

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-008 改 18
提出年月日	2023年5月18日

工事計画に係る補足説明資料
(原子炉冷却系統施設)

2023年5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	<ol style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 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	<ol style="list-style-type: none"> 1. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間について 2. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の演算時間について 3. ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について 4. 凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について 5. ドレン配管移送時間の算出について 6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管の粗度係数について 7. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について 8. ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置監視不能時の対応について 9. コリウムシールドが検出時間に与える影響について 10. ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の検知性について 	

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

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

目 次

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

1. 概要

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

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

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

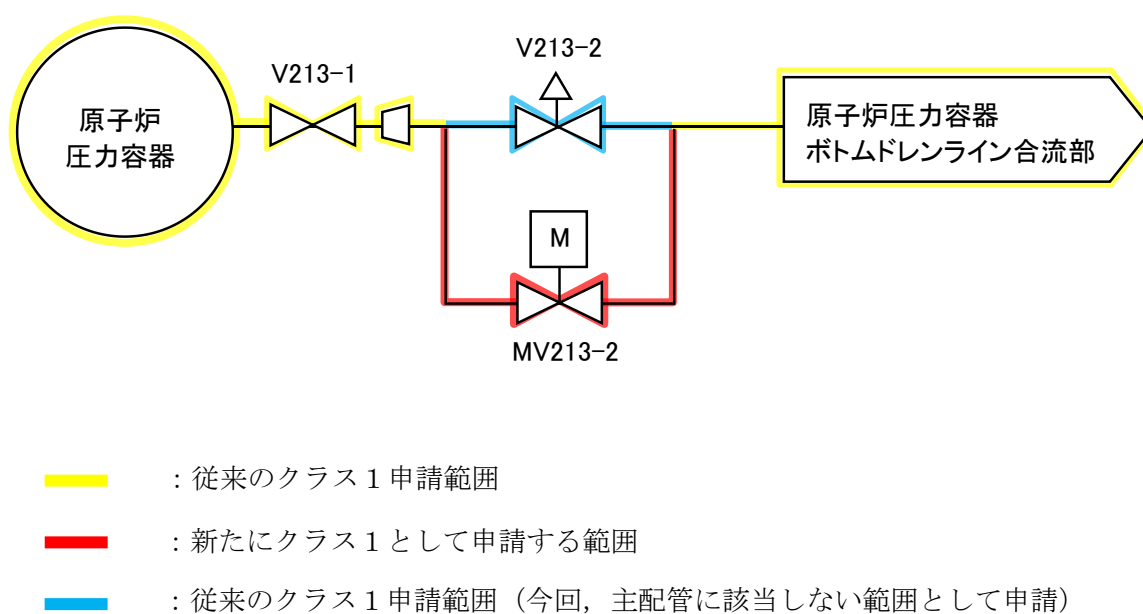


図1 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の概念図

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

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

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

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

ボトムドレンライン主配管変更前後の比較図を図2に示す。

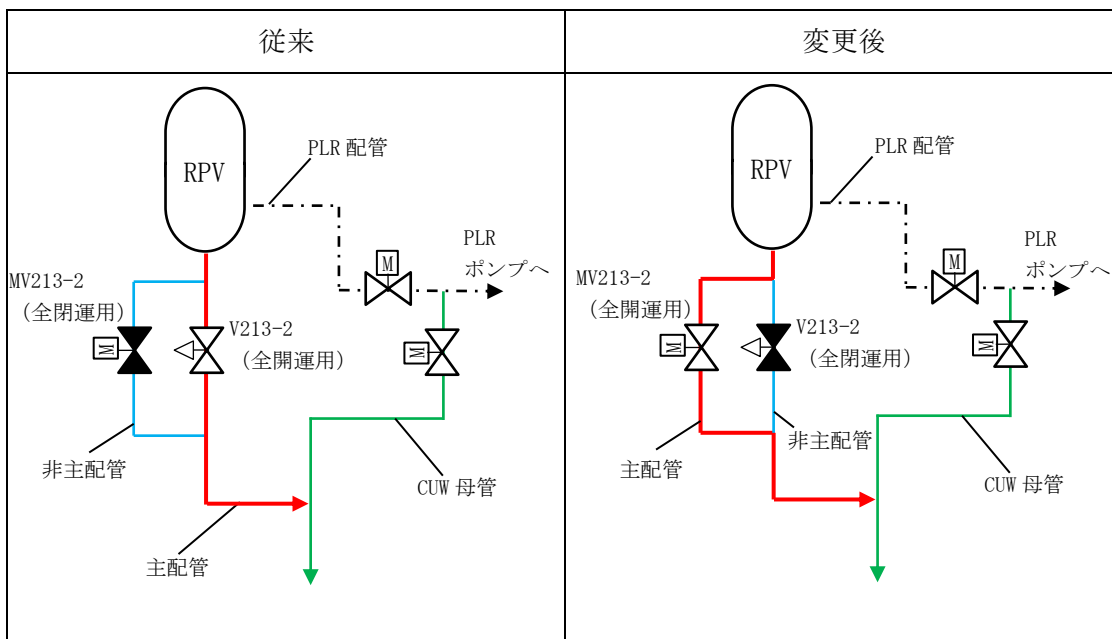


図2 CUV ボトムドレンライン主配管変更前後の比較図

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

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

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

表2 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の弁の仕様

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

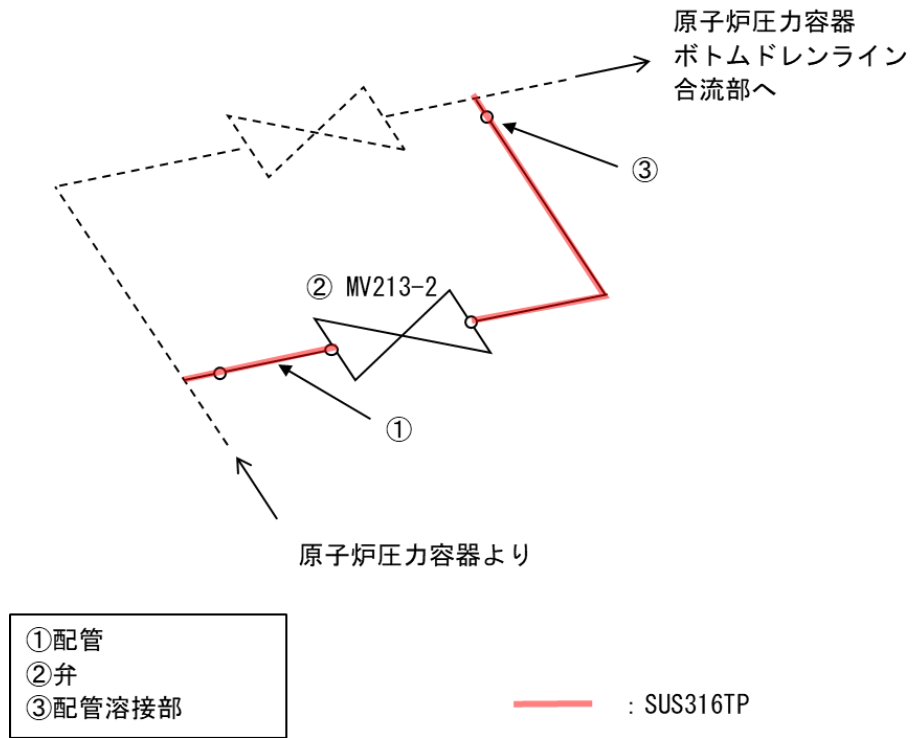


図3 新たにクラス1機器及びクラス1支持構造物として申請する範囲の系統概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の供用期間中検査について

1. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の供用期間中検査の概要

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

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

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

クラス1機器供用期間中検査項目について表1に示す。

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

表1 クラス1機器供用期間中検査項目

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

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，VT：目視試験（漏えい試験含む）

注記*1：今定期検査時は、プラント起動前に実施する。

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

<JSME S NA1-2008(抜粋)>



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

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

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

1. 配管破損防護対策について

目 次

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

1. 適用規格について

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

表 1-1 J E A G 4 6 1 3 と SRP3.6.2 の比較

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
<p>基本的な考え方</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. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_{\text{a}} > 2.4 \cdot S_m$</p> <p>b. $S_n > 2.4 \cdot S_m$, $k_{\text{a}} > 2.4 \cdot S_m$</p> <p>c. 疲れ累積係数 > 0.1</p>	<p><BTP3-4 R2></p> <p>Postulation of Pipe Breaks in Areas Other Than Containment Penetration</p> <p>(a) At terminal ends.</p> <p>(b) At intermediate locations where the maximum stress range* as calculated by Eq. (10) and either Eq. (12) or Eq. (13) exceeds $2.4 \cdot S_m$.</p> <p>(c) At intermediate locations where the cumulative usage factor exceeds 0.1.</p> <p>* : For those loads and conditions for which Level A and Level B stress limits have been specified in the design specification (including the operating basis earthquake).</p>	<p>SRP3. 6. 2 は BTP3-4 を参照しているため, BTP3-4 の記載と比較</p> <p>差異なし。</p> <p>BTP3-4 における Eq. (10) は S_n, Eq. (12) は S_e, Eq. (13) は S_n' の算出式であり, 差異なし。</p> <p>差異なし。</p>

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

J E A G 4 6 1 3	SRP3. 6. 2	備考
	<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>	

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。

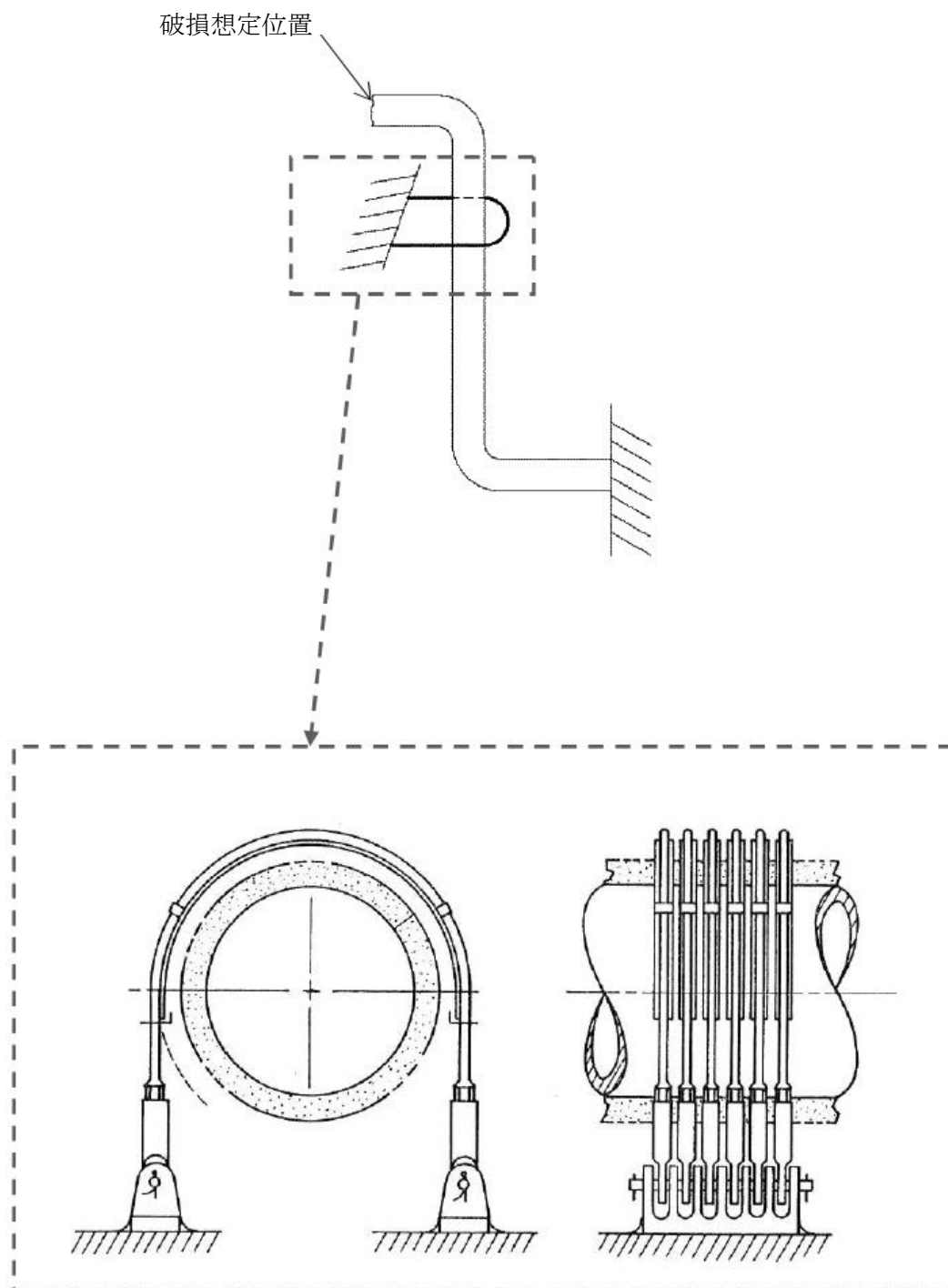


図2-1 パイプホイップレストレイント構造図 (例)

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。

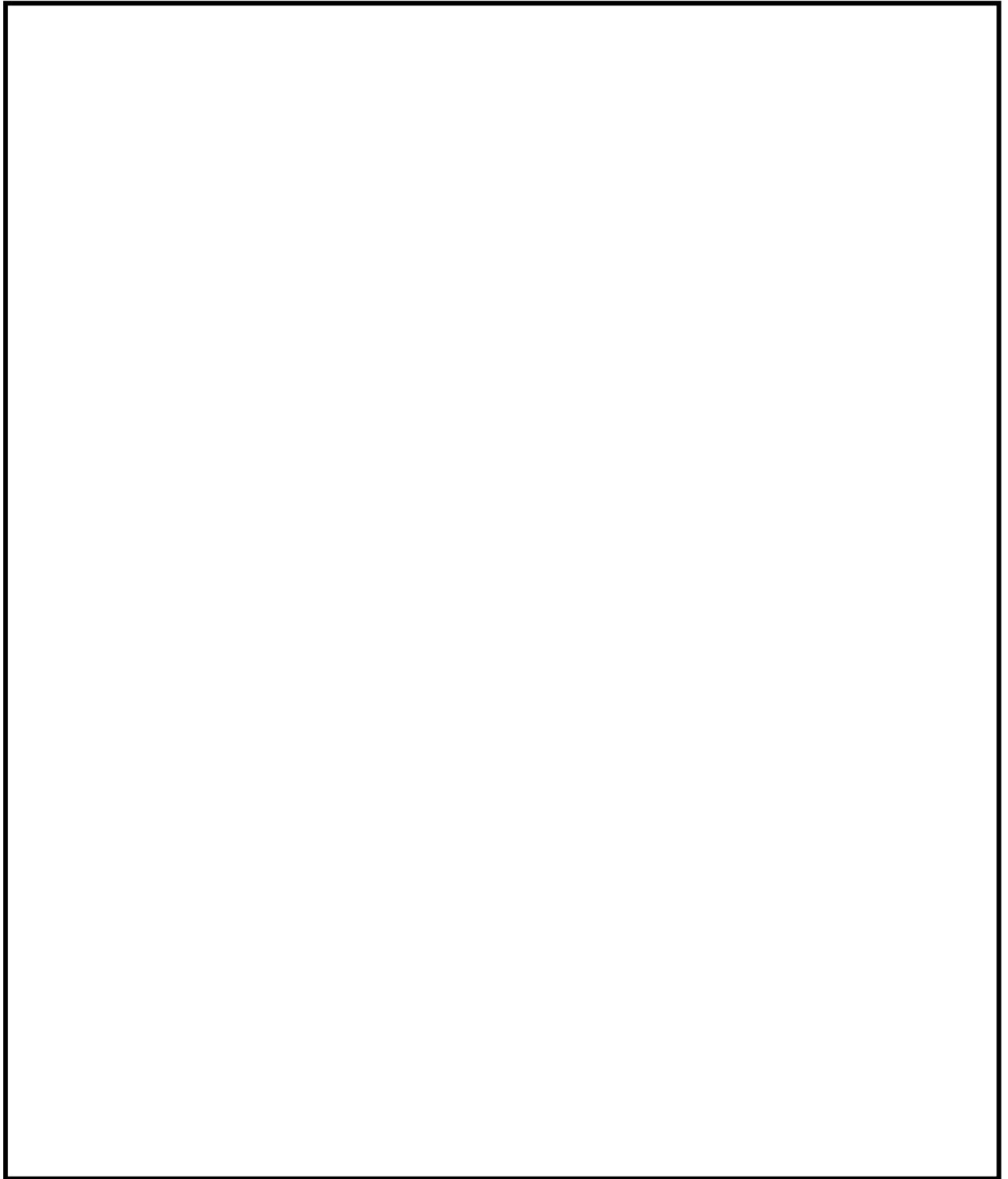


図3-1 障壁による区画図

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

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

従うものとする。

4.3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮した上で、防護対象を防護する。

(1) 防護対象

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

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

(2) 配管破損想定位置

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

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

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

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

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

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

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

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

- (c) 疲労累積係数 >0.1

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

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

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

ただし、PCV貫通部については次の条件を満たすことで配管破損を想定しない。

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

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

(3) 防護対策の実施

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

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

4.3.1.3 評価結果

既存のRCPB範囲における配管破損に関し、JEAG4613及びSRP3.6.2に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点及び各配管におけるターミナル・エンドがあり、配管破損を想定する点があることを確認した。既存のRCPB範囲における配管破損想定位置を表4-1に、各系統の配管鳥瞰図を図4-1から図4-23に示す。

