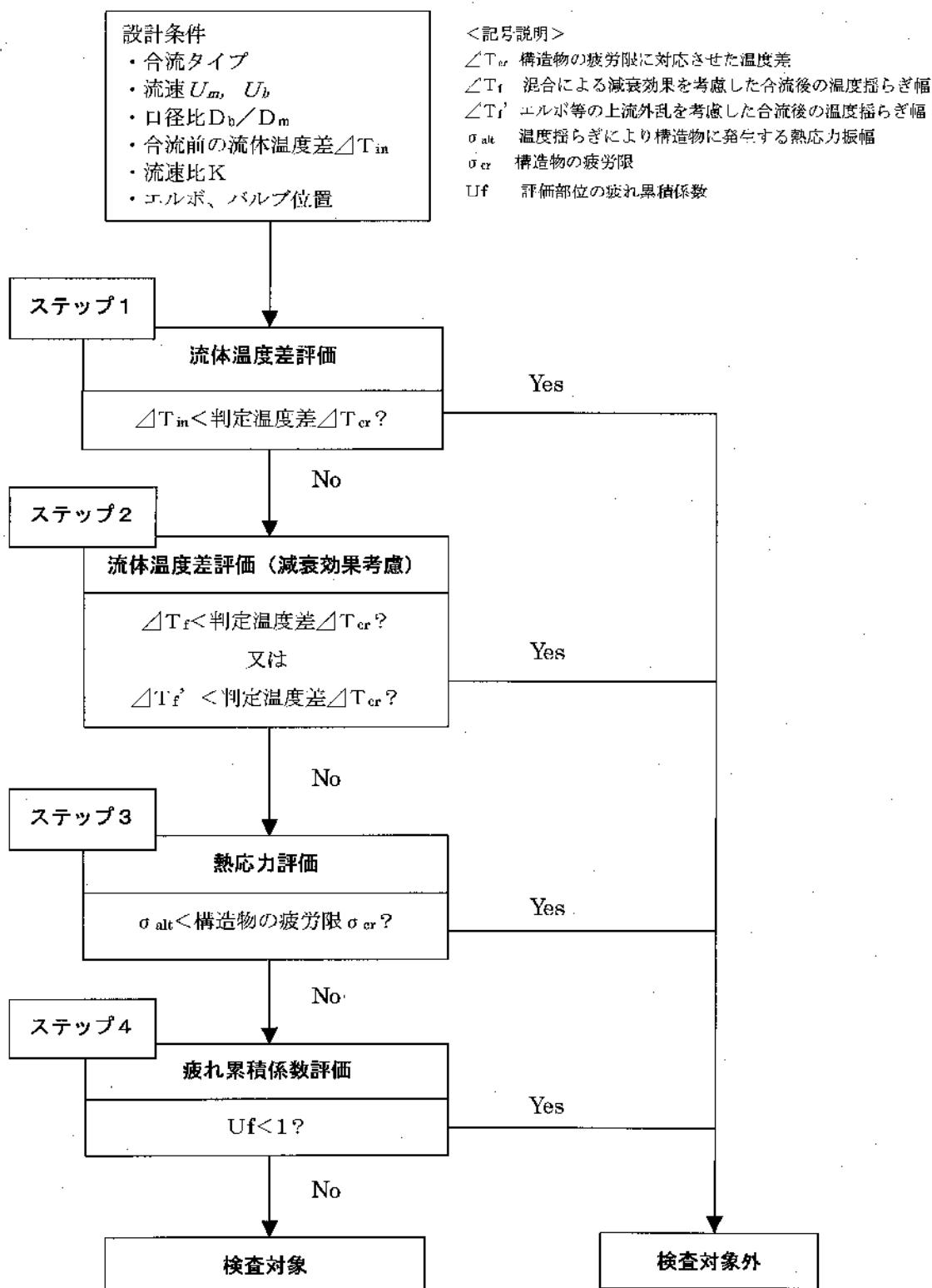
島根 2号機系統概略図



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	
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。	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。	追加要求なし
解釈	解釈	
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。 ・蒸気発生器伝熱管部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。	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。 ・蒸気発生器伝熱管部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。	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。 ●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。 ●高圧原子炉代替注水ポンプ: 93 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。 ●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> $\text{有効 NPSH} = H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$ $= 10.3 + \text{} - 2.7$ $= \text{} \text{ m}$
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

重要事故シナケケンス	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	他の重要事故シナケケンスに比べて、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

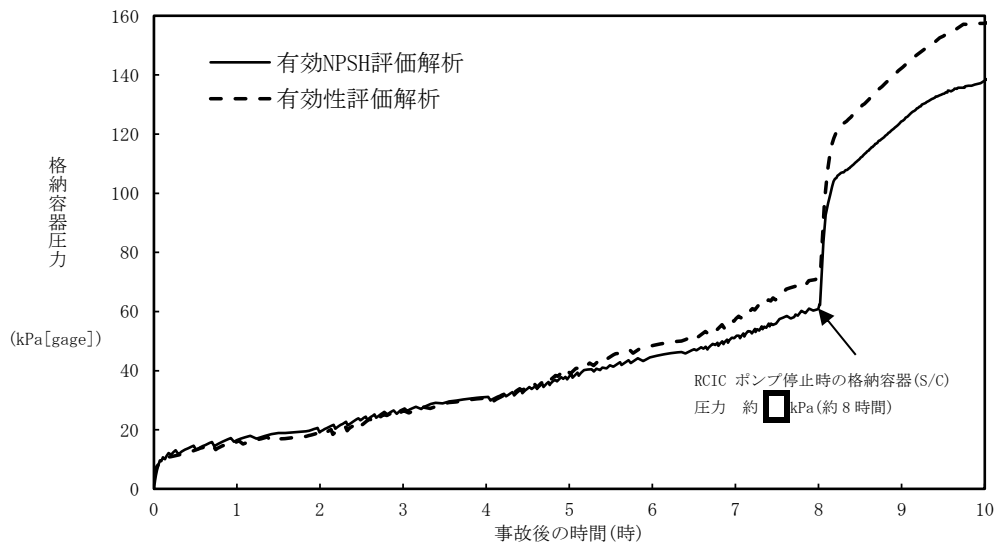
(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却ポンプ	□	□

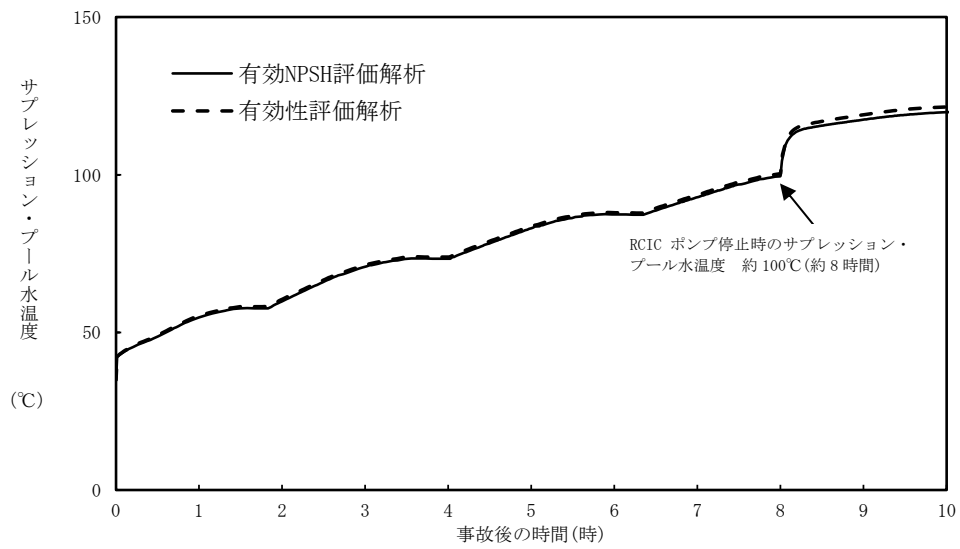
第 6 表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

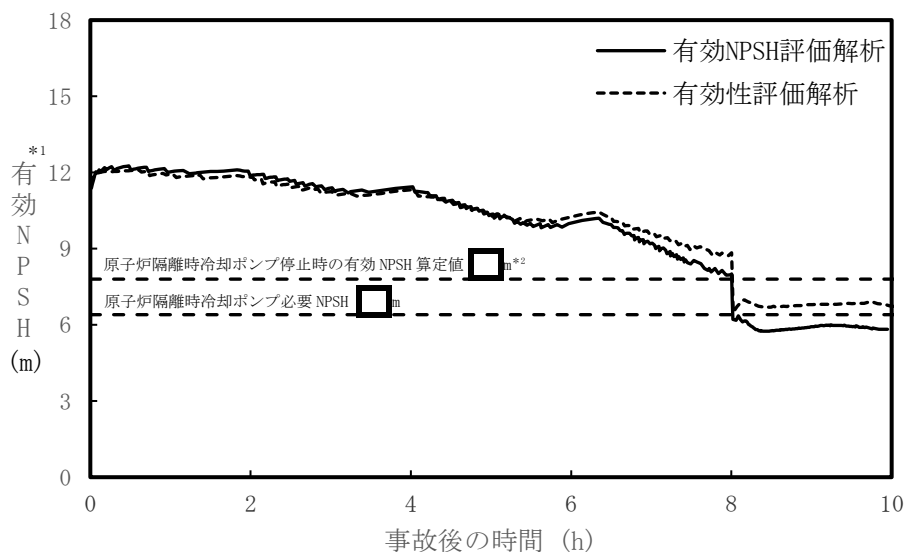
	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧原子炉代替注水ポンプ	□	□



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)]