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

表 4-1 既存の R C P B 範囲における配管破損想定位置

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

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

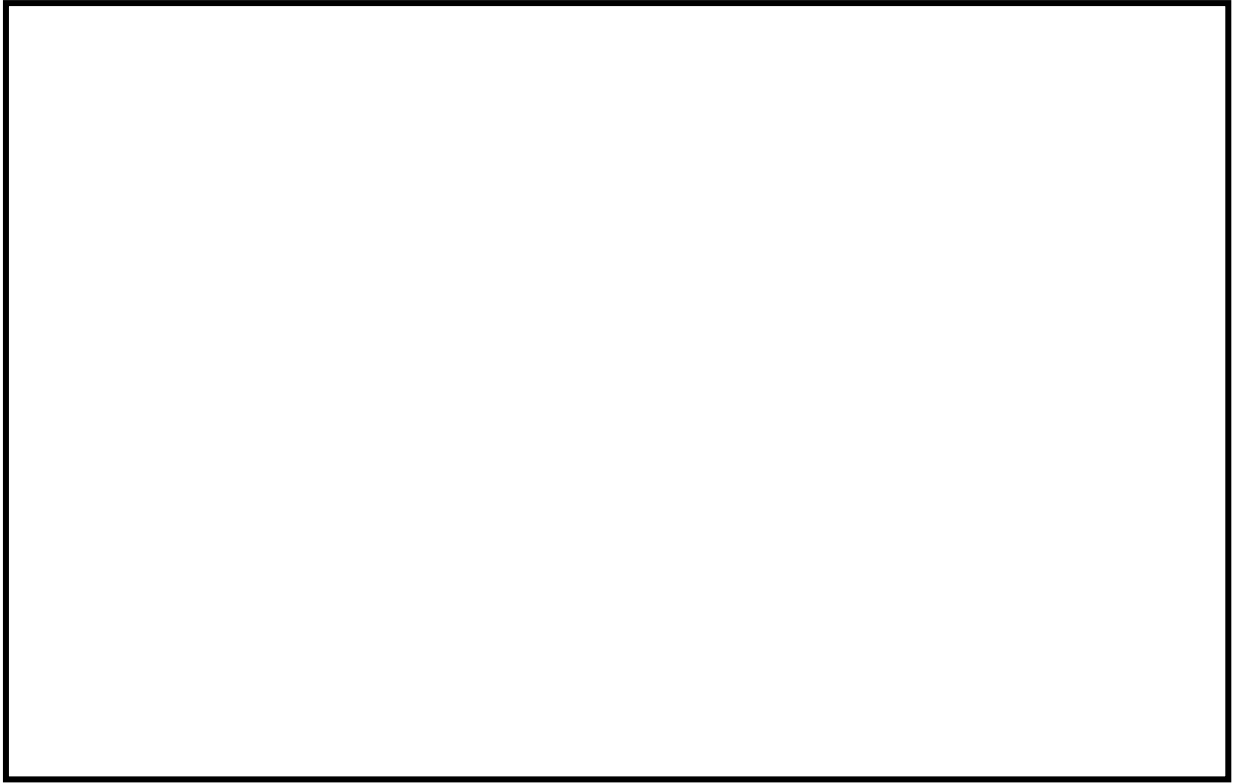


図 4-1 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-1）

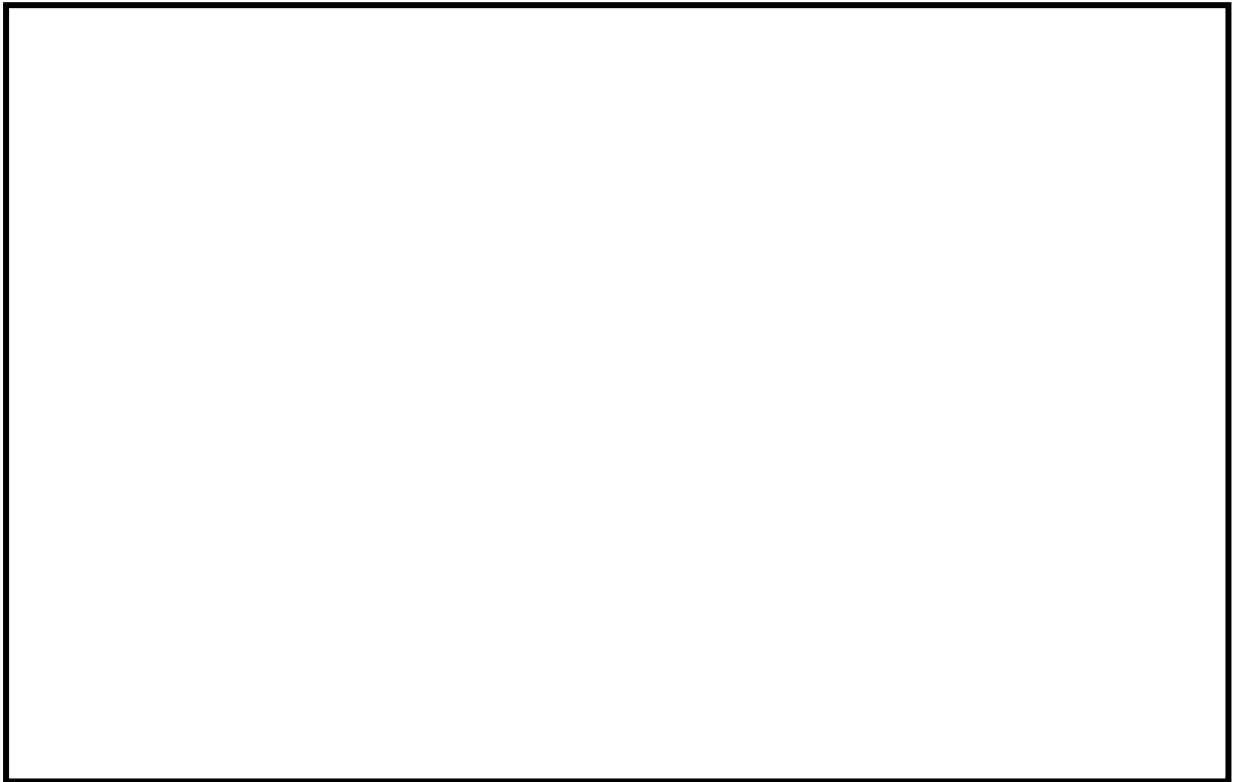


図 4-2 配管鳥瞰図（給水系 FW-PD-2）



図 4-3 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-1）

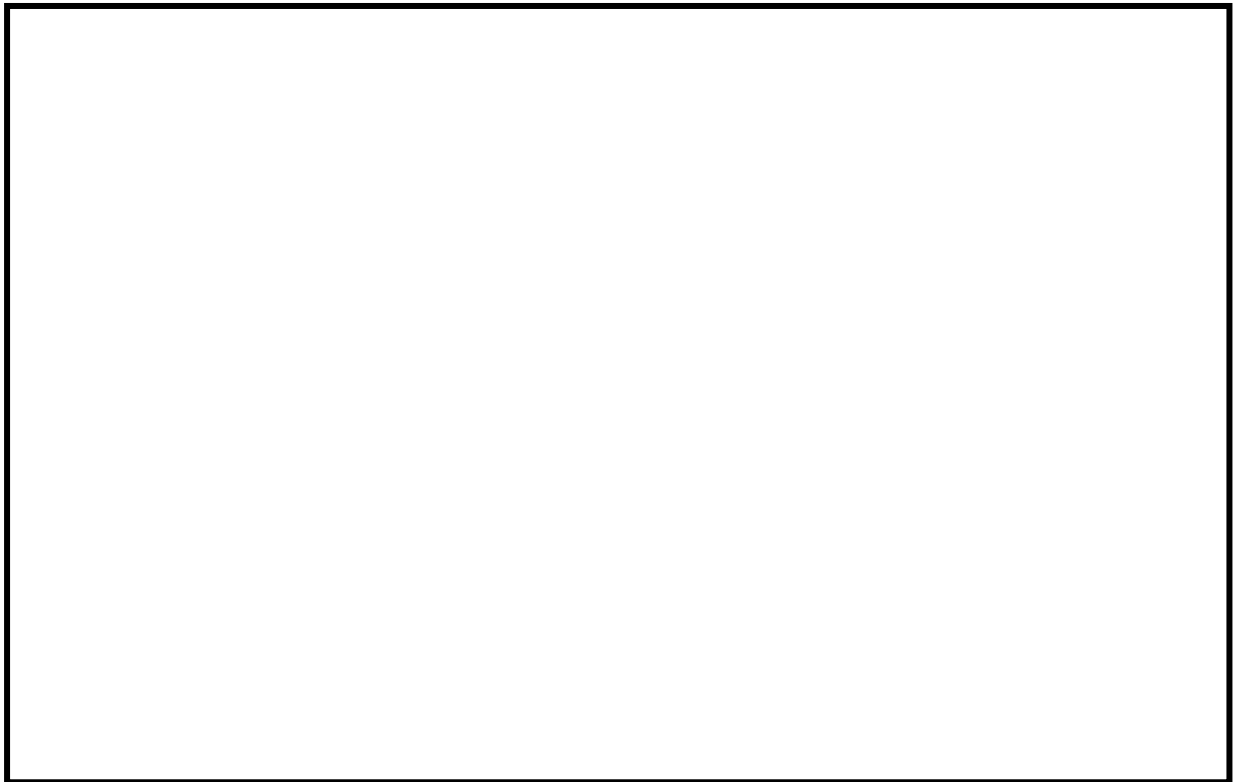


図 4-4 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-2）

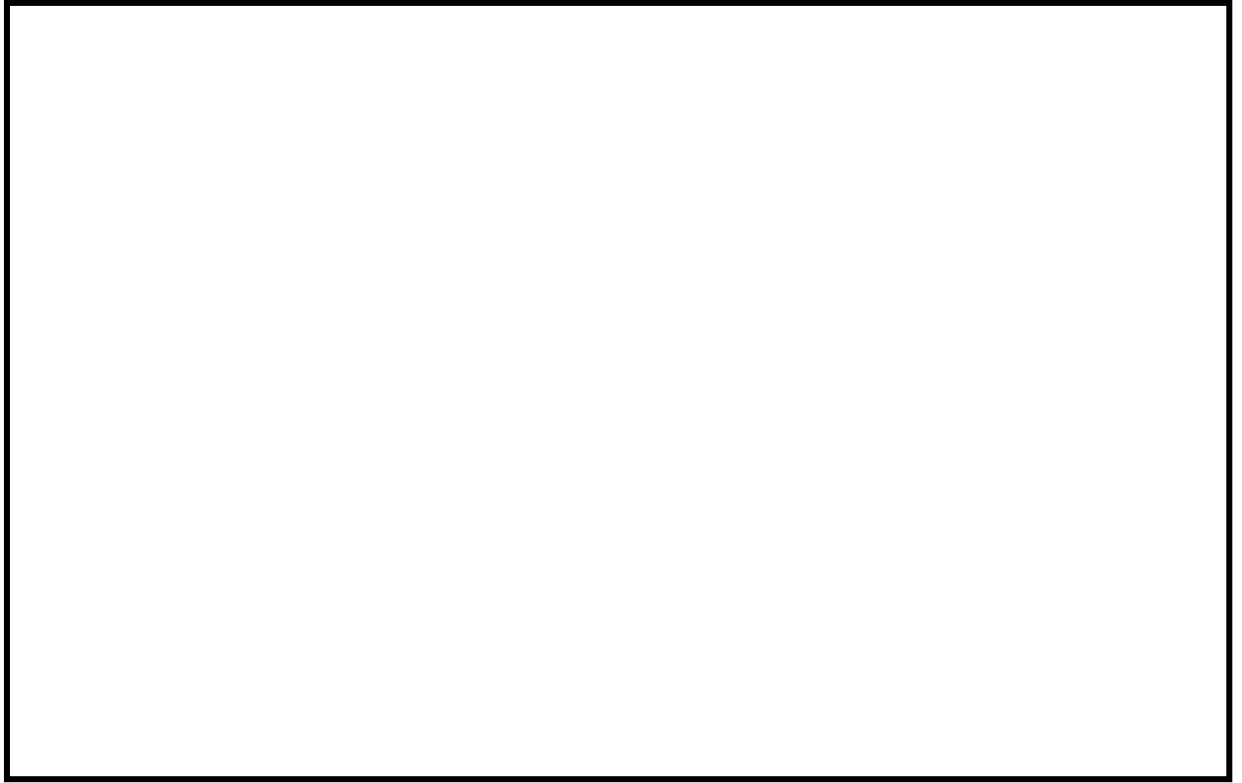


图 4-5 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-3）

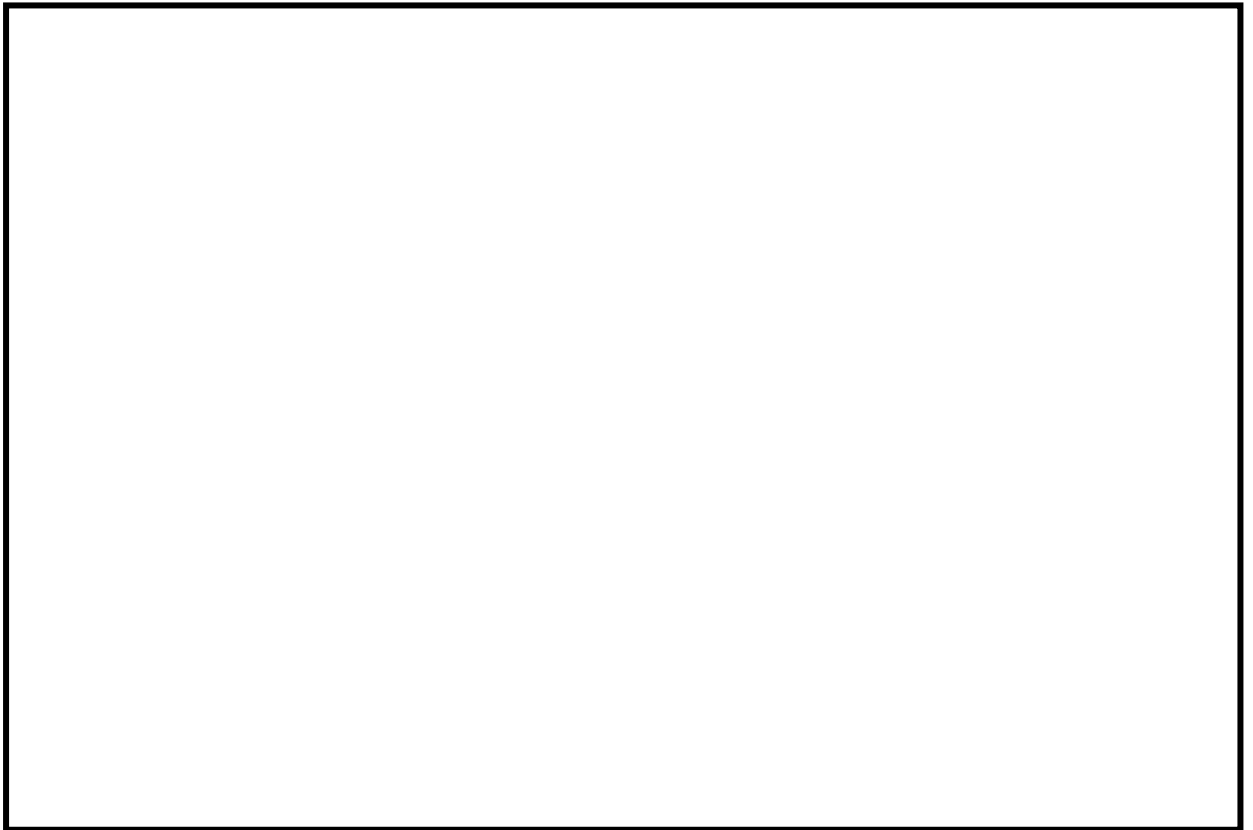


图 4-6 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-4）

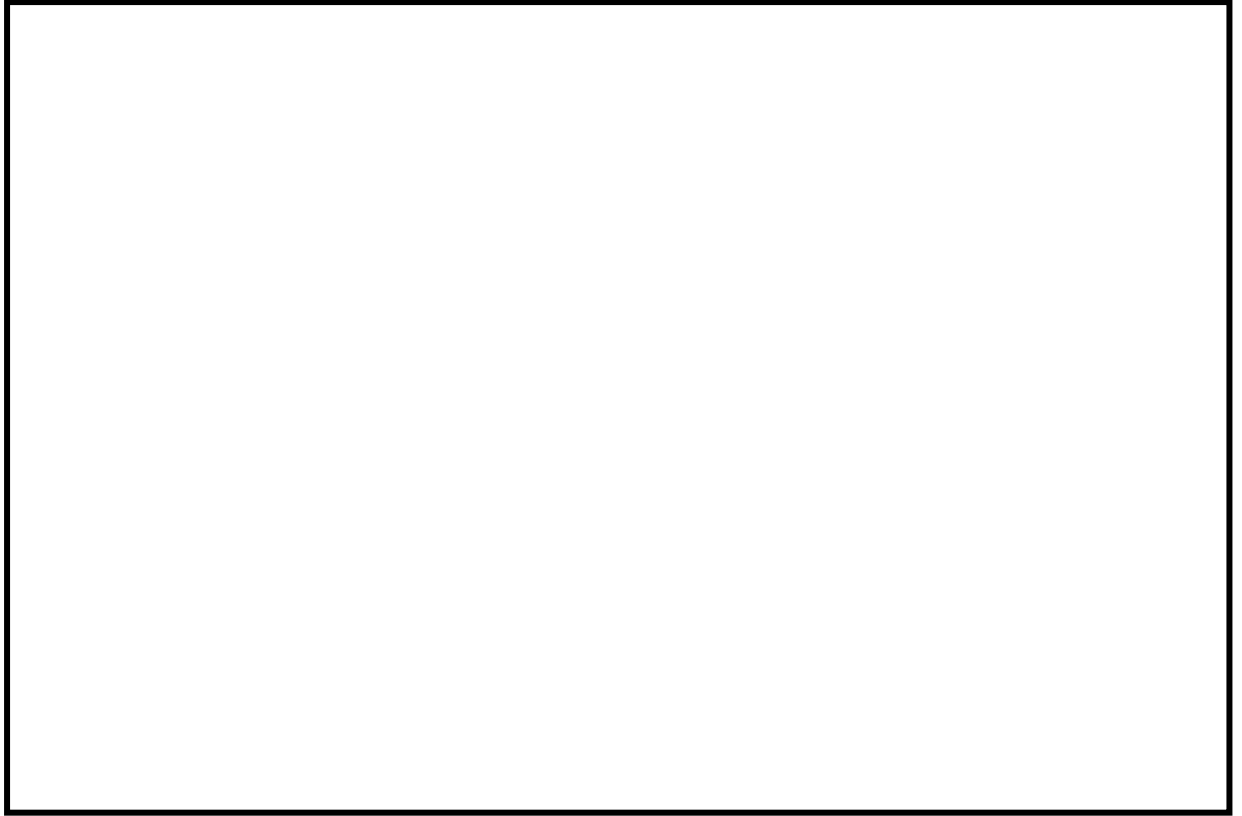


図 4-7 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-1）

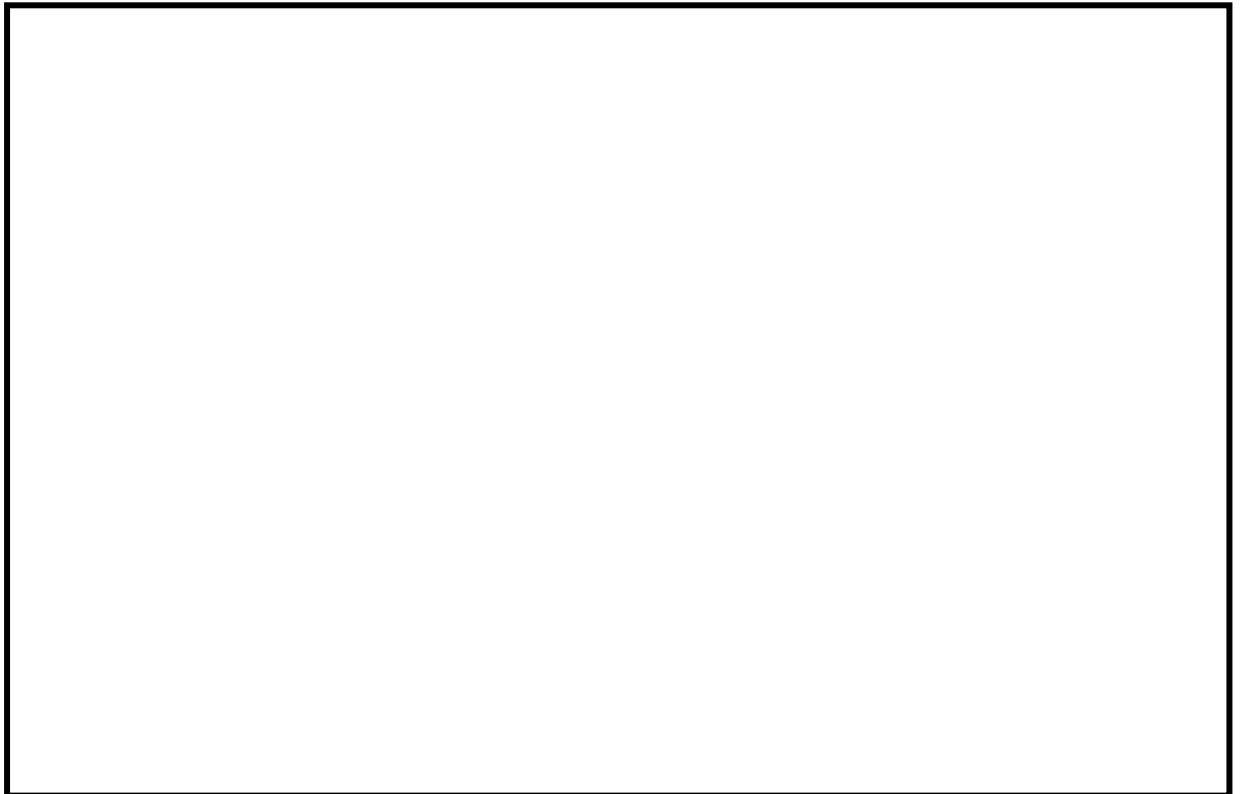


図 4-8 配管鳥瞰図（原子炉再循環系 PLR-PD-2）

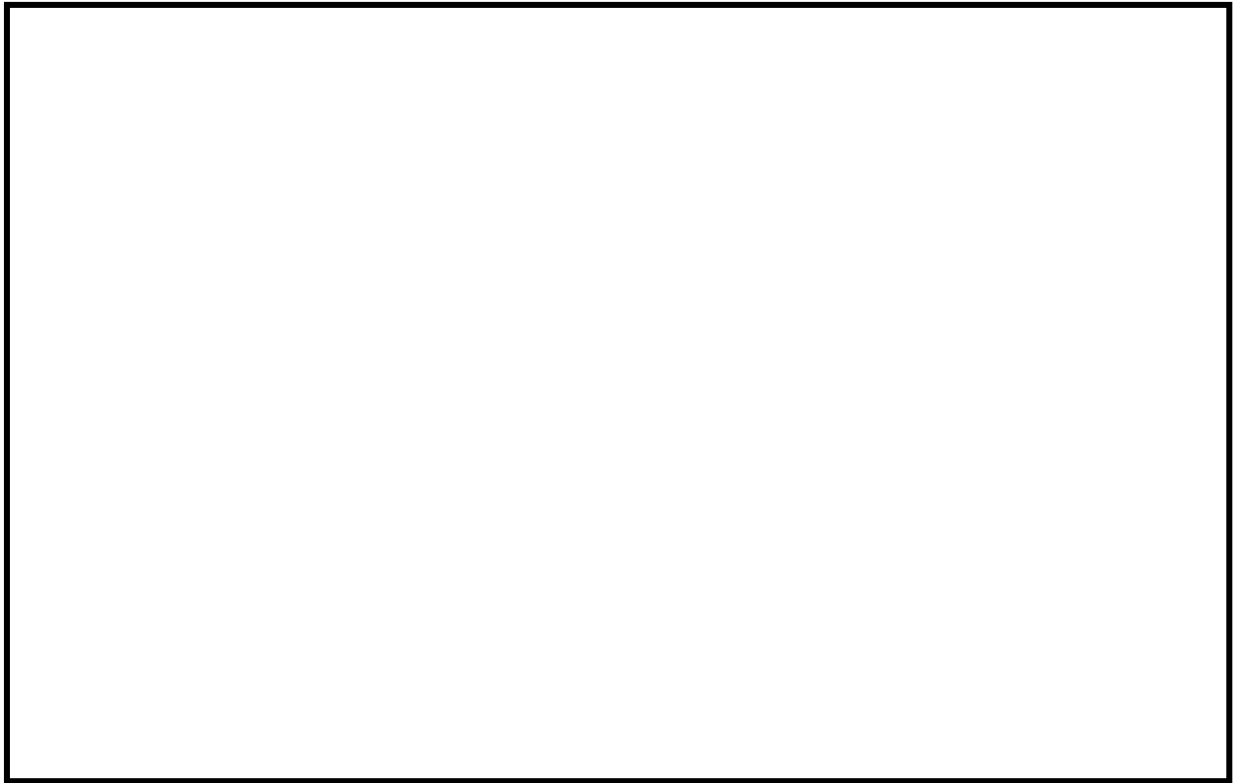


図 4-9 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-PD-1）

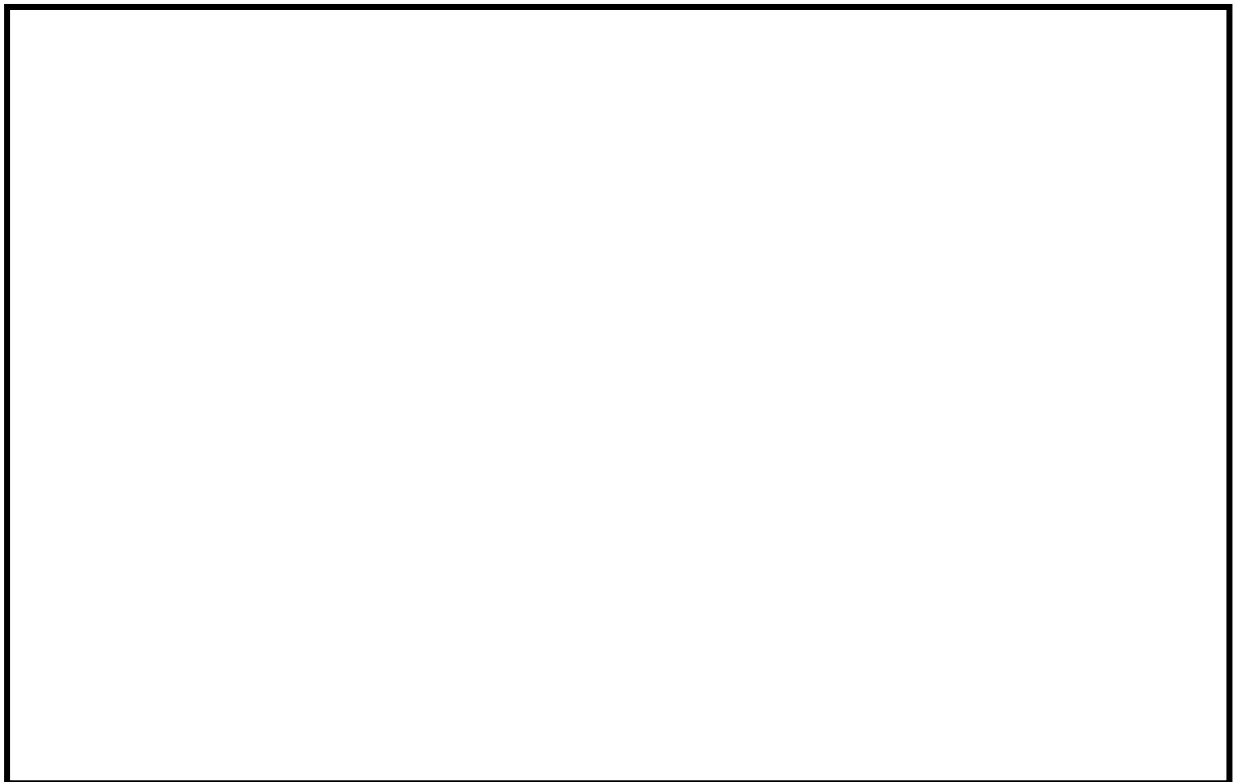


図 4-10 配管鳥瞰図（原子炉隔離時冷却系 RCIC-R-3）



図 4-11 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-4）

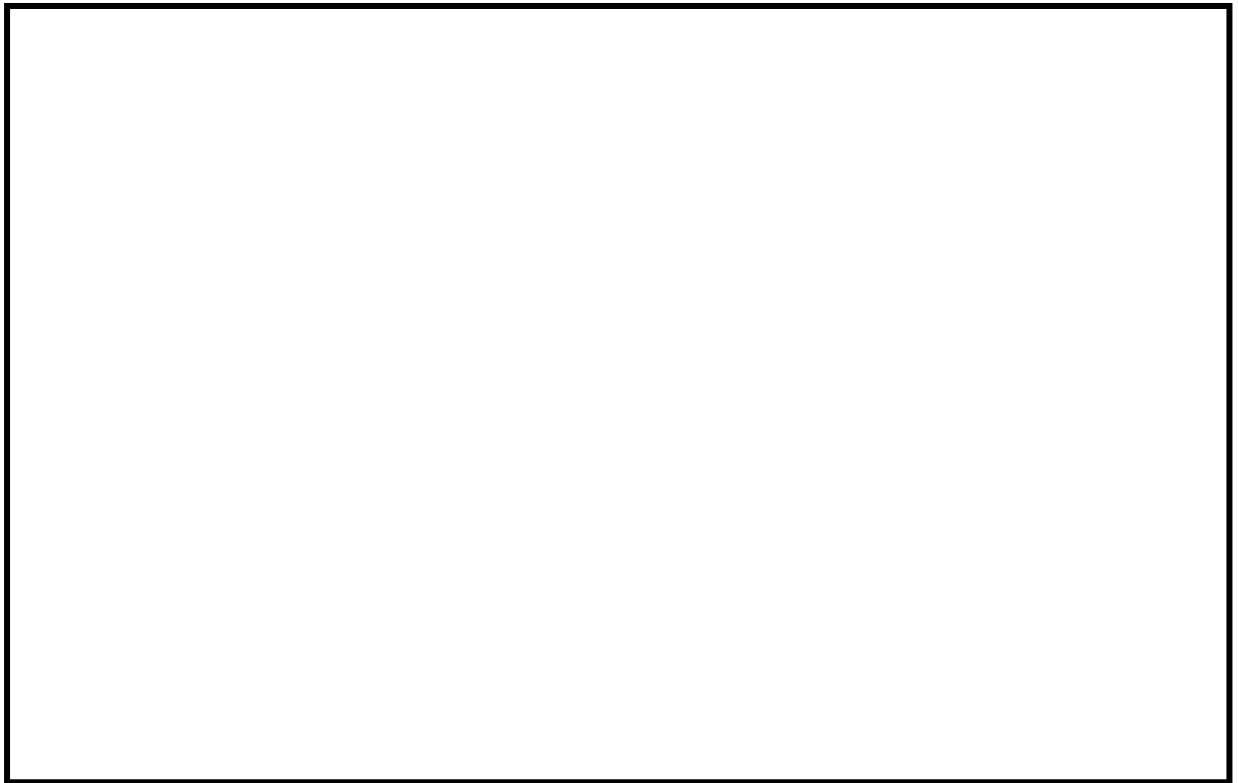


図 4-12 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-5）

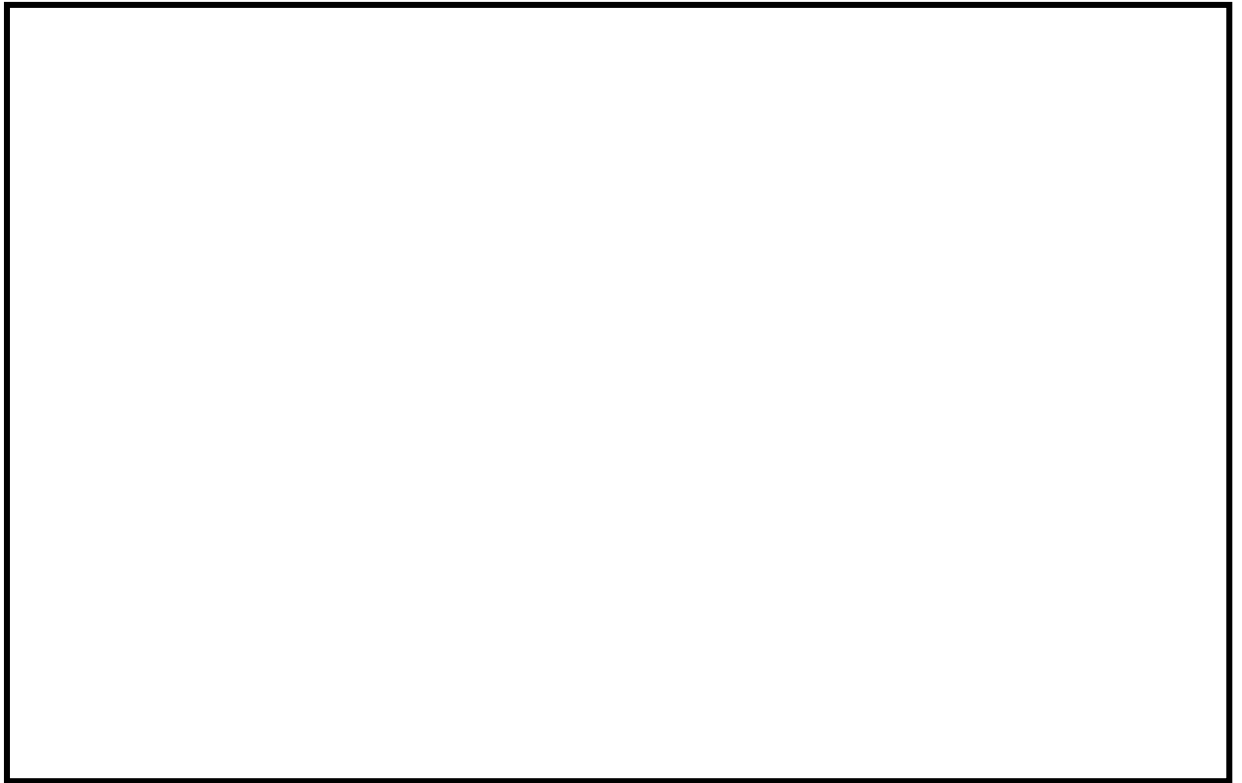


図 4-13 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-PD-6)

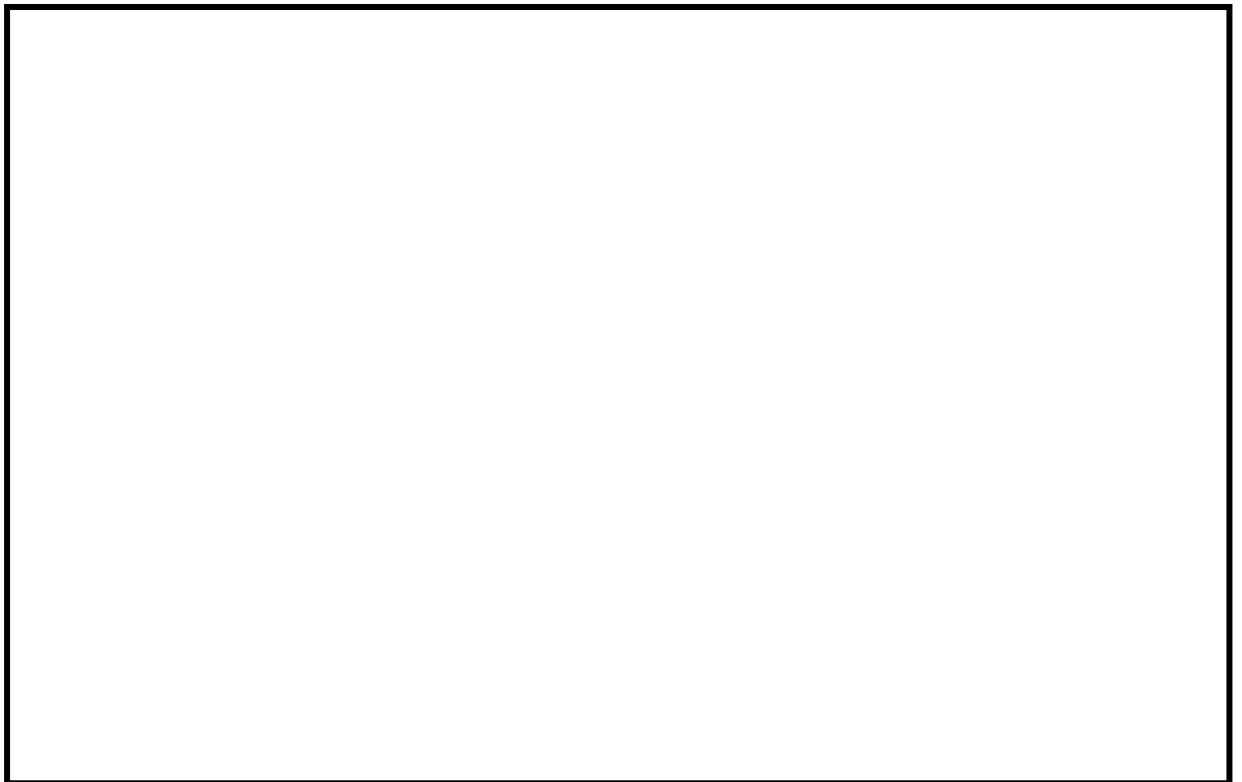


図 4-14 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-PD-7)

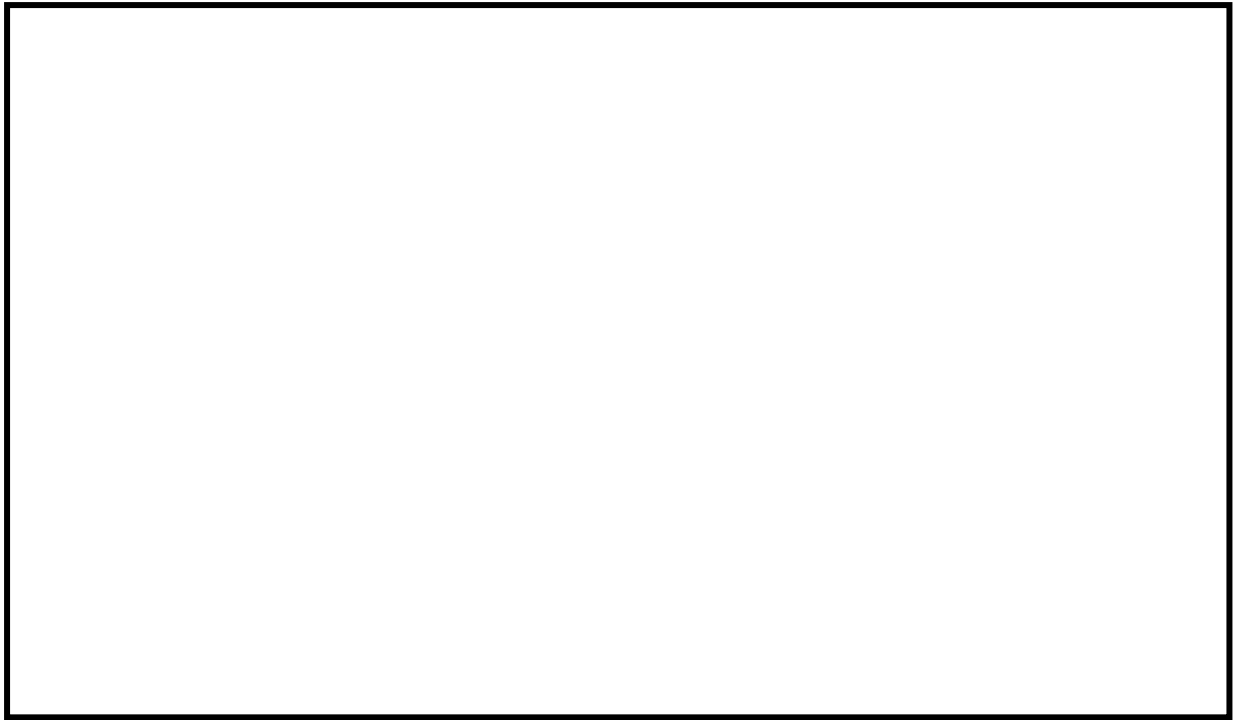


図 4-15 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-5A)

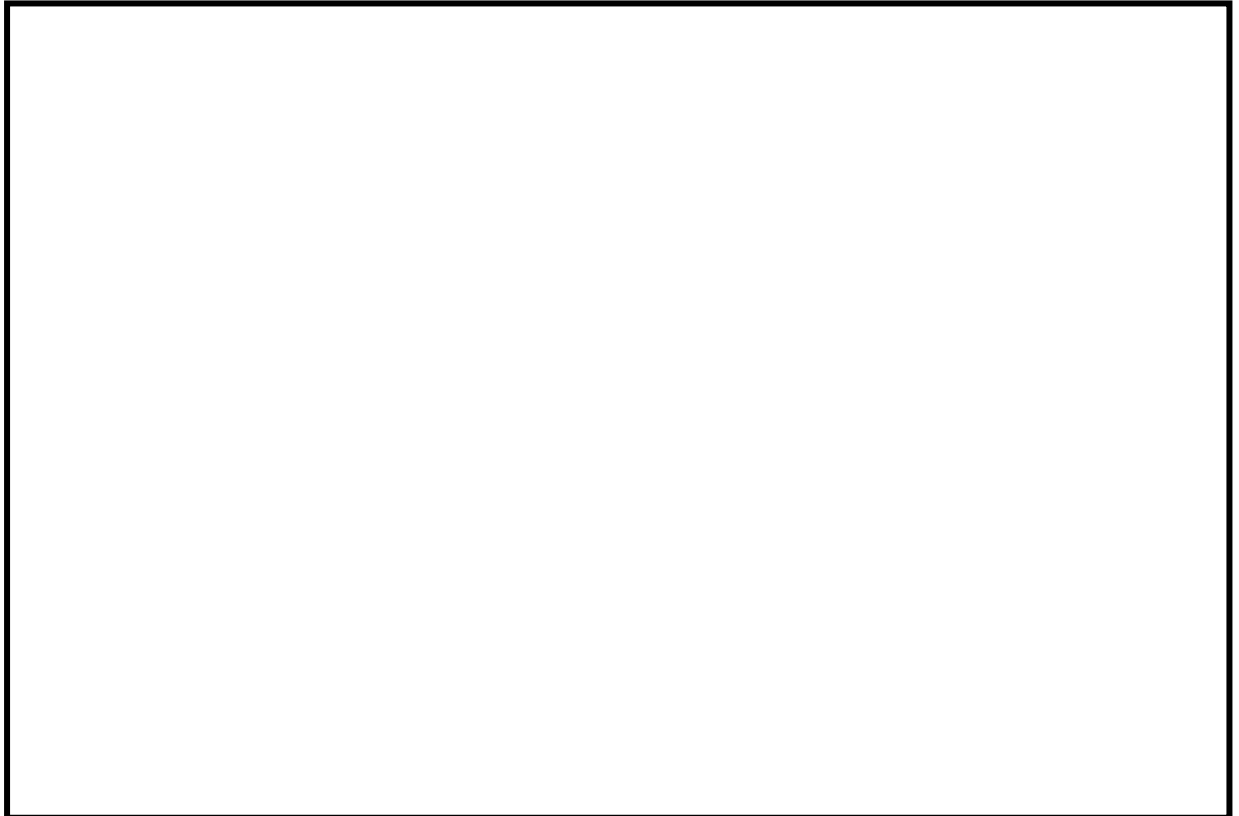


図 4-16 配管鳥瞰図 (残留熱除去系 RHR-R-11)

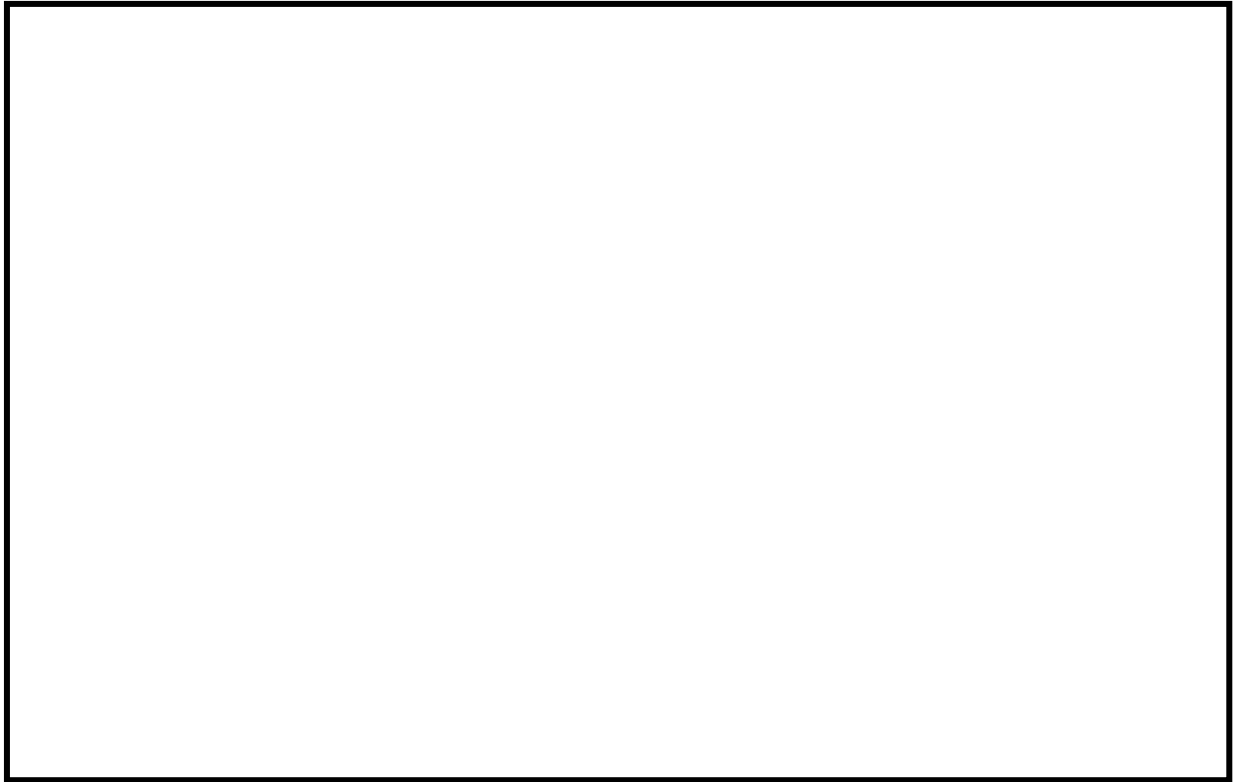


図 4-17 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-R-16）

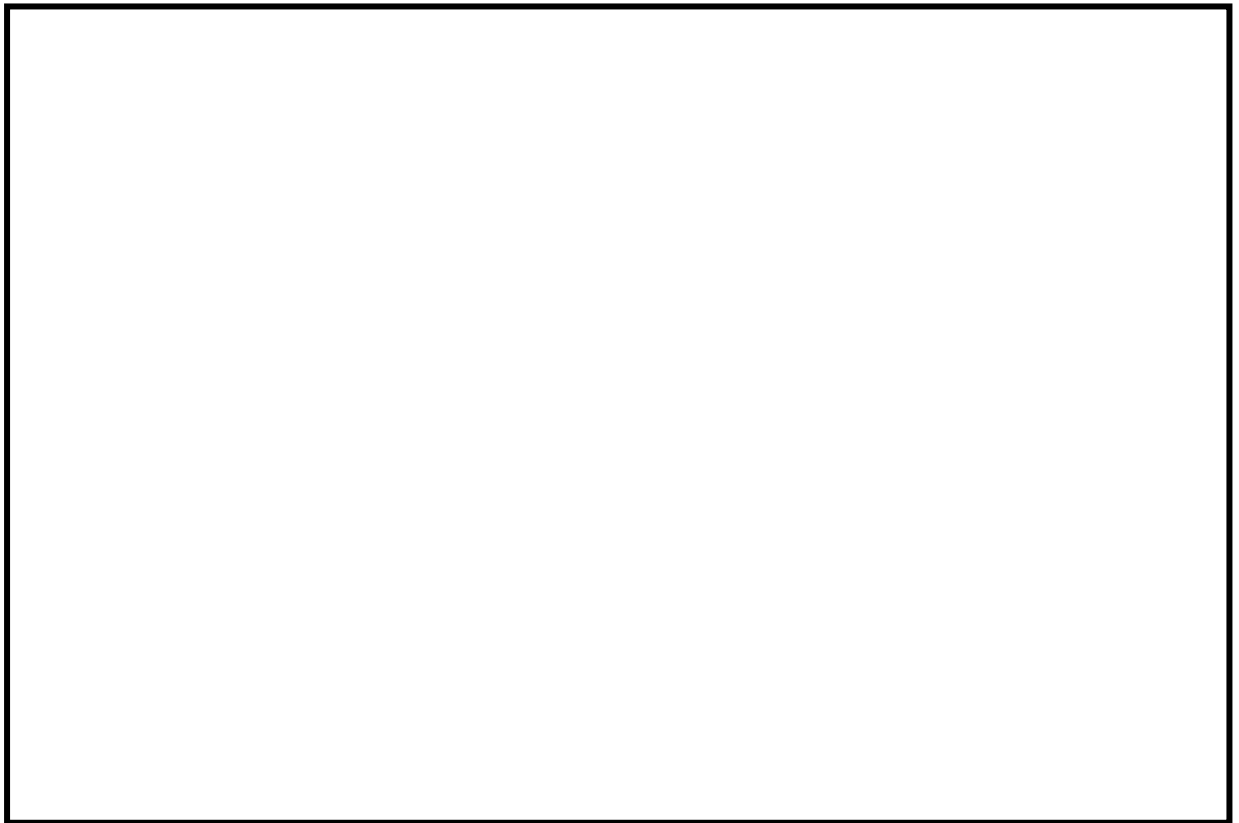


図 4-18 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-PD-1）

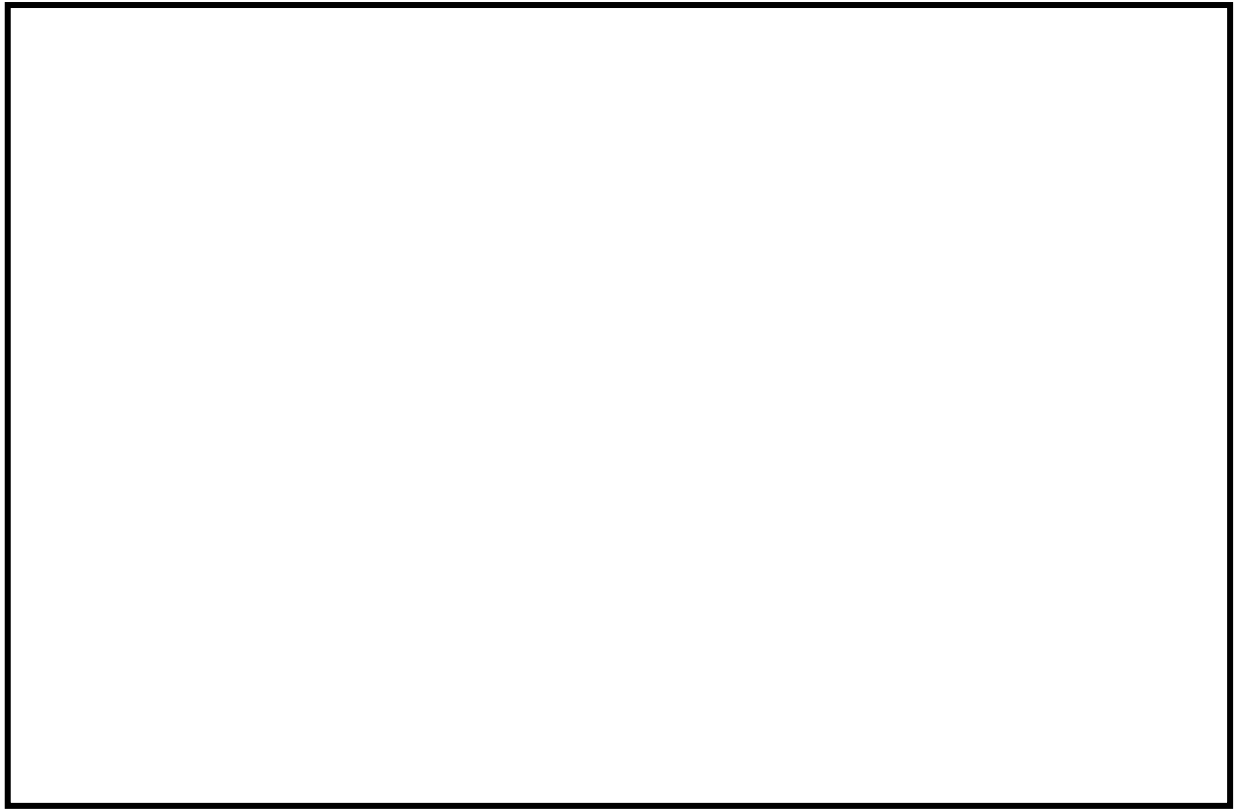


図 4-19 配管鳥瞰図（原子炉浄化系 CUW-R-1）

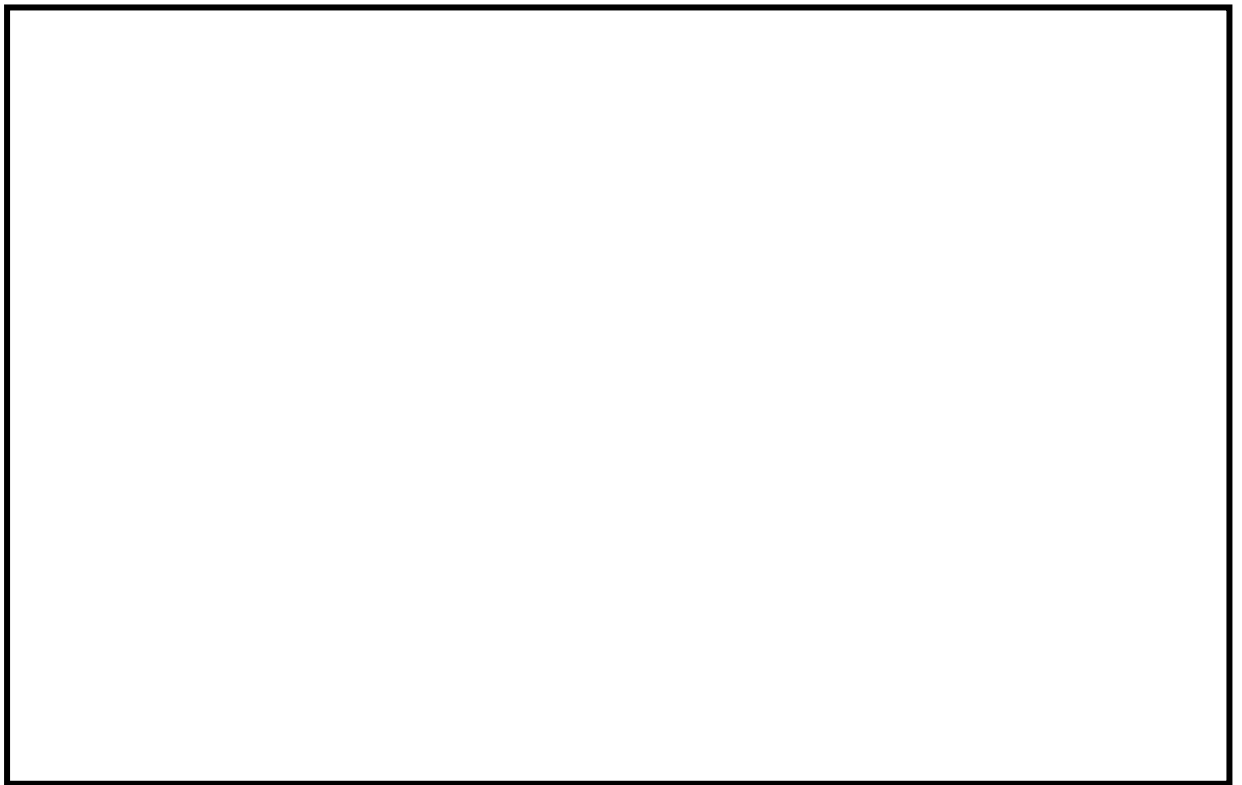


図 4-20 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-PD-1）

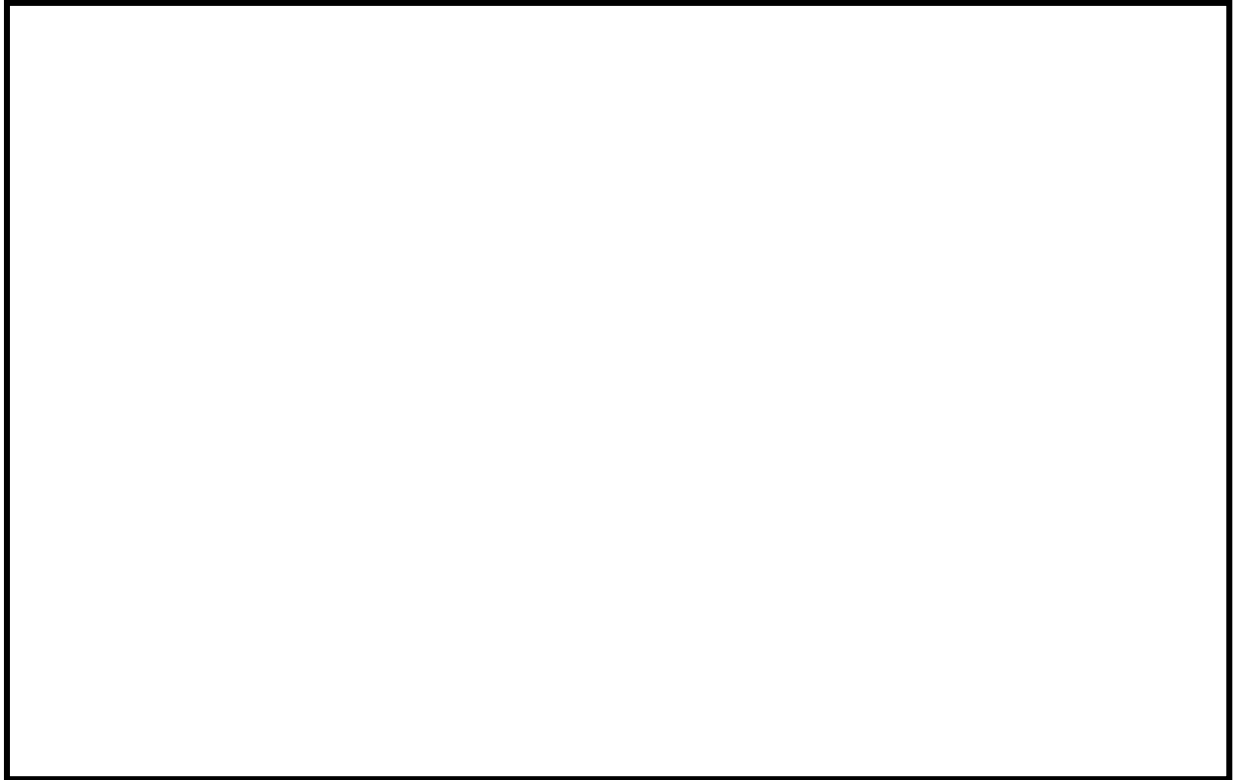


図 4-21 配管鳥瞰図（高圧炉心スプレイ系 HPCS-R-2）

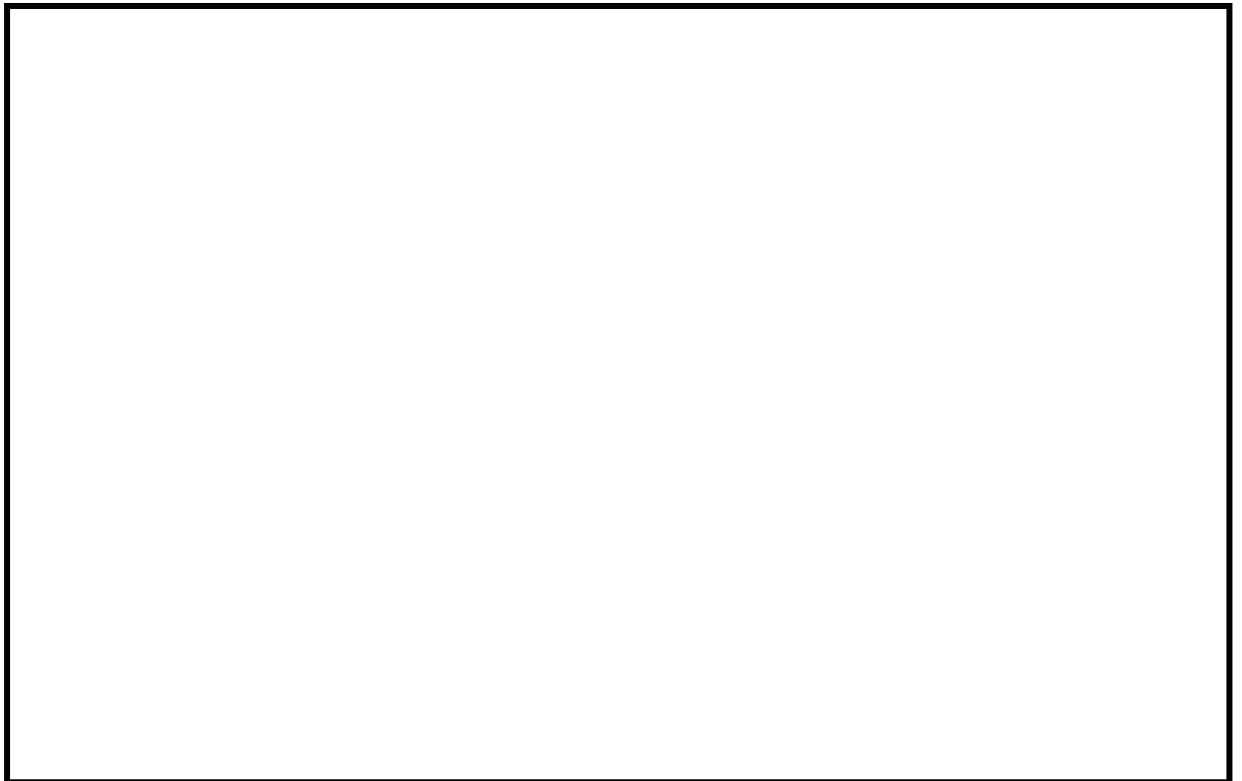


図 4-22 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-PD-1）

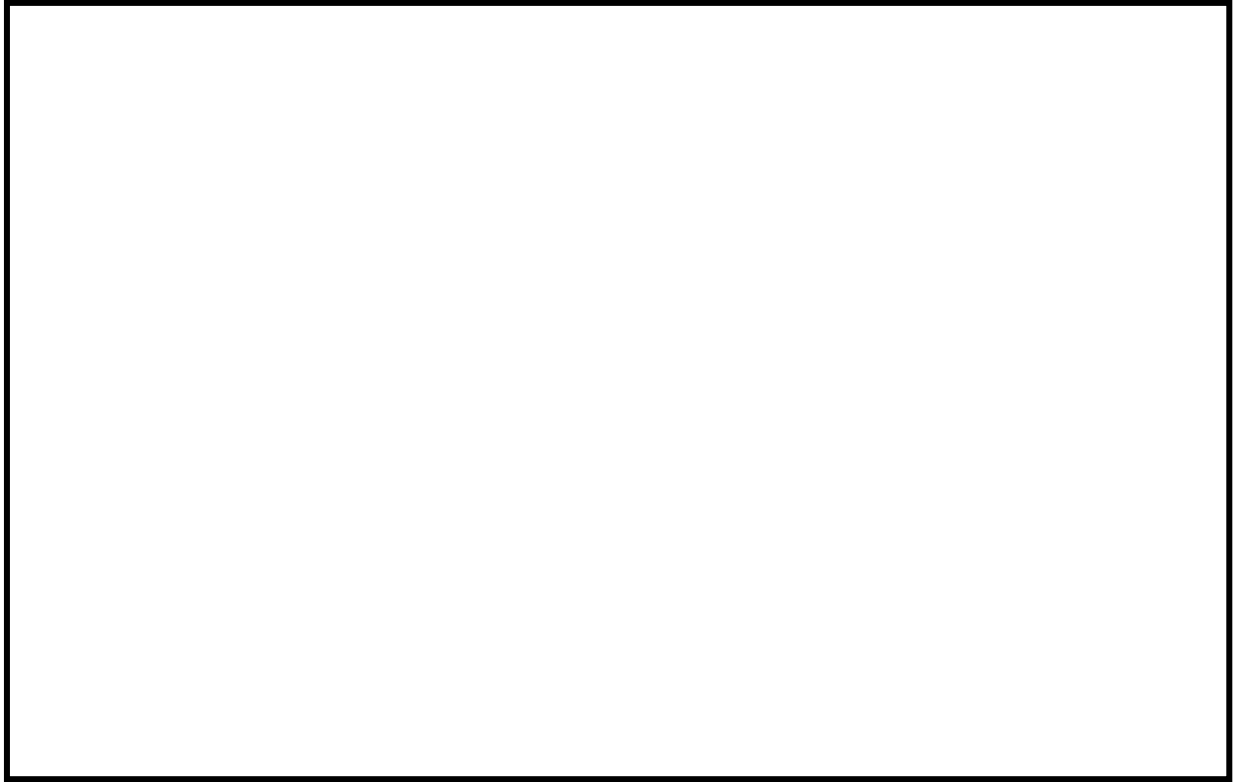


図 4-23 配管鳥瞰図（低圧炉心スプレイ系 LPCS-R-2）

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。

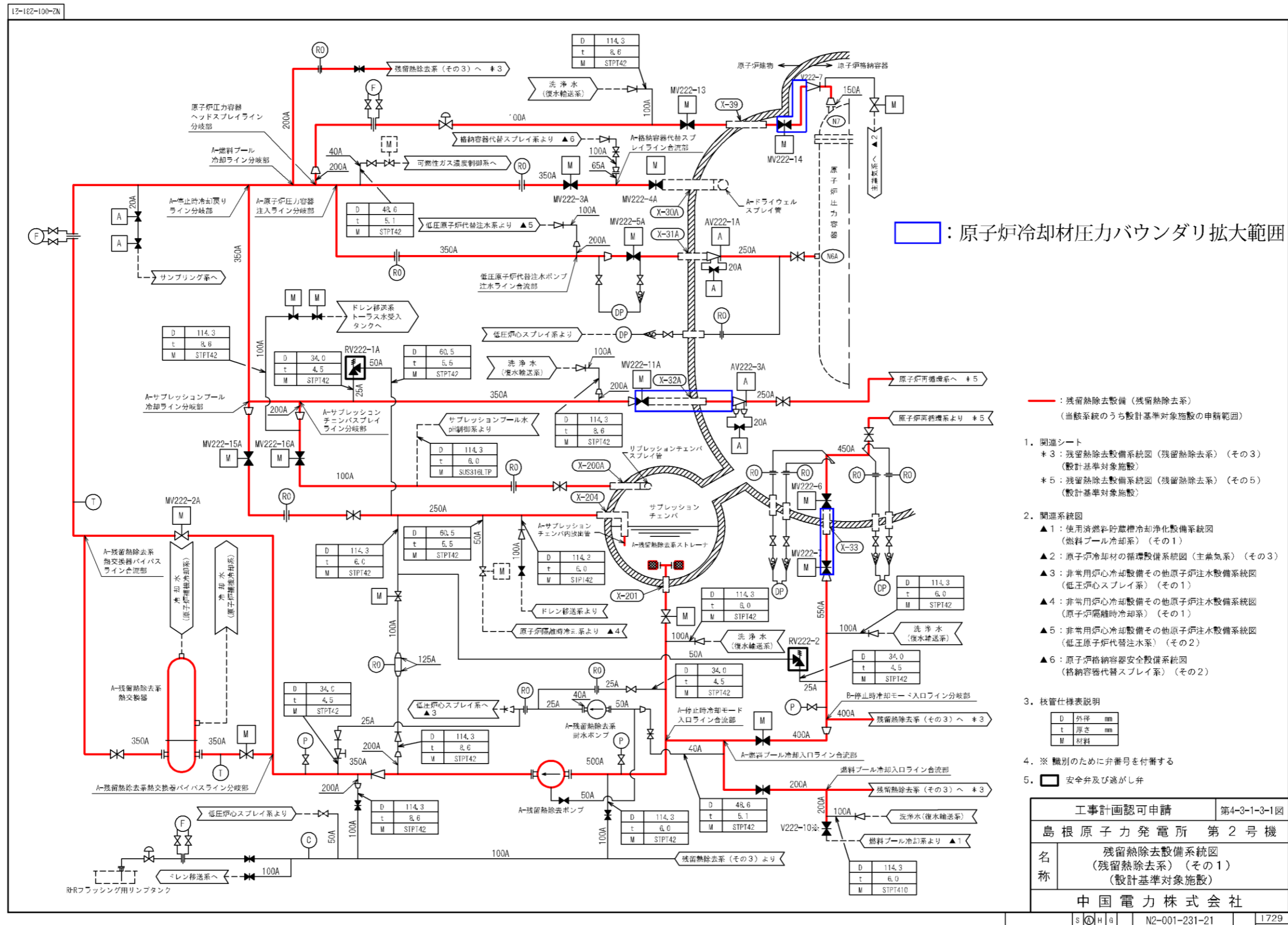


図5-1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (A系) より)

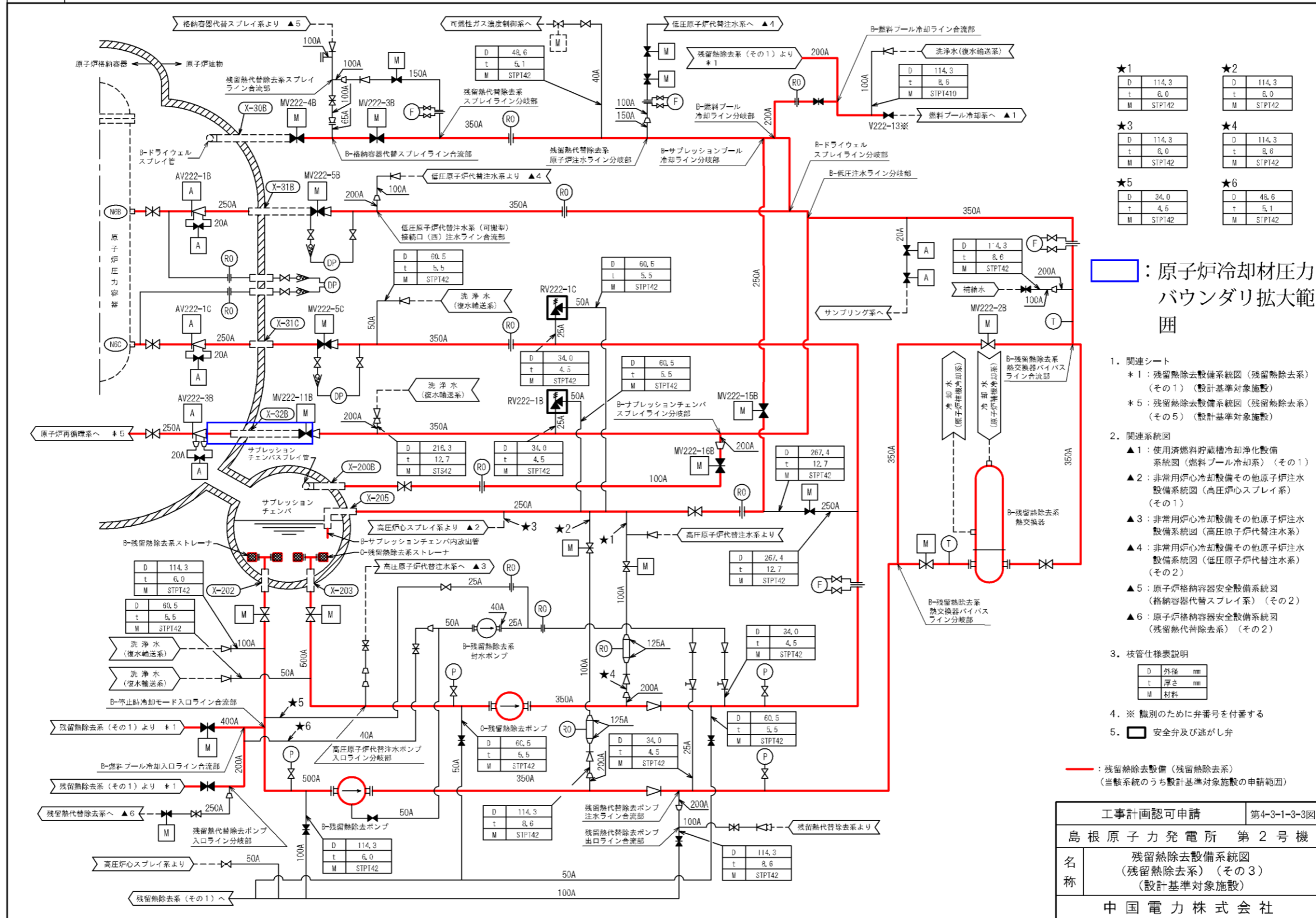


図5-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系系統図 (B系) より)

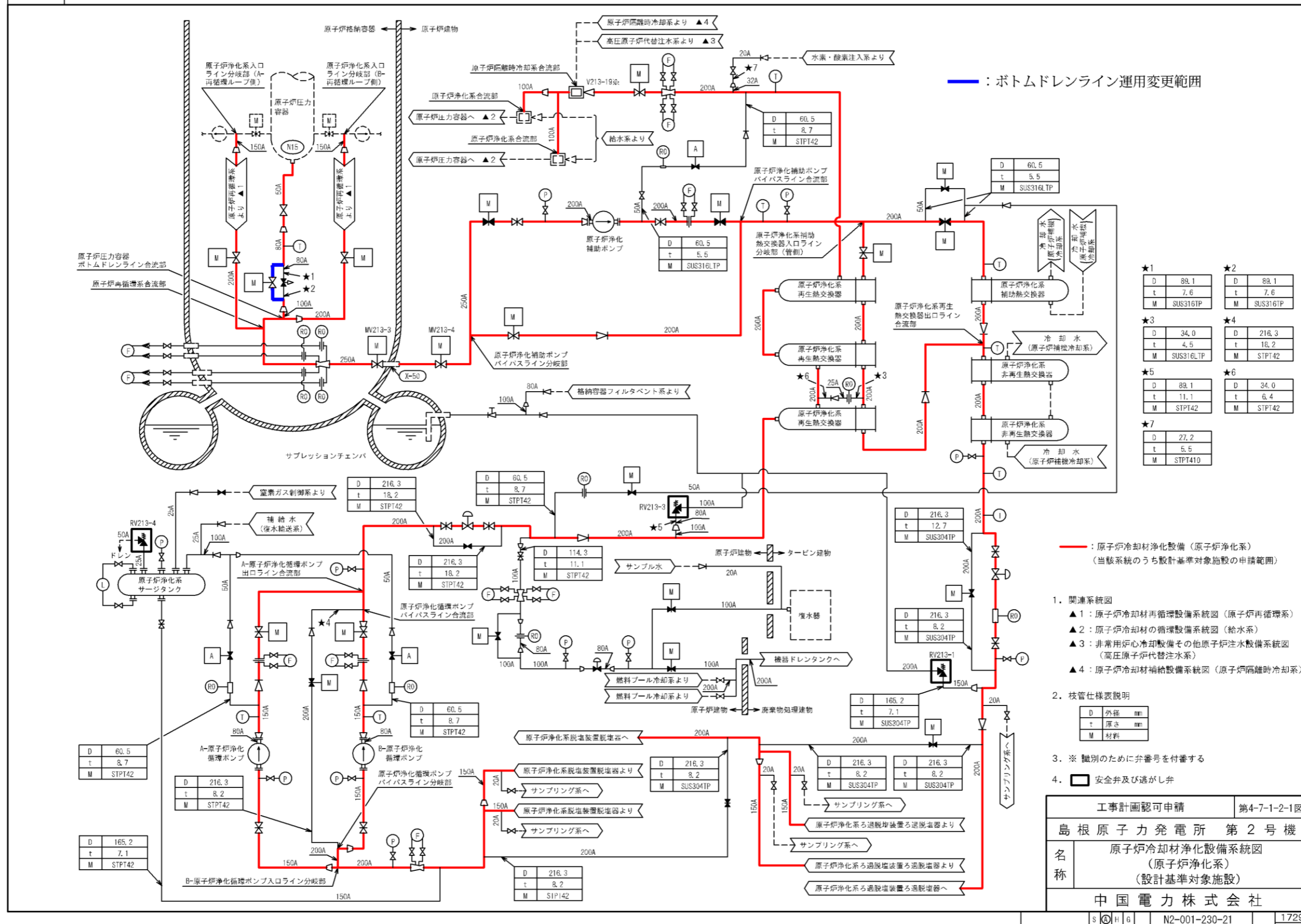


図5-3 ボトムドレンライン運用変更範囲 (原子炉浄化系系統図より)

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。

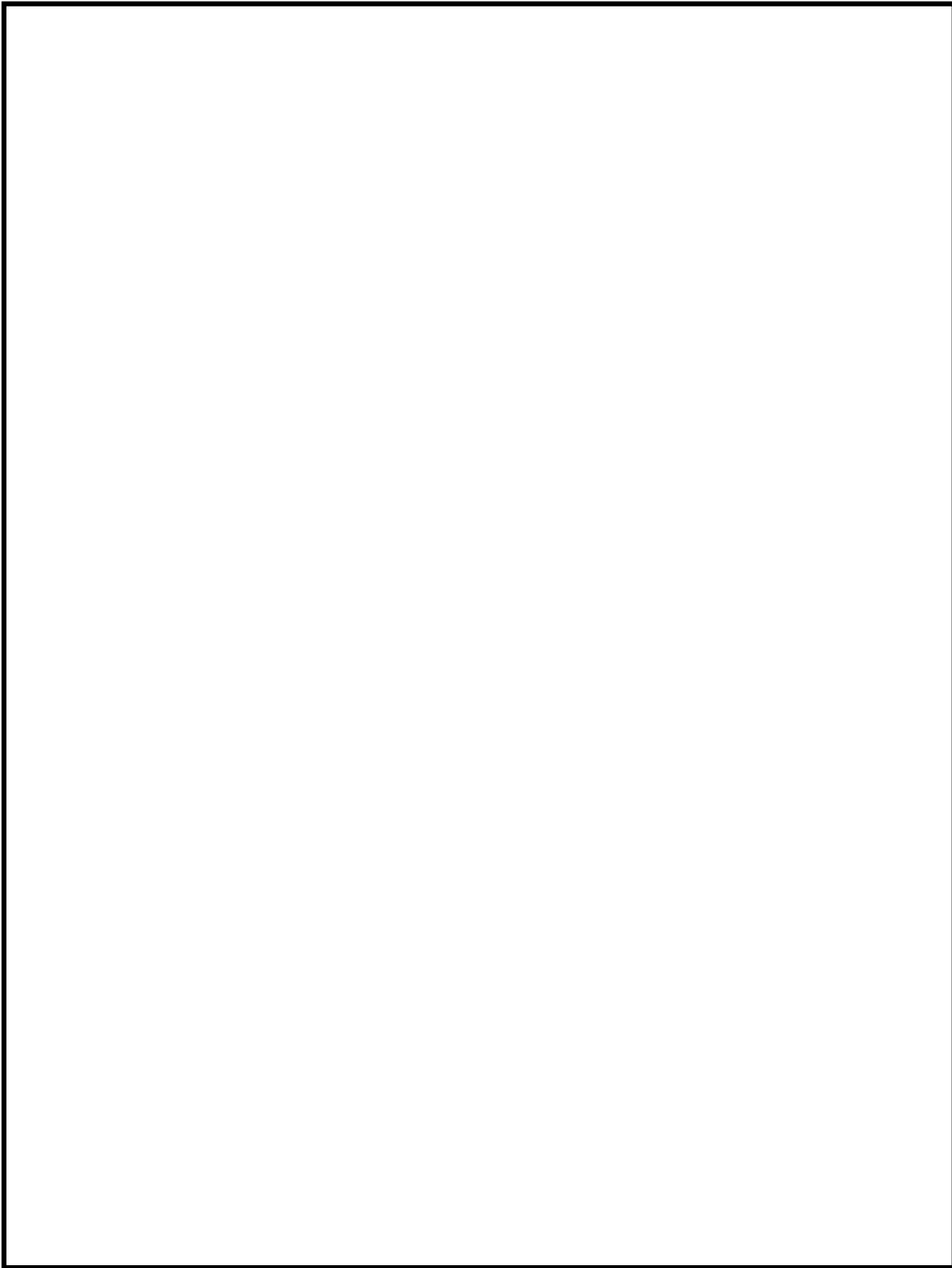


図 4-1 ガスタービン構造図

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（ケース） 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>—————</p> <div data-bbox="1114 212 1300 1064" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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>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>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>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>

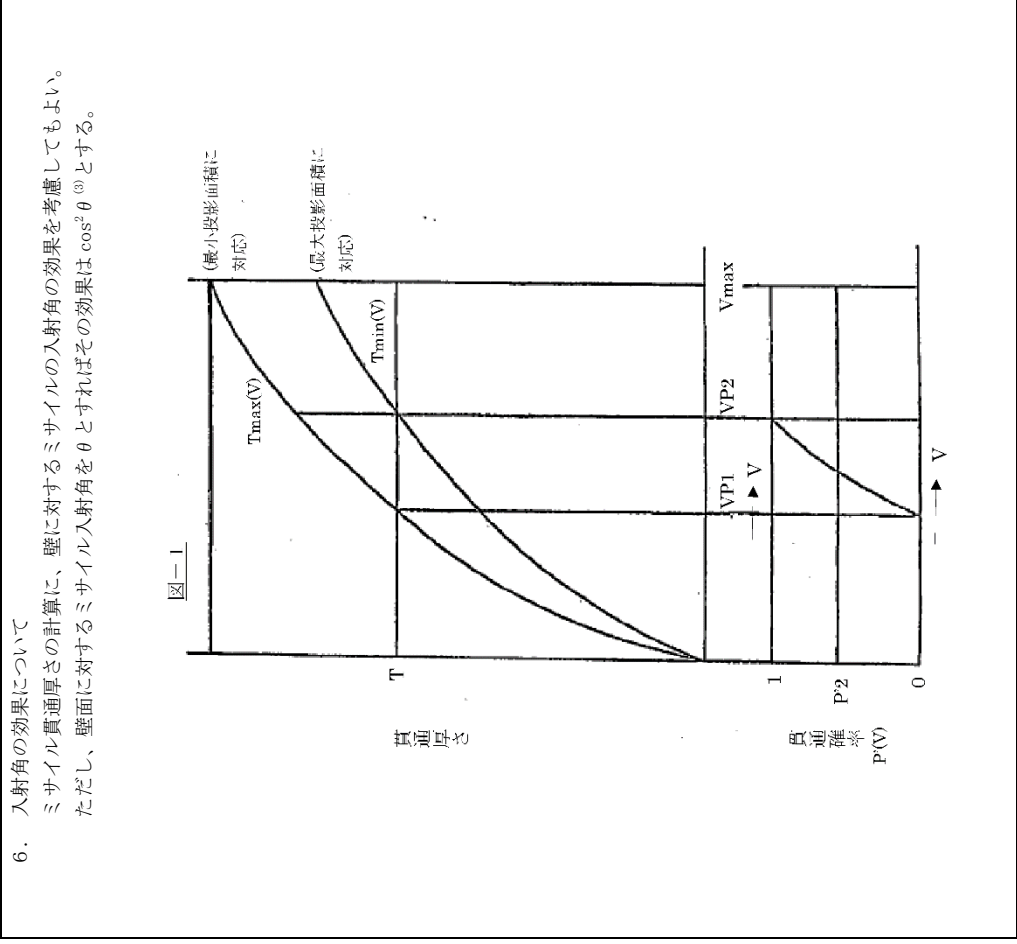
原子力委員会炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」	ガスタービン駆動補機（ガスタービン発電機）のミサイル評価（ケーシング貫通評価）
<p>(2) 到達確率 (P₂)</p> <p>I, 2 の対象物に到達する確率は次の条件で算出したものとする。</p> <p>①低圧タービン羽根</p> <p>i) 低圧タービン最終段動翼 1 枚がミサイル化したと考える。</p> <p>ii) 飛散羽根は羽根植込部を含めたものとする。</p> <p>iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。</p> <p>iv) 外部ケーシングにより飛び出した時の残存エネルギーを 2% とする。</p> <p>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。</p> <p>② T-G カップリング</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>iii) 脱着後の飛び出し時の残存エネルギーを 4.5% とする。</p> <p>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。</p> <p>③低圧タービンディスク</p> <p>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。</p> <p>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。</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。</p> <p>iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に 2 片のミサイル化を考慮する。</p>	<p>(2) 到達確率</p> <p>① 低圧タービンの羽根</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>i) 評価対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項)</p> <p>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。</p> <p>過速度トリップ設定値の \square_{min}^{-1} とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力蒸気タービンは、蒸気加減弁を急閉しても、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量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。 <p>iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に 2 片のミサイル化を考慮する。</p> <p>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 $\sum_i (P_{1i} \times P_{2i})$ 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 $\sum_i (P_{1i} \times P_{2i} \times P_{3i})$ 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 (ケースイン 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>1. 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 (ケース)</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>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 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>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>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>

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」



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)

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>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、非常調速装置がないため、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。

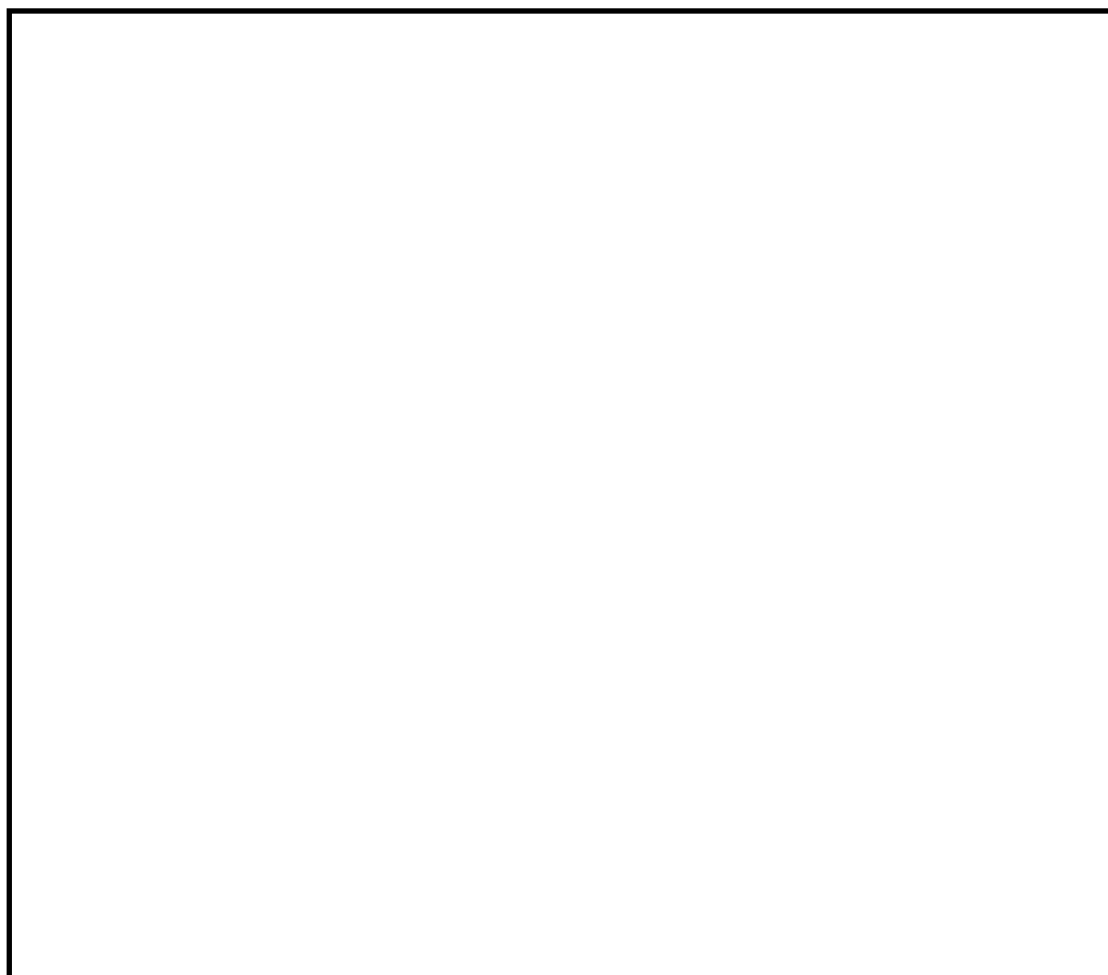


図1-1 高圧原子炉代替注水ポンプ 構造概要図

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。

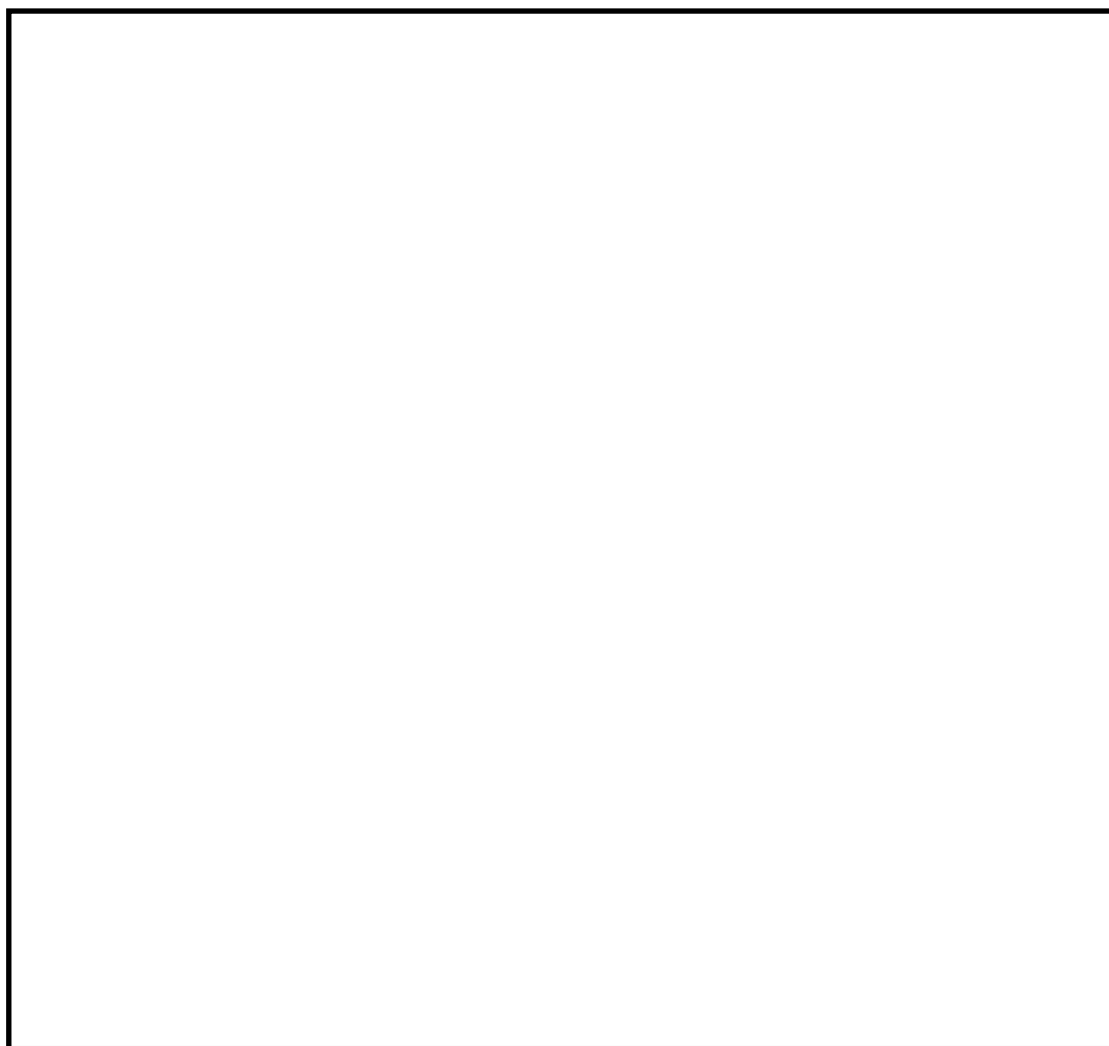


図 2-1 高圧原子炉代替注水ポンプの駆動用タービン構造図

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。

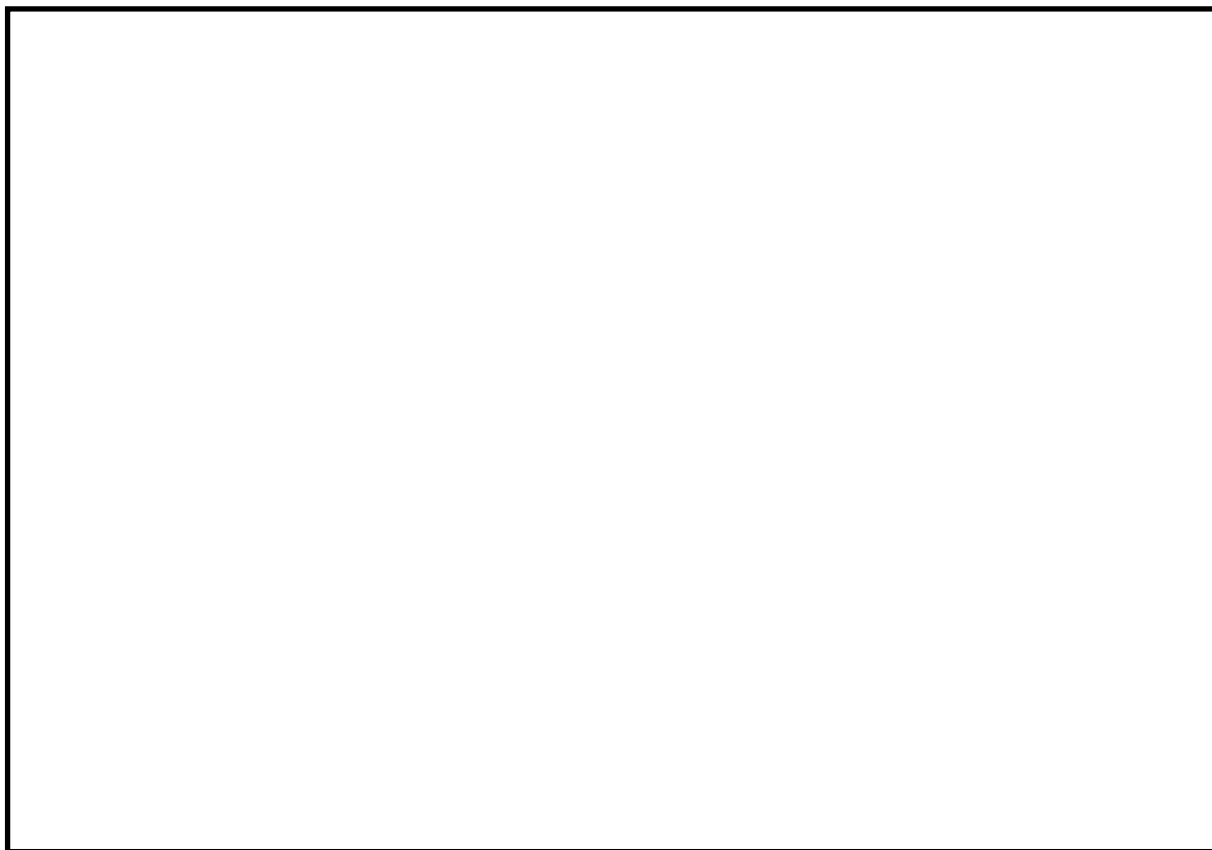


図 3-1 高圧原子炉代替注水ポンプの作動方式概要図

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。

- ・ポンプ定格流量状態では、低圧側ライン（⑥）圧力、高圧側ライン（⑦）圧力及び圧力ガバナのスプリング力がバランスし、タービンスロットル弁のピストン（③）は駆動用高圧蒸気入口ポート（④）の中間位置で定格流量一定制御状態となる。

c. 流量変動時の制御動作

- ・定格流量状態での運転中に流量が上昇すると、ベンチュリ効果により低圧側ライン（⑥）の圧力と高圧側ライン（⑦）の圧力のバランスが崩れ、圧力ガバナのピストン（①）は下降し、②のリンクを介してタービンスロットル弁のピストン（③）を上方に押し上げる。
- ・これにより駆動用高圧蒸気入口ポート（④）のポートが閉じ始め、タービンへの駆動蒸気量が減少することでタービン回転数が低下しポンプ吐出量を減少させる。
- ・定格流量状態での運転中に流量が低下した場合は、上記と逆の動きにより流量を増加させる。

d. 過速度トリップ

- ・何らかの原因でタービン回転数が異常に上昇すると、定格状態ではシャフト内にスプリングで保持されているトリップボルト（⑧）が遠心力により飛び出し、レバー（⑨）を押し上げ、リンクを介してトリップ排気弁のピストンロッド（⑩）を下降させる。
- ・トリップ排気弁のピストンロッド（⑩）に接続しているピストンは、通常、高圧蒸気検出ライン（⑪）と低圧（背圧側）蒸気検出ライン（⑫）を分断しているが、ピストンが下降することにより高圧蒸気検出ライン（⑪）と低圧（背圧側）蒸気検出ライン（⑫）が通じ、高圧蒸気検出ライン（⑪）の圧力が低圧（背圧側）蒸気検出ライン（⑫）を通し、タービン排気室に抜ける。
- ・高圧蒸気検出ラインはトリップ装置の空間（⑬）につながっており、通常時は高圧蒸気によりトリップ装置のピストン（⑭）を右側に押し付け、タービンスロットル弁（③）が「開」状態となり蒸気をタービンに供給しているが、上記の動作により高圧蒸気検出ライン（⑪）の圧力が低下すると、トリップ装置のピストン（⑭）は蒸気力により左側に移動し蒸気が遮断されポンプが停止する。

以上のとおり、高圧原子炉代替注水ポンプは、直流電源の電動弁を中央制御室から「開」又は現場にて手動「開」とすることで起動可能であり、その後の定格運転の流量制御はポンプ吐出水によるベンチュリ効果で自己制御される。

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）

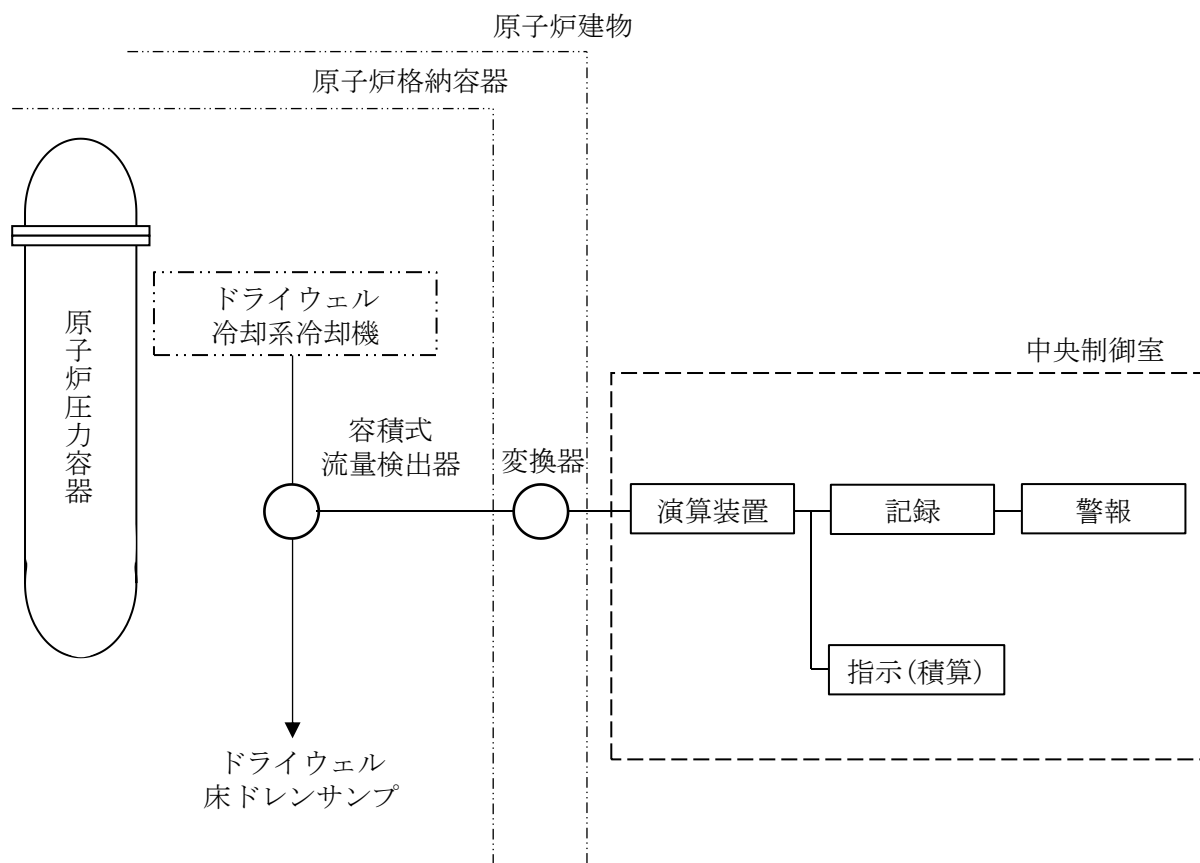


図 1-1 ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置の概略構成図

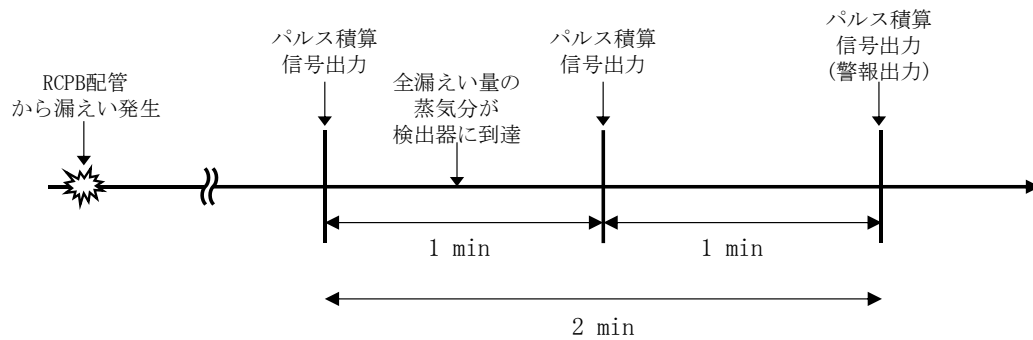


図 1-2 ドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置の検出時間

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）

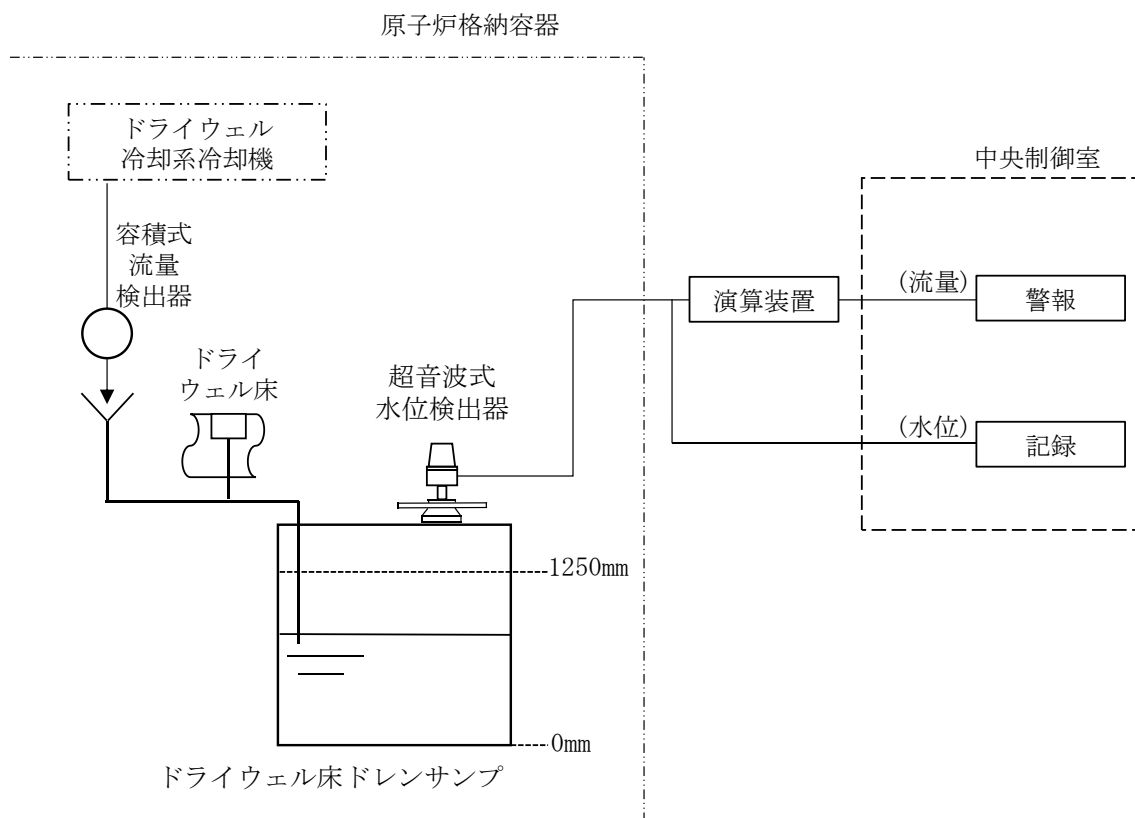
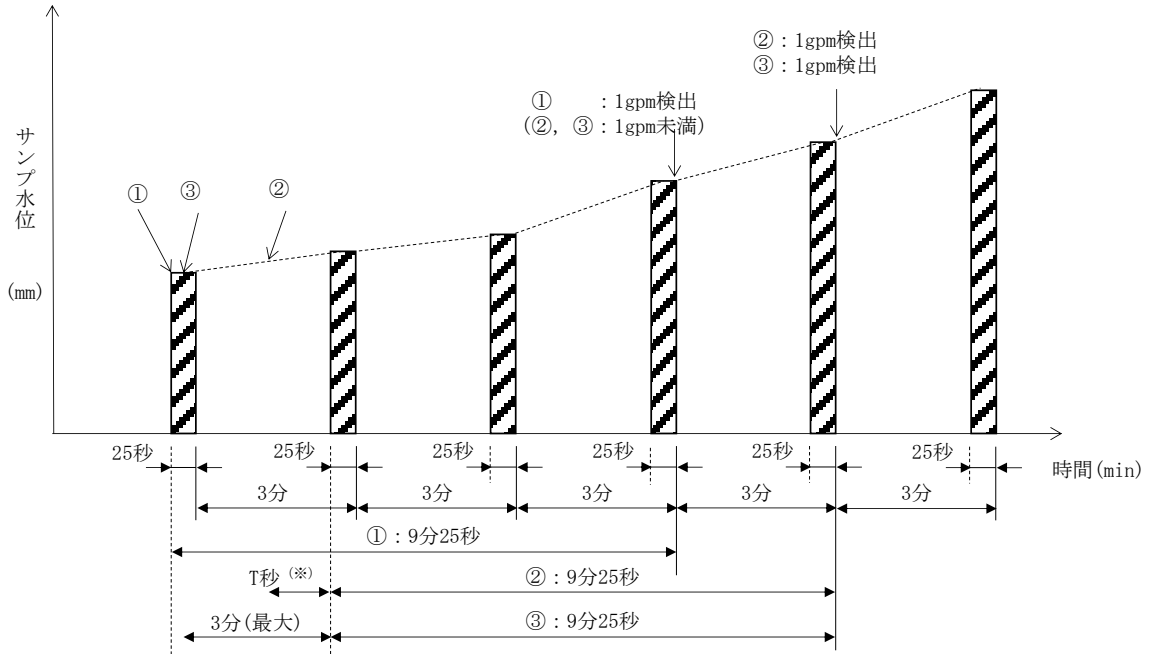