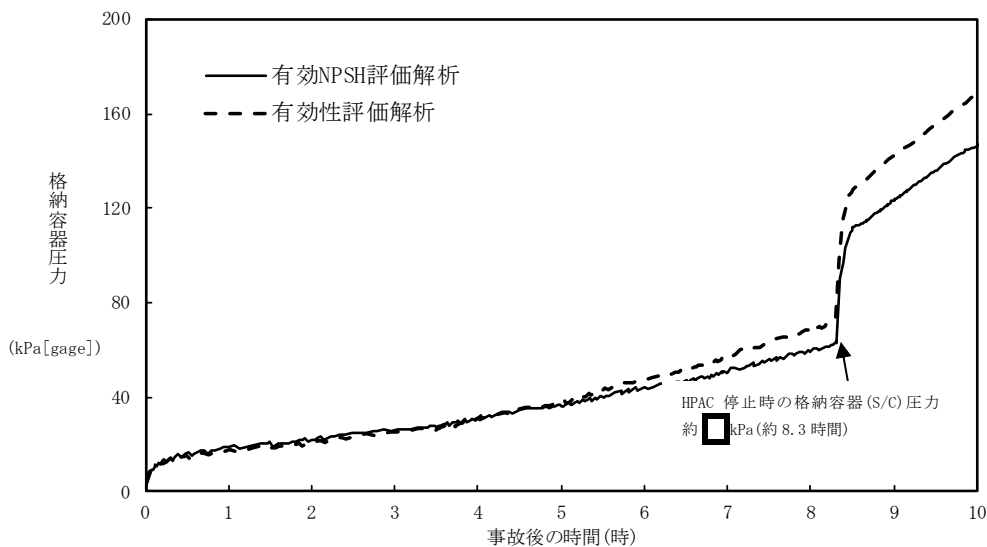


第2図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

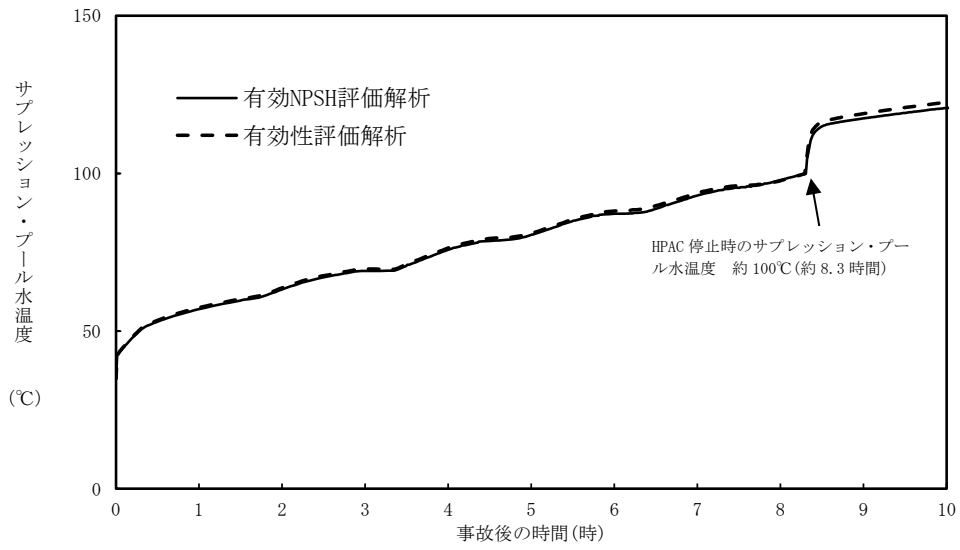


注記*1：格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
 *2：保守的にサプレッションプール水温度 100℃の条件で算定した値

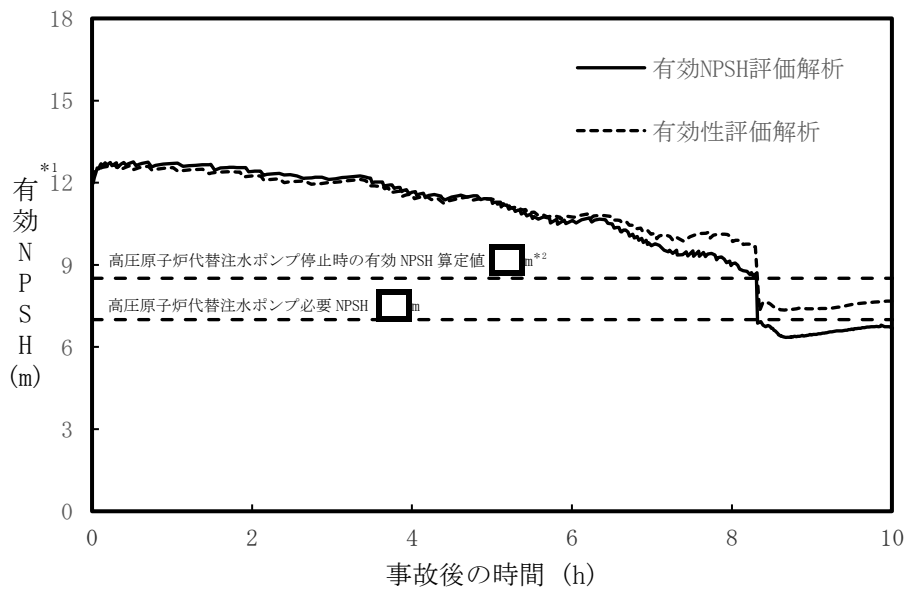
第3図 原子炉隔離時冷却ポンプ有効NPSHの推移
 [全交流動力電源喪失（長期TB）]



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。

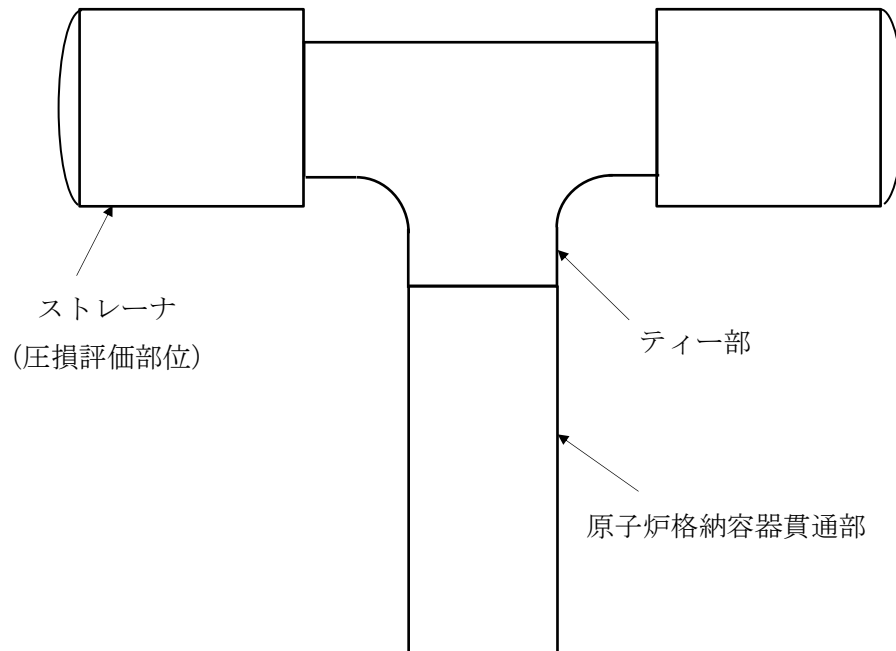


図1-1 圧損評価部位

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

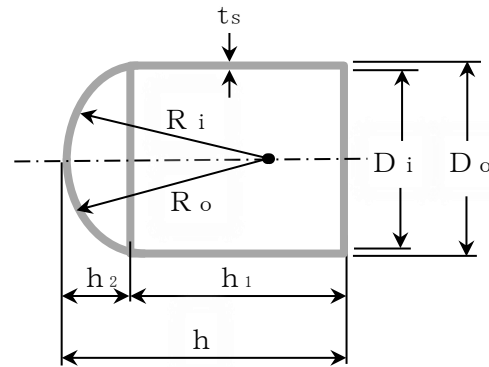
2.2.1 ストレーナ近傍の平均流速

(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

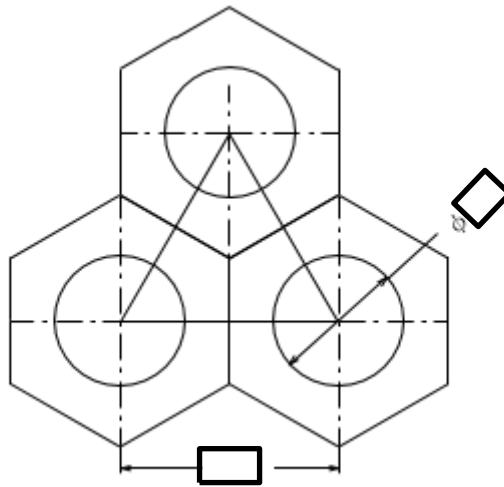
(1) ストレーナ面積比

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℃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) : $\boxed{} \text{ cSt} = \boxed{} \text{ m}^2/\text{s}$

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 A5 流体力学（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

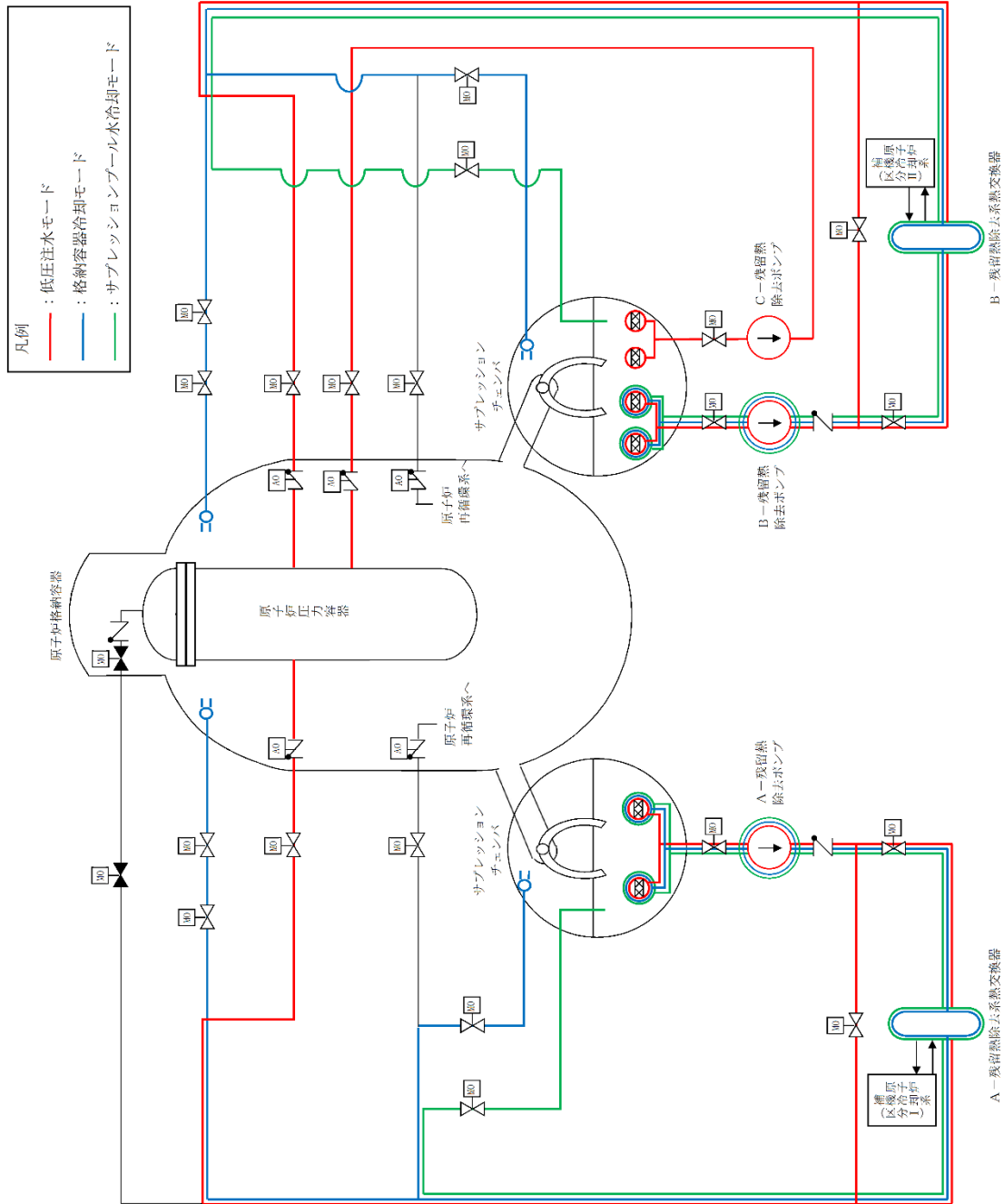
今回工事計画において、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプについて、それぞれの機能に期待する際の有効NPSH評価条件を比較し、評価対象を整理した結果を下表に示す。また、各ポンプの系統機能の概要を第1～3図に示す。