図 2-1 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の概略構成図

- 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)



※T秒 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。

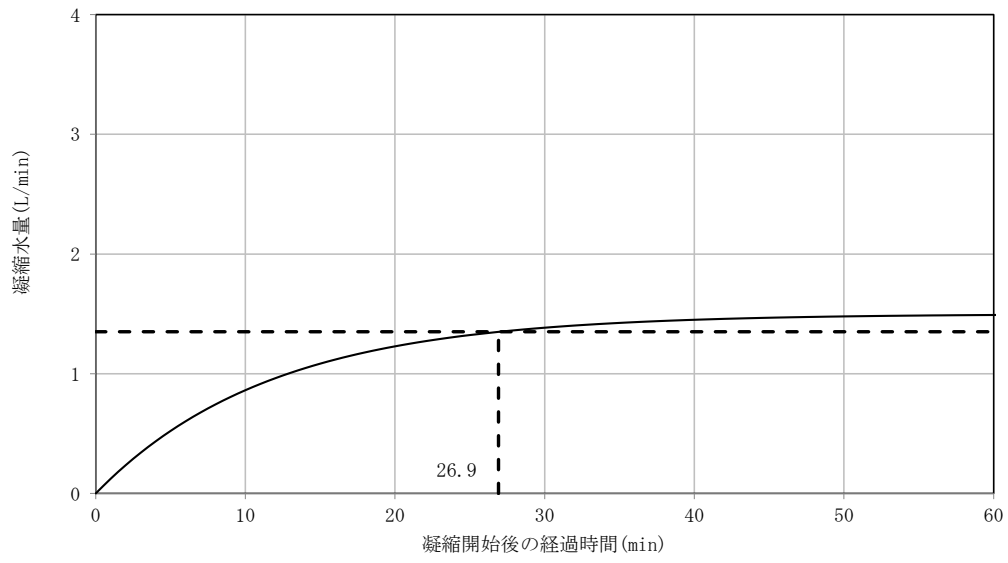


図 3-1 凝縮水量が平衡に達する時間

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。

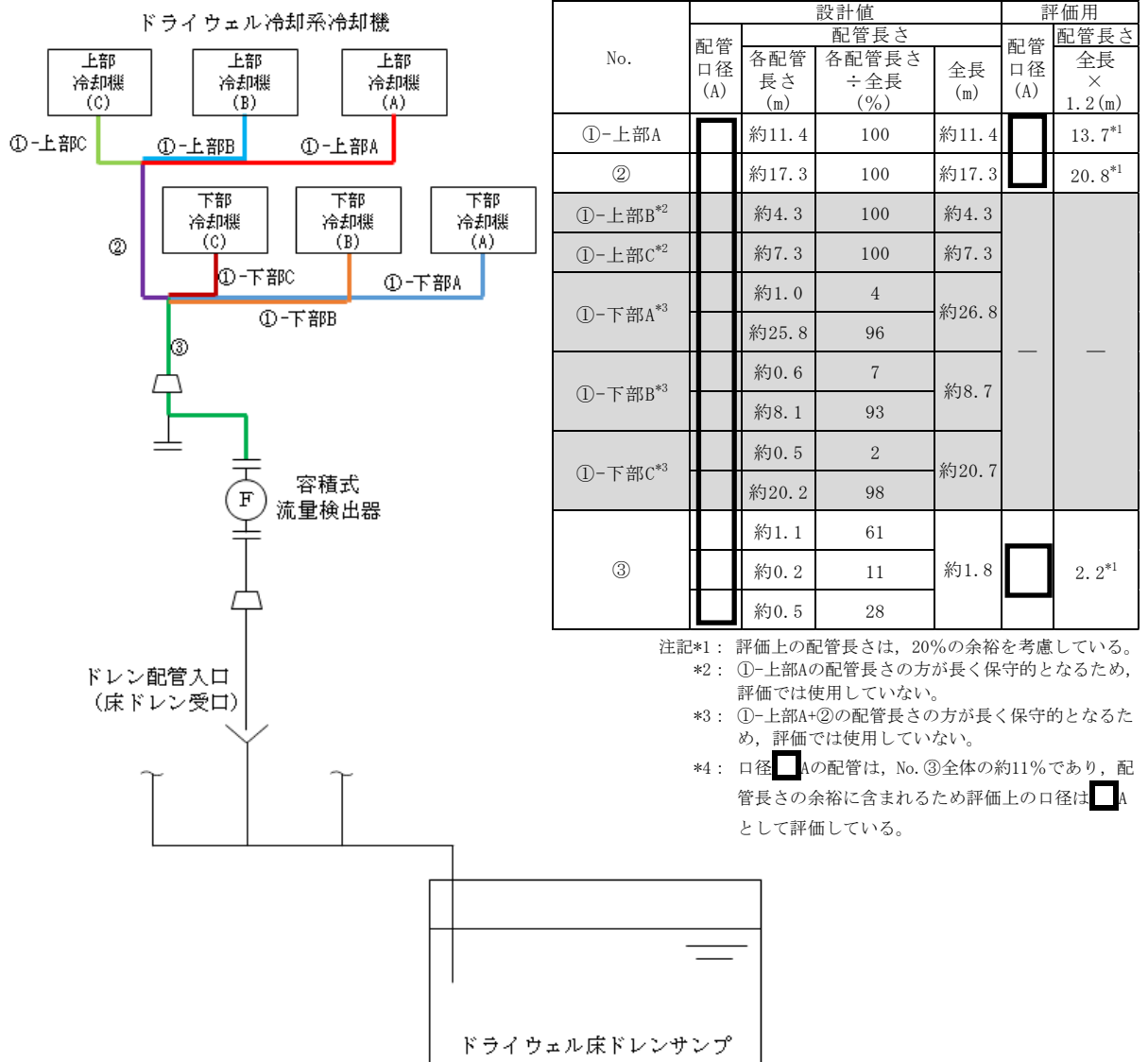


図3-2 ドレン配管移送時間における概略図（ドライウェル冷却系冷却機～ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置）

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

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

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

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

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

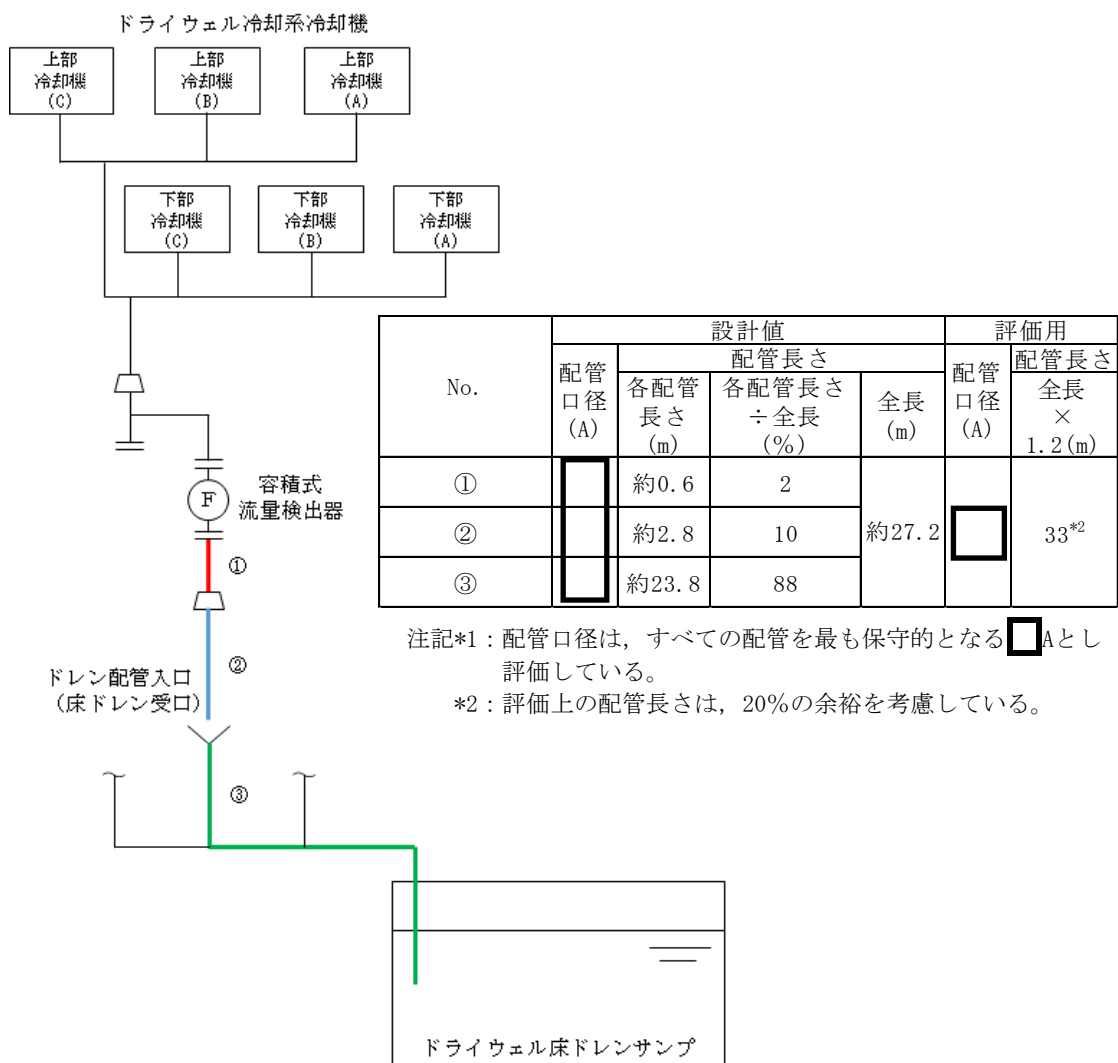


図 3-3 ドレン配管移送時間における概略図（ドライウェル冷却装置凝縮水流量測定装置～ドライウェル床ドレンサンプル水位測定装置）

4. 凝縮水量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について

4.1 ドライウェル冷却系の設置目的について

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

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

4.2 ドライウェル冷却系の構造・機能について

4.2.1 ドライウェル冷却系の構成について

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

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

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

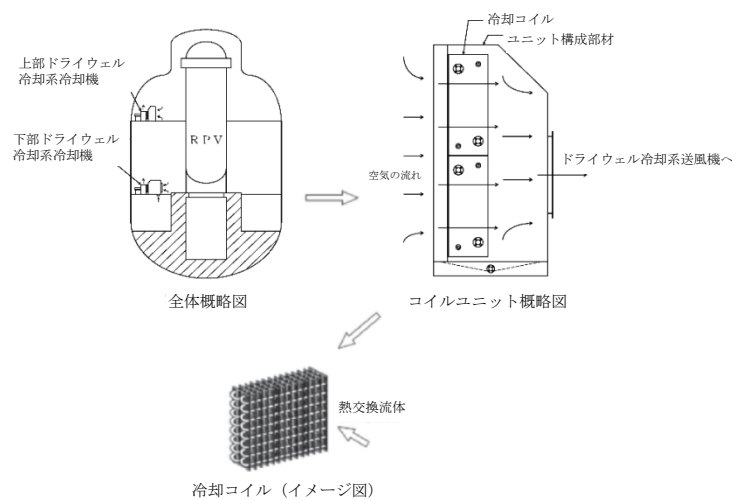


図 4-1 ドライウェル冷却系冷却機の概略図

4.2.2 ドライウエル冷却系冷却機の冷却能力について

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

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

4.2.3 蒸気漏えい時

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

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

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

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

5. ドレン配管移送時間の算出について

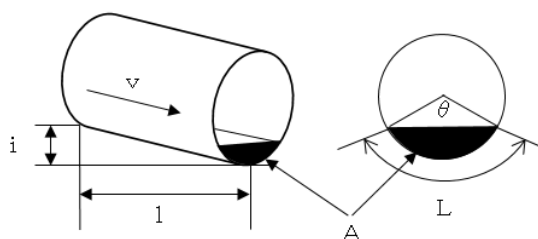
ドレン配管移送時間 (T_3 , T_5 , T_8) の算出において、ドレンの流速 v を求めるときに解が複数存在する場合があるため、この時の算出条件について、以下に示す。

v は m の関数、さらに m は A と L つまり θ の関数になる。一方、 Q は A と θ の関数となる。ガンギェ・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：ガンギェ・クッタの経験式)

$$v = C\sqrt{m \cdot i} \quad \dots \dots \dots (1)$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})} \quad \dots \dots \dots (2)$$



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	ガンギェ・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 (1) 式及び (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。

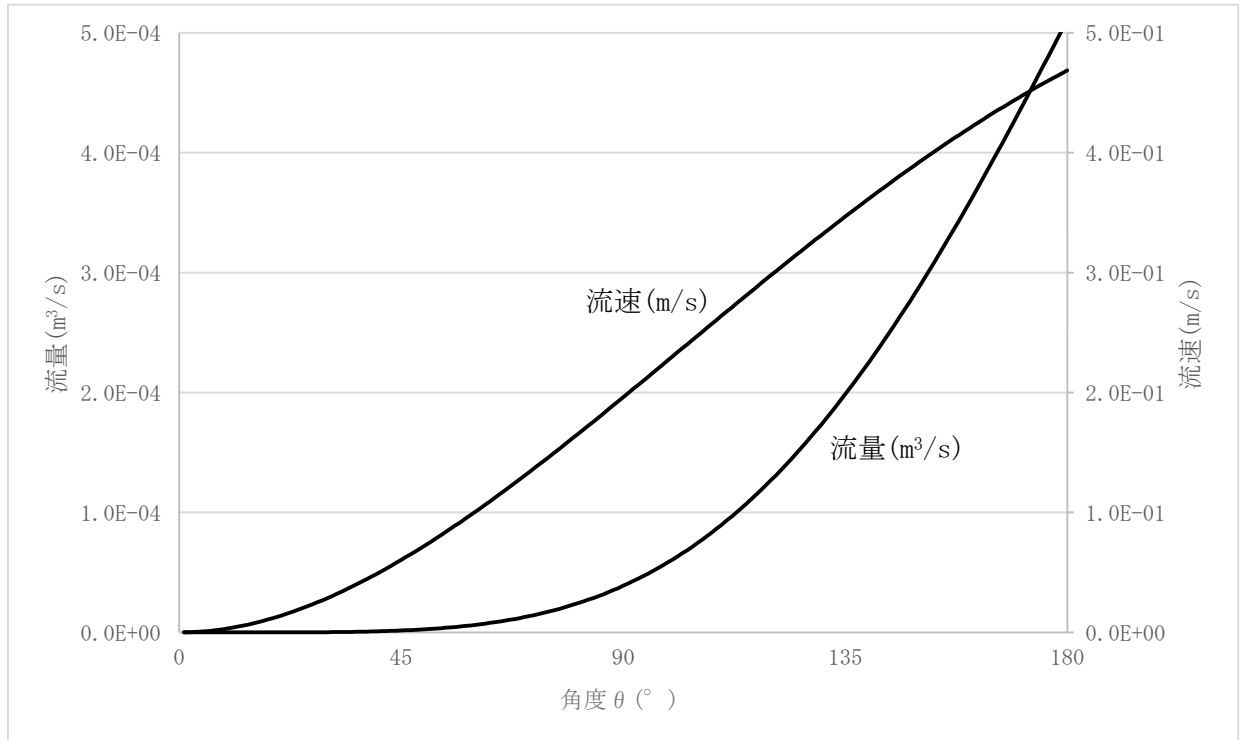


図 5-1 流量と流速と配管断面（角度）の関係

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

	ステンレス鋼管
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出時間 ($T_6 \sim T_8$ 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) を検出可能である。

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出時間 ($T_1 \sim T_3$ の合計 34 分) には 3. 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) を検出可能である。

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られている。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。

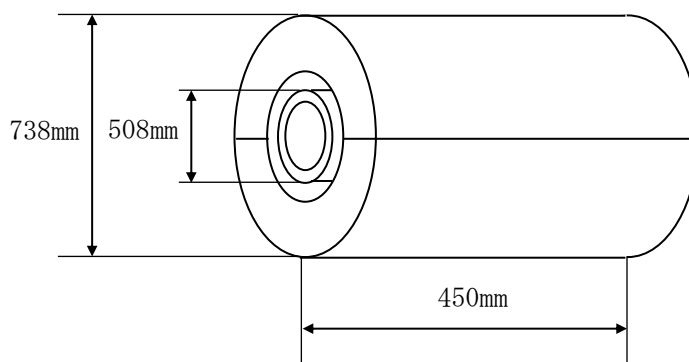


図 7-1 金属保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

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られている。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。

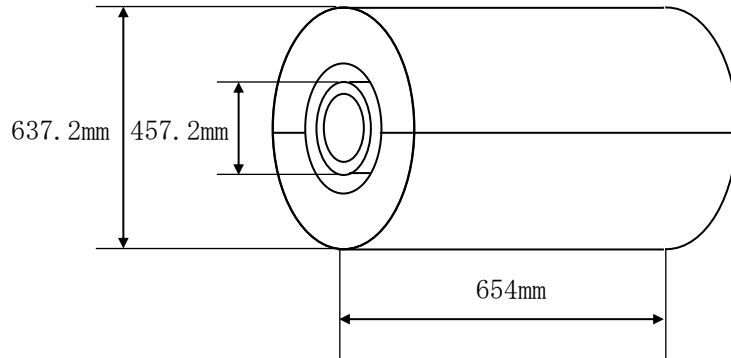


図 7-2 一般保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

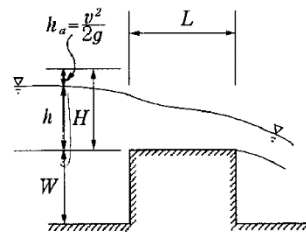
7.2 ドレン配管入口までの到達時間（保温材～ドレン配管入口）： $T_7=16$ 分における保守性

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）)

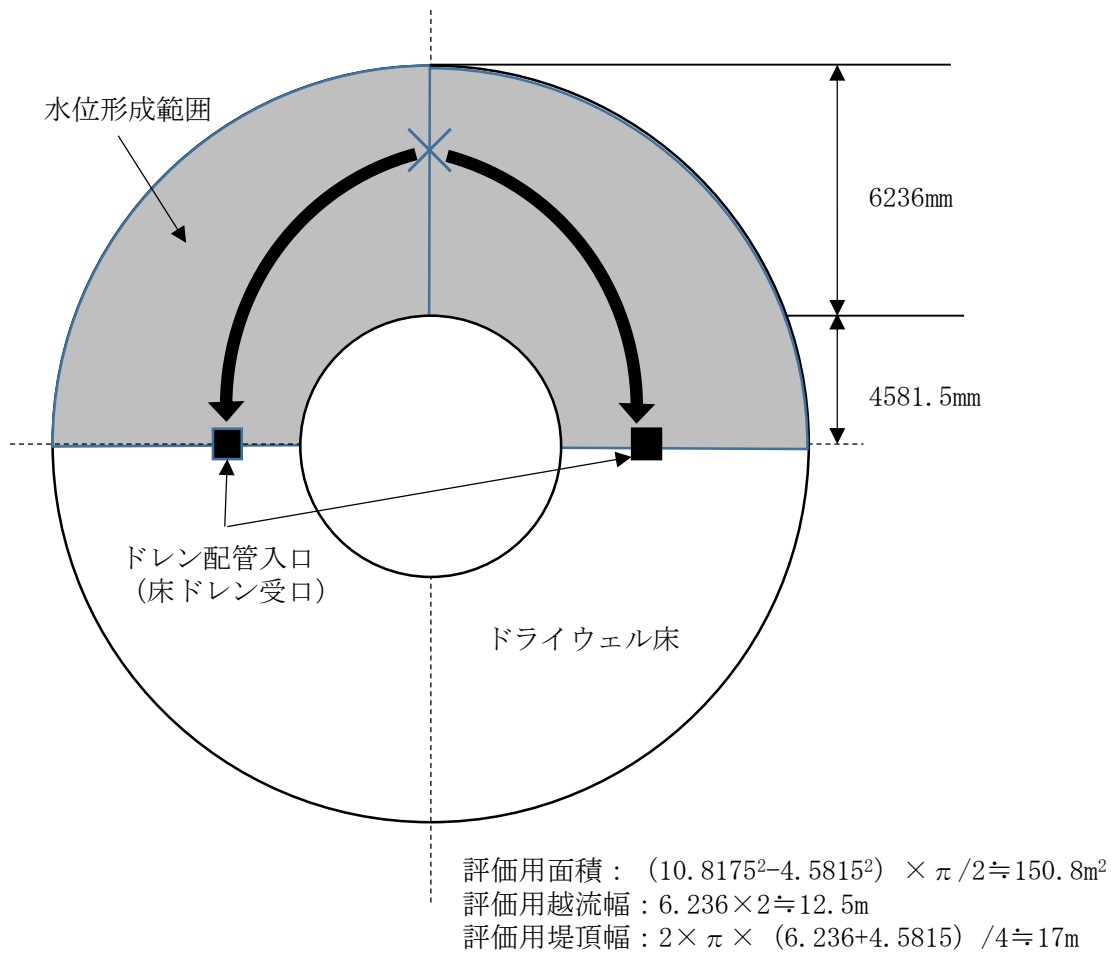


図 7-3 落下点からドレン配管入口までの到達時間における概略図

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。

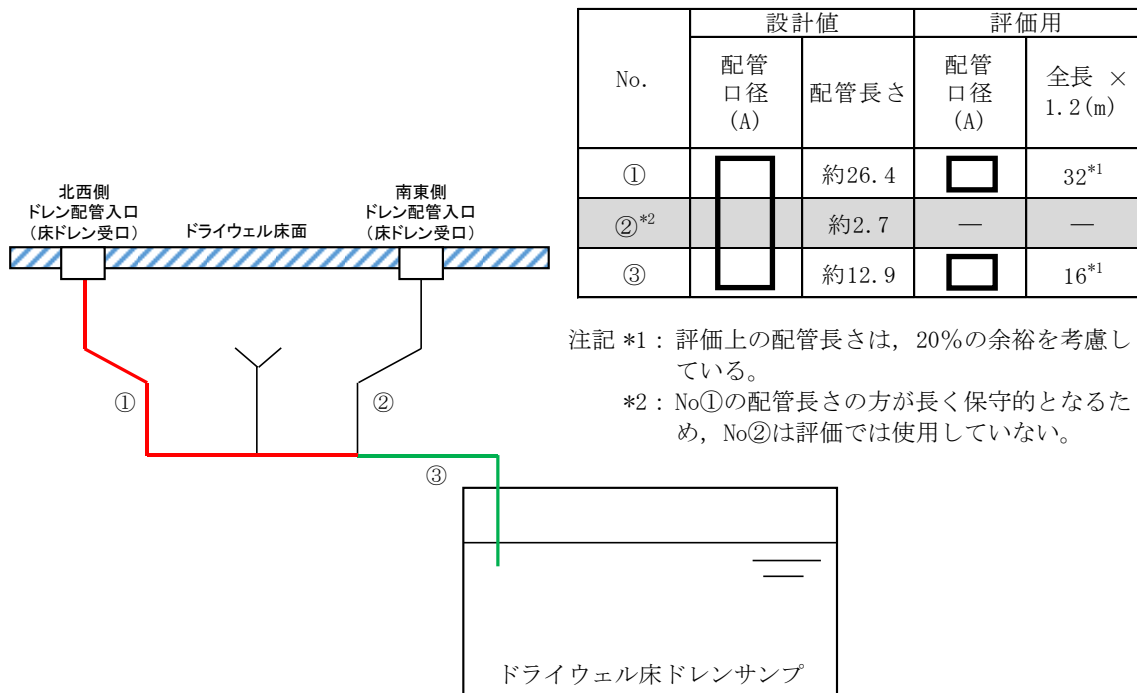


図 7-4 ドレン配管移送時間における概略図

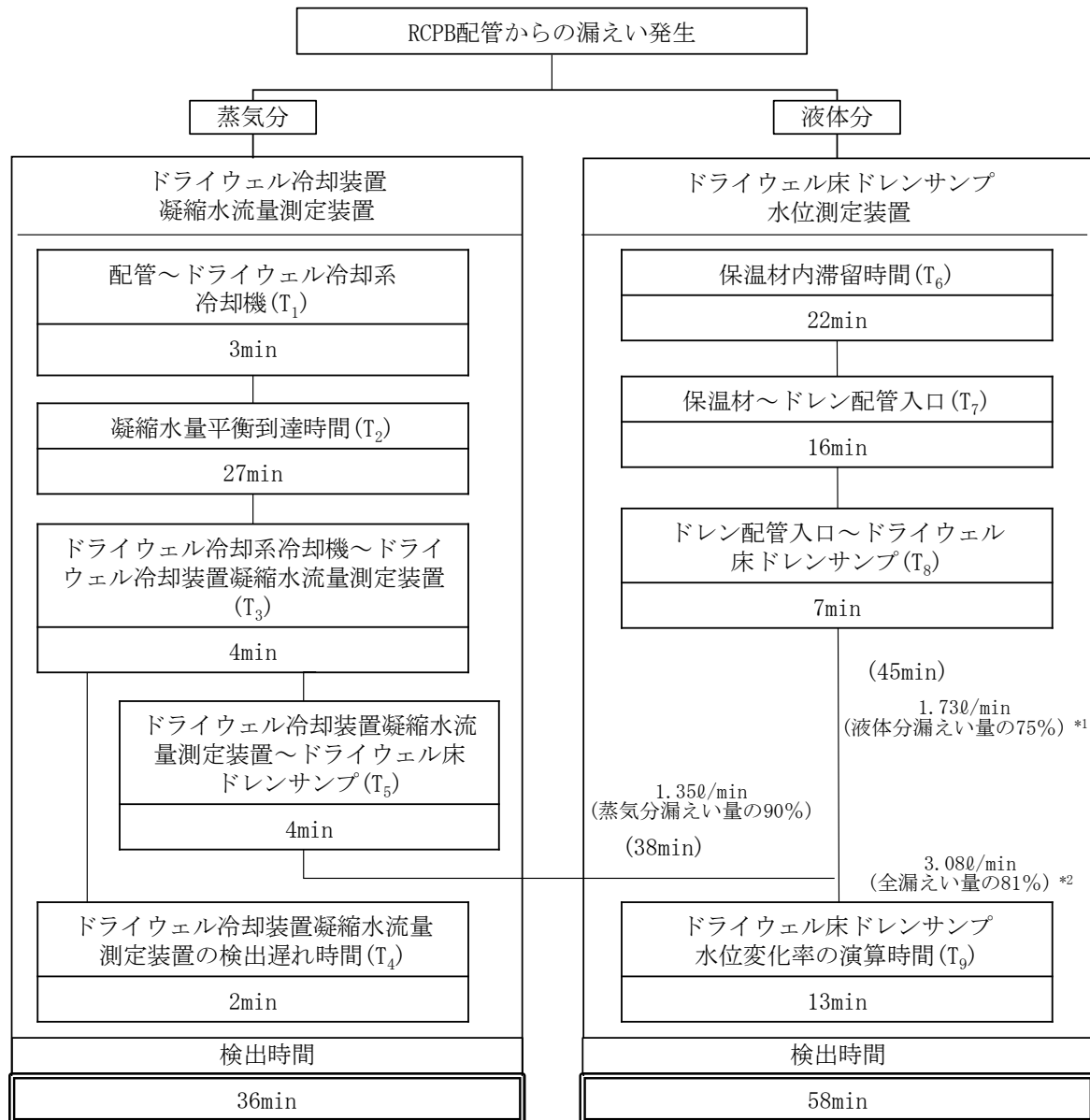
7.4 ドライウェル床ドレンサンプ水位変化率の演算時間： $T_9=13$ 分における保守性

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。

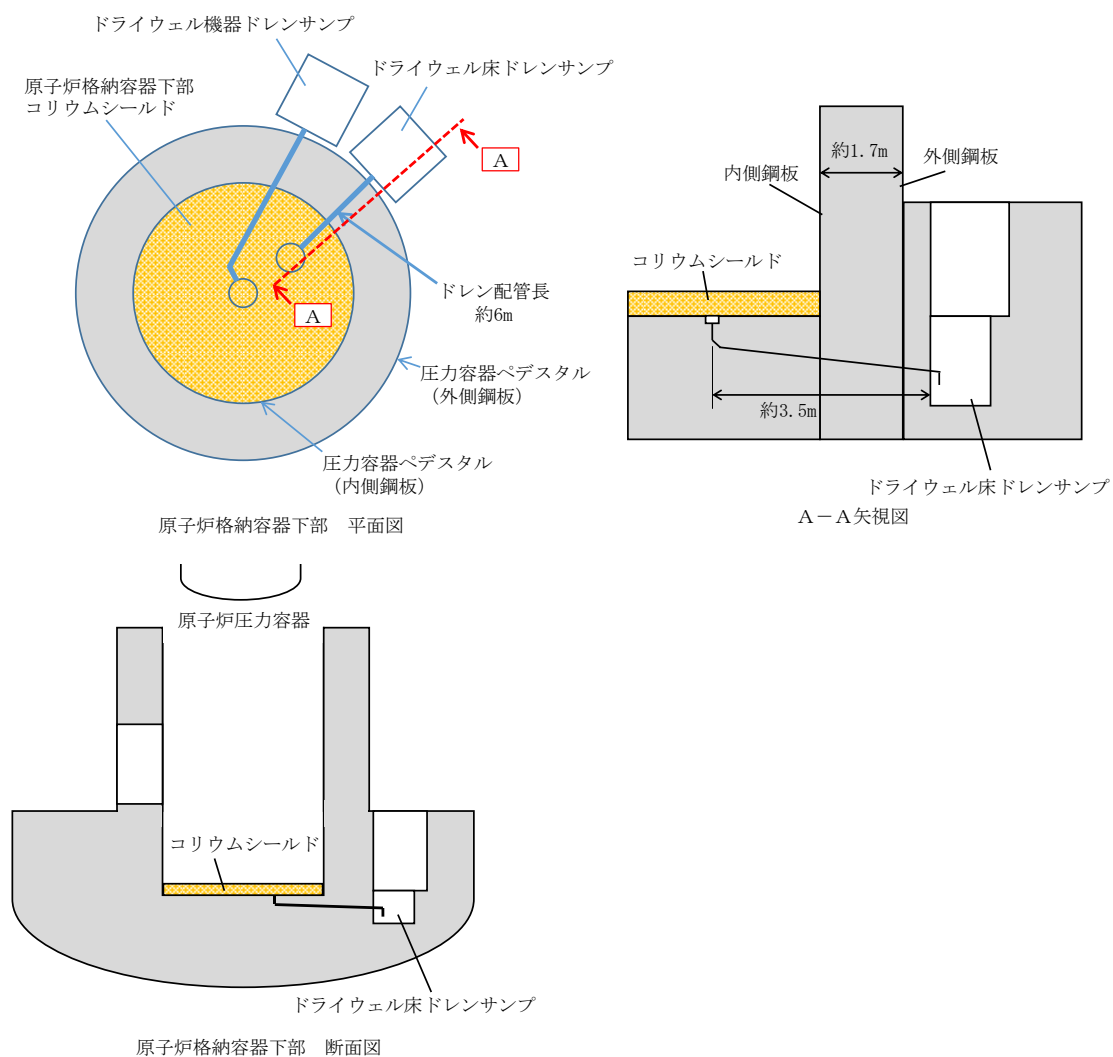


図9-1 コリウムシールド概要図

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
— (blue)	: 原子炉格納容器下部床面における漏えい経路
— (green)	: コリウムシールドスリット
— (red)	: 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、(1)～(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。

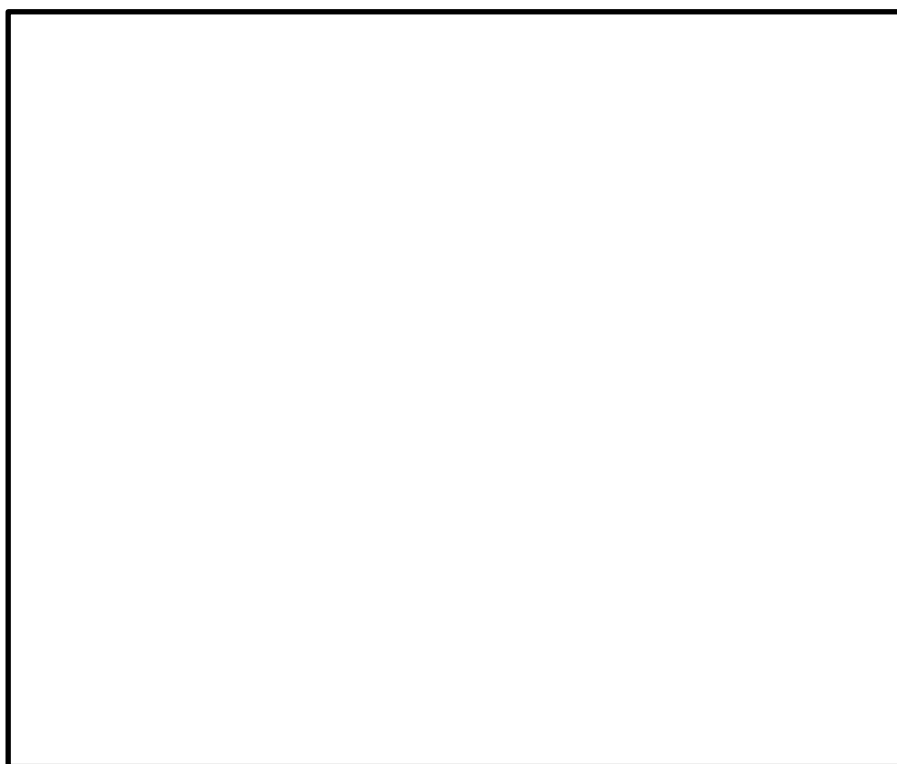


図9-3 原子炉格納容器下部床面からコリウムシールドスリット部までの漏えい経路

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

$$C = 1.642 \cdot (h(t)/LP_{1-1})^{0.022} \dots \dots \dots (2)$$

$$h(t) = Q_i(t)/AP_{1-1} \dots \dots \dots (3)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots \dots \dots (4)$$

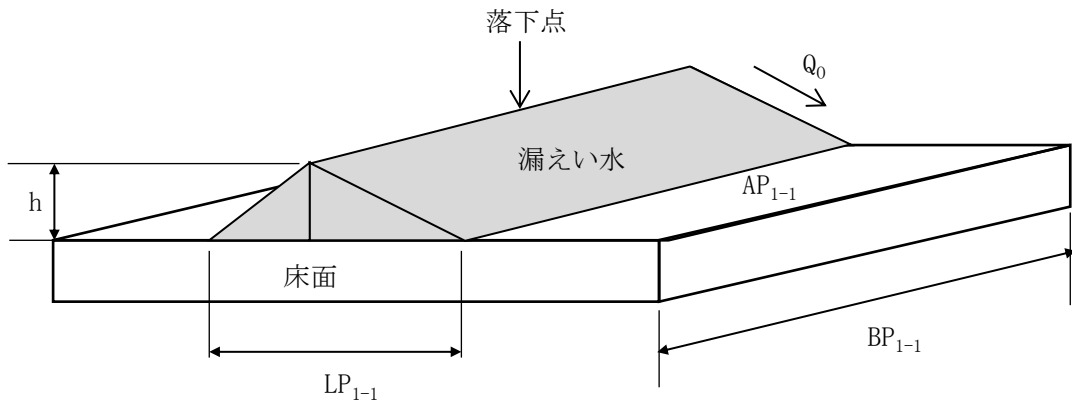


図 9-4 床面概略図

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。

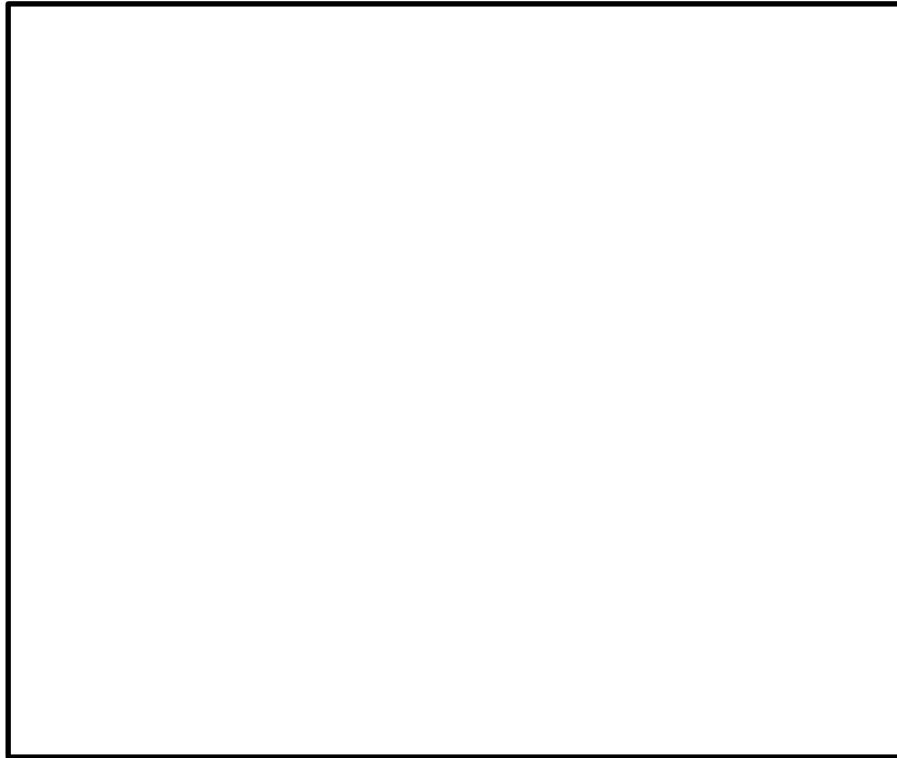


図 9-5 コリウムシールドスリット部の漏えい経路

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

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

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

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

$$m = A/L$$



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。

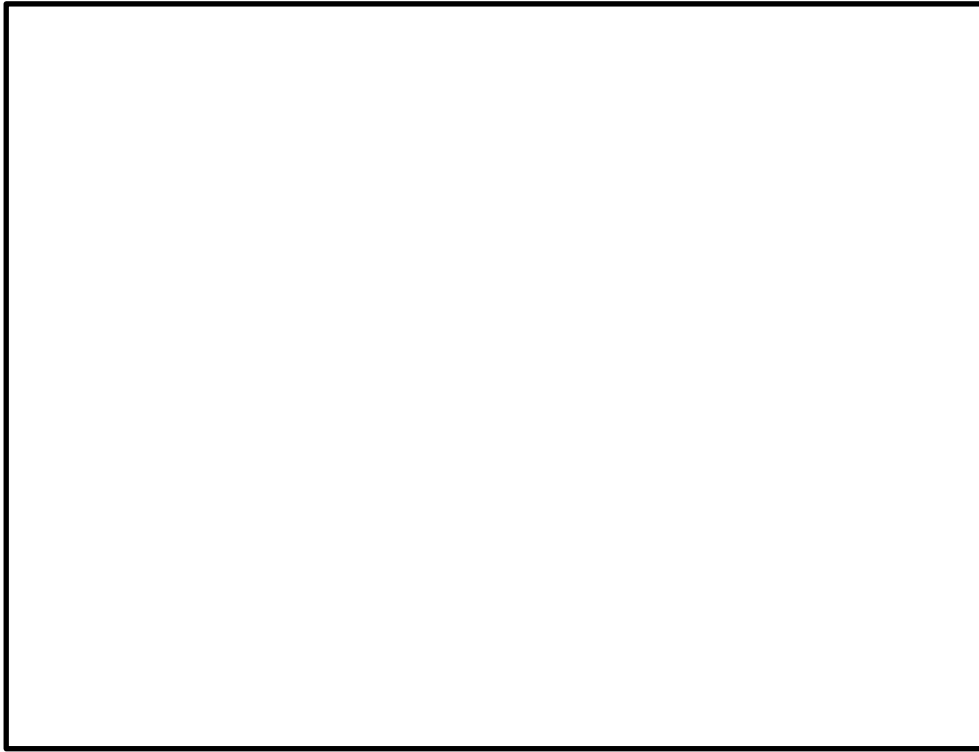


図 9-7 原子炉格納容器下部床面からドレン配管入口までの漏えい経路

$$Q_0(t) = C \cdot BP_1' \cdot h(t)^{\frac{3}{2}} \dots\dots\dots (1)$$

$$C = 1.642 \cdot (h(t)/LP_1')^{0.022} \dots\dots\dots (2)$$

$$h(t) = Q_i(t)/AP_1' \dots\dots\dots (3)$$

$$Q_i(t) = Q_i(t - \Delta T) + Q_2 \cdot \Delta T - Q_0(t) \dots\dots\dots (4)$$

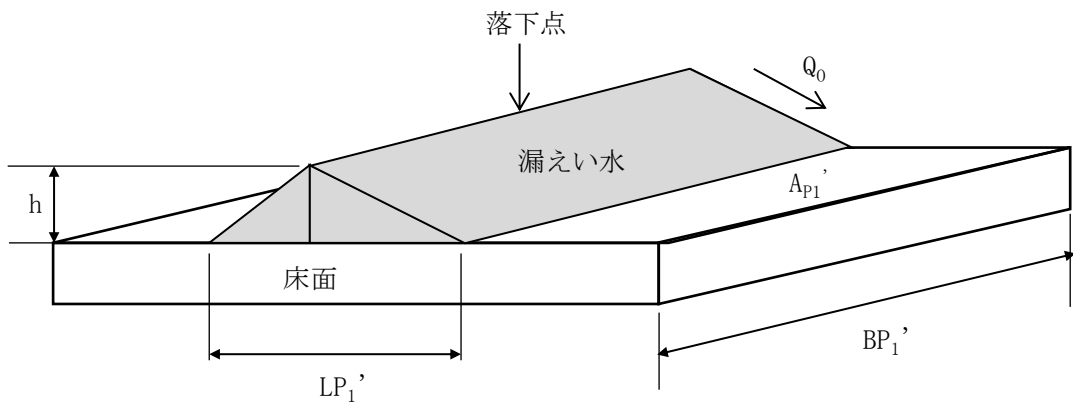


図 9-8 床面概略図

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-形の公式及びガングェ・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。