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	1218m ³ /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		□°C		
	サブプレッションプール水冷却			□°Cの飽和蒸気圧		□°C		
	低圧注水、格納容器冷却 (DBA評価)			大気圧	100°C	有り		
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	□m ³ /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		□m ³ /h					
	ベDESTAL代替注水		□m ³ /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)	70m ³ /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)	120m ³ /h					
	ベDESTAL代替注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m ³ /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)	150m ³ /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)	120m ³ /h					
	輪谷貯水槽 (西1) (西2) への供給	海 (取水槽)	120m ³ /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。

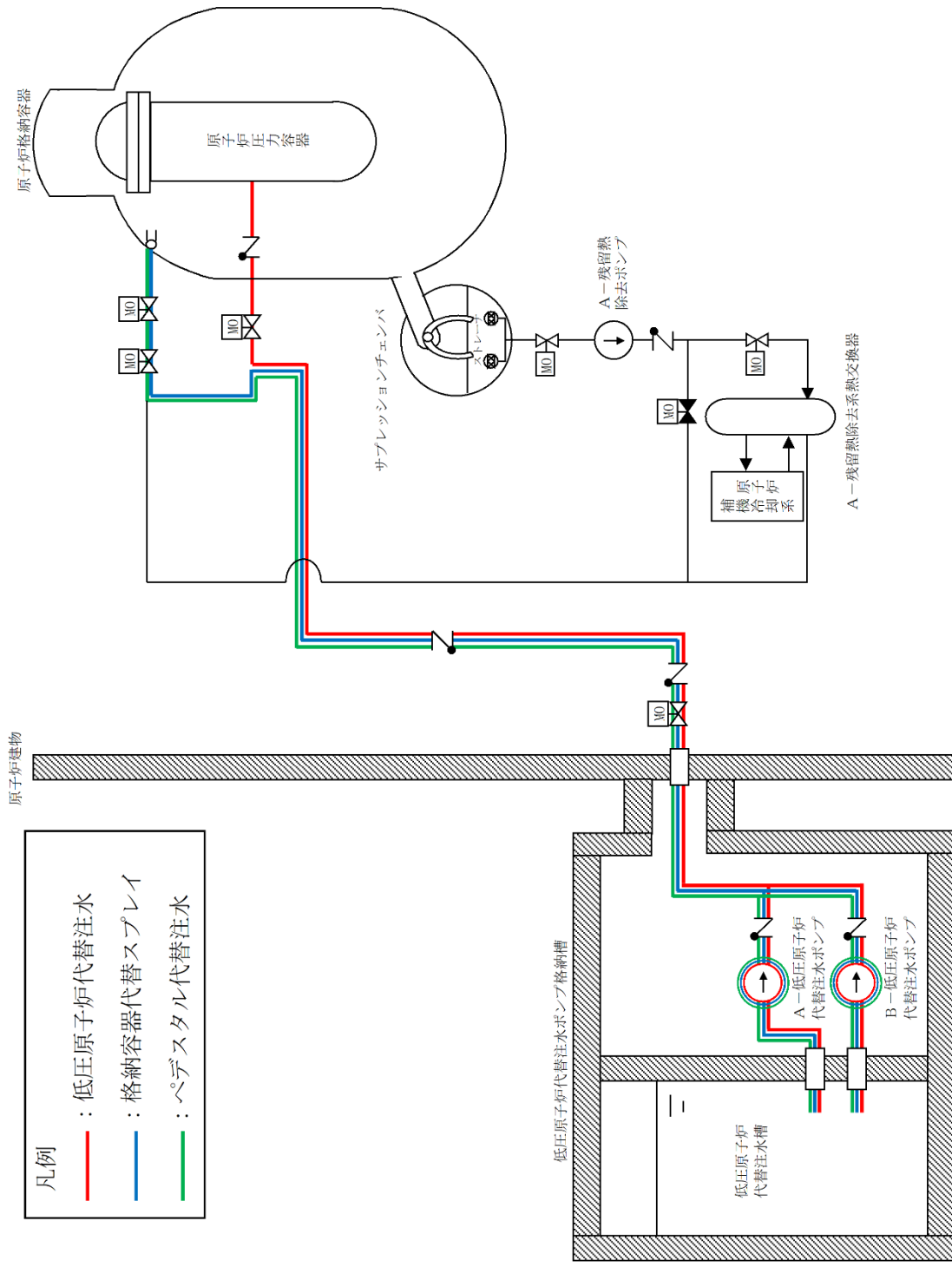
*2: 海を水源として利用し、大量送水車の付属品である水中ポンプの吸込口のフィルタが閉塞した場合には、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げによるフィルタ清掃が可能である。フィルタ清掃は吊り上げ作業等含め約25分要するが、注水や補給作業を中断することがないよう、閉塞したフィルタの清掃時間を短縮するために、吊り上げ後に大量送水車に配備している予備の水中ポンプに取替える、吊り上げ時間を短縮するために、事前にラインナップした他の大量送水車へ切替える等により、フィルタ閉塞時の影響を軽減することが可能である。なお、フィルタ閉塞は大量送水車付の流量計等により判断する。



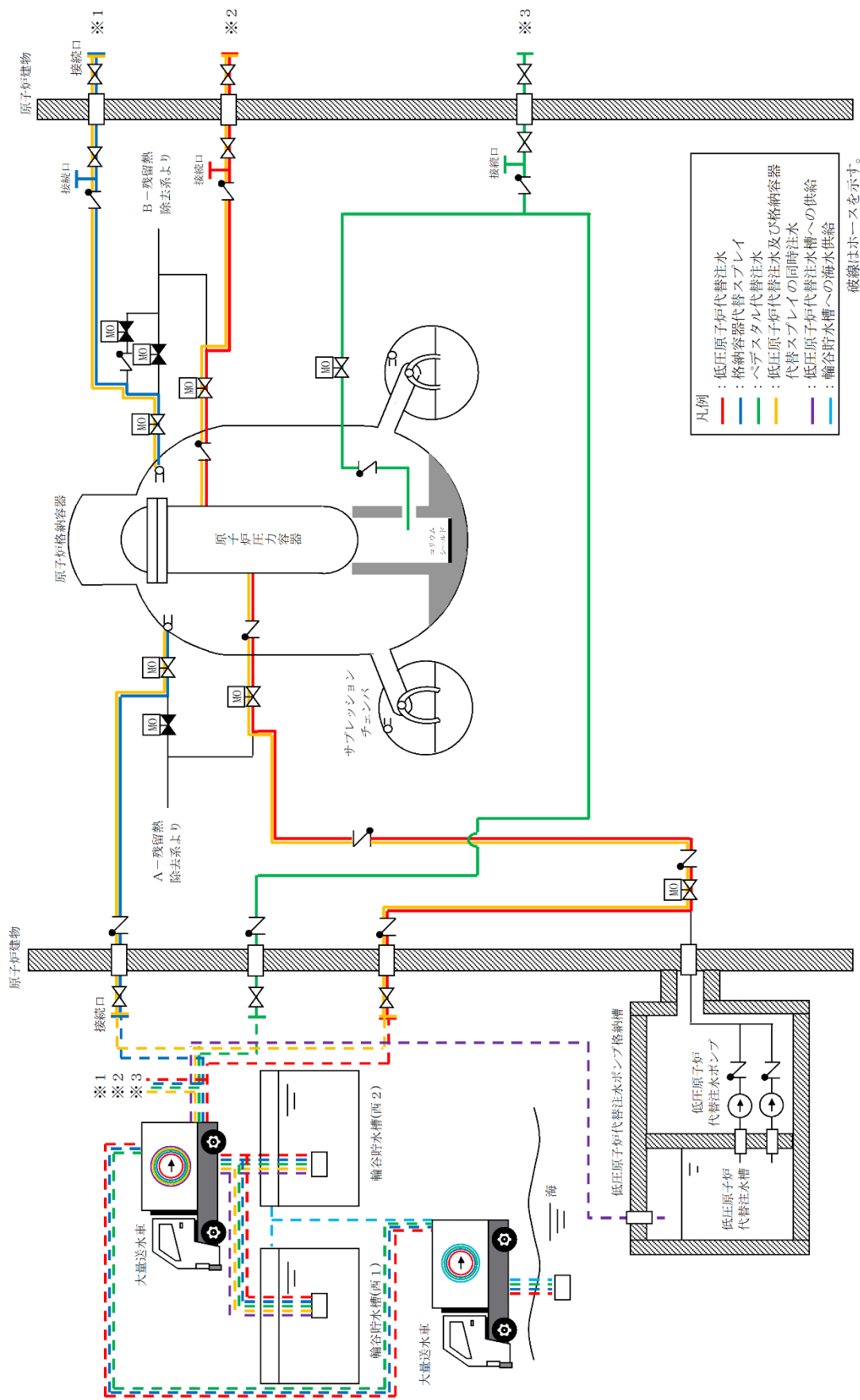
凡例

- : 低圧注水モード
- : 格納容器冷却モード
- : サブプレッションプール水冷却モード

第1図 残留熱除去ポンプ 系統機能概要図



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。

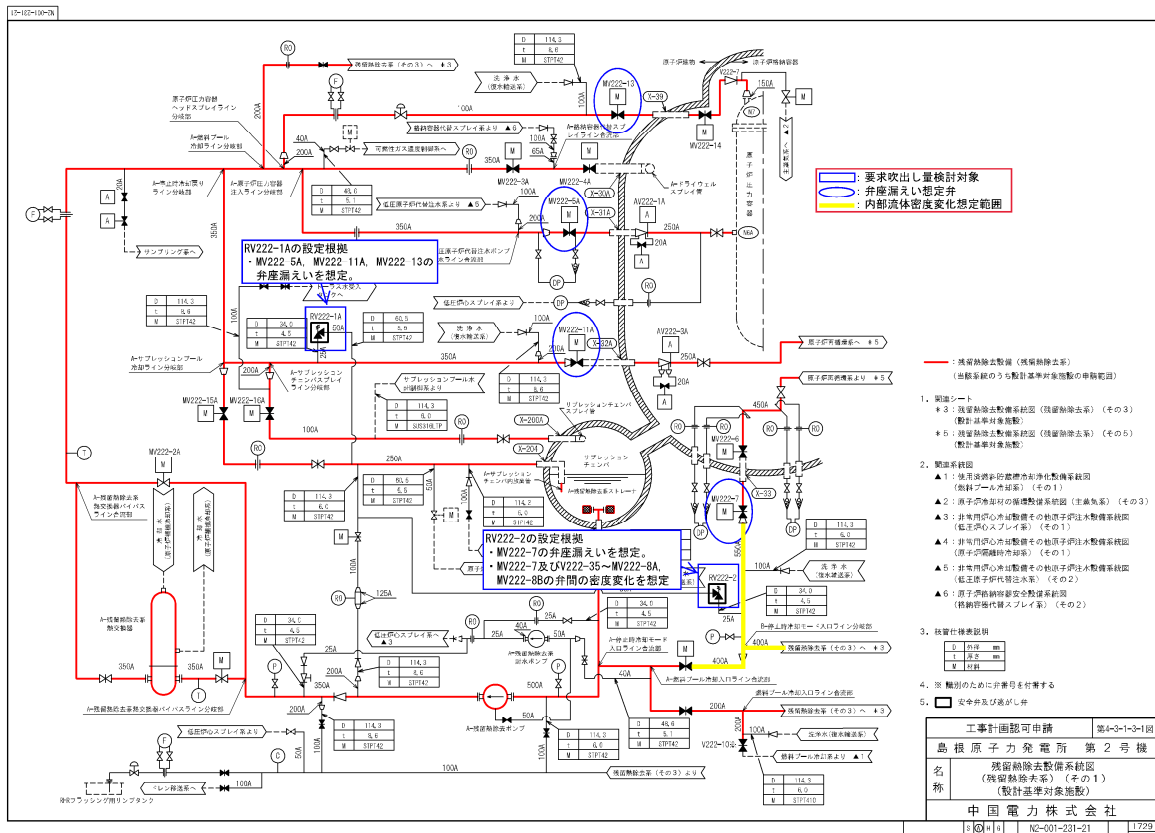


図1 残留熱除去系 工認系統図 (A系)

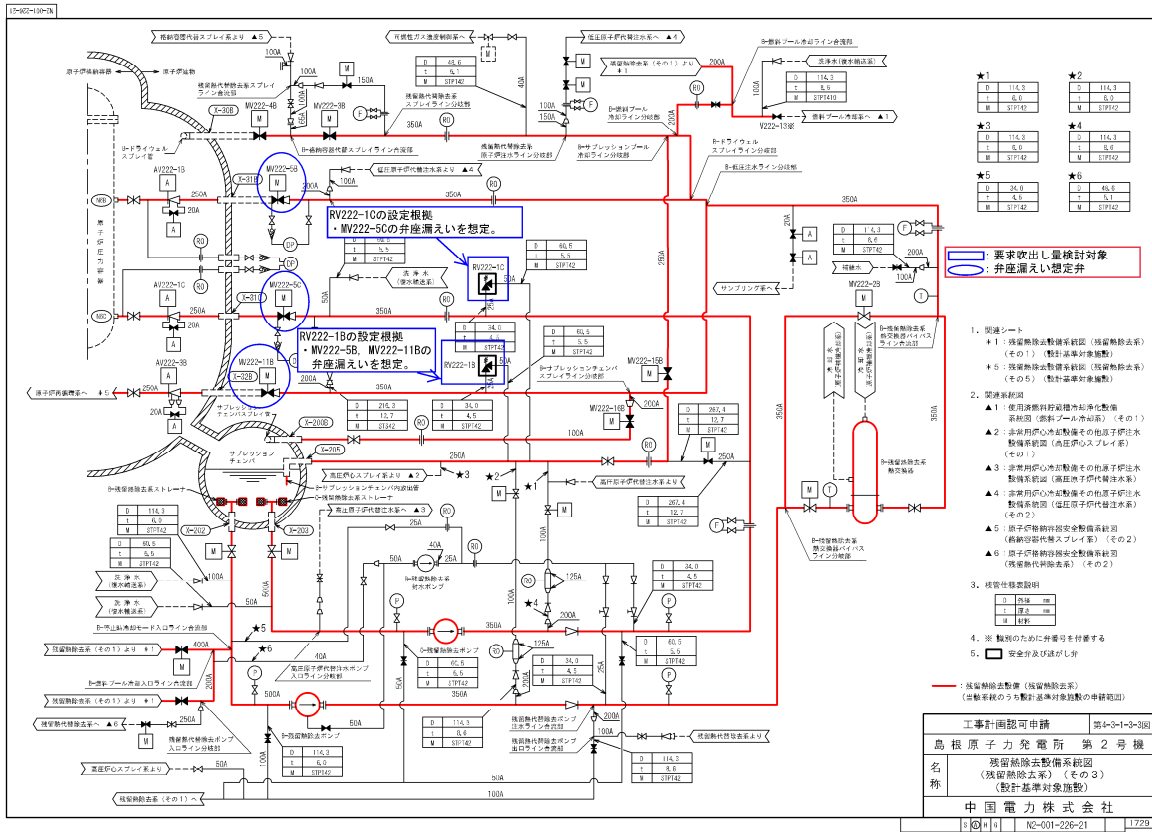


図2 残留熱除去系 工認系統図 (B系)

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)

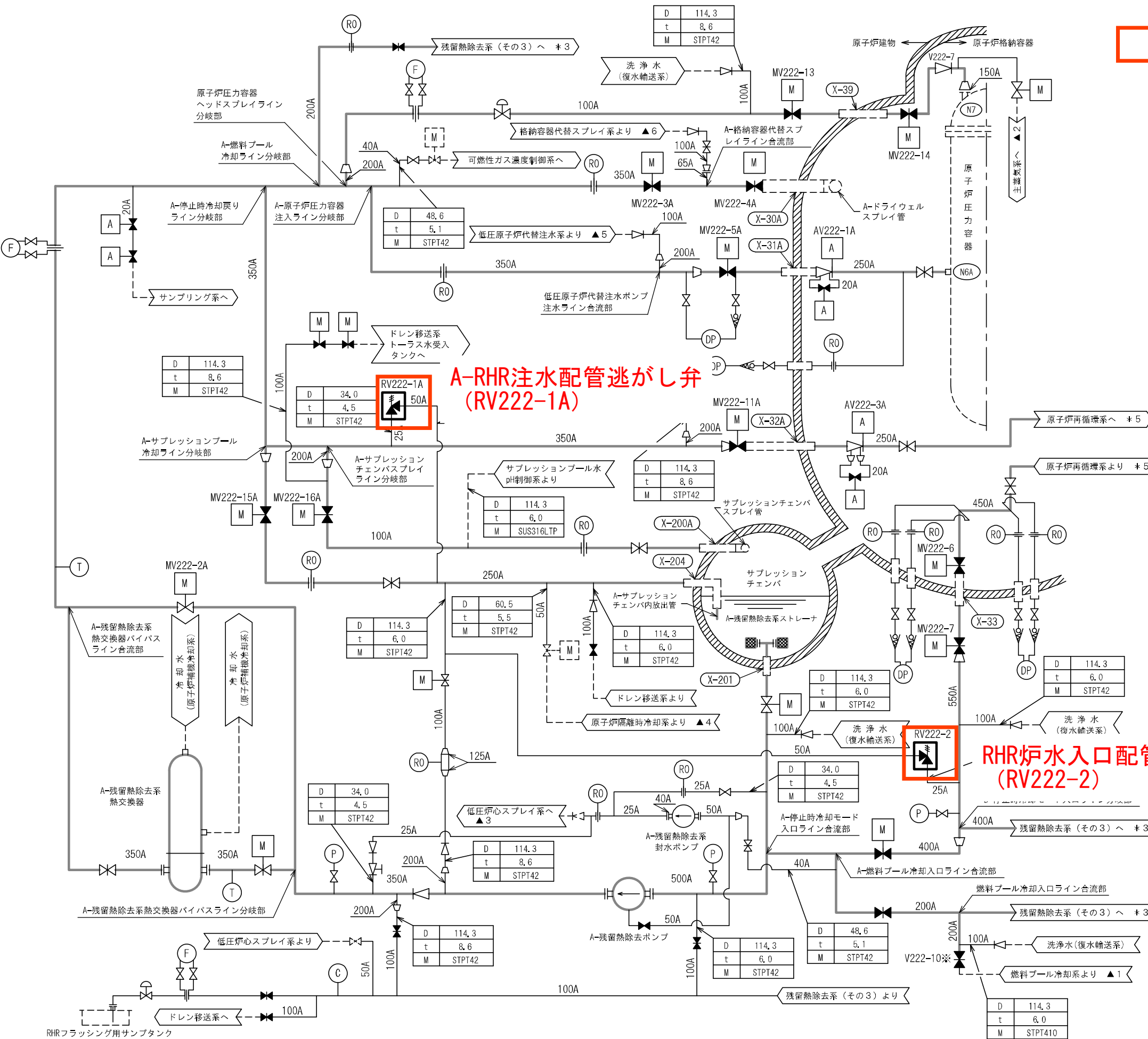
施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)	
			弁番号	弁名称											
原子炉冷却系統設備	非常用炉心冷却設備その他注水設備	残留熱除去系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	
			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