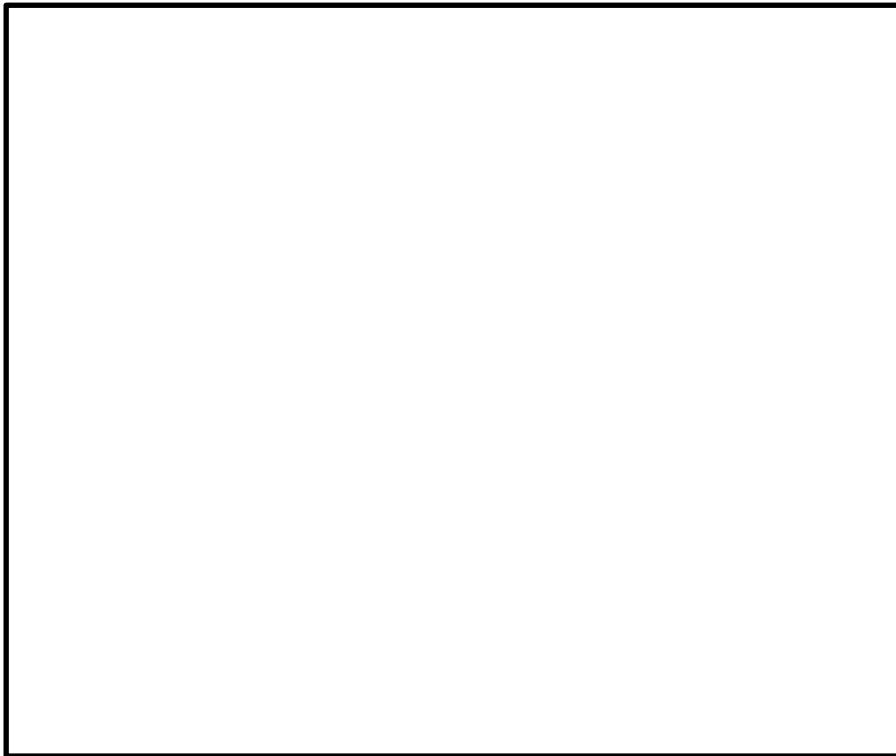


図 9-9 ドレン配管入口からドライウェル床ドレンサンプまでの漏えい経路

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

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

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

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

$$m = A/L$$

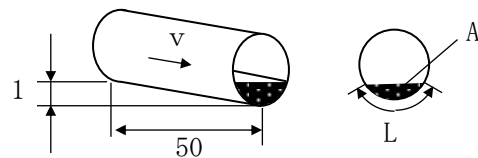


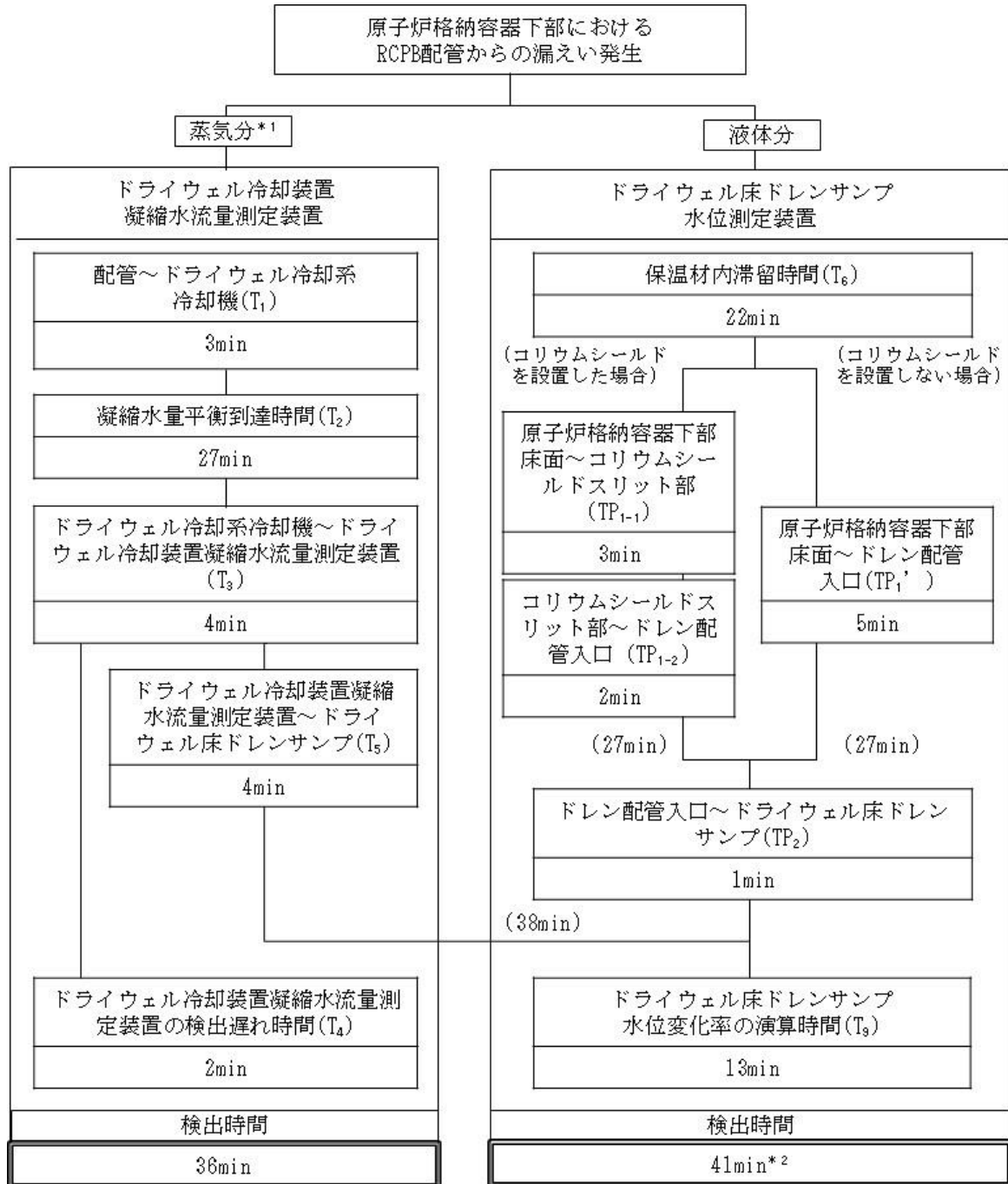
図 9-10 ドレン配管の概略図

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	<input type="text"/>	
		n : 粗度係数	0.01^{*2}	
A : 流路断面積 (m^2)		0.00041^{*1}		
Q_0 : スリット部を流れる漏えい水の流量 (m^3/h)		0.053		
m : 平均深さ (m)		0.00162^{*1}		
L : スリット部のぬれ縁長さ (m)		0.253^{*1}		
LP_{1-2} : スリット部の長さ (m)	3			

注記*1 : 収束計算によって得られる値

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

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

表 9-1 原子炉格納容器下部における漏えい検出時間の整理表(2/2)

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

注記*1：収束計算によって得られる値

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

*3：計算パラメータなし

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

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

9.3 コリウムシールドが検出時間に与える影響評価結果

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

10. ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の検知性について

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

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

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

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

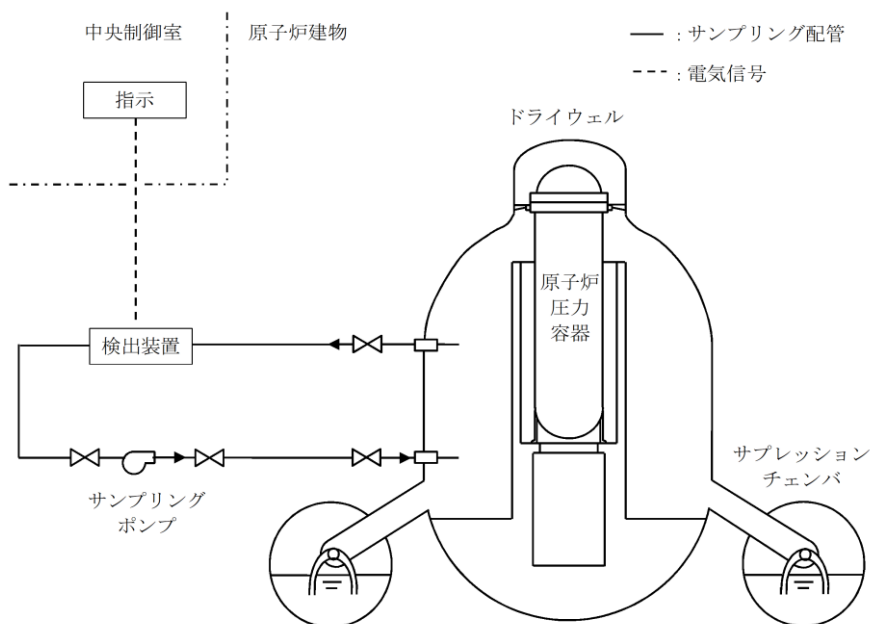


図10-1 ドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置の概要図

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

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

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

流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に
係る補足説明資料

目次

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

1. 概要

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

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

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

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲及びその他改造範囲の構成

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

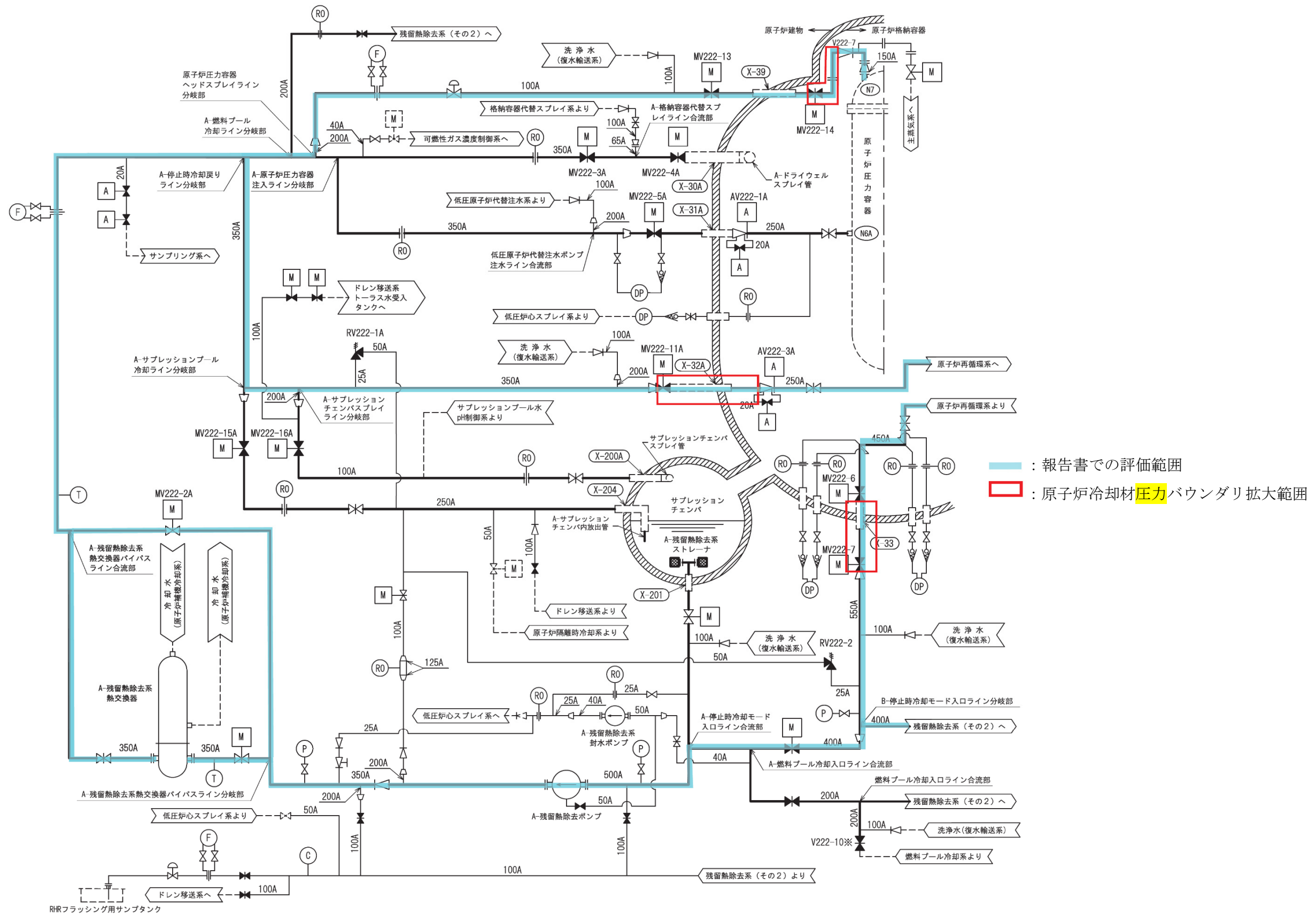


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（残留熱除去系A系）

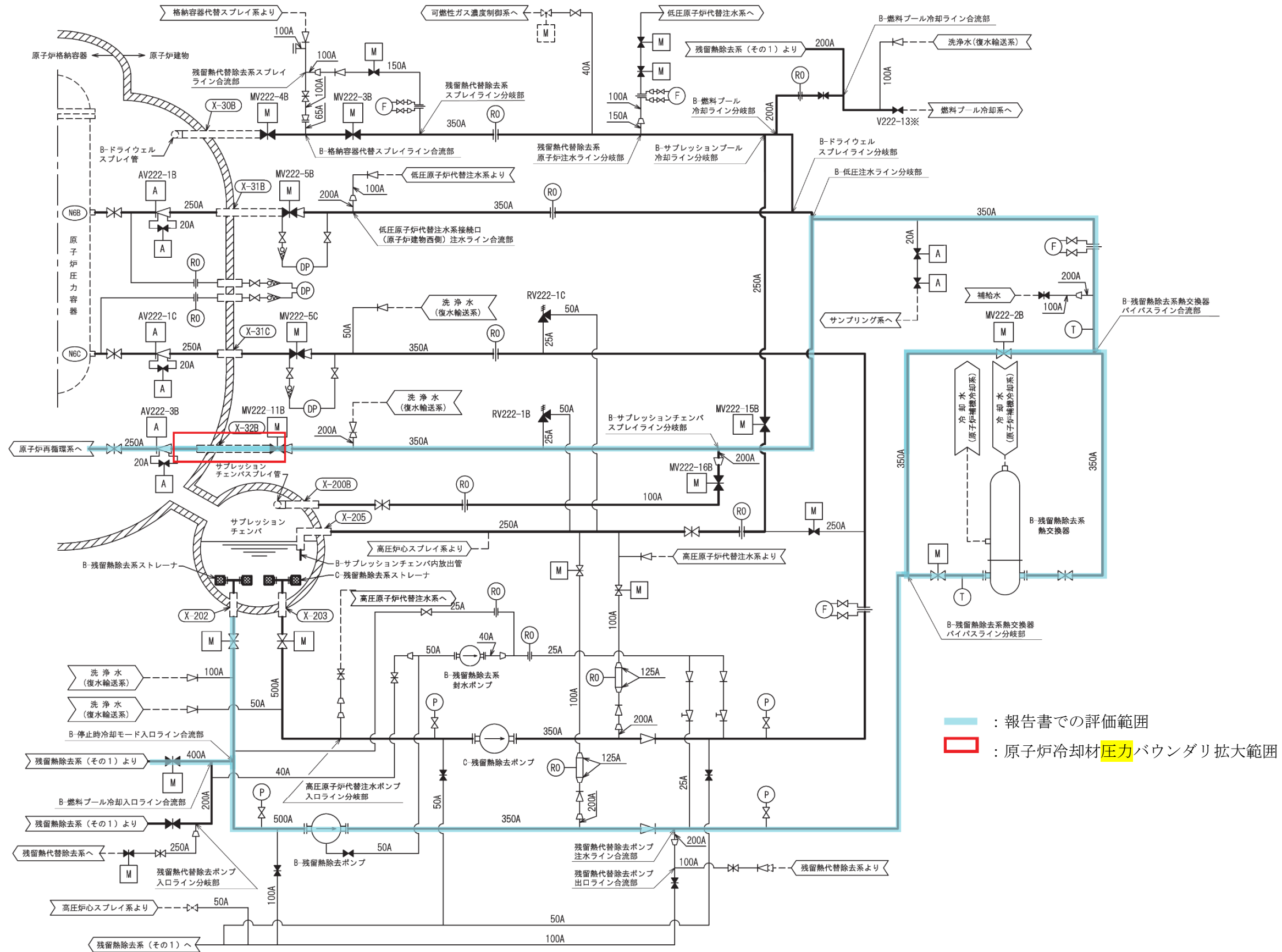


図2 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲（残留熱除去系B系）

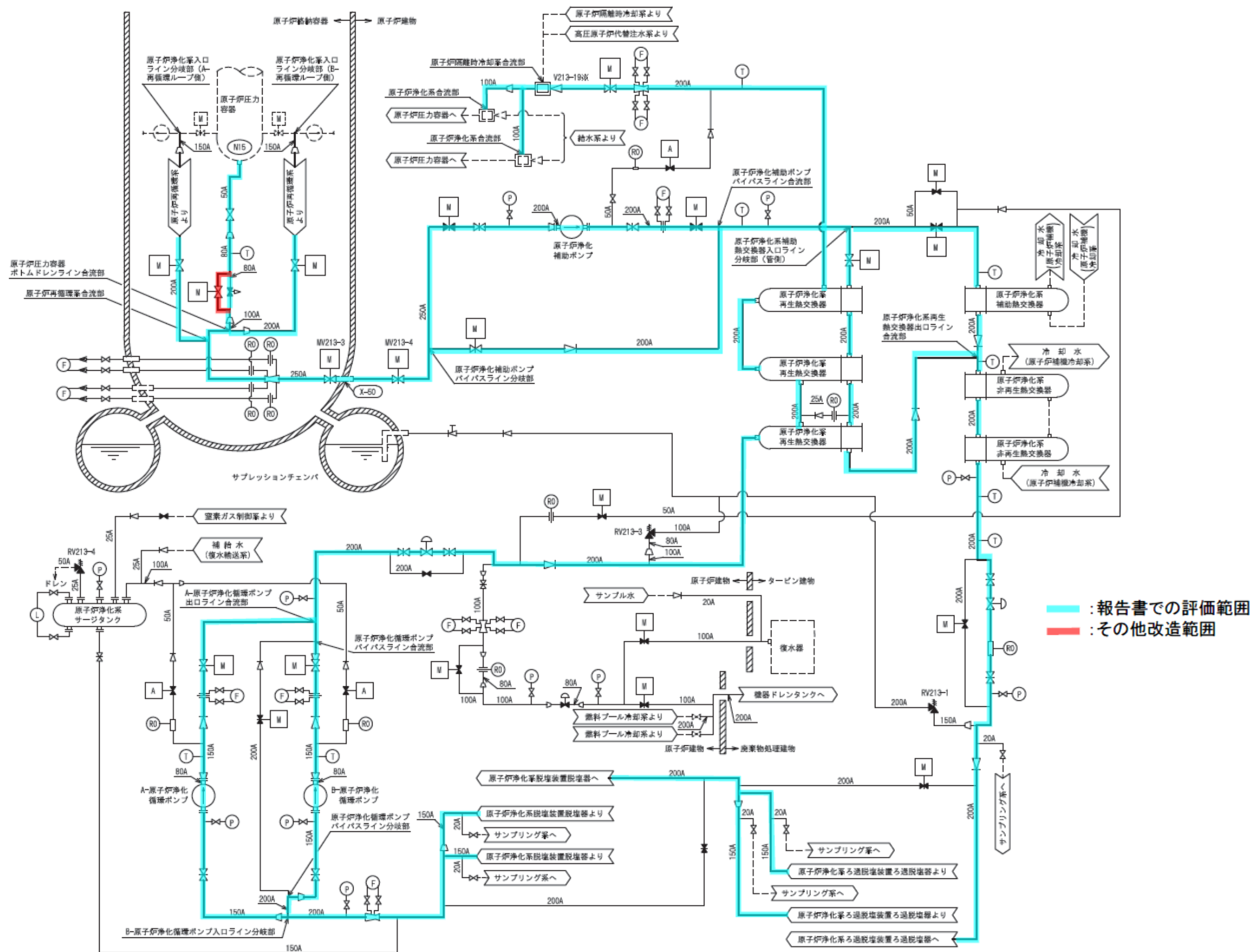


図3 その他改造範囲（原子炉压力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））

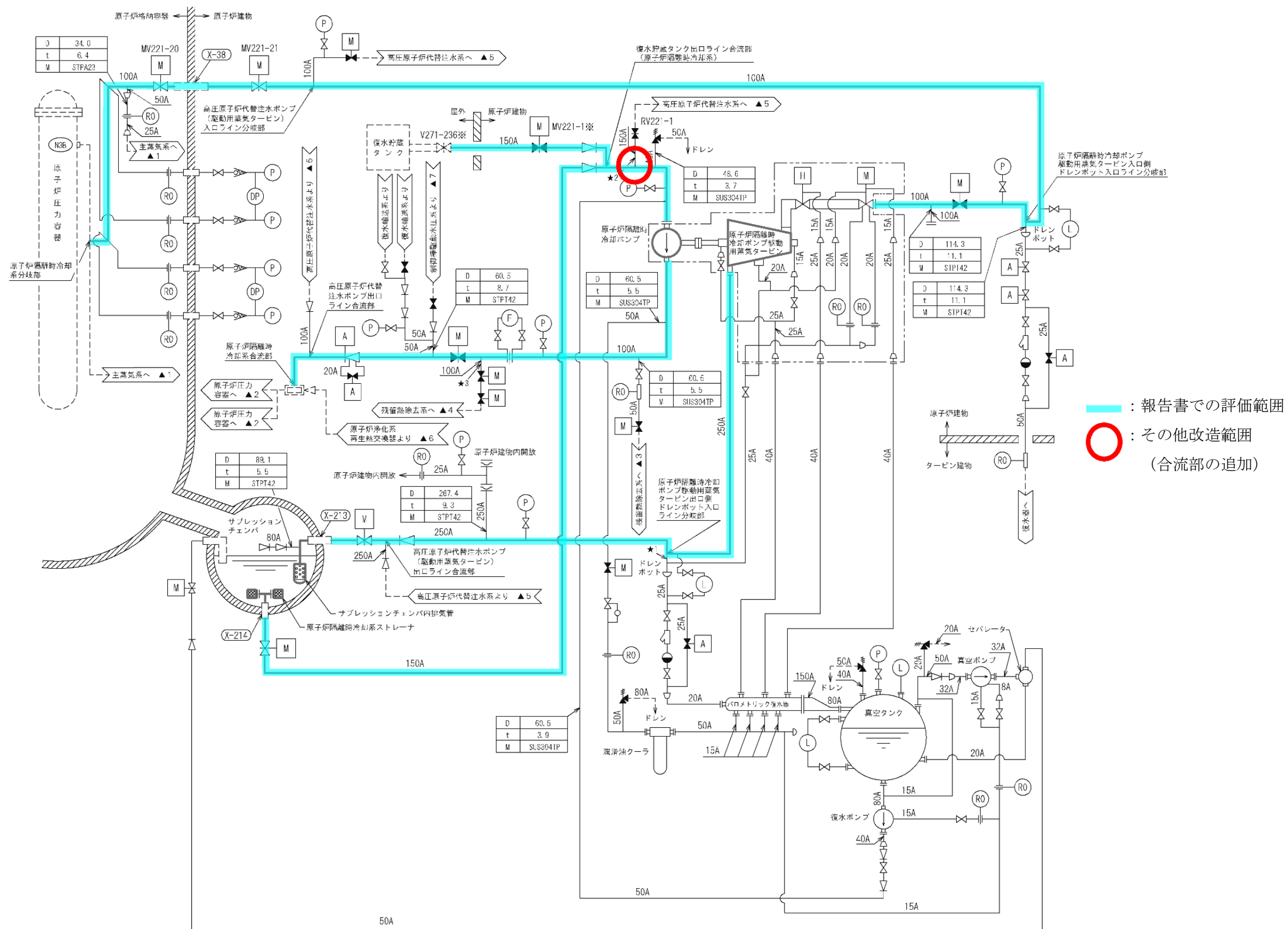


図4 その他改造範囲 (原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部)

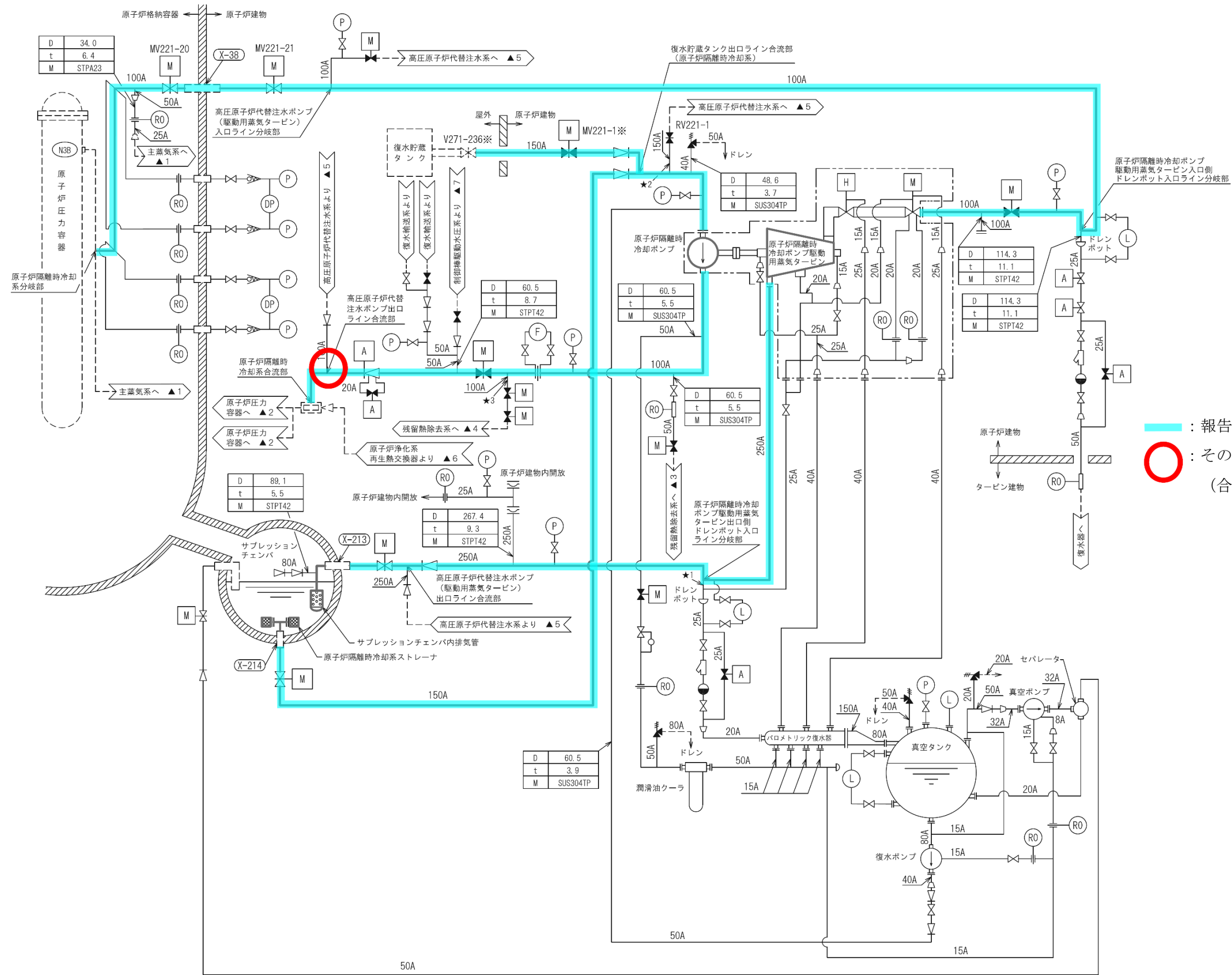


図5 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）

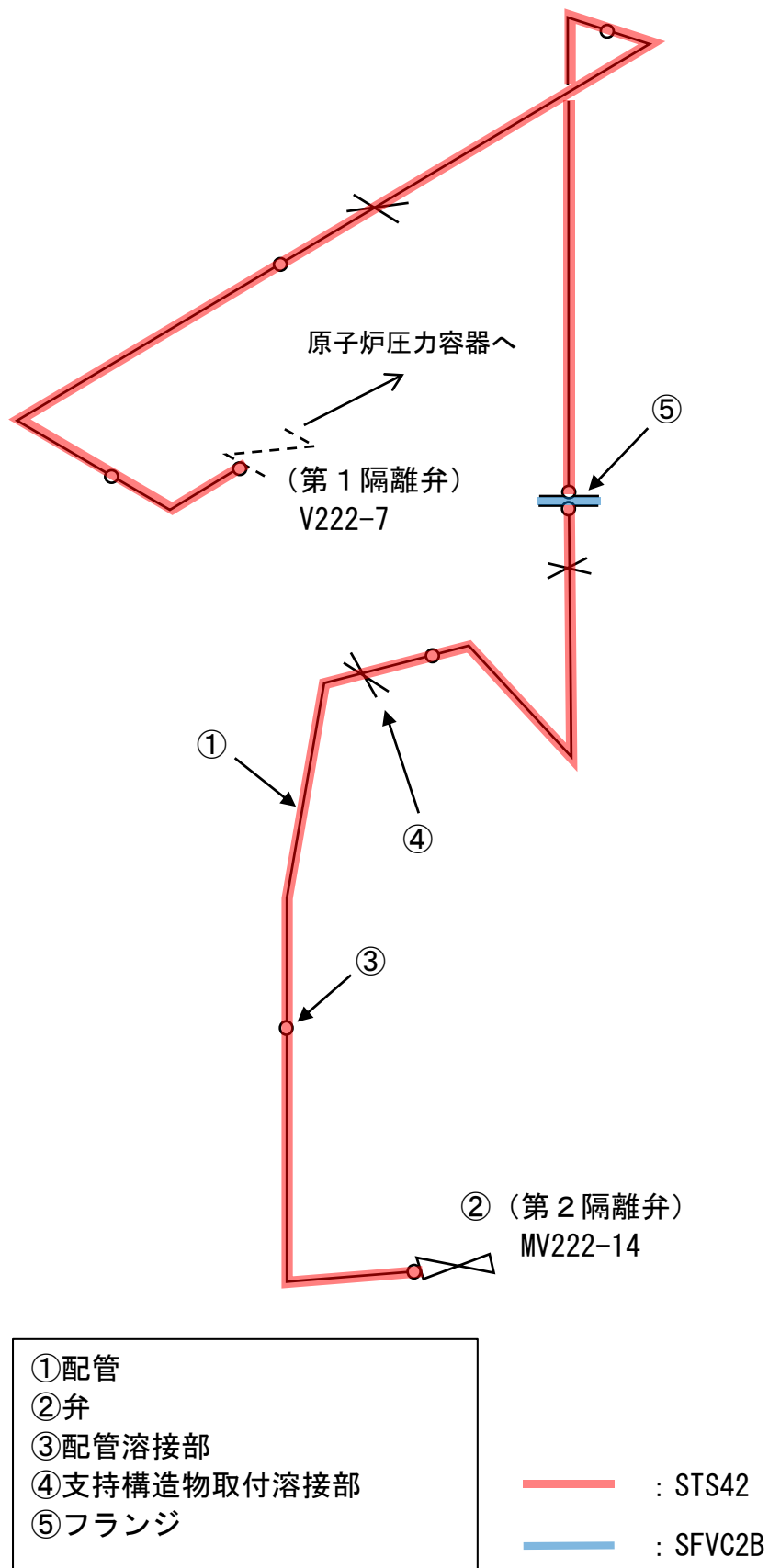


図6 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの系統概要図

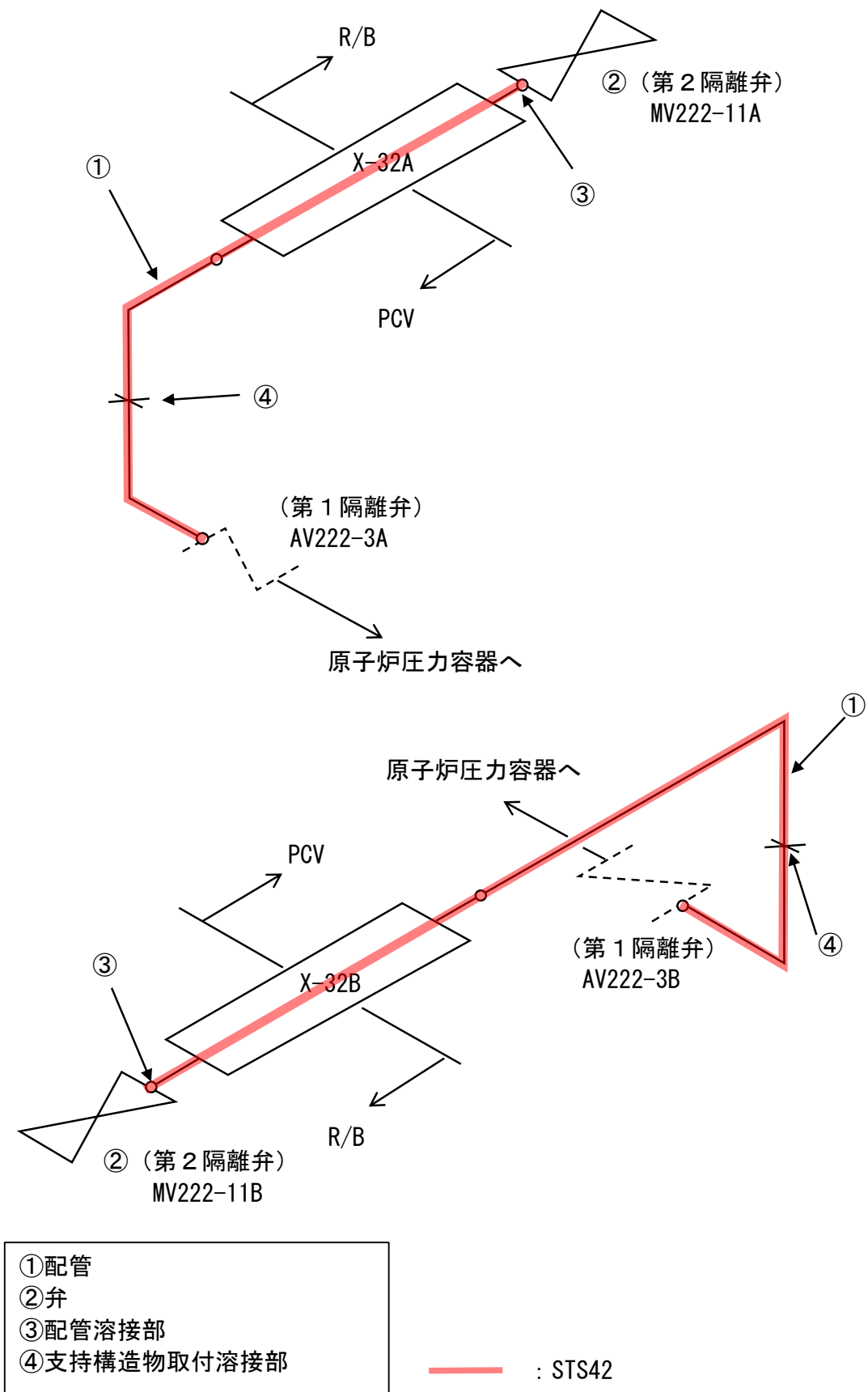


図7 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン (A/B系) の系統概要図

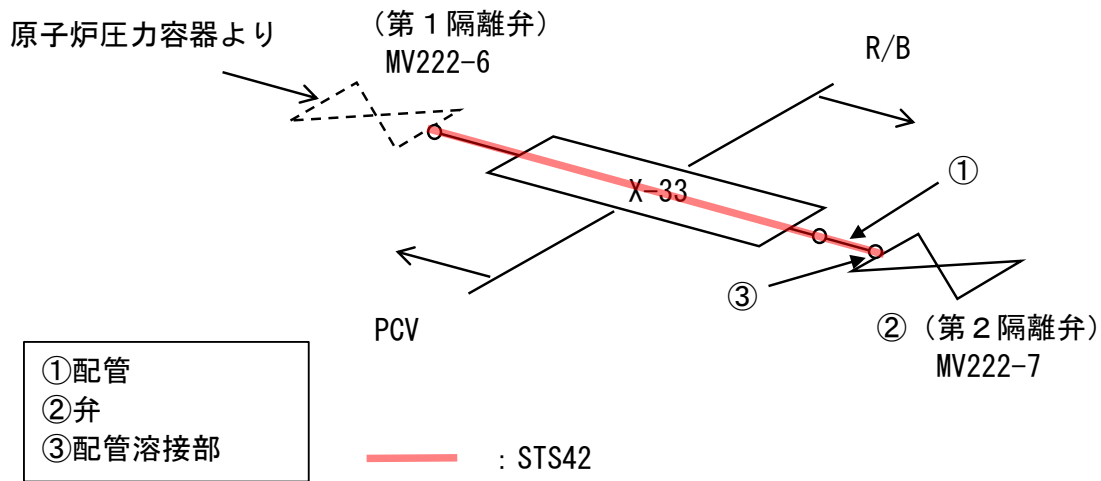


図8 残留熱除去系停止時冷却モード抜き出しラインの系統概要図

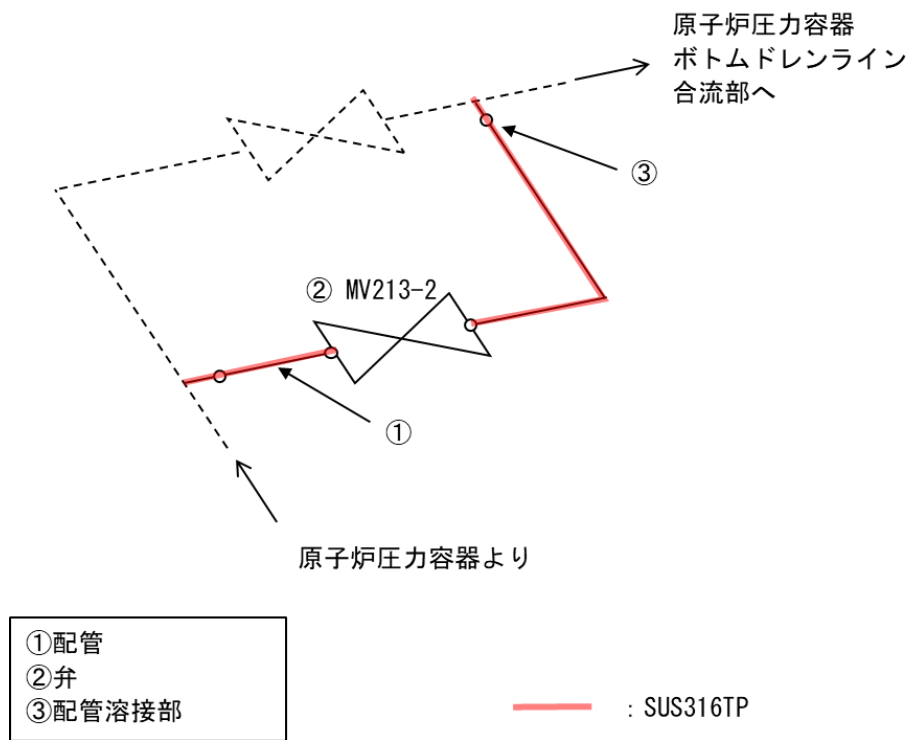


図9 その他改造範囲（原子炉压力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲））の系統概要図

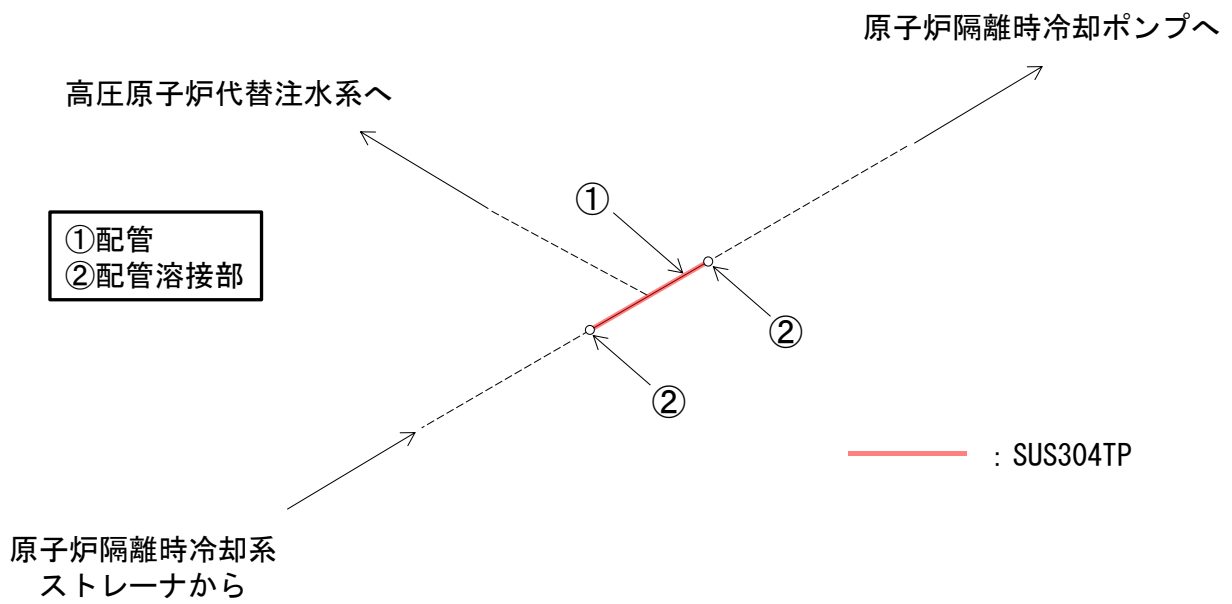


図 1 0 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部）の系統概要図

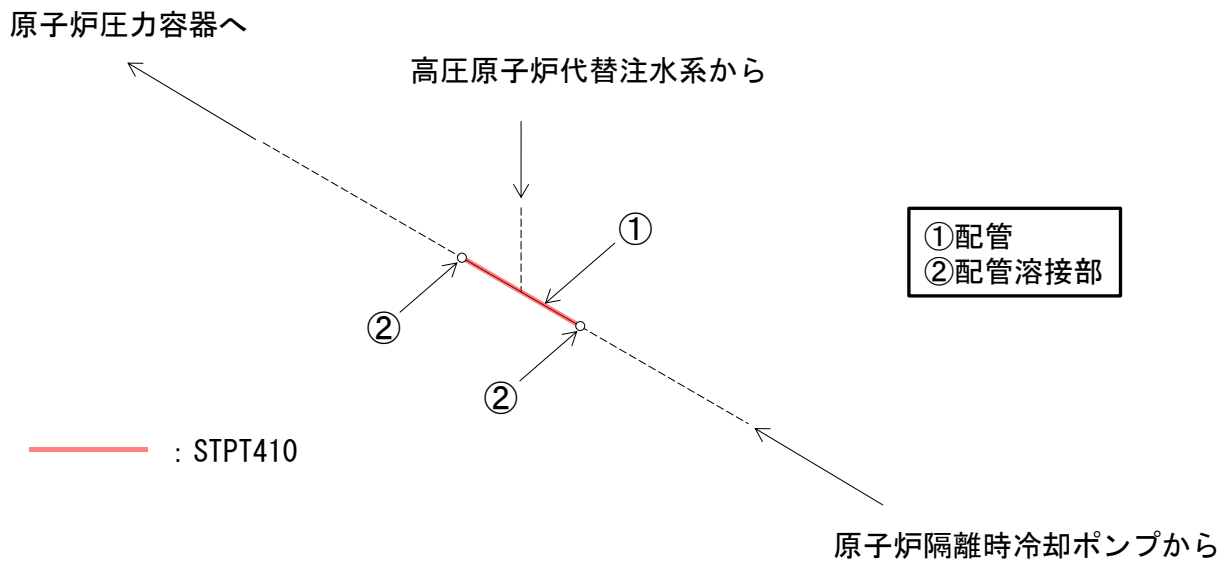


図 1 1 その他改造範囲（原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉压力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部）の系統概要図