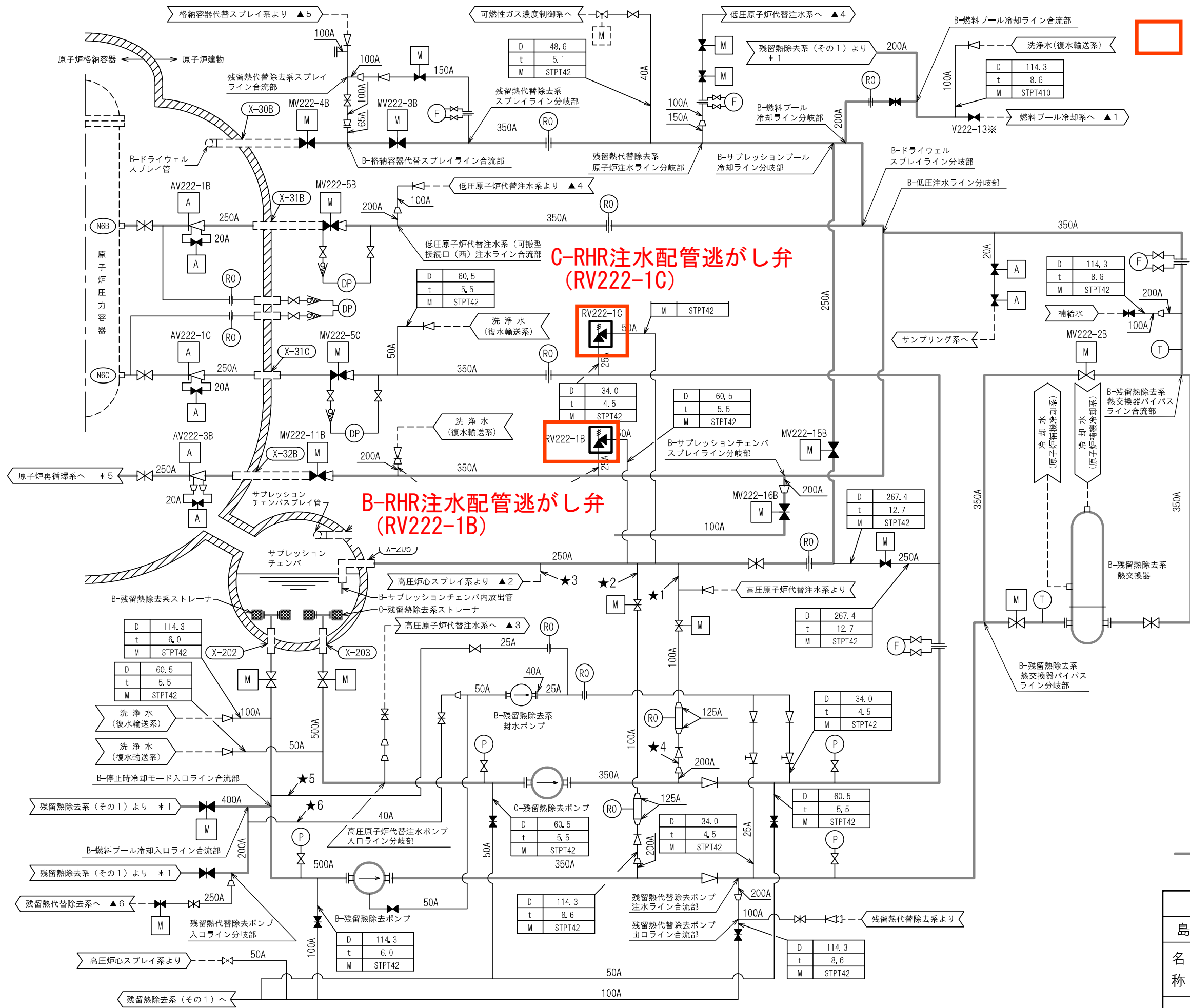
— : 残留熱除去設備 (残留熱除去系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

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

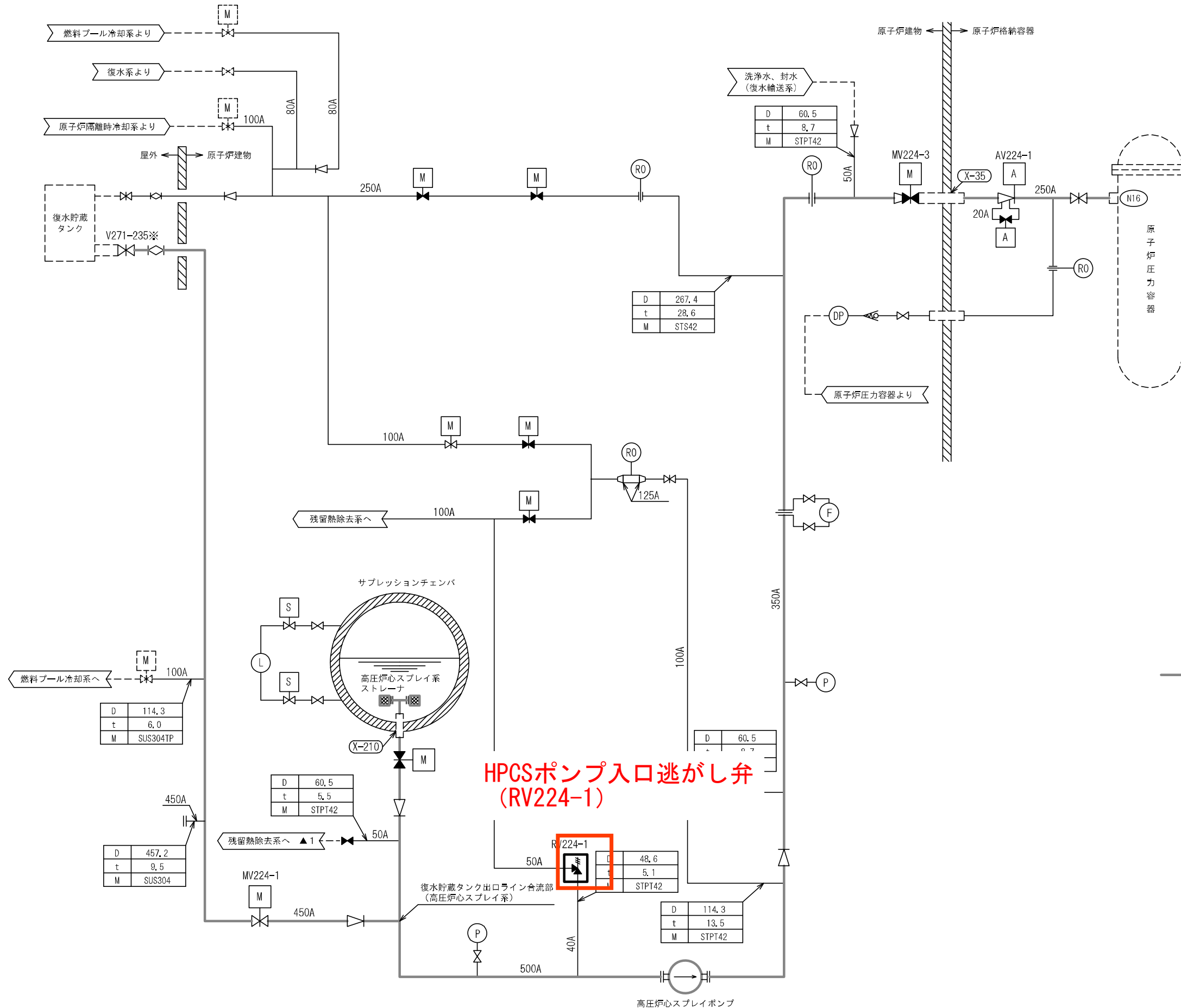
- 関連シート
 - ★1: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その1) (設計基準対象施設)
 - ★5: 残留熱除去設備系統図 (残留熱除去系) (その5) (設計基準対象施設)
- 関連系統図
 - ▲1: 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備系統図 (燃料プール冷却系) (その1)
 - ▲2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧炉心スプレイ系) (その1)
 - ▲3: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧原子炉代替注水系)
 - ▲4: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧原子炉代替注水系) (その2)
 - ▲5: 原子炉格納容器安全設備系統図 (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 (残留熱代替除去系) (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)

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)
中国電力株式会社	

: 対象弁



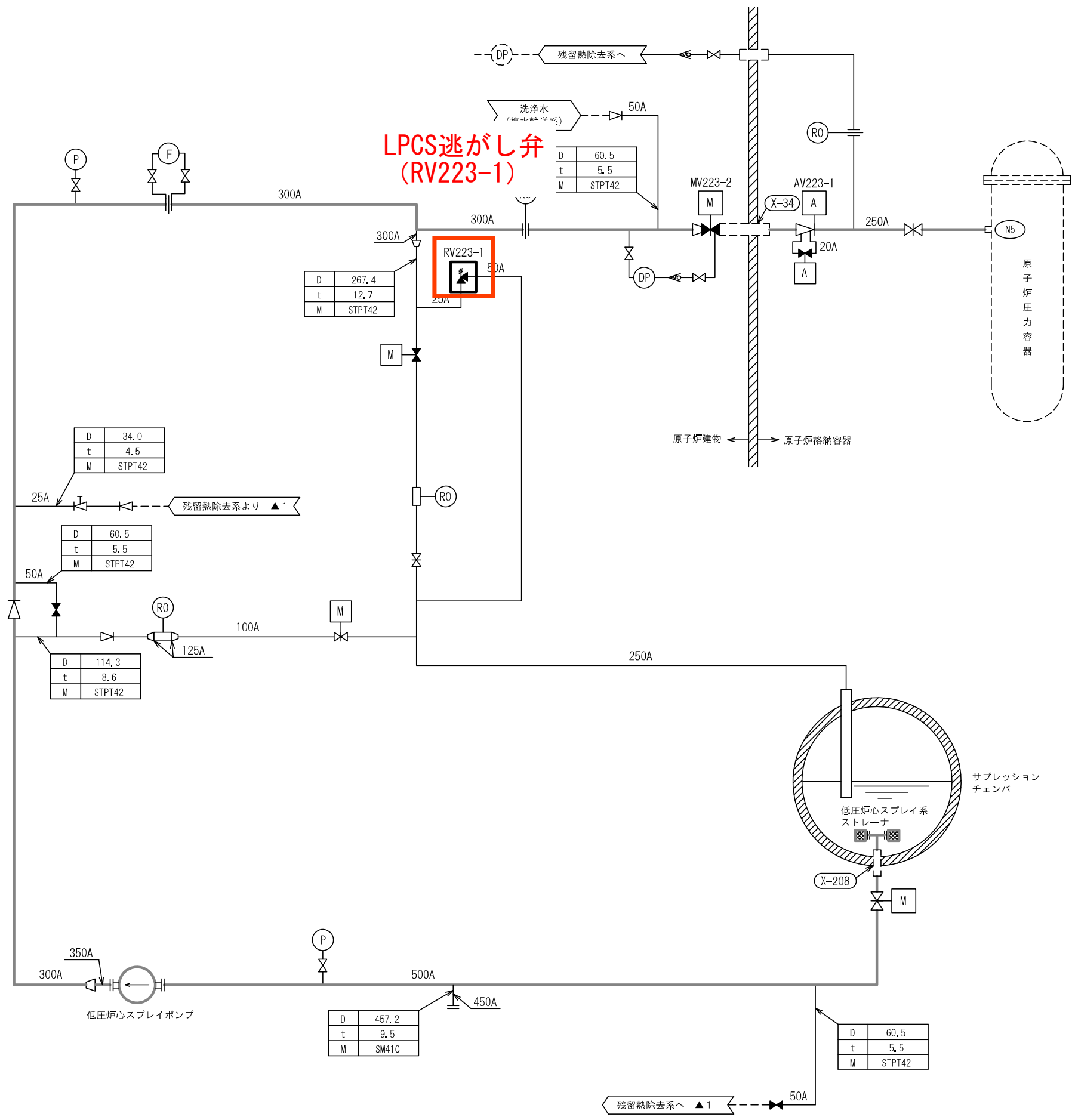
— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧炉心スプレイ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