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	空気抽出席出口温度
15	CW	TE203-4	グラ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)〕

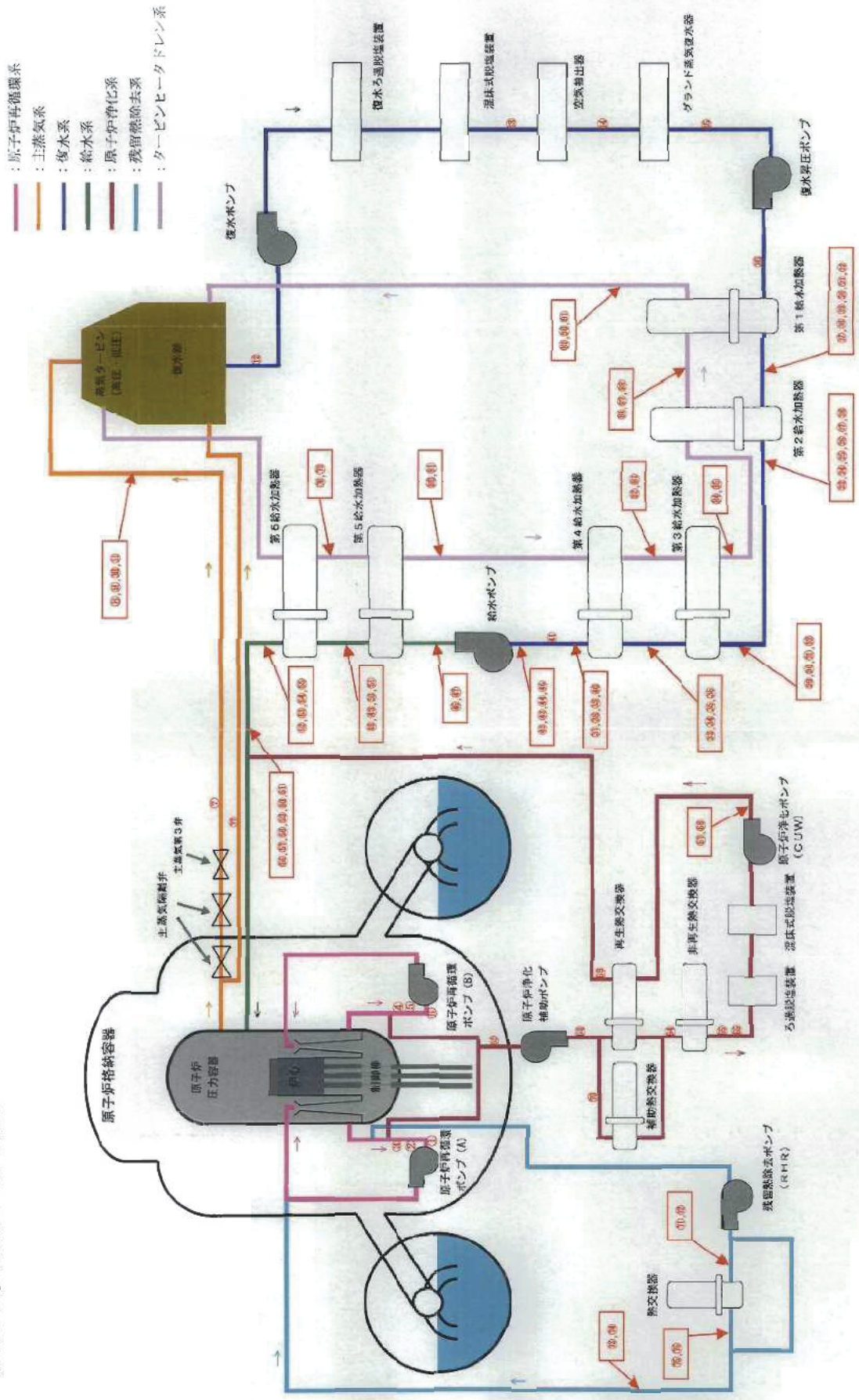
No.	対象施設	Tag. No.	計測点名称
1	CW	SP040	低圧給水加熱器A出口水
2	CW	SP041	低圧給水加熱器B出口水
3	FW	SP043	高圧給水加熱器A出口水
4	FW	SP044	高圧給水加熱器B出口水
5	CW	酸注ノズル	復水ポンプ出口(酸素注入ノズル)
6	CW	酸注ノズル	復水ろ過脱塩装置出口(酸素注入ノズル)
7	RHR	SP105A	残留熱除去系熱交換器A出口水
8	RHR	SP105B	残留熱除去系熱交換器B出口水
9	MS	SP001	主蒸気止め弁入口蒸気
10	CW	SP017	復水ポンプ出口水(復水ろ過脱塩装置入口)
11	CW	SP018	復水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)

(○) : 温度計ウエル強度評価対象 (91箇所)

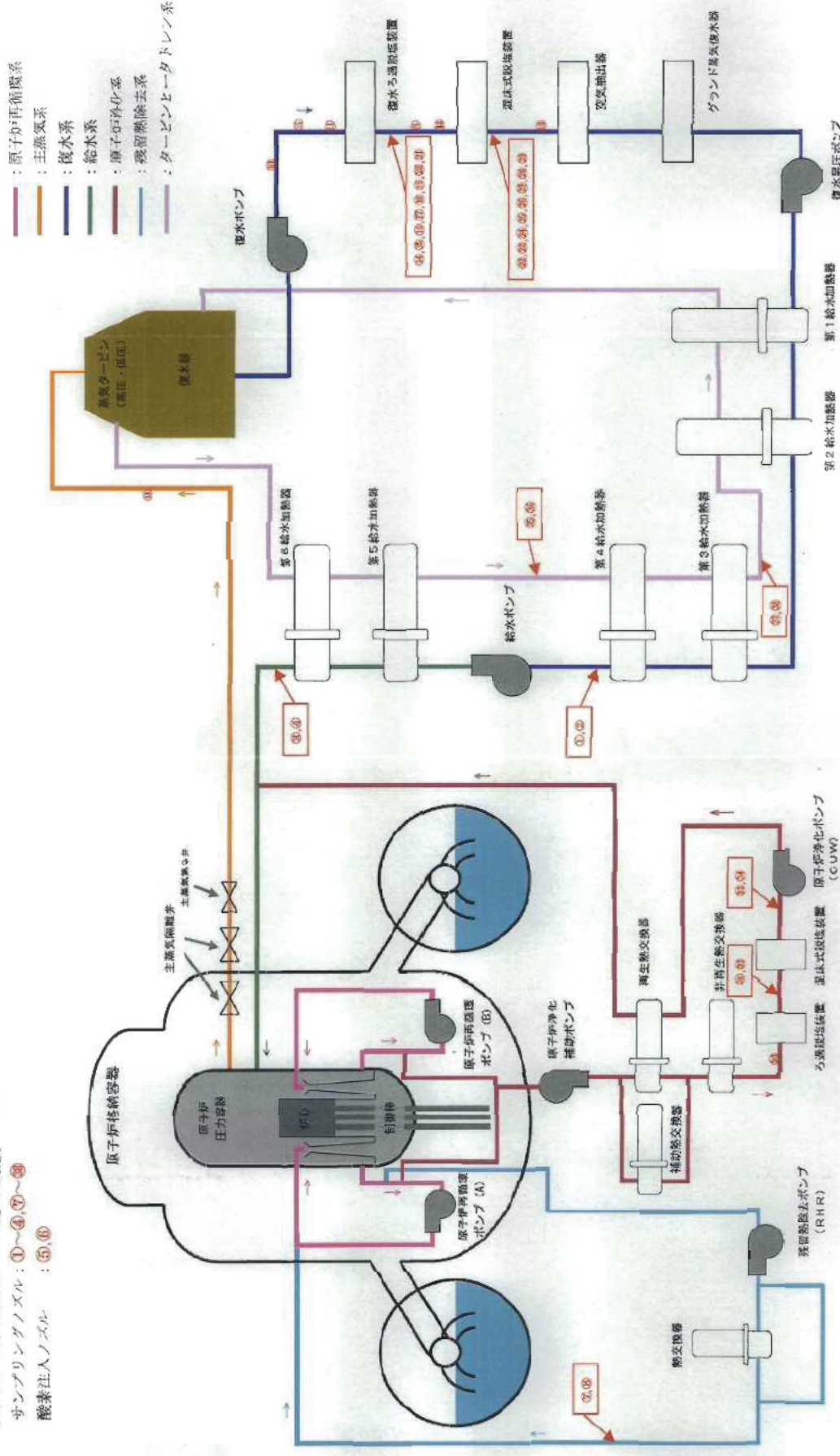
(○内の「No.」に別紙1の「No.」に対応)

別紙2



配管内円柱状構造物の評価対象箇所の概略系統図 (1 / 2)

耐圧機能を有しない円柱状構造物「サンプリングノズル（酸素注入ノズル含む）」
 (No. は別紙1の「No.」に対応)
 サンプリングノズル：①～④、⑦～⑧
 酸素注入ノズル：⑤、⑥



配管内円柱状構造物の評価対象箇所の概略系統図（2/2）

配管内円柱状構造物の構造健全性評価について

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

1. 評価対象

以下の配管内円柱状構造物 129 箇所について、構造健全性評価を実施した。

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

2. 評価方法

JSME 指針に基づき構造健全性評価を実施した。

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

ステップ①

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

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

ステップ②

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

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

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

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

(添付資料-1)

3. 評価結果

構造健全性評価の結果は、以下のとおり。

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

(添付資料-2, 3, 4)

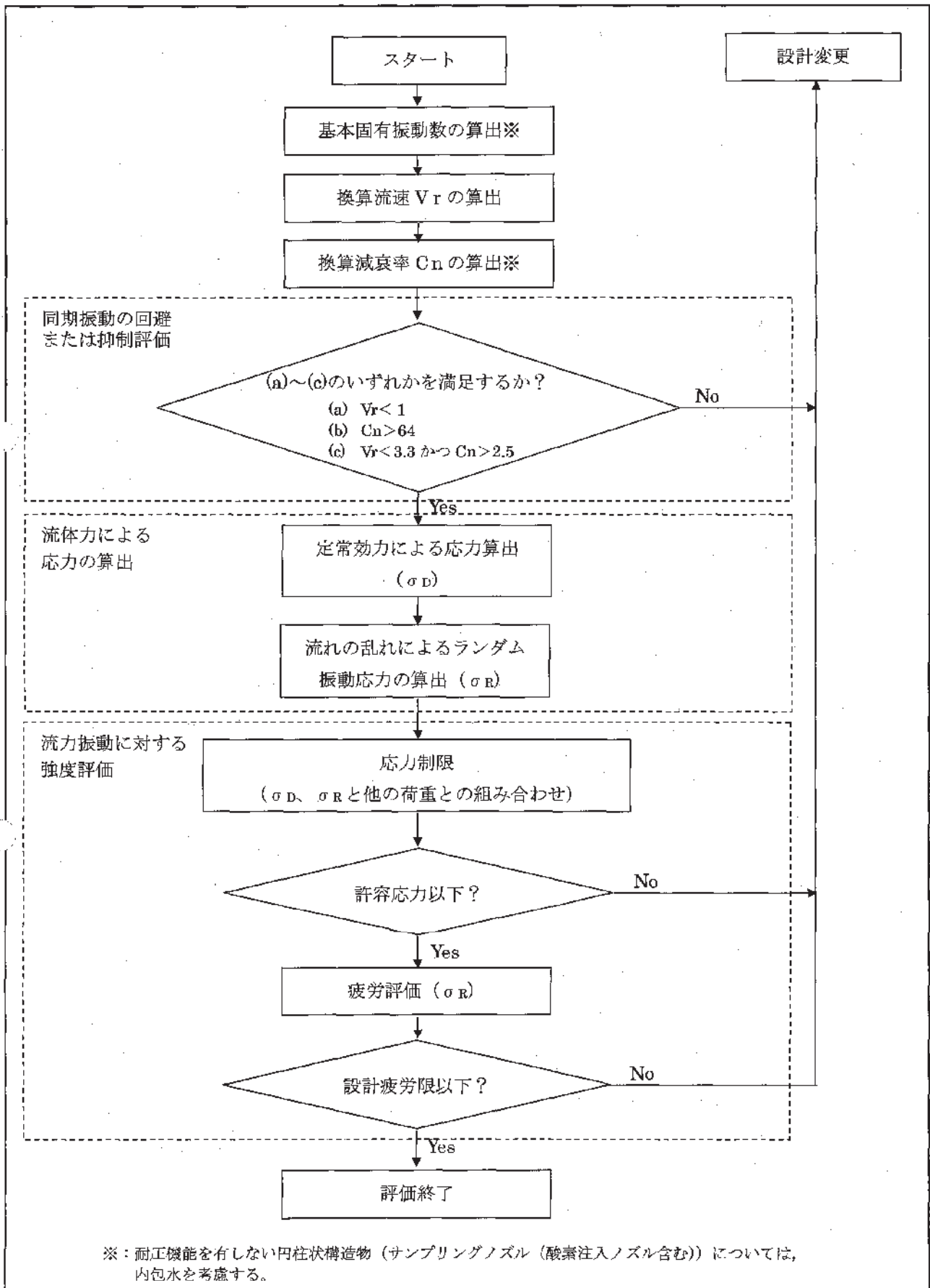
4. 添付資料

添付資料-1：配管内円柱状構造物の構造健全性評価フロー

添付資料-2：円柱状構造物の寸法・形状図

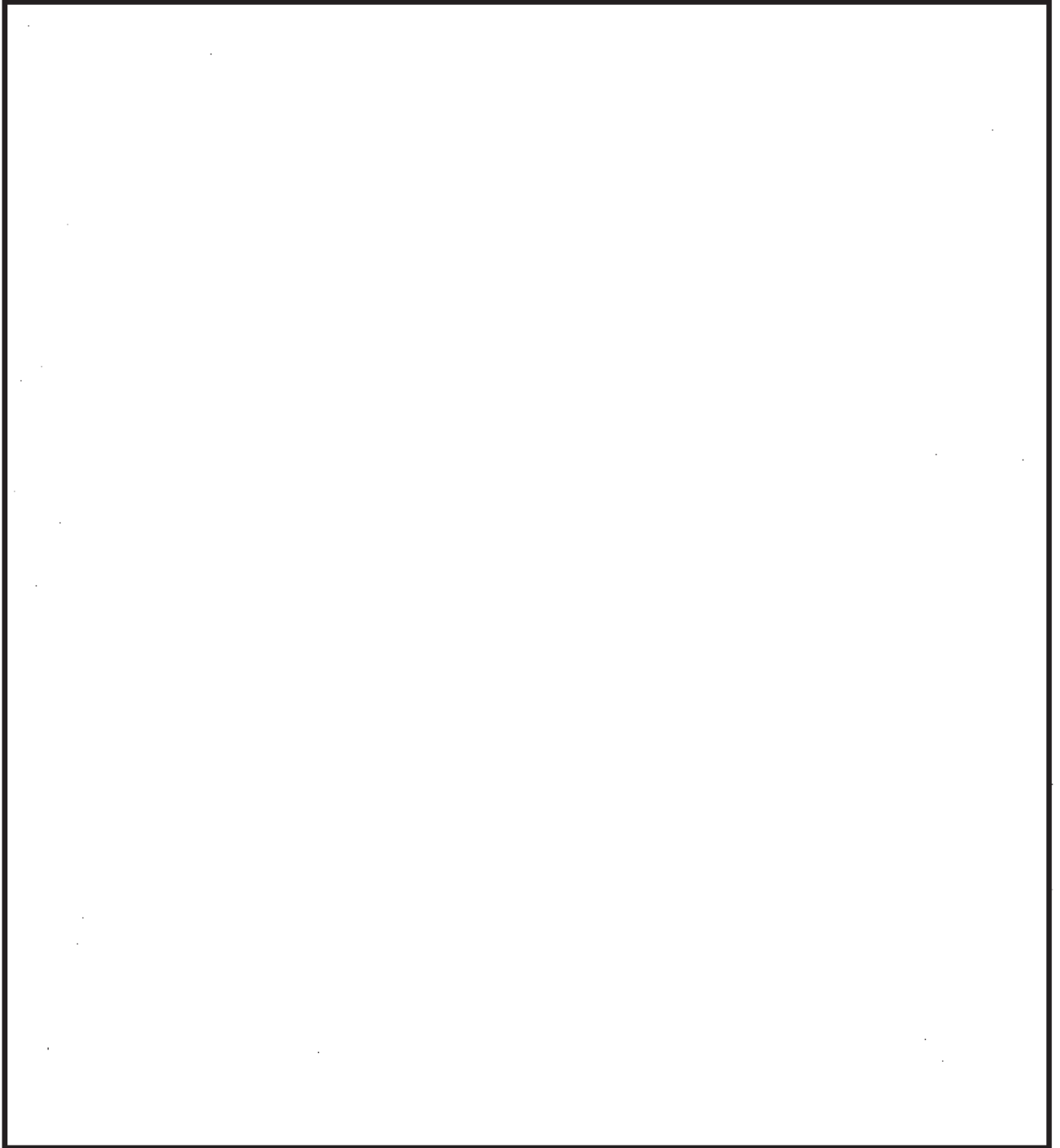
添付資料-3：配管の寸法・形状概略図

添付資料-4：評価結果



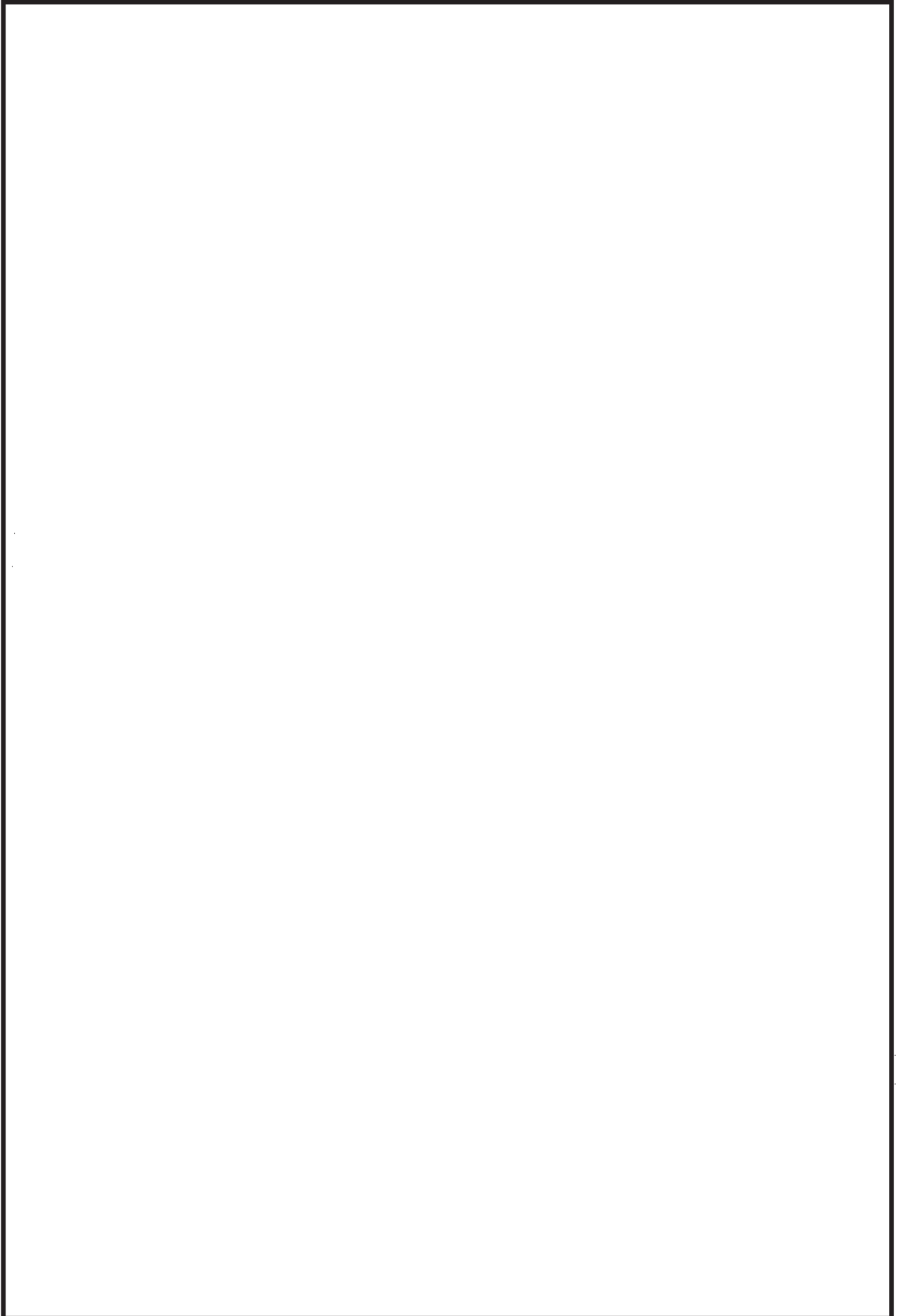
配管内円柱状構造物の構造健全性評価フロー

円柱状構造物形状図



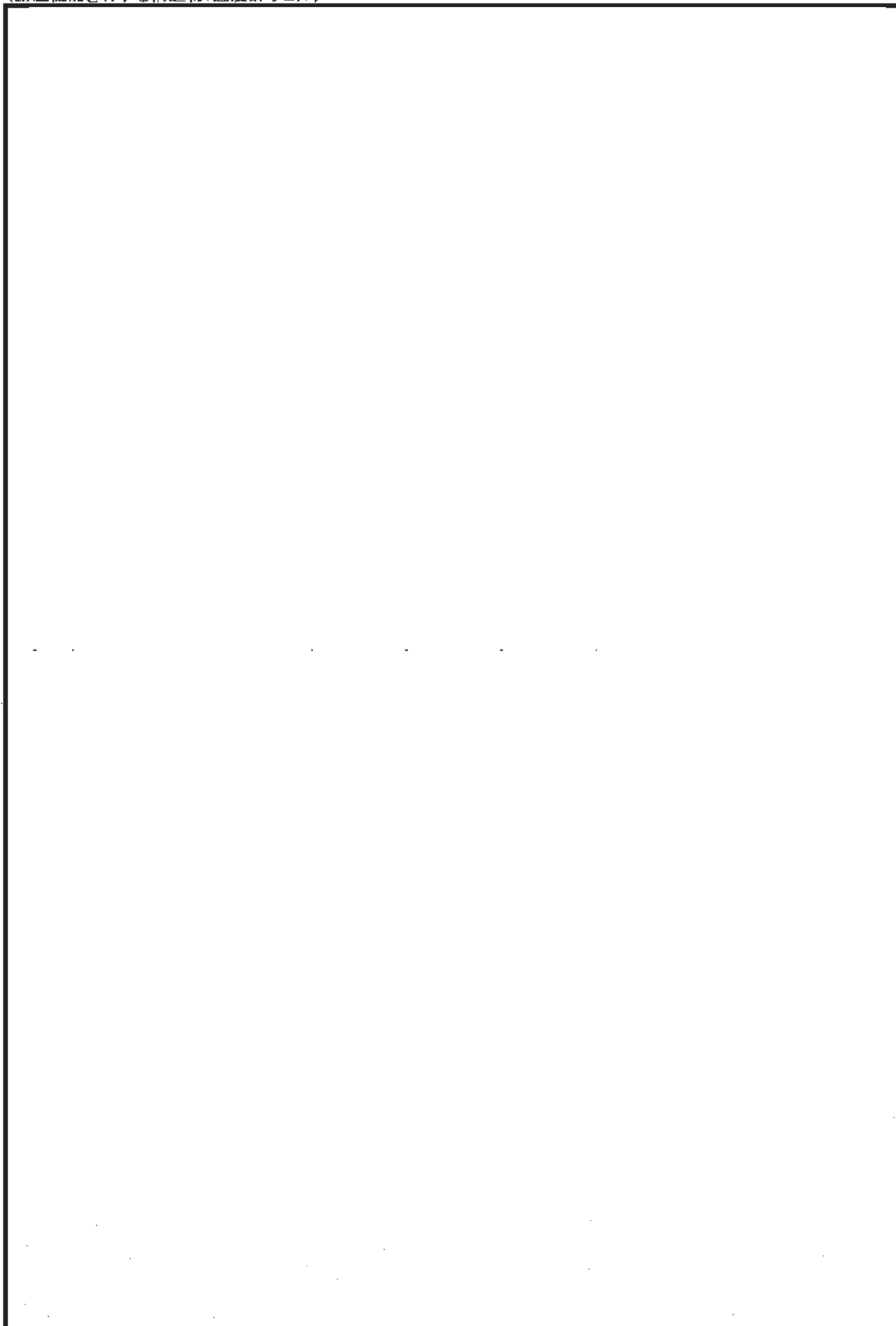
円柱状構造物の寸法・形状図(2/4)
(耐圧機能を有する構造物: 温度計ウエル)

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)

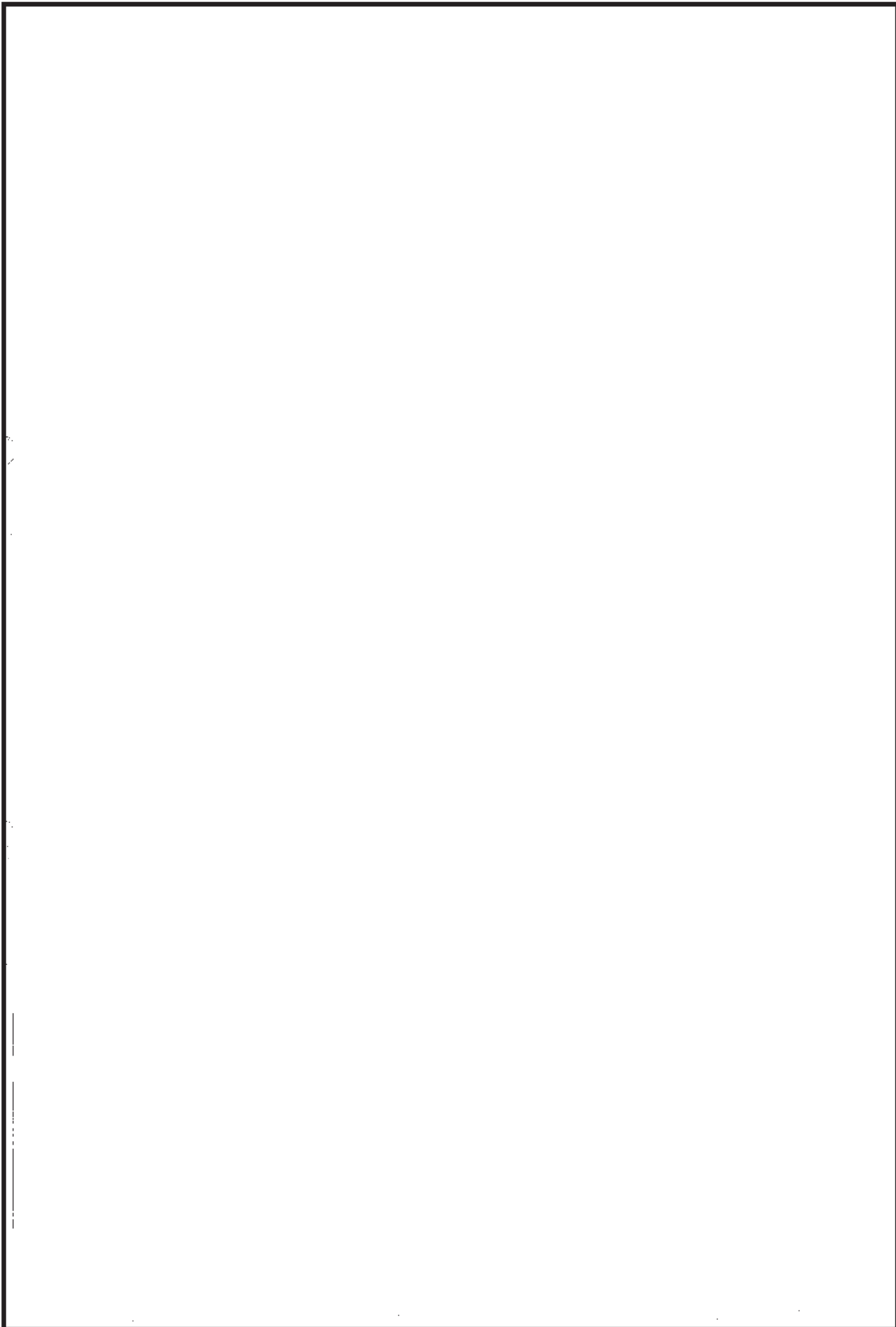
添付資料-2



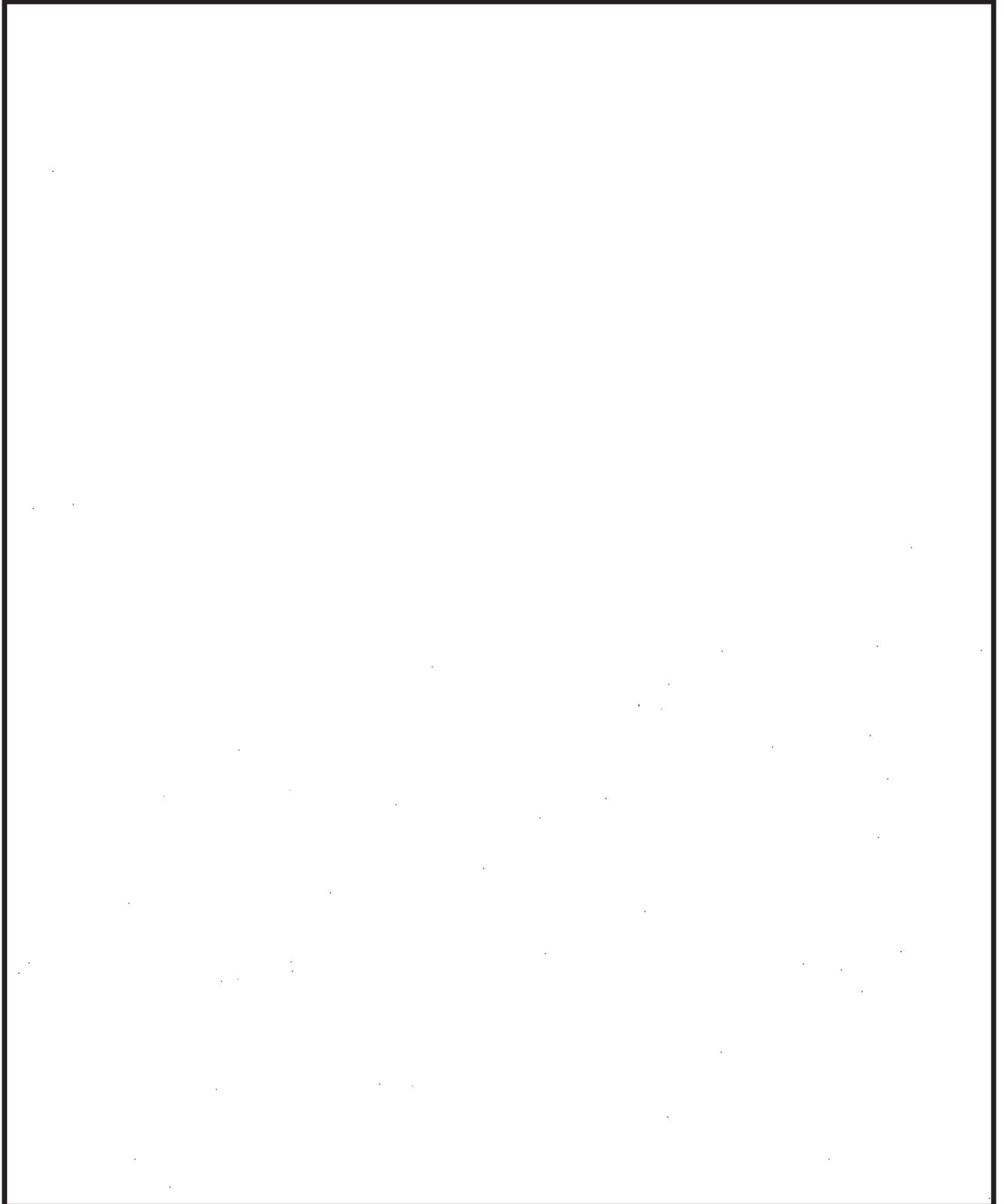
円柱状構造物の寸法・形状図(4/4)

添付資料-2

{耐圧機能を有しない構造物: サンプリゲノズル(酸素注入ノズル含む)}



配管の寸法・形状概略図 (1/3)



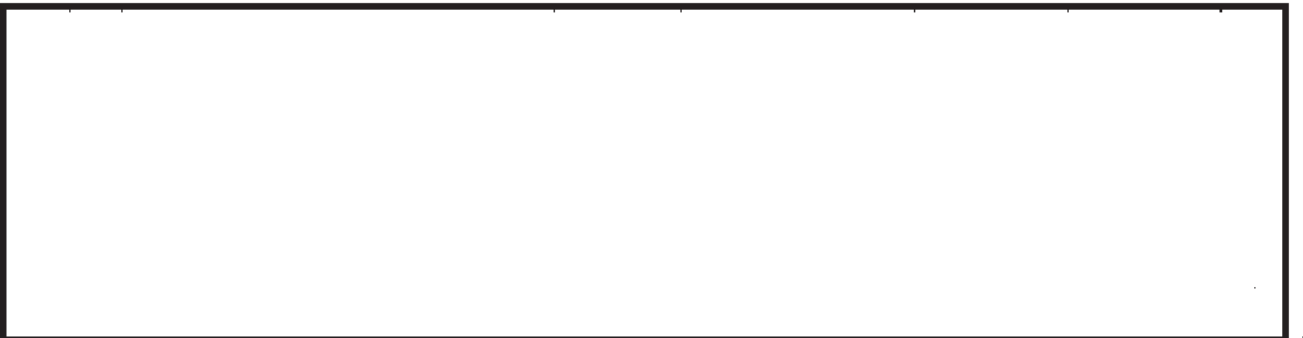
配管の寸法・形状概略図 (2/3)

配管の寸法

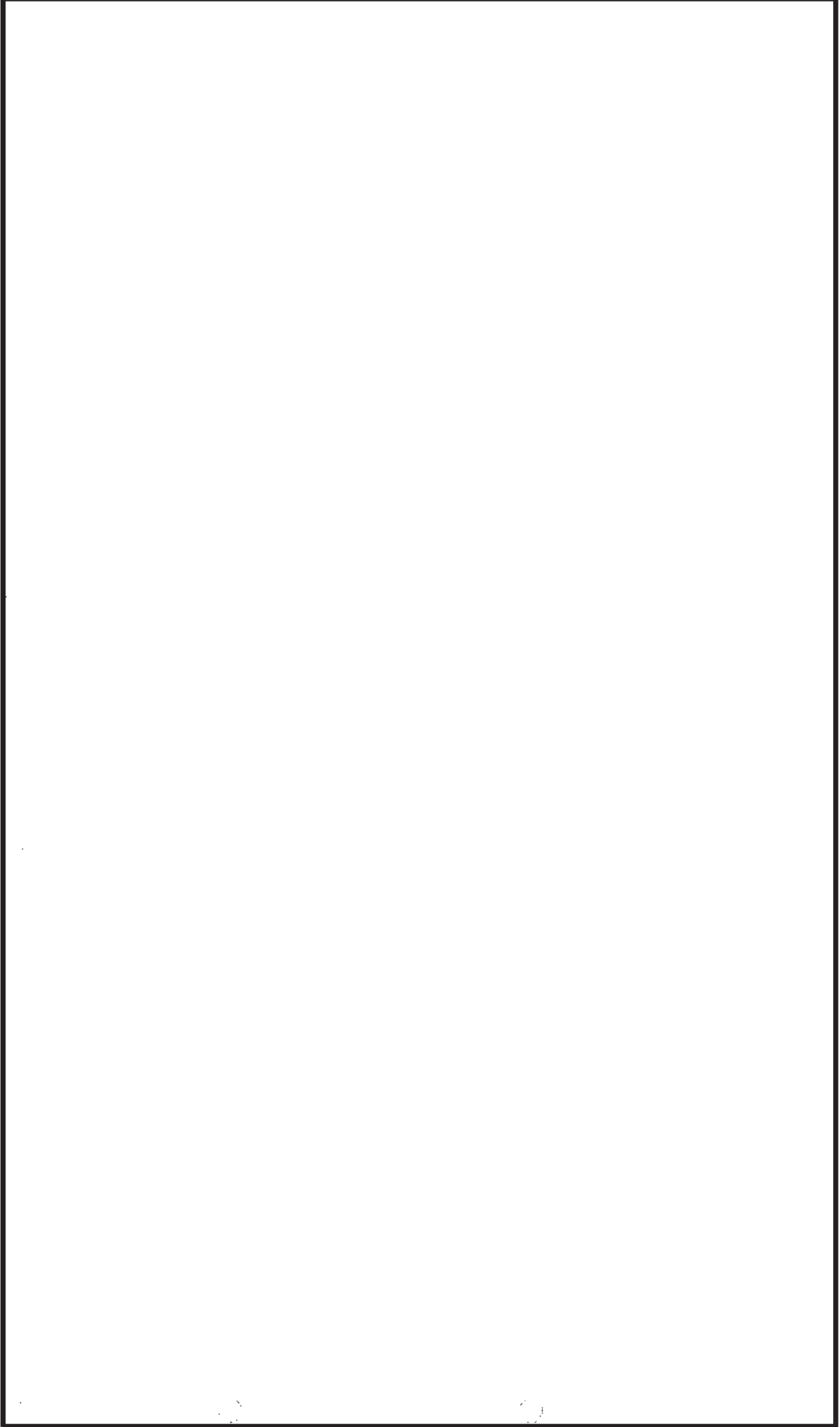
1. 温度計ウェル



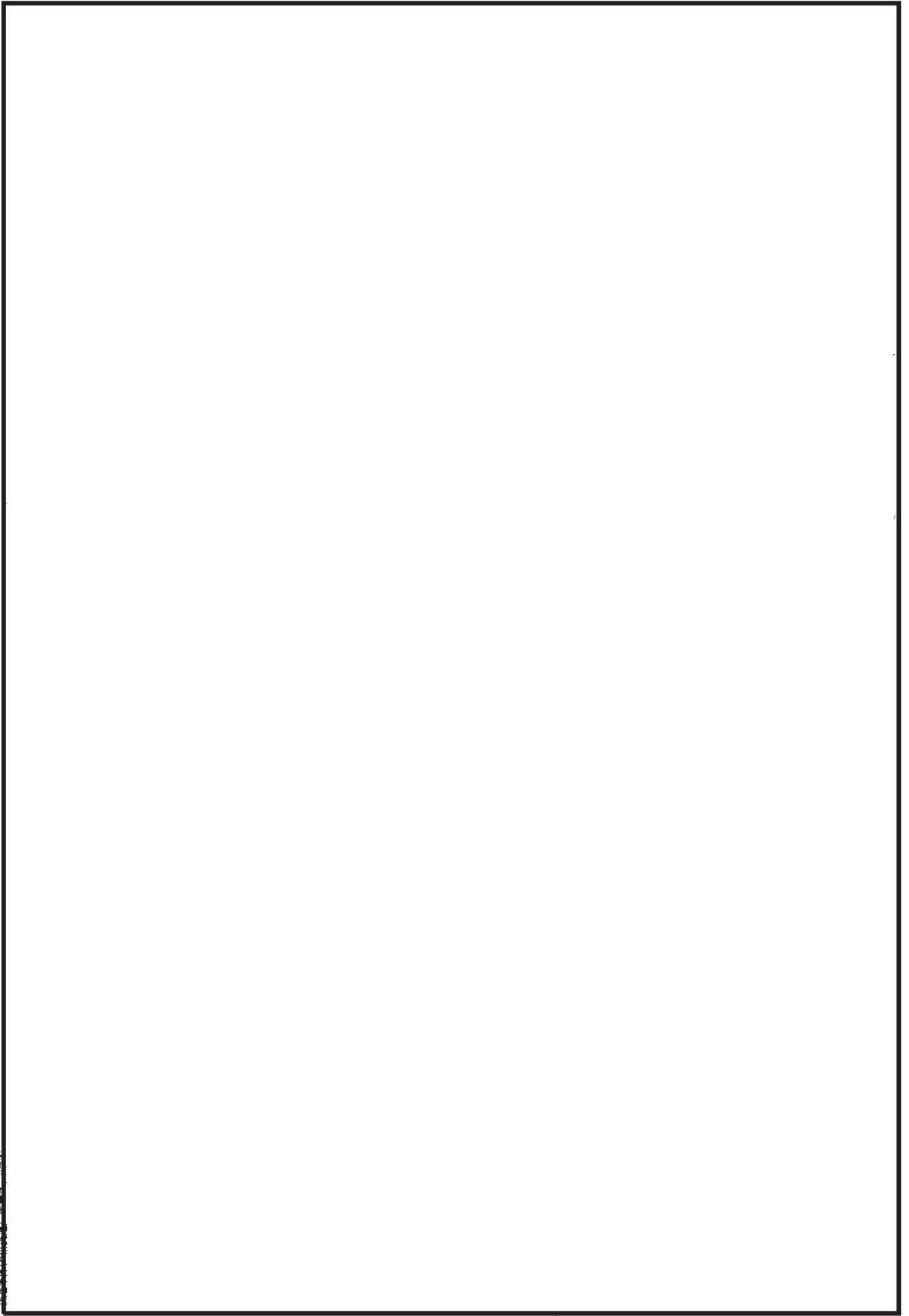
2. サンプリングノズル



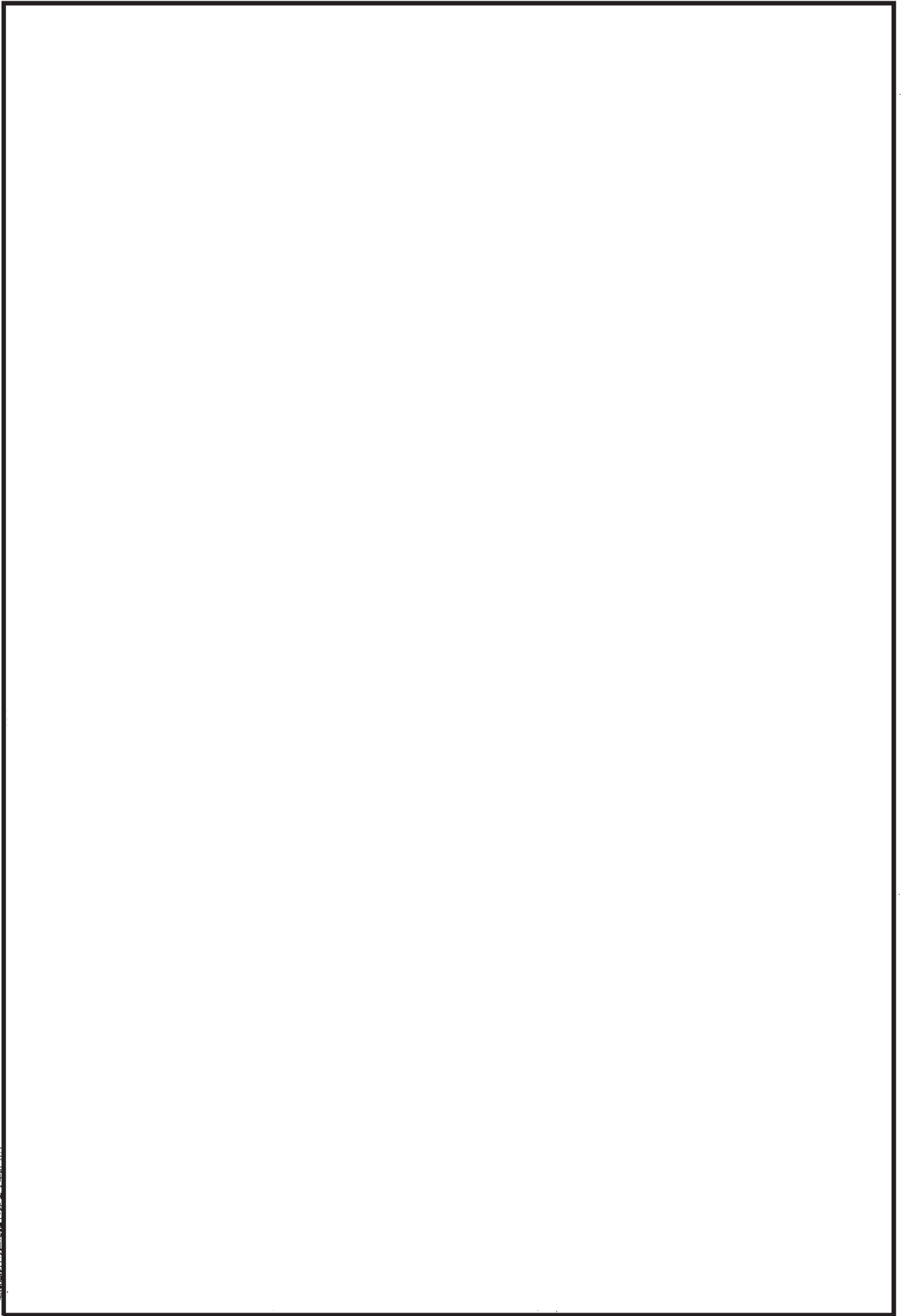
配管ルート概略
(温度計ウエル)