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 (高圧炉心スプレイ系) (その1) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	

: 対象弁

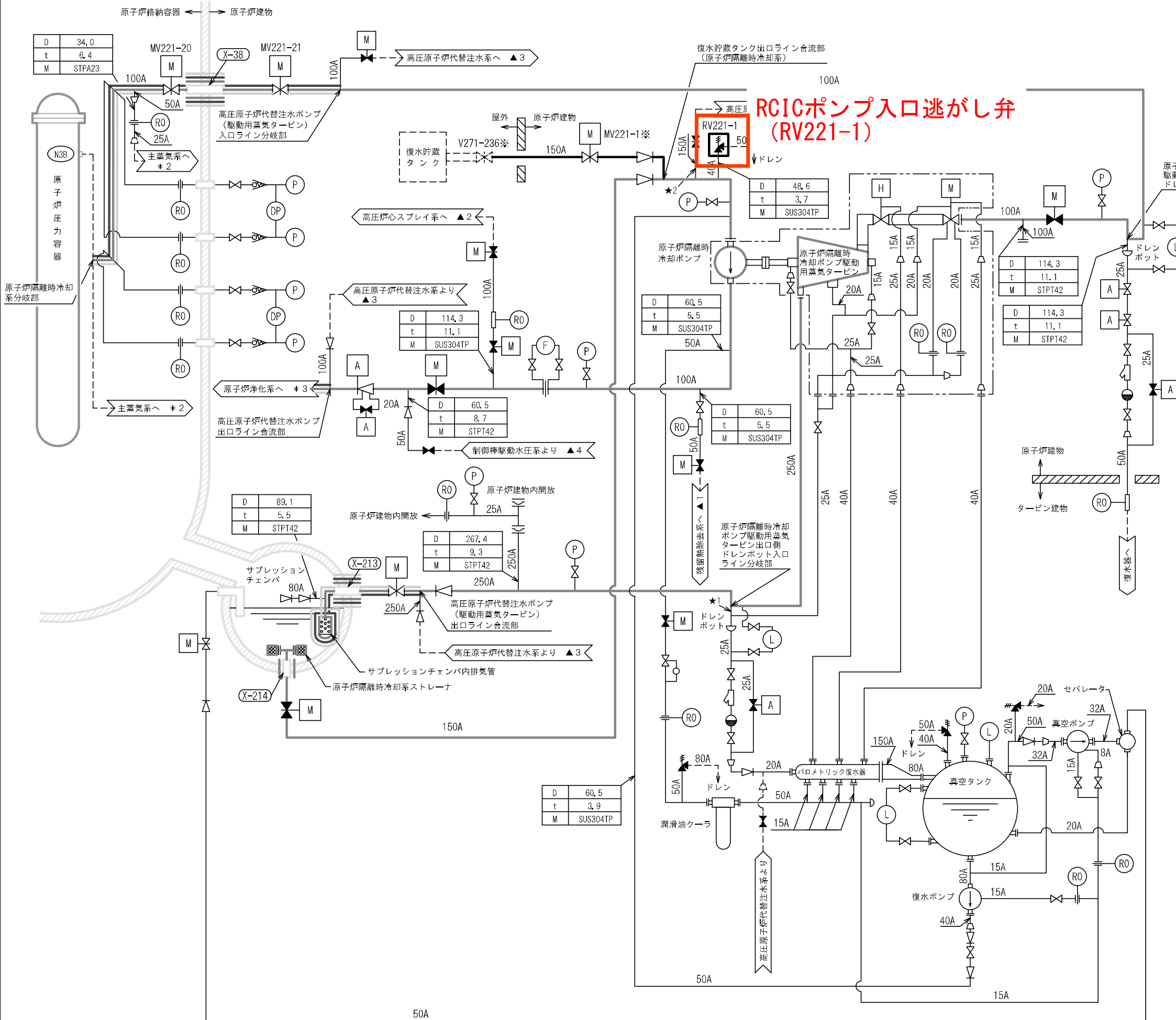


— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧炉心スプレィ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

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 (低圧炉心スプレィ系) (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

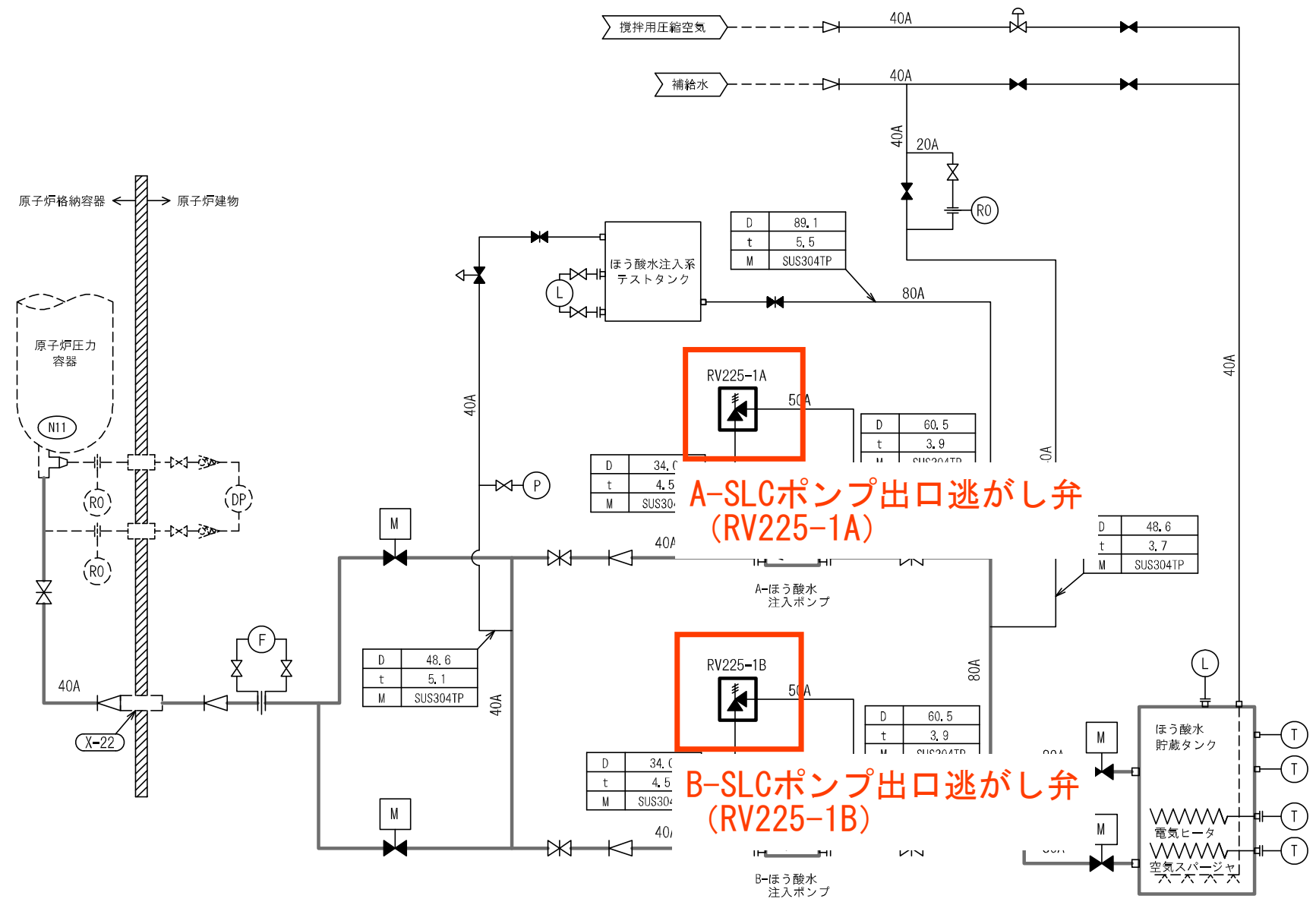
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) (当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納施設 (原子炉格納容器)
- : 原子炉本体 (原子炉圧力容器)

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



A-SLCポンプ出口逃がし弁 (RV225-1A)

B-SLCポンプ出口逃がし弁 (RV225-1B)

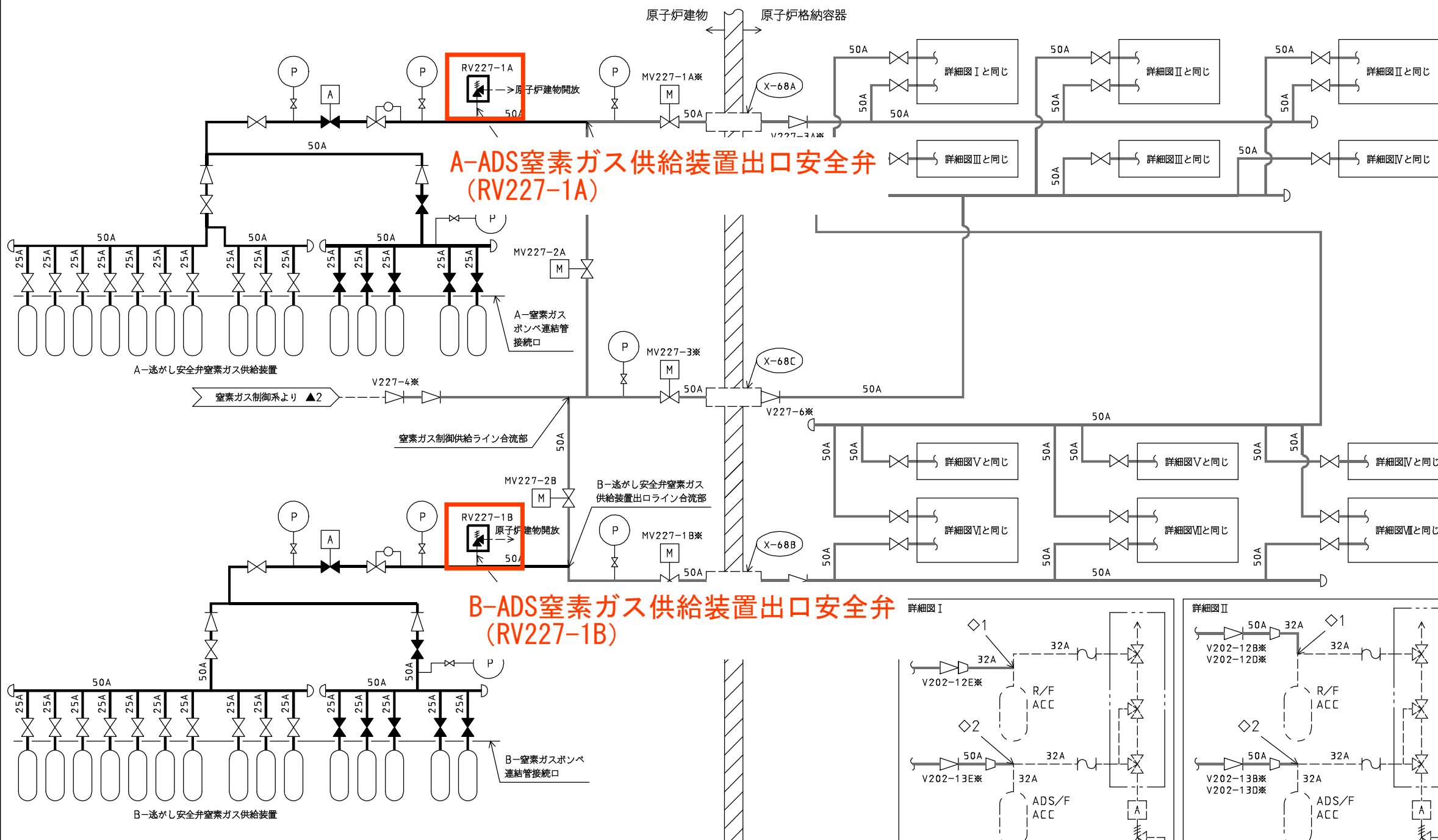
— : ほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

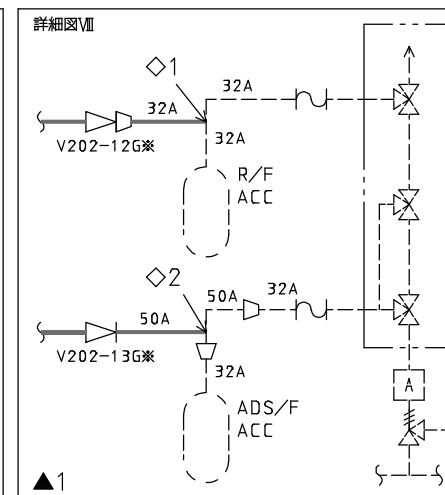
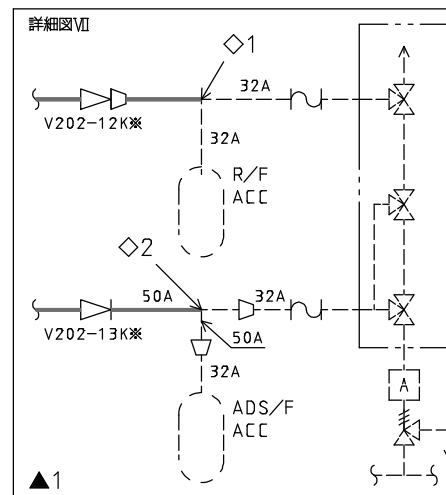
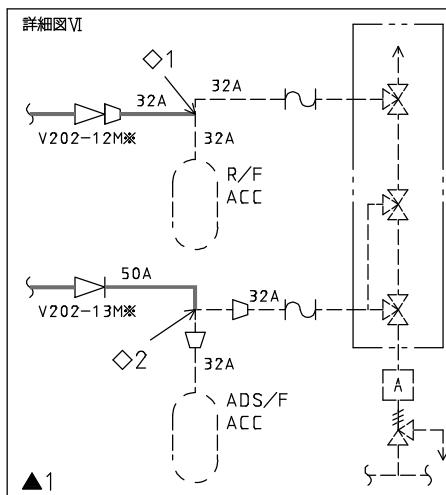
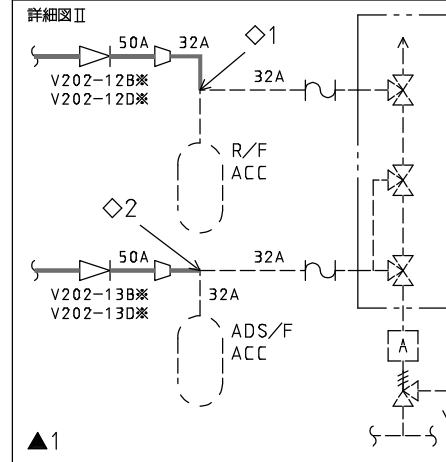
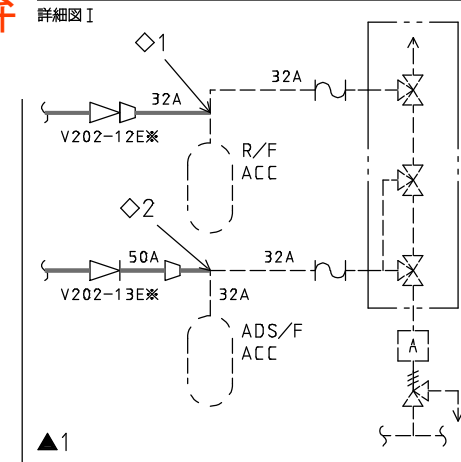
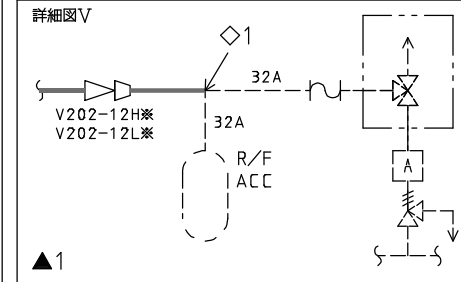
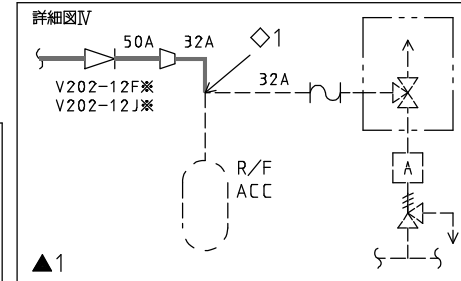
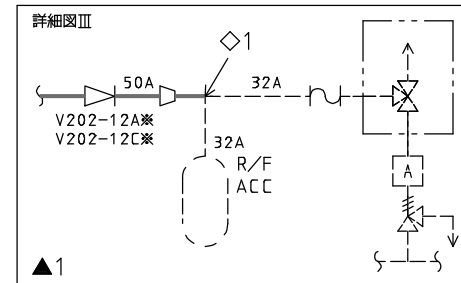
2. 安全弁及び逃がし弁