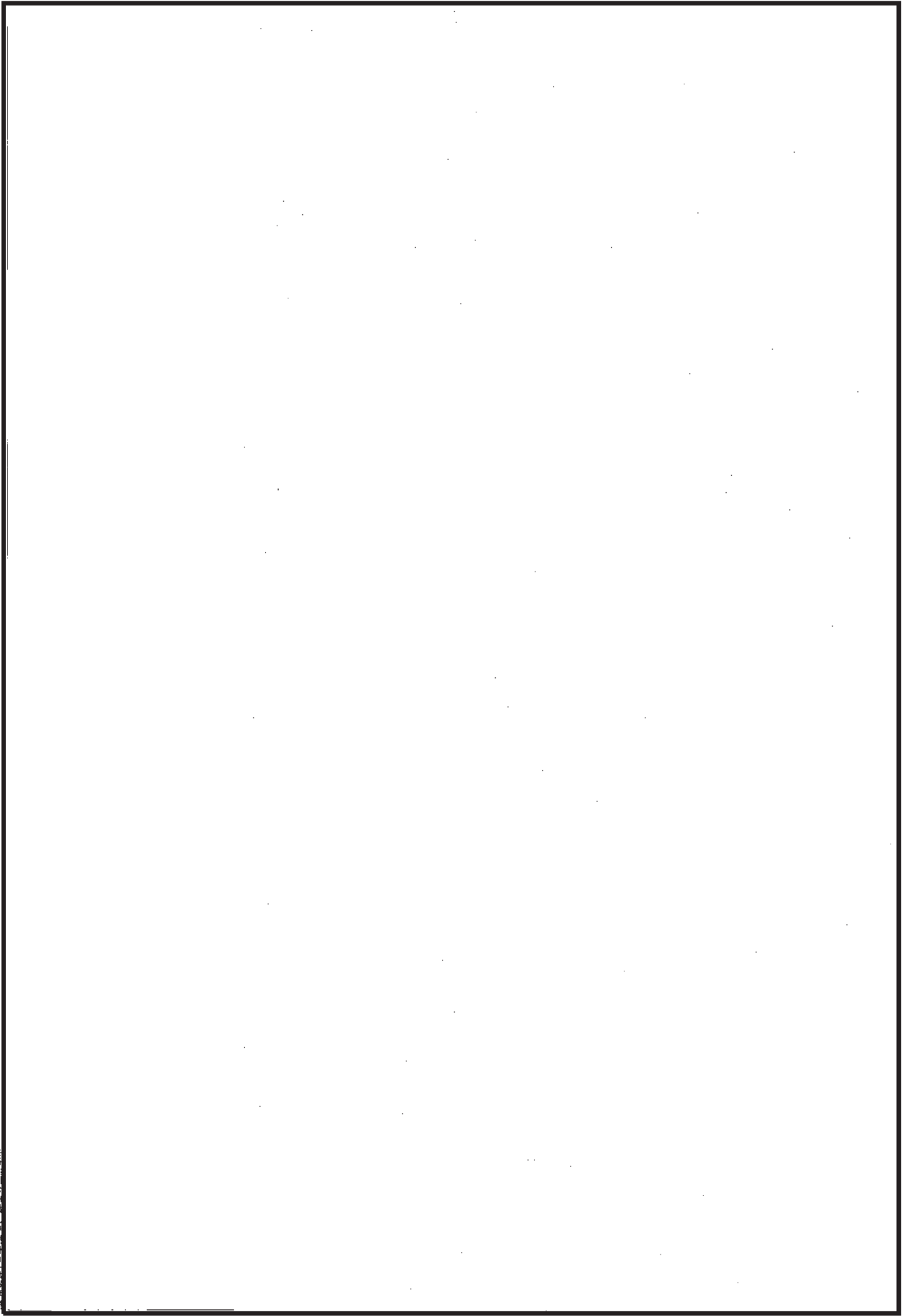
評価結果(1/5)
直上級能去 可する 同社株權變動 通商計 2017
2017年10月1日現在 10/1



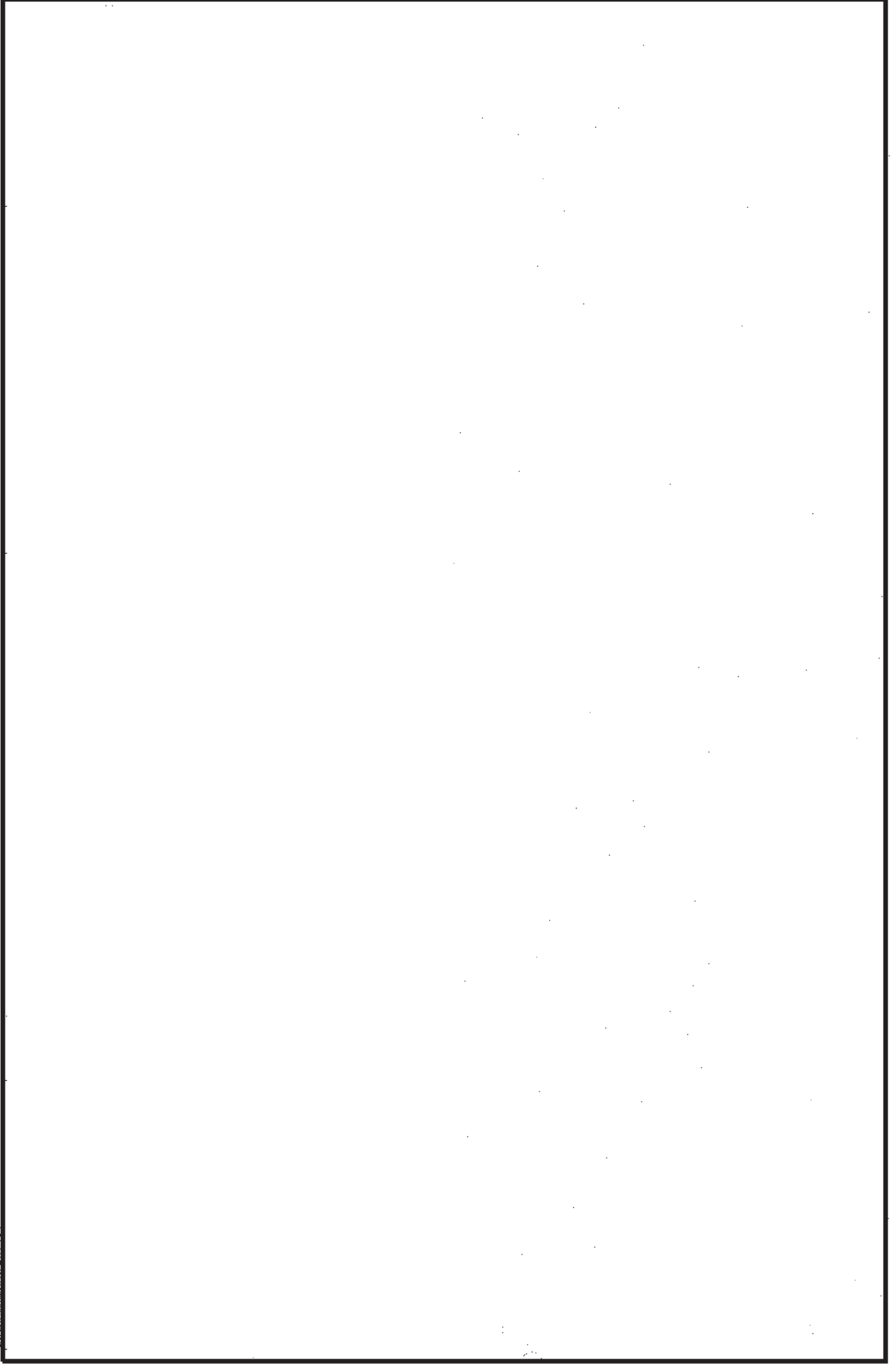
別添結果(2/5)
前記添付資料中の別添結果は、環境省が
環境省が作成したものである。



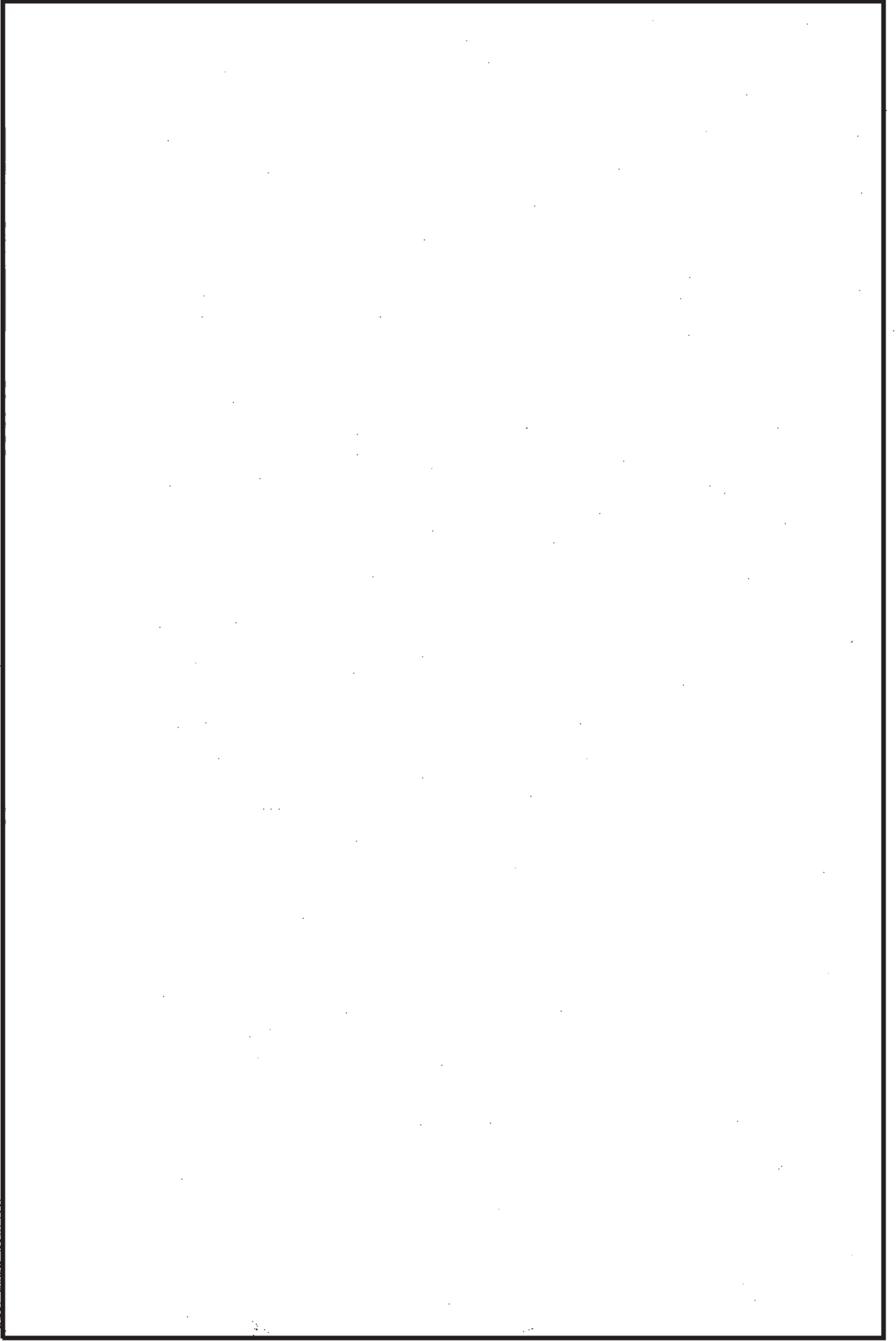
評価結果 (3/5)
前住期間終了後、内住状況確認、退去計画など、
退去準備（退去申請）が完了している。



詳細結果 (4/5)
現在進行中の新しい円形水循環システム(循環型入水システム)
環境省が推進する水循環システム



添付資料(セ/セ)
株式会社住友物産 電子申請システム(登録商標)の登録入札者名
株式会社住友物産(株主名)



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 S M E S 0 1 7）の評価対象外

a. 高低温水合流型

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

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

b. キャビティフロー型熱成層

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

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

(添付資料1)

注2：J S M E S 0 1 7においては、

- ・ 高温流体を内包する配管側から見て、下向きから水平に移行する部位を対象とし滞留配管の水平管が、当該配管以上の高さであり、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

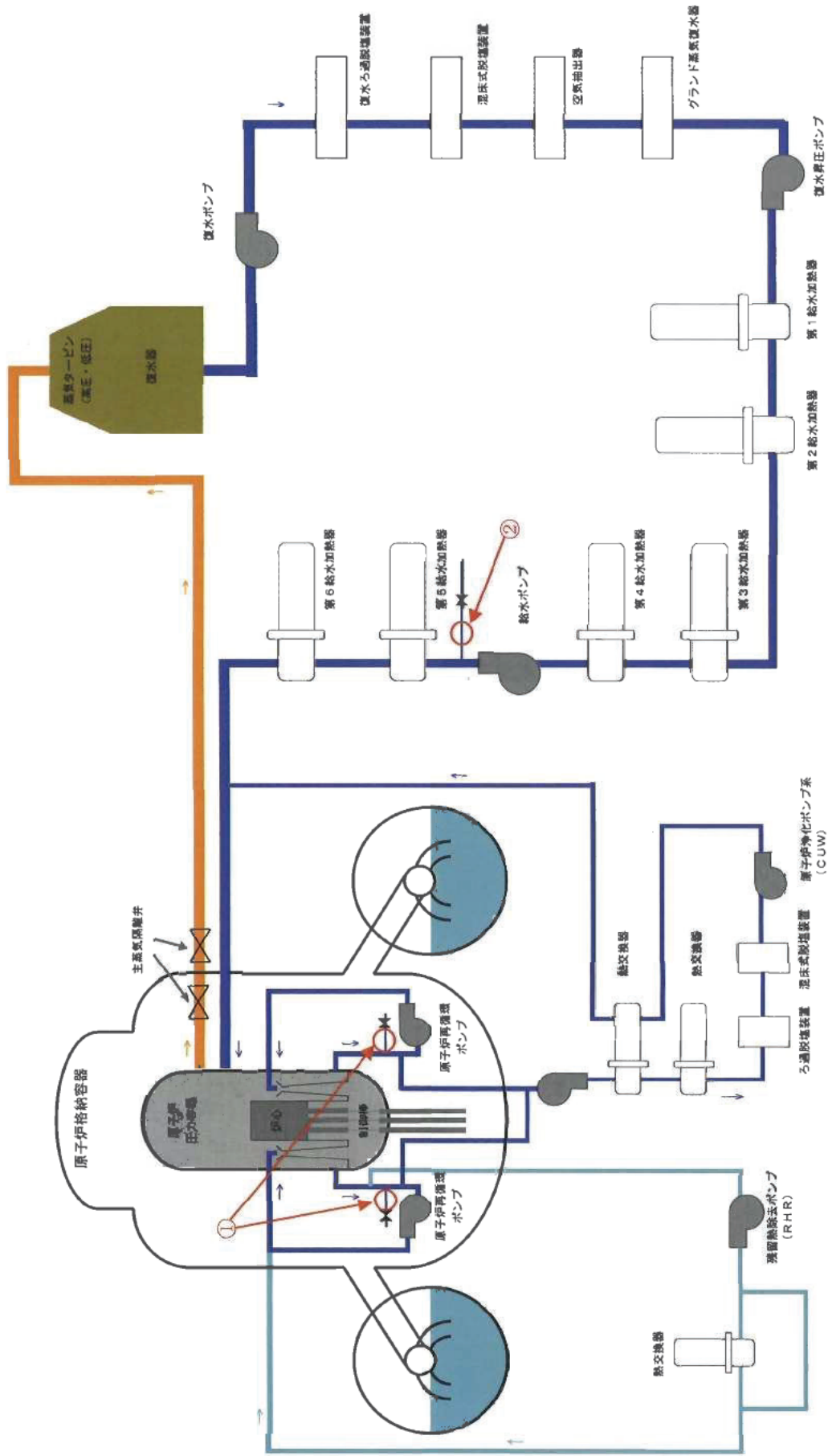
添付資料4：A、B—原子炉再循環系ドレンライン検査範囲図

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）

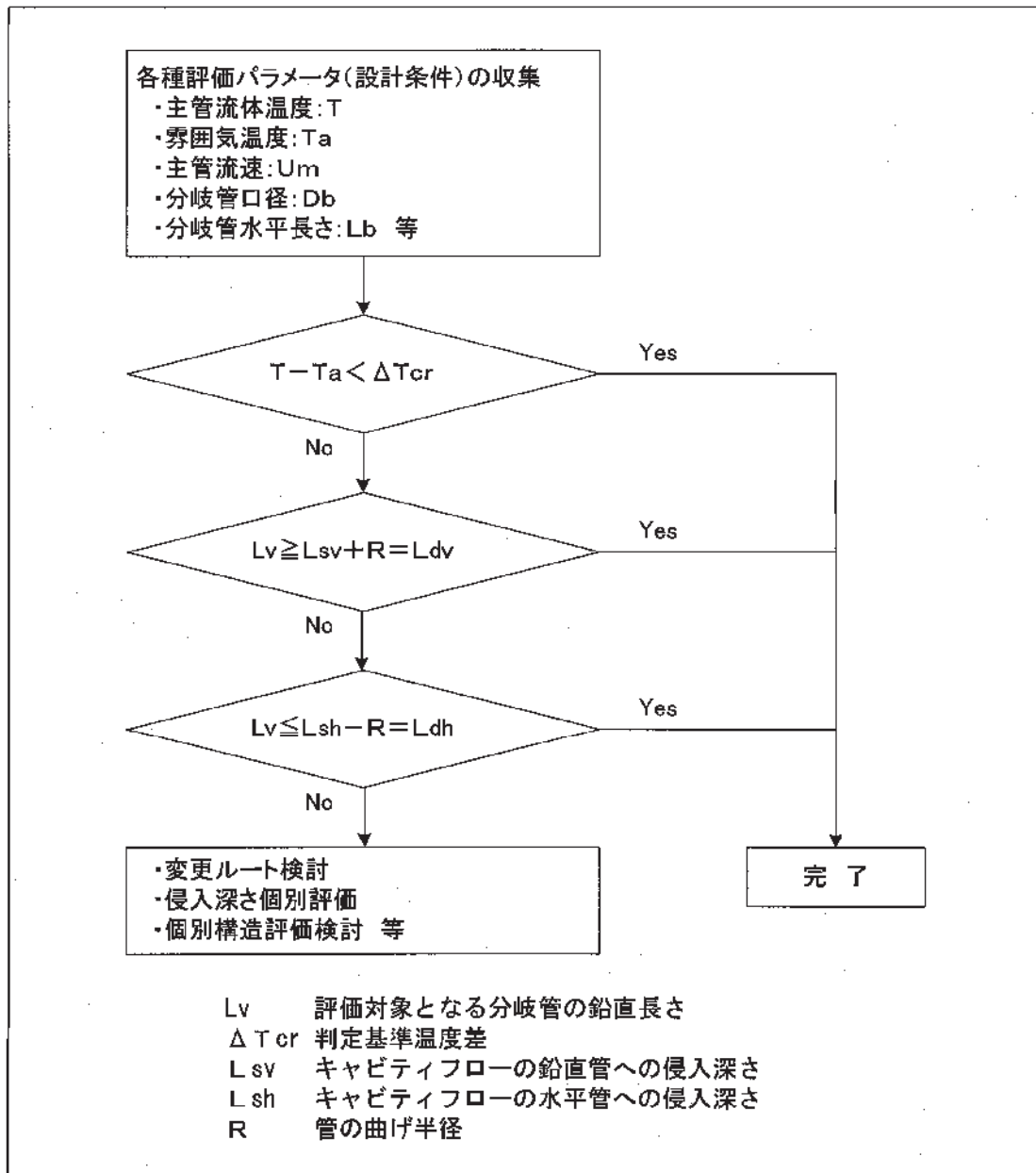
以 上

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

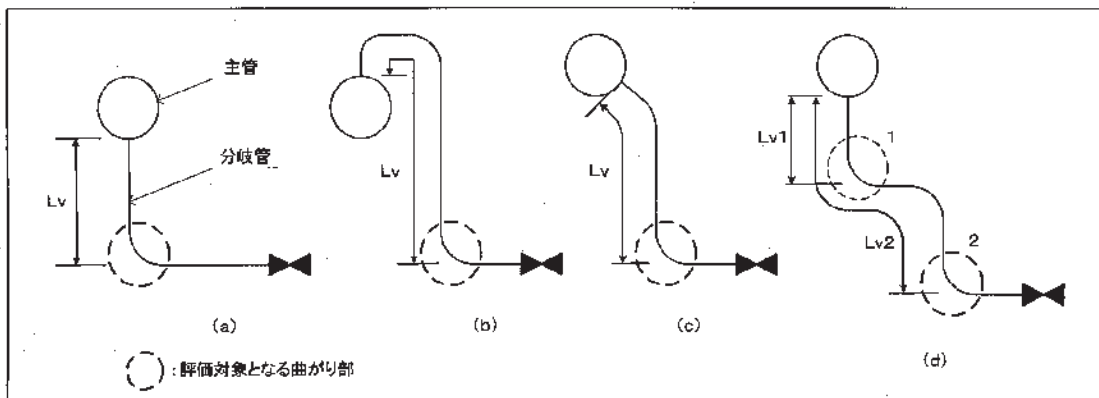


- ①：原子炉再循環系ドレンライン
- ②：電動機駆動原子炉給水ポンプミニマムフローライン

閉塞分岐管滞留部に発生する熱成層現象評価フロー
(JSME S017)



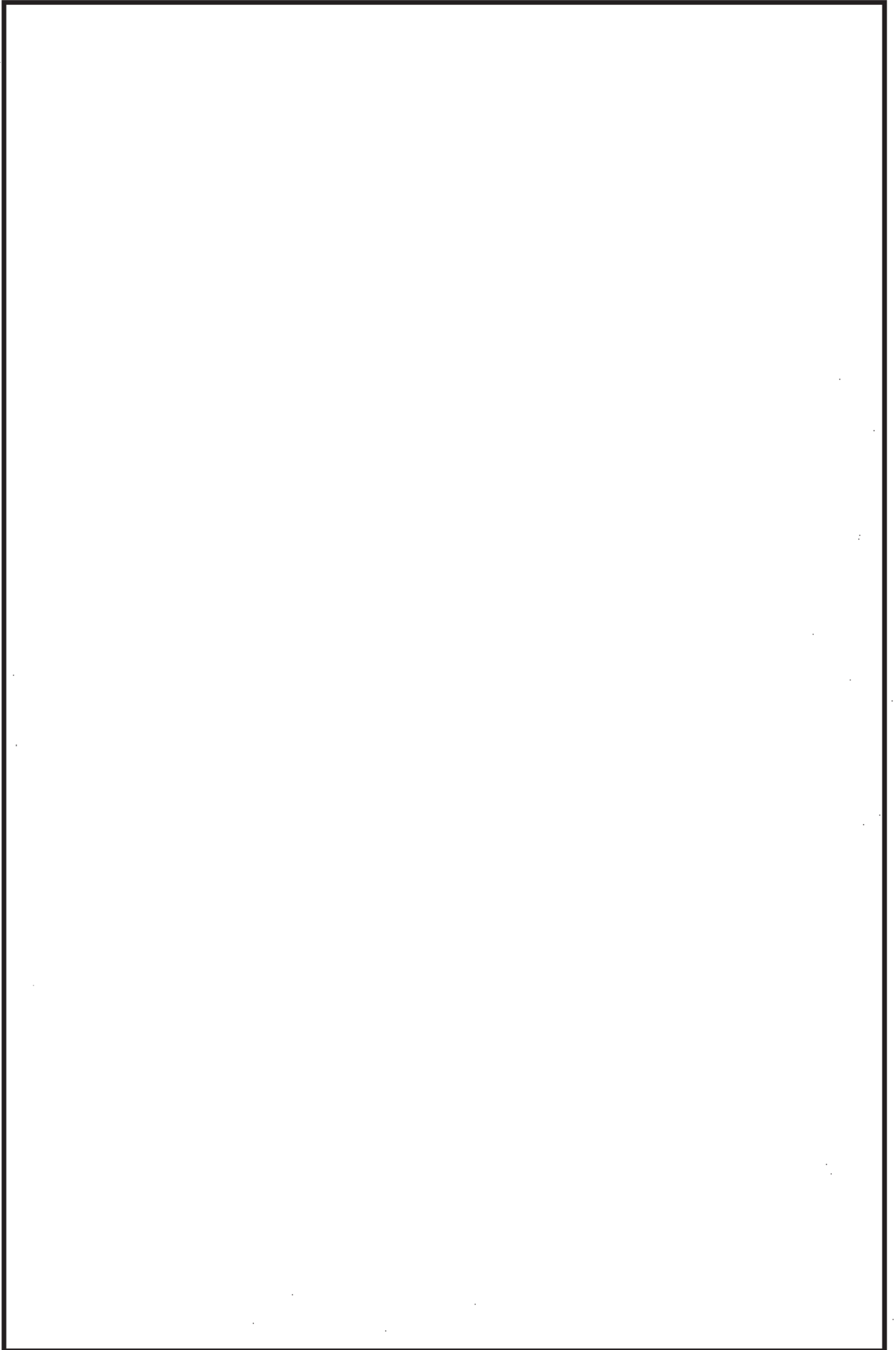
L_v の定義例



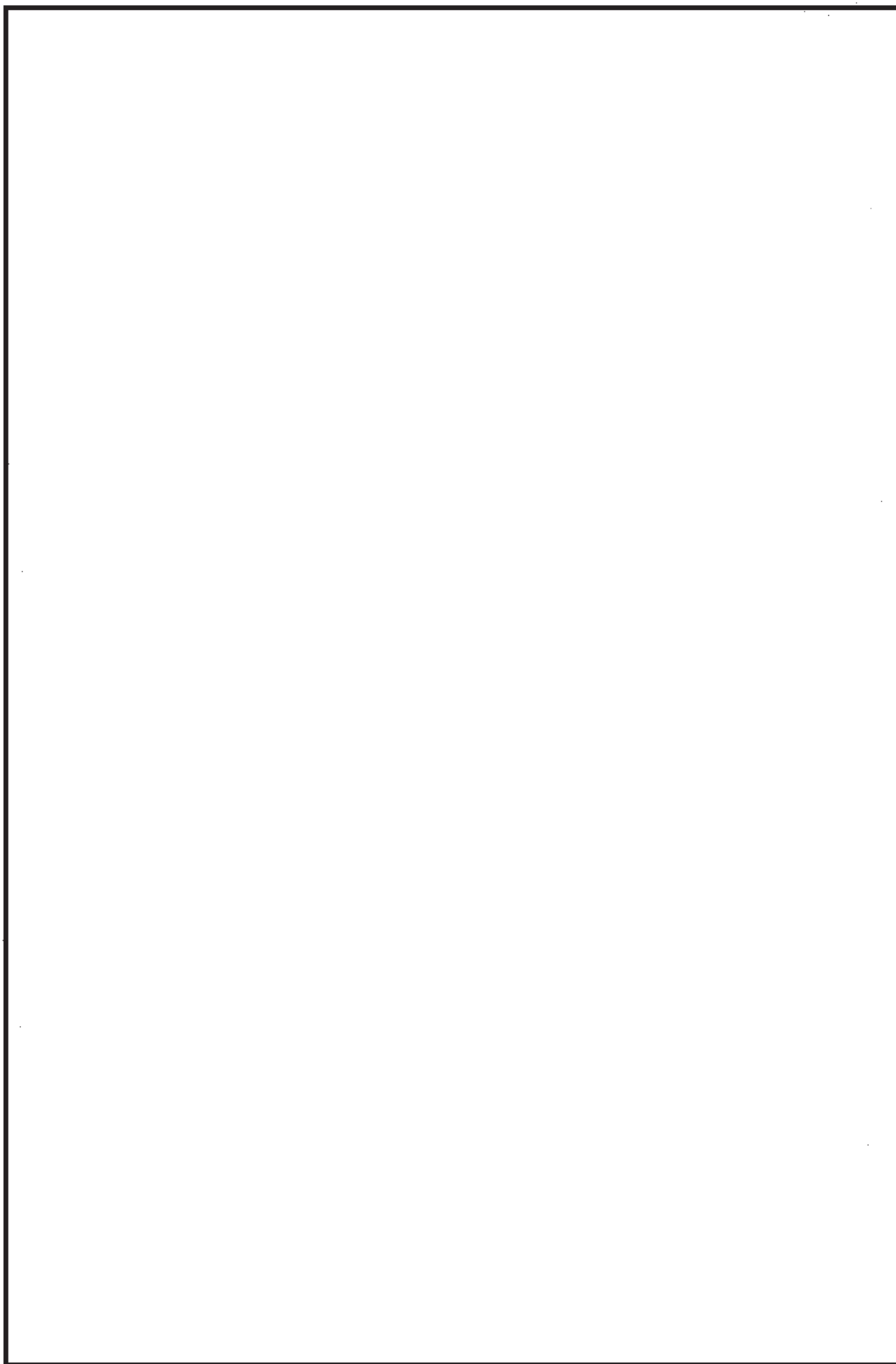
島根原子力発電所2号機 キャビティフロート型熱成層型高サイクル熱疲労評価結果

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	ボーイング主任技術者	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、また配管にあっては2次クリーニング波法による探傷を行うことにより、欠陥からの反射波か否かを判別する。割れその他の有害な欠陥からの反射波と判別されたものについては、第二段階検査にて評価する。 なお、欠陥サイジングについては「JEAG4207-2004」(付録 欠陥深さ寸法測定要領)に従い実施する。 ↓ 割れその他の有害な欠陥か否か判別できない場合は、第二段階検査にて評価する。 ・検査対象範囲の記載漏れによる追加訂正 P58 カテゴリー：F-A、検査対象：支持構造物、検査箇所：原子炉圧力容器、検査方法：VT-3、検査箇所：1- ・誤記訂正 P99 添付資料-9(検査手順：別紙-1) 1.検査の判定に使用する計器 体積検査の項 測定範囲 → 増幅直線性に訂正 ・体積検査の超音波探傷部位追加に伴う判定基準の追加 P105 非破壊検査記録(第一段階検査) 添付-1-4 管台内面丸みの部分：「設計・建設規格」PVB-2422(1)に適合しない欠陥指示がないこと。 						

改正履歴

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

改正履歴

回	年月日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括責任者	ボイラーカビン主任技術者	検査実施責任者	品質保証責任者
5	平成18年4月10日	下記参照	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
			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			
[Redacted]	H18. 4. 10					
<ul style="list-style-type: none"> ・様式の適正化 P21 別紙-2-1の記載箇所を訂正 左肩より右肩へ ・脱字訂正 <ul style="list-style-type: none"> P35 SAMPLEシート表題 探傷不可範囲図 → 探傷不可能範囲図 P66 検査対象範囲図 主蒸気系(A・B・C・D系統) → 主蒸気系(A・B・C・D系統) P71, P72, P77, P78, P79 原子炉冷却材浄化系 → 原子炉冷却材浄化系(✓) ・記載の見直し P67, P75, P76 検査対象範囲図 <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系(A・B・C・D系D配管)(✓) → 主蒸気系(A・B・C・D系D配管) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却ライン) → 残留熱除去系(原子炉停止時冷却ライン)(✓) ・記載事項の追加および修正 <ul style="list-style-type: none"> P64 検査対象箇所図 原子炉圧力容器支持構造物 P77 検査対象箇所図削除 原子炉冷却材浄化系 3A・A・W26 → P78へ記載 ・記載事項の追加によるページ数の増加に伴う修正 						
回	年月日	改正内容・理由	承認	確認		審査
			検査総括責任者	ボイラーカビン主任技術者	検査実施責任者	品質保証責任者
6	平成18年4月28日	下記参照	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
			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			
[Redacted]	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-183a-05-3))に基づき検査箇所の追加およびそれに伴う関連箇所の修正 						

目 次

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

I 検査目的

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

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

<参考>

以下の要求機能は、本検査を実施することにより間接的に確認している。

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

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

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

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

II 検査対象範囲

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

なお、検査対象の選定にあたっては下記の2つによる。

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

III 検査項目

1. 非破壊検査

IV 検査方法

検査は、「維持規格」および「指示文書」に掲げる方法に準拠して実施する。

1. 非破壊検査

第一段階検査を行い、第一段階検査の判定基準を満足することを確認する。

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

(1) 第一段階検査

a. 目視検査

(a) VT-1

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

(b) VT-3

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

り。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 ※	
	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. : ()	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

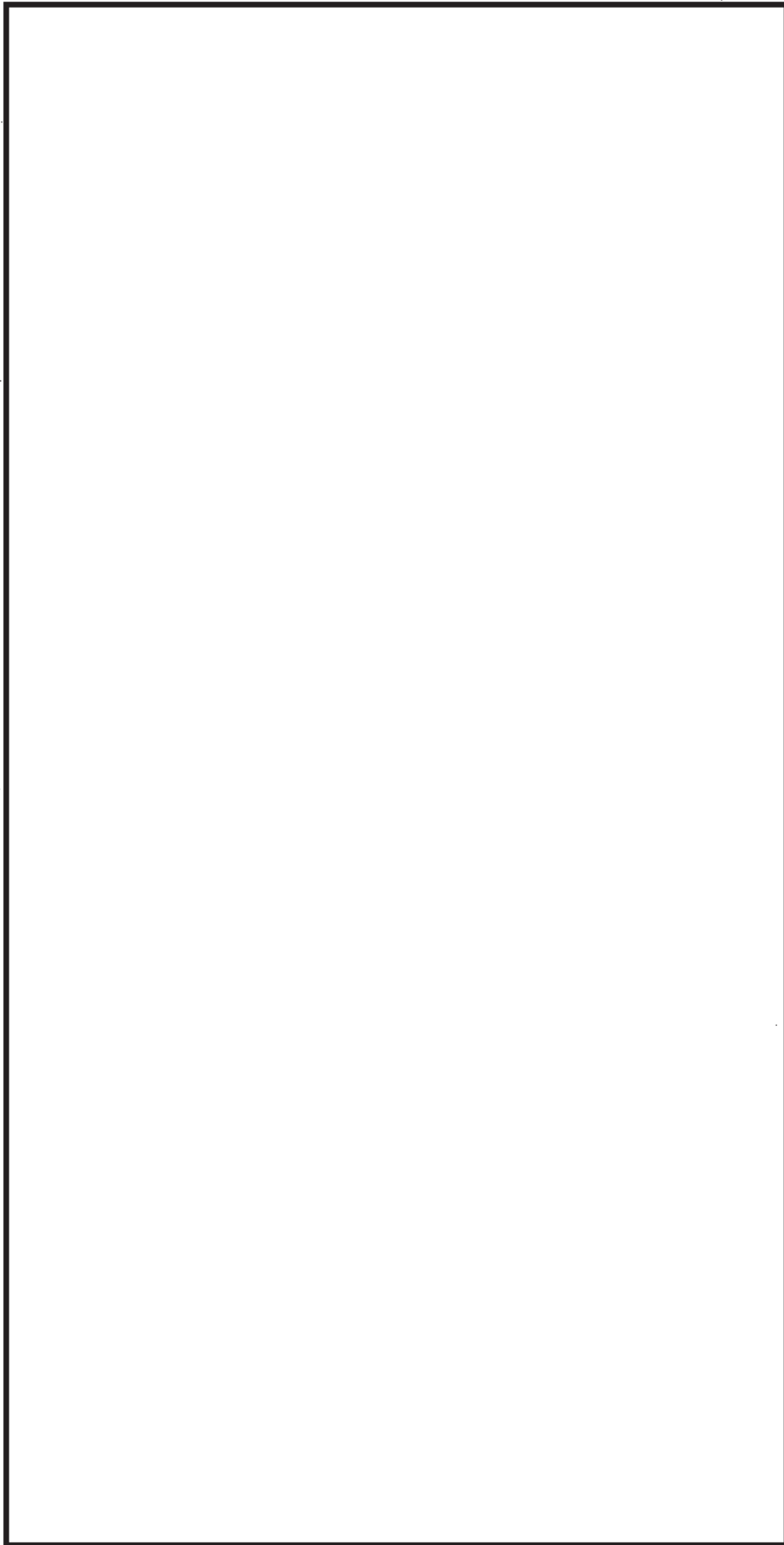
(1) 体積検査 (UT)

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号タービン 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）

H18.5.25 

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
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・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 (PLR)	管台とセーフエ ンド、配管の耐圧 部分の同種金属 の溶接部	503A-A-W8
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

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

検査実施 責任者	結 果
	合格
H18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

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

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者： 

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
B 9. 4 0	B - J	原子炉再循環系 (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-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
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-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
48.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

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

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者： 

表面検査

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

検査実施 責任者	結果
	合格
18.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成 18 年 5 月 2 日