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。

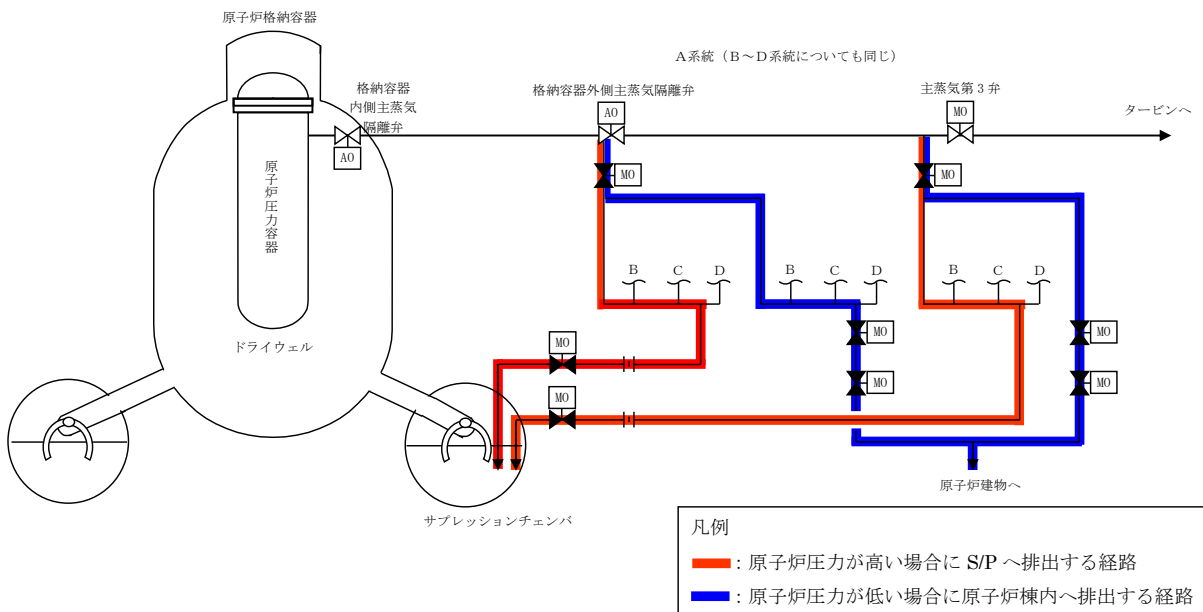


図 2-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系 系統概要図

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。

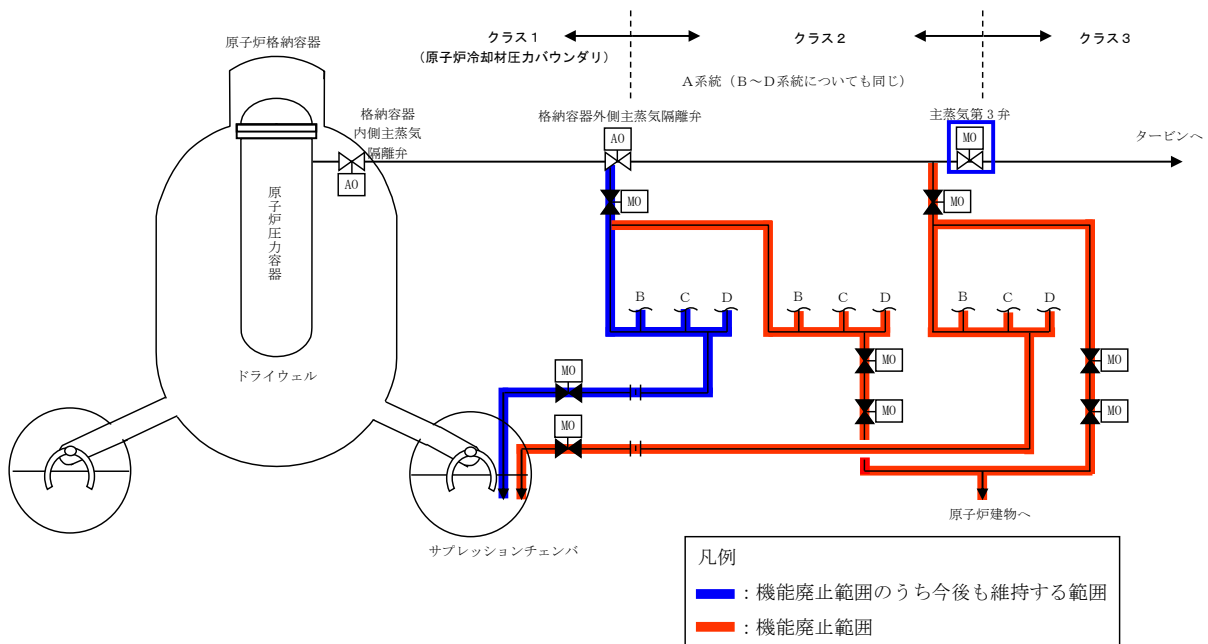


図 3-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能廃止範囲

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。

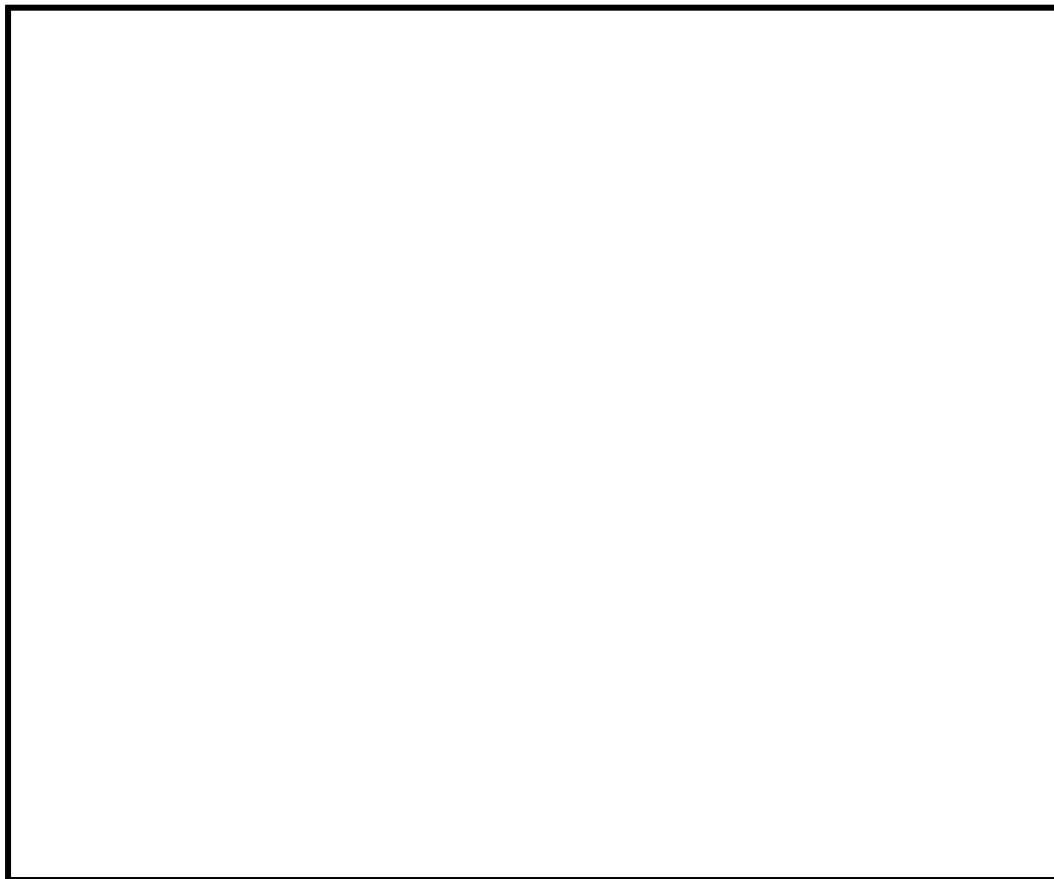


図4-1 主蒸気隔離弁全体図

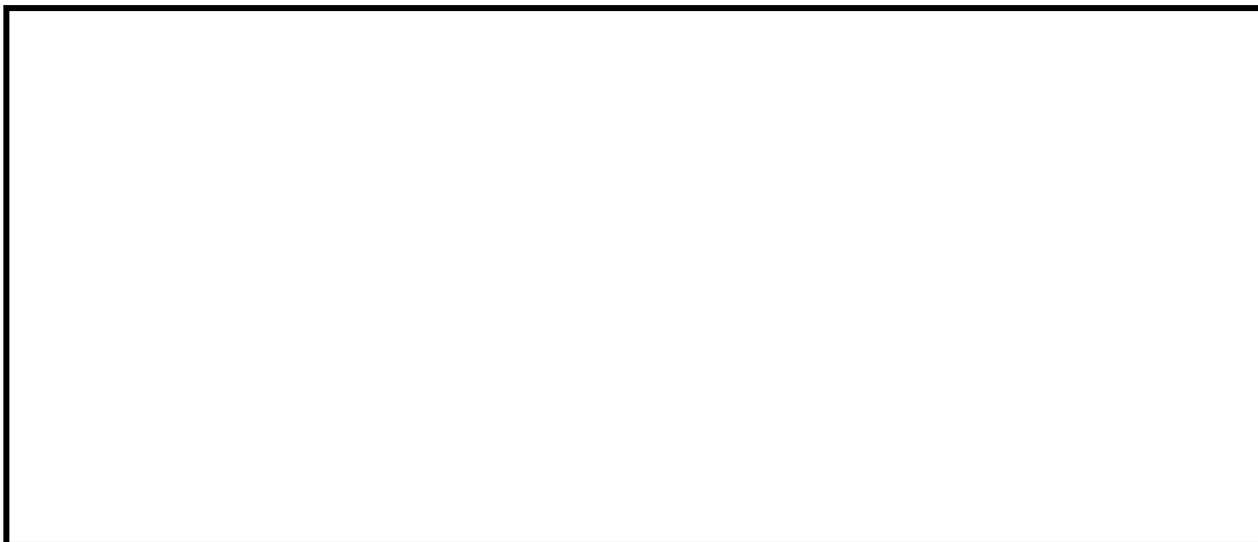


図 4-2 弁体改良内容の概略図

(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。

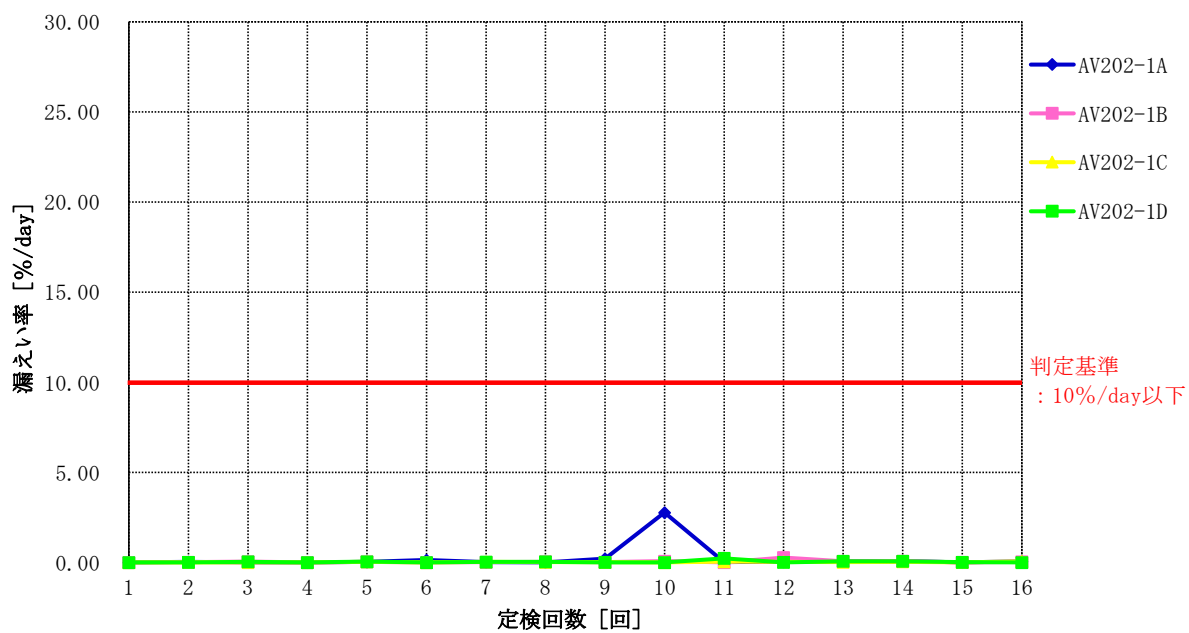


図 4-3 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果（内側弁）

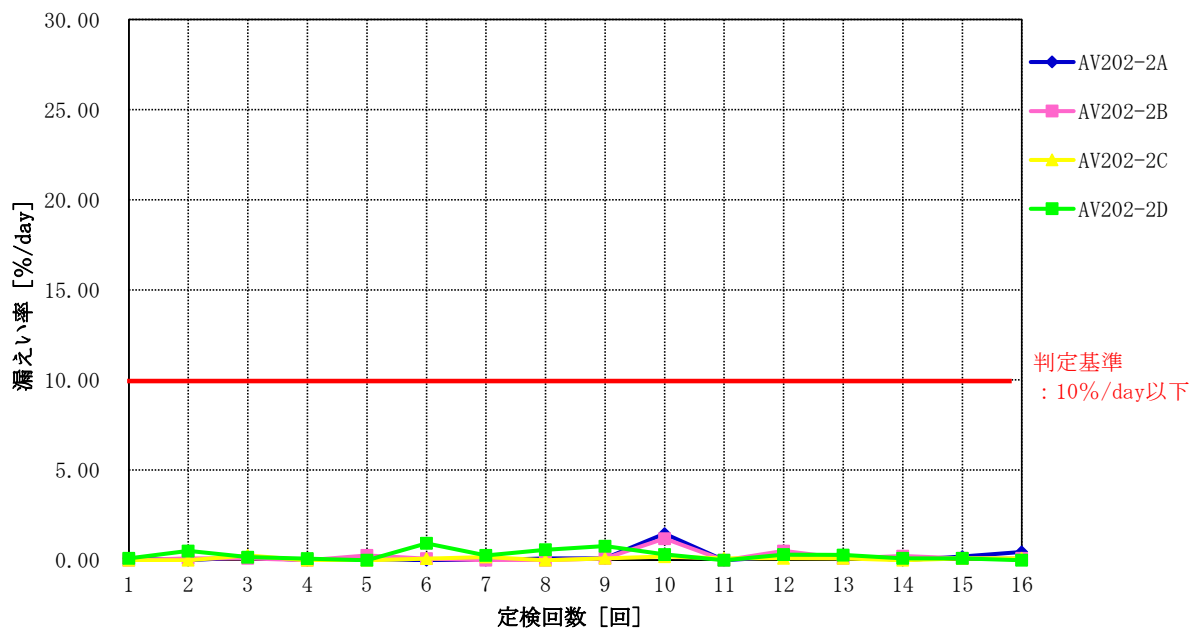


図 4-4 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果 (外側弁)