検査担当者：

表面検査

項目番号	カテゴリ番号	系統	検査対象	検査箇所
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-W12
検査項目	判定基準		結果	備考
表面検査	溶接部	「溶接規格」に適合しない 浸透指示模様がないこと。	良	
	母材部	「設計・建設規格」に適合 しない浸透指示模様がない こと。		

検査実施 責任者	結 果
	合格
4/10.5.2	

添付-1-3


非破壊検査記録 (第一段階検査)

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

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

検査実施 責任者	結果
	合格
1/18.5.2	

添付-1-3

非破壊検査記録（第一段階検査）

検査年月日：平成18年5月2日

検査担当者：

表面検査

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

検査手順

1-3. 検査手順 (非破壊検査 (第一段階検査))

- ・表面検査 (浸透探傷検査)

各段階の検査手順は以下のとおりとする。

検査箇所 (28箇所)

・503A-A-W2~W16

・503B-A-W2~W14

(1) 検査準備

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

*日本非破壊検査協会「非破壊検査技量認定規程」に基づく2種または3種

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

(2) 表面検査

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

(3) 検査判定

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

(4) 完了確認

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

(5) 次回検査への反映

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

検査対象機器確認チェックシート (3)

確認年月日:平成18年5月2日
 検査担当者: [REDACTED]

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

検査対象機器確認チェックシート (3)

確認年月日:平成18年5月2日
 検査担当者: XXXXXXXXXX

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

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電機(株)	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名 協力会社検査員	
				██████████	
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W2	
探傷剤の 確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認 結果 ※	
				<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液	浸透液		現像液	
製造メーカー : (UR-T)	製造メーカー : (UP-T)		製造メーカー : (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: 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-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 : (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:(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	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	██████████	
		番号		協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W5	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること（それぞれ200ppm未満）				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)	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	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:(957 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

JIS Z2343-1
-2001
に準拠し実施する

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 ロットNo.	:(UR-T) :(5H02)	製造メカ ロットNo.	:(UP-T) :(5I01)	製造メカ 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 checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(/ / 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(/ / 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ 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] (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: 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	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 °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)	[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	[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-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)	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: (/0 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (950 lx) 計器No.: (E-245)	
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電研(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	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-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 °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:(/0 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(950 lx) 計器No.: (E-245)
観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば, 「有」の□にレを記入し, 任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ	B-J	会社名	██████████
		番号		協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503A-A-W13	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メーカー : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカー : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メーカー : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容	確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。	<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (/ / 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 °C) 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。	<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)	<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (/ 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (950 lx) 計器No.: (E-245)	
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。	結果は下記に記載			
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W14
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ200ppm未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液
	製造メカ PortNo.	:(UR-T) :(5H02)	製造メカ PortNo.	:(UP-T) :(5101)	製造メカ PortNo.
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※
	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	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0932298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503A-A-W16	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)			
検査方法 (JIS Z2343-1-2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (11 分) 計器No. : (5210J007) 温度: (27 °C) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (10 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (930 lx) 計器No. : (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。						
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録（浸透探傷検査）

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1 機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	[REDACTED]	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ	B-J	会社名	[REDACTED]	
		番号		協力会社検査員	[REDACTED]	
系統	原子炉再循環系			資格	2 種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W2	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T)	製造メカ : (UP-T)	製造メカ : (UD-T)	ロットNo. : (5H02)	ロットNo. : (5I01)	ロットNo. : (5J15)
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲、浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)	
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>		
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で、目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)	
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)	
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法					
			浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。			
試験評価員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	[REDACTED] (PT-2), [REDACTED] (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例 レ: 異常なし						

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協力会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド, 配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W3
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下,「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲, 浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注)浸透期間中, 浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で, 目安 10 分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 500lx 以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後, 表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し, その結果を記録する。 なお, 浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は, 前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ, 「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	甲国電ヤ勝)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	██████████
			検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名 協力会社検査員
				██████████
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503B-A-W4
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ200ppm未満)		確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液	浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)	
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容	確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。	<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注)浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。	<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27℃) 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。	<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)	<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。	<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900lx) 計器No.:(E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。	結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所	機器表面	結果	備考
			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無	
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。				
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)			
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)			
備考) ※確認結果凡例	レ:異常なし			

表面検査記録 (浸透探傷検査)					
発電所名	島根原子力発電所 第2号機		立会日	平成18年5月2日	
			会社名	中国電力(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 ℃) 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	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.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(900lx) 計器No.:(E-245)
観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。		結果は下記に記載		
検査結果	検査箇所		結果	備考	
	機器表面		<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名(資格)	██████████ (PT-2)				
試験員氏名(資格)	██████████ (PT-2), ██████████ (PT-2)				
備考) ※確認結果凡例 レ:異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日	
				会社名	中国電力(株)	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████	
				検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9. 40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████	
				協力会社検査員	██████████	
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0332208-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部			検査箇所	503B-A-W8	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)				確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液		現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)		製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 (JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は 10~50℃の範囲、浸透時間は 5~60 分の範囲(目安 10 分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12 分) 計器No. : (5210J007) 温度:(27 ℃) 計器No. : (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則 10~30 分の範囲で、目安 10 分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11 分) 計器No. : (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で 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	
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)		検査担当者	[REDACTED]	
			検査日	平成18年5月2日	
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	[REDACTED]
				協力会社検査員	[REDACTED]
系統	原子炉再循環系		資格	2種 (交付番号: 0332298-PT2)	
検査対象	管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接部		検査箇所	503B-A-W9	
探傷剤の確認	低ハロゲン、低イオンであること (それぞれ 200ppm 未満)			確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>
	洗浄液		浸透液	現像液	
	製造メカ : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メカ : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メカ : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 .2001 に準拠し実施する	項目	内容		確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。		<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間:(12 分) 計器No.:(5210J007) 温度:(27)℃ 計器No.:(5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。		<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)		<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間:(11 分) 計器No.:(5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500x以上であることを確認する。		<input checked="" type="checkbox"/>	照度:(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-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)	██████████ (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-W11	
探傷剤の確認	低ハロゲン, 低イオウであること (それぞれ 200ppm 未満)		確認結果※	<input checked="" type="checkbox"/>	
	洗浄液	浸透液	現像液		
	製造メーカー : (UR-T) ロットNo. : (5H02)	製造メーカー : (UP-T) ロットNo. : (5I01)	製造メーカー : (UD-T) ロットNo. : (5J15)		
検査方法 JIS Z2343-1 -2001 に準拠し実施する	項目	内容	確認結果※	備考	
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し, 浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール, さび, 油脂, グリス, 塗料などの付着物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	中団電(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-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)	[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-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 Z2343-1 -2001 に準拠し実施する)	項目	内容			確認結果※	備考
	前処理	検査対象表面(以下、「被検面」とする。)に対し、浸透液が傷に浸透するのを妨げるようなスケール、さび、油脂、グリス、塗料などの付着物が取り除かれていること。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	浸透処理	被検面にスプレーまたは刷毛により浸透液を塗る。被検面の温度は10~50℃の範囲、浸透時間は5~60分の範囲(目安10分とする)であること。 (注) 浸透期間中、浸透液を乾燥させないこと。			<input checked="" type="checkbox"/>	浸透時間: (12 分) 計器No.: (5210J007) 温度: (27 ℃) 計器No.: (5210U827)
	除去処理	洗浄液をしみ込ませた布等で余剰浸透液を除去する。			<input checked="" type="checkbox"/>	
	現像処理	余剰浸透液の除去後できるだけ速やかに現像液を均一な塗膜ができるように塗布する。 (現像時間は原則10~30分の範囲で、目安10分とする)			<input checked="" type="checkbox"/>	現像時間: (11 分) 計器No.: (5210J007)
	観察前	被検面の明るさが自然光または白色光下で500lx以上であることを確認する。			<input checked="" type="checkbox"/>	照度: (900 lx) 計器No.: (E-245)
	観察	現像液塗布後、表面の浸透指示模様(線状または円形状)の有無を目視確認(確認にあたっては必要に応じて鏡の使用や検査対象部品の置換え等の行為を行う)し、その結果を記録する。 なお、浸透指示模様の評価が不明で再試験が必要な場合は、前処理から全ての検査手順を繰り返して行う。			結果は下記に記載	
検査結果	検査箇所			結果	備考	
	機器表面			<input type="checkbox"/> 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無		
	結果記載方法 浸透指示模様が無ければ、「無」の□にレを記入する。 浸透指示模様が有れば、「有」の□にレを記入し、任意の様式により詳細結果を添付する。					
試験評価員氏名 (資格)	██████████ (PT-2)					
試験員氏名 (資格)	██████████ (PT-2) , ██████████ (PT-2)					
備考) ※確認結果凡例	レ: 異常なし					

表面検査記録 (浸透探傷検査)

発電所名	島根原子力発電所 第2号機			立会日	平成18年5月2日
				会社名	中国電力(株)
検査名	クラス1機器供用期間中検査 (非破壊)			検査担当者	██████████
				検査日	平成18年5月2日
項目番号	B9.40	カテゴリ 番号	B-J	会社名	██████████
				協会社検査員	██████████
系統	原子炉再循環系			資格	2種 (交付番号: 0372298-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:(/ 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:(/ 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。

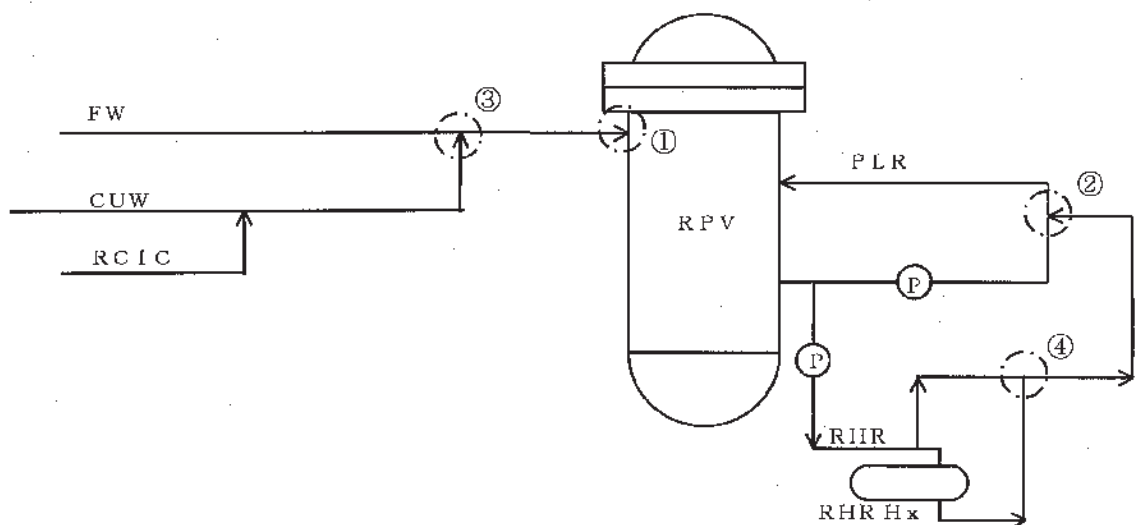
4. 添付資料

- (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）

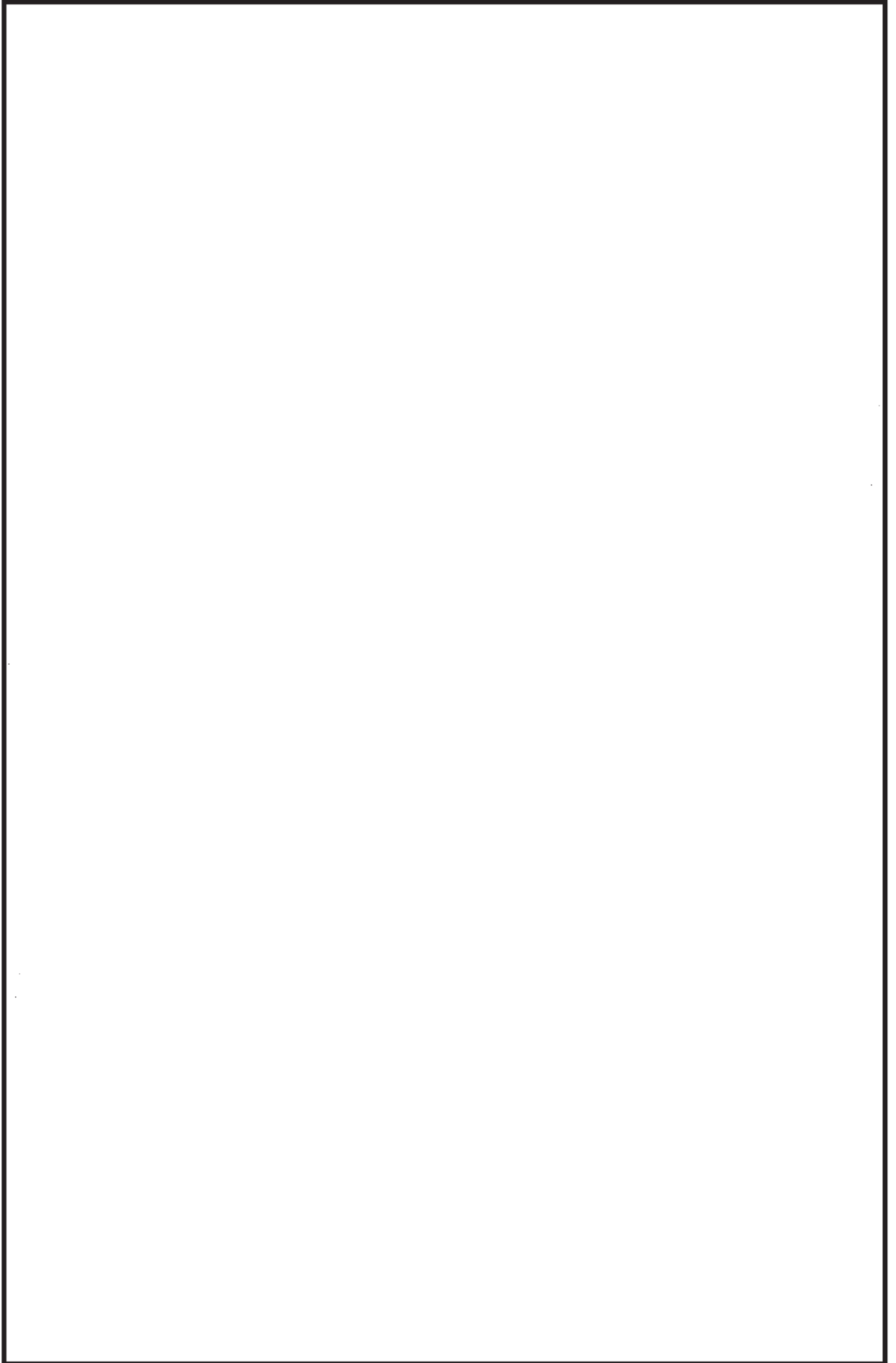
島根原子力発電所 2号機 高低温水が合流する箇所

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。

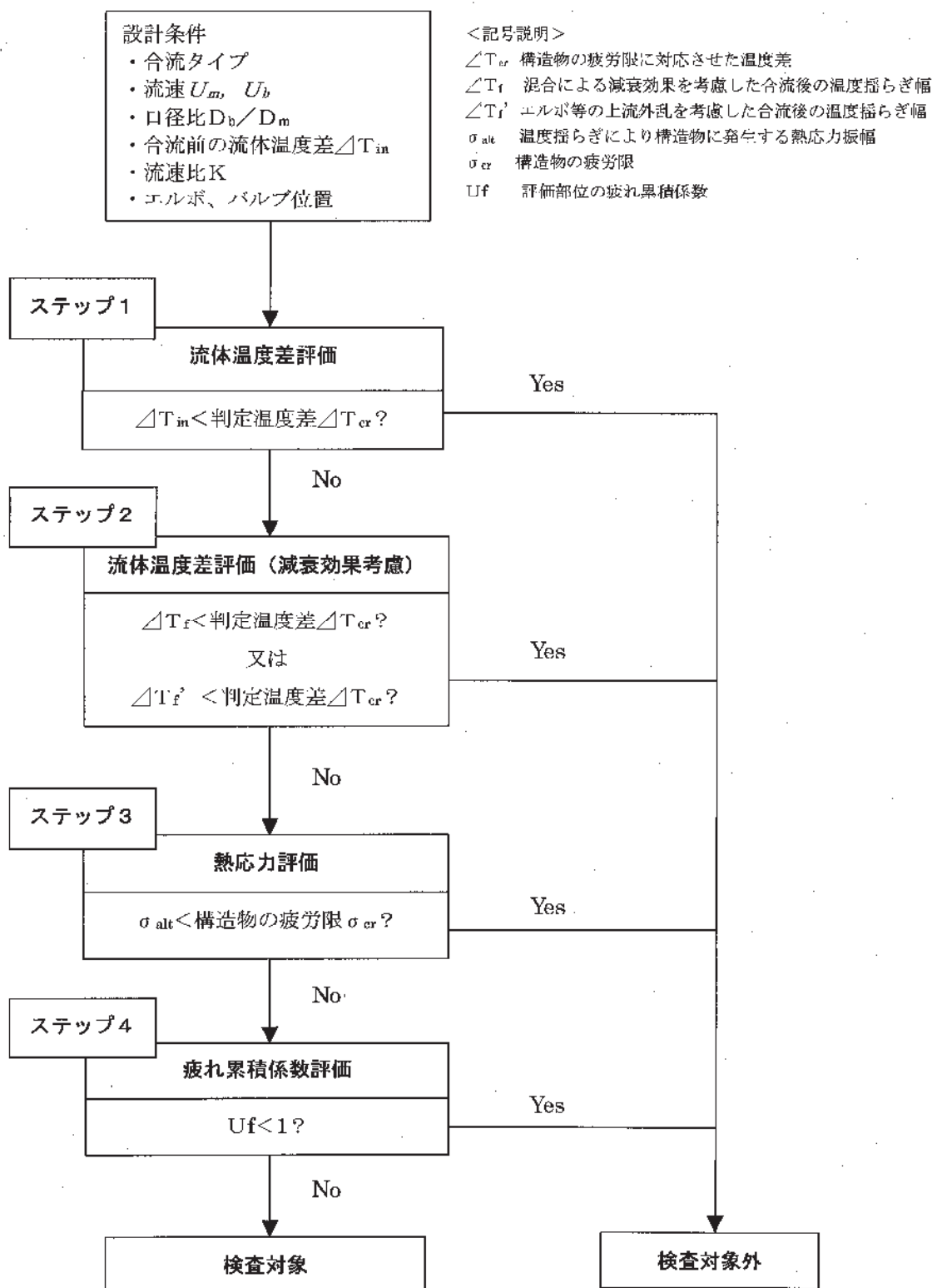
島根 2号機系統概略図



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、損傷の発生防止措置を講じること。<u>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、損傷の発生防止措置を講じること。（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月原子力安全基盤機構取りまとめ）</u>）</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</p>	<p>追加要求なし</p>

評価範囲の選定理由について

1. 概要

本資料は「VI-1-4-2_流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」における評価対象範囲について、その選定理由をまとめたものである。

2. 規則上の要求

2.1 技術基準規則上の要求

流体振動及び高サイクル熱疲労の考慮を要求している技術基準規則第十九条の中では評価範囲について以下の通り定義されている。

よって、以下の設備については流体振動及び高サイクル熱疲労の評価を実施している。

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

（以下、技術基準規則抜粋）

第十九条 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

（解釈）

- 3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。

2.2 技術基準規則のうちその他条文（第十四条）における流体振動に関する記載

技術基準規則においては第十九条以外にも第十四条（安全設備）では、流体振動に関する考慮について以下の通り要求されている。安全設備については第二条及びその解釈により非常用炉心冷却系として原子炉隔離時冷却系が該当することから、以下の設備については、流体振動の評価を実施している。

- ・原子炉隔離時冷却系

第十四条（安全設備）解釈

3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。この場合において、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。

第二条（定義）

八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であってその故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。

ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止システムを自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に原子炉の安全を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備

第二条（定義）解釈

ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設

- ・ 工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く）
- ・ 原子炉隔離時冷却系（BWR）
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR）
- ・ 制御室非常用換気空調系
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（事故時）（BWR）

3. 本設工認における原冷施設のDB改造範囲について

本設工認においては、1章の要求に基づき以下の範囲を評価対象範囲として選定している。これらについては本設工認においてRCPBの拡大または設計基準対象施設としての改造を行っているため、評価を実施している。

建設時から変更のない設備については、経済産業省原子力安全・保安院による指示文書の別紙1「新省令第6条及び第8条の2第2項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成17・12・22原院第6号）に基づき保安院に提出した「島根原子力発電所1号機及び2号機 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告について」（平成18年10月13日付電原運第80号）及びNISA文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成17・12・22原院第6号）に基づき提出した「島根原子力発電所第2号機における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価及び検査結果の提出について」（平成18年6月19日付電原運第29号）（以下「報告書」という。）にて評価しているため、今回改めて評価はしていない。

<RCPB拡大範囲>

- ・MV222-14（残留熱除去系炉頂部冷却内側隔離弁）からV222-7（残留熱除去系炉頂部冷却水逆止弁）まで<残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>
- ・MV222-11A, B（残留熱除去系ポンプ炉水戻り弁）からAV222-3A, B（残留熱除去系炉水戻り試験可能逆止弁）まで<残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>
- ・MV222-6（残留熱除去系炉水入口内側隔離弁）からMV222-7（残留熱除去系炉水入口外側隔離弁）まで<残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）として評価>

<その他の改造範囲（運用変更範囲含む。）>

- ・原子炉圧力容器から原子炉浄化補助ポンプ入口管までのうち電動弁（MV213-2）を設置しているライン（運用変更範囲）<原子炉浄化系として評価>
- ・原子炉隔離時冷却系ストレーナから原子炉隔離時冷却ポンプまでのうち高圧原子炉代替注水系への分岐部<原子炉隔離時冷却系として評価>
- ・原子炉隔離時冷却ポンプから原子炉圧力容器までのうち高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部<原子炉隔離時冷却系として評価>

なお、以下の範囲については残留熱除去系ではあるものの、原子炉停止時冷却モードに該当しないため、流体振動及び高サイクル熱疲労の評価対象外として整理している。

<その他の改造範囲（運用変更範囲含む。）>

- ・ A系原子炉再循環系戻り管からサプレッションチェンバスプレイヘッドまでのうちサプレッションプール水 pH 制御系の合流部
- ・ サプレッションチェンバから高圧原子炉代替注水系主配管（高圧原子炉代替注水ポンプ供給管）までのうち高圧原子炉代替注水系の分岐部

非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの
有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

補足 1	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭 について……………	補足 1-1
補足 2	原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について……………	補足 2-1
補足 3	原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について……………	補足 3-1
補足 4	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で 兼用するポンプの有効 NPSH 評価条件について……………	補足 4-1

1. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について
 (1) 原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる, サプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて, 大気圧 101.325kPa を考慮し, 吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は, 以下の差分 □ m としている。 ●水源の水位: EL □ m 水源の水位としては, サプレッションプールの最低水位(保安規定における運転上の制限(下限値))とした。 ●ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管及び弁類圧損は, 原子炉隔離時冷却ポンプが以下の流量*1で運転することを想定する。 この場合, サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプまでの配管*2及び弁類圧損の合計値は, □ m となる。 ●原子炉隔離時冷却ポンプ: 99 m ³ /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧損は, 圧損合計値より □ m に設定する。 注記*1: サプレッションプールから原子炉隔離時冷却ポンプの吸込配管は, 単独取水する配管構成となっているため, 他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 *2: サプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を保守的に丸めて, 以下に示す。 ●ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	原子炉隔離時冷却ポンプ運転中のサプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため, これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力 10.3 m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効 NPSH は, 以下の計算式により算出している。 有効 NPSH = H _a + H _s - H ₁ - H ₂ - h _s $□ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要 NPSH	□ m	原子炉隔離時冷却系に用いる原子炉隔離時冷却ポンプ運転流量 99 m ³ /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より, 有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり, 必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH: □ m > 必要 NPSH: □ m

(2) 高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	□ m	高圧原子炉代替注水ポンプ運転中の有効NPSH評価上厳しい条件となる、サブプレッションチェンバ圧力(□ kPa[gage])に加えて、大気圧 101.325kPa を考慮し、吸込み液面に作用する絶対圧力は □ m としている。 $(□ + 101.325) / 9.80665 = □ \text{ m}$
H _s : 吸込揚程	□ m	静水頭は、以下の差分 □ m としている。 <ul style="list-style-type: none"> ● 水源の水位: EL □ m 水源の水位としては、サブプレッションプールの最低水位（保安規定における運転上の制限（下限値））とした。 ● ポンプの吸込み口高さ: EL □ m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	□ m	サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管及び弁類圧損は、高圧原子炉代替注水ポンプが以下の流量* ¹ で運転することを想定する。 この場合、サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプまでの配管* ² 及び弁類圧損の合計値は、□ m となる。 <ul style="list-style-type: none"> ● 高圧原子炉代替注水ポンプ: 93 m³/h×1台 ポンプ吸込配管中の圧損は、圧損合計値より □ m に設定する。 注記* ¹ : サブプレッションプールから高圧原子炉代替注水ポンプの吸込配管は、残留熱除去ポンプと共用する部分があるが、同時使用しない運用であるため、残留熱除去ポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。 * ² : サブプレッションプール内のティー及びペネ含む
H ₂ : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	□ m	異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を、以下に示す。 <ul style="list-style-type: none"> ● ストレーナ本体部圧損: □ m
h _s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.3m	高圧原子炉代替注水ポンプ運転中のサブプレッションプール水最高運転温度が約 100℃であるため、これを上回る温度として 100℃における飽和蒸気圧力水頭 10.3m としている。
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -H ₂ -h _s)	□ m	有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。 $\text{有効 NPSH} = H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$ $= □ - 10.3$ $= □ \text{ m}$
必要 NPSH	□ m	高圧原子炉代替注水系に用いる高圧原子炉代替注水ポンプ運転流量 93 m ³ /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH の関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH: □ m > 必要 NPSH: □ m

(3) 低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

低圧原子炉代替注水系に用いる低圧原子炉代替注水ポンプ (評価流量: <input type="text"/> m ³ /h)		
記載内容		根拠
項目	値	
H _a : 吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3m	水源である低圧原子炉代替注水槽は大気に開放しているため、吸込み液面に作用する絶対圧力は、大気圧とし10.3mとしている。
H _s : 吸込揚程	<input type="text"/> m	静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。 ●水源の水位: EL <input type="text"/> m 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。 ●ポンプ軸中心: EL <input type="text"/> m
H ₁ : ポンプ吸込配管圧損	<input type="text"/> m	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。 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。 ●低圧原子炉代替注水ポンプ: <input type="text"/> m ³ /h × 1 台 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。
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	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 + <input type="text"/> - 2.7 = <input type="text"/> m
必要 NPSH	<input type="text"/> m	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"/> 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: <input type="text"/> m > 必要 NPSH: <input type="text"/> m

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	サブレーションポンプレベ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ポンプレベ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
サブレーションポンプレベル水位	3.61 m (EL 5.61 m)	液相部体積はサブレーションポンプレベル水位の運用下限値に基づき設定していることから、サブレーションポンプレベル水位は、背圧に影響しない。	3.61 m (EL 5.61 m)
サブレーションポンプレベル水温度	35 °C	サブレーションポンプレベ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ポンプレベ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

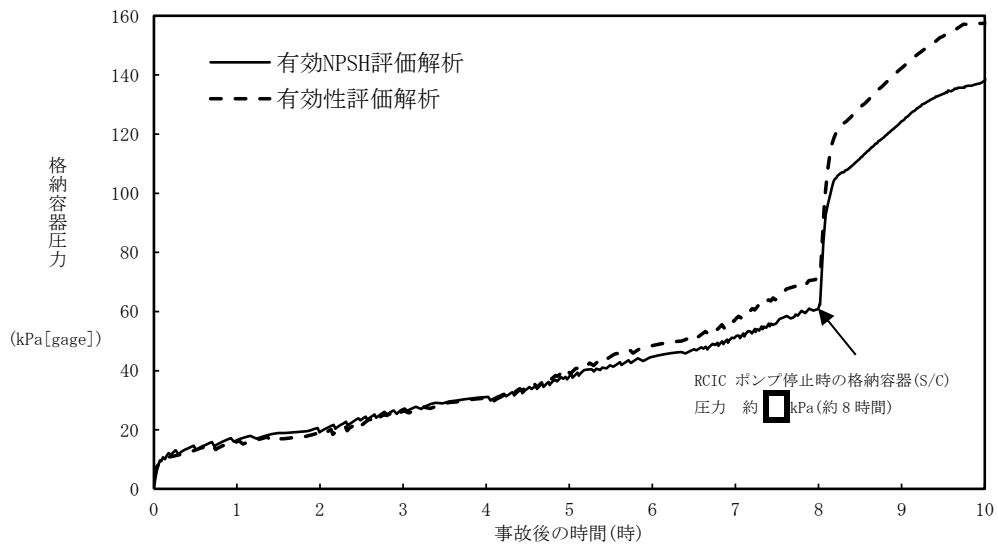
(単位：m)

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

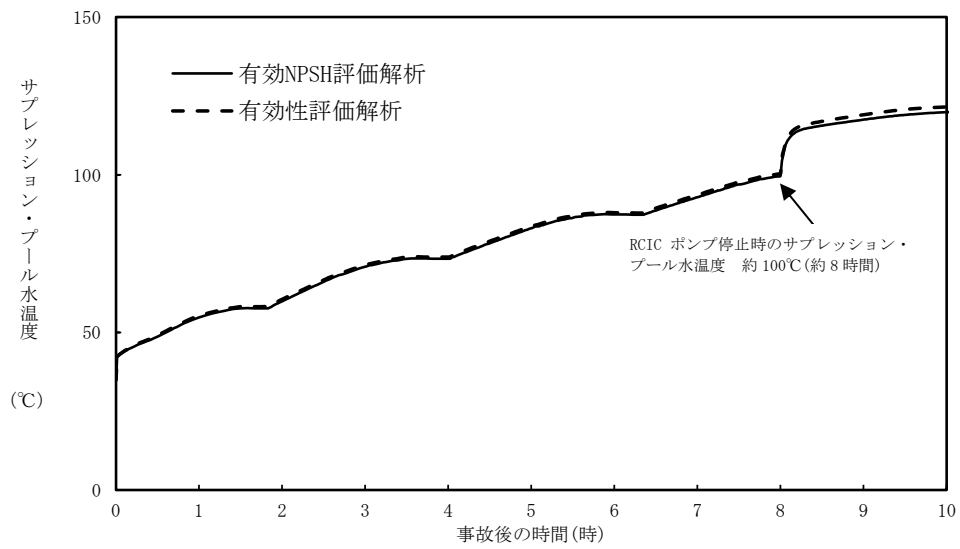
第 6 表 高圧原子炉代替注水ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

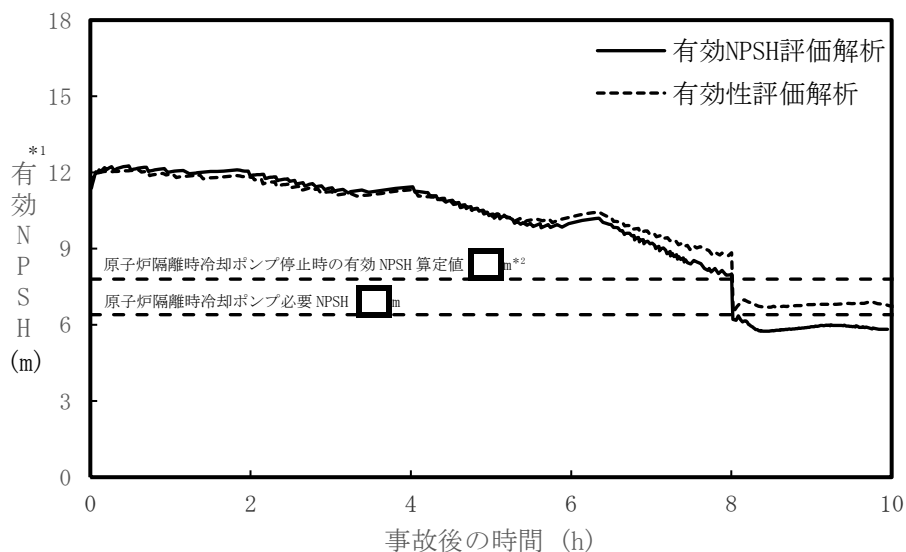
	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
高圧原子炉代替注水ポンプ	□	□



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)]

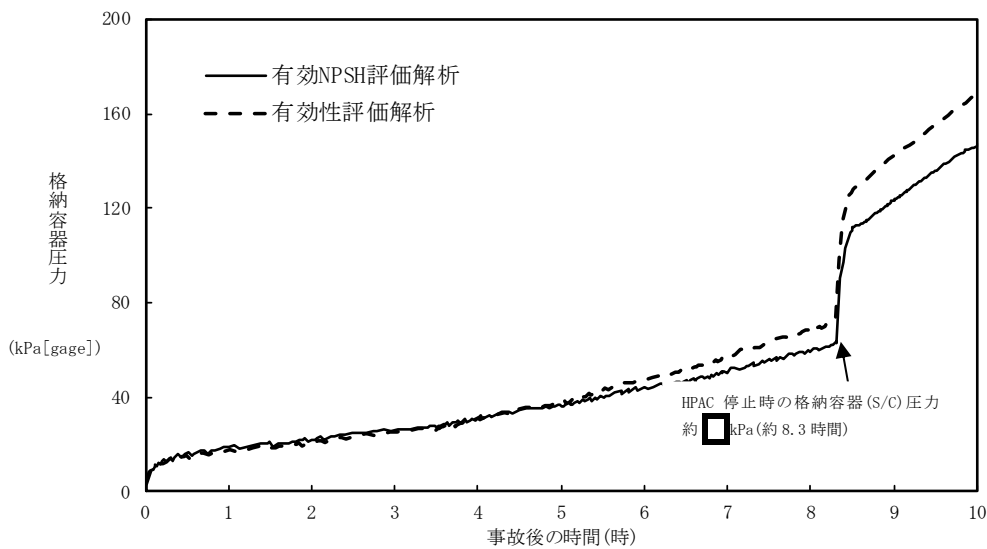


第2図 サプレッションプール水温度の推移
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]

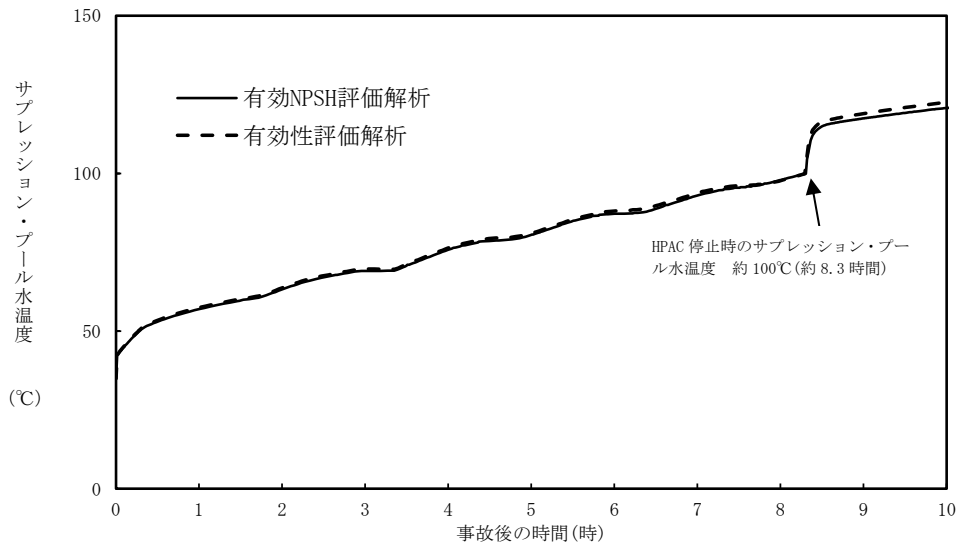


注記*1：格納容器圧力及びサプレッションプール水温度の推移に基づき算出
 *2：保守的にサプレッションプール水温度 100℃の条件で算定した値

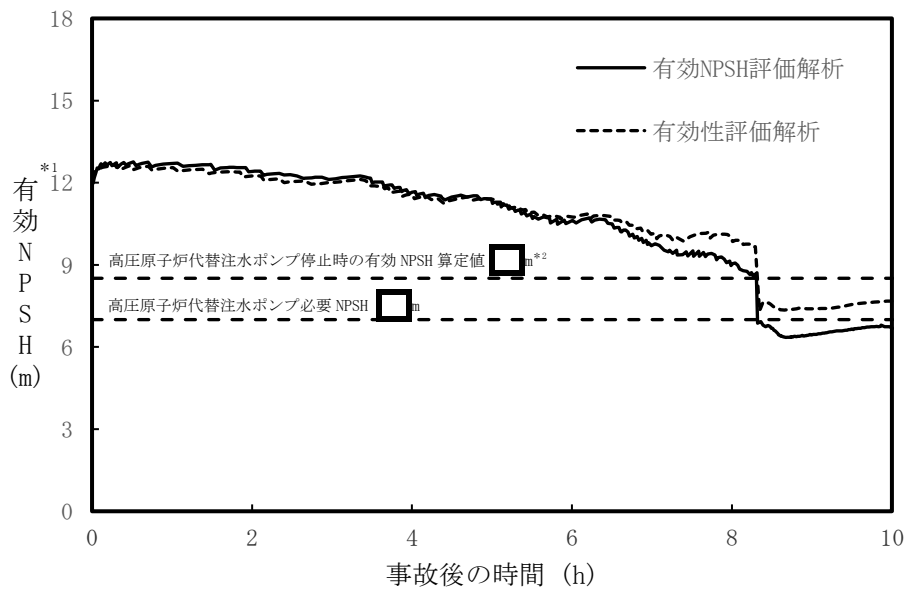
第3図 原子炉隔離時冷却ポンプ有効NPSHの推移
 [全交流動力電源喪失（長期TB）]



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。

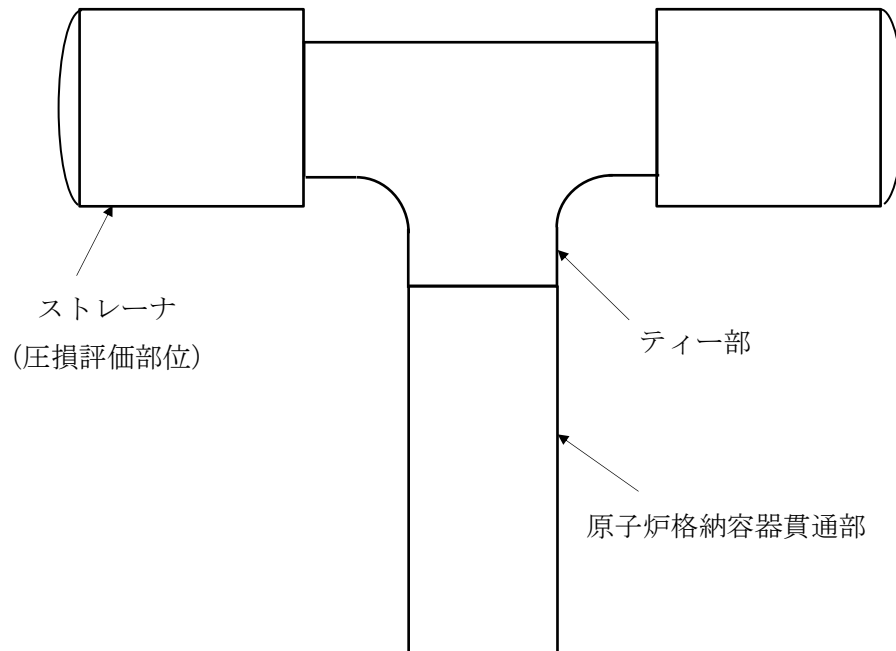


図1-1 圧損評価部位

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

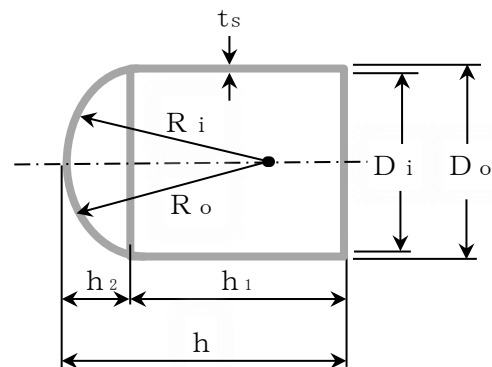
2.2.1 ストレーナ近傍の平均流速

(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

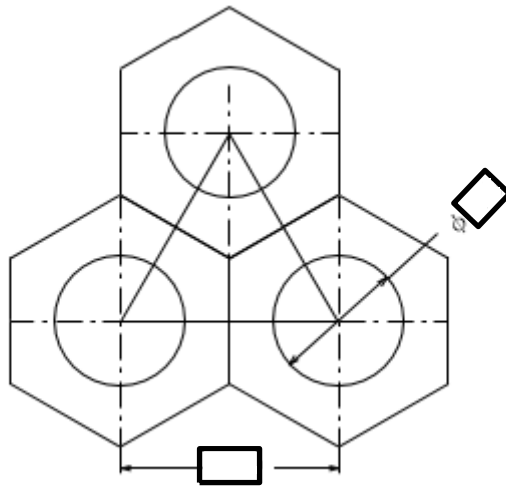
(1) ストレーナ面積比

下図に示すような正三角形モデルとすると、

$$\text{ストレーナ面積比} : \bar{f} = \frac{\pi \cdot d^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot p^2} = \frac{\pi \cdot \boxed{}^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot \boxed{}^2} = \boxed{}$$

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 $\bar{\epsilon}_{0Re}$ は、Diagram 8-5*³ の上表の数値を用いて直線内挿して算出する。

Diagram 8-5 *³ の上表の数値 Re= にて $\bar{\epsilon}_{0Re}$ =
 Re= にて $\bar{\epsilon}_{0Re}$ = から
 線形補間により Re= における $\bar{\epsilon}_{0Re}$ を算出する。
 $\bar{\epsilon}_{0Re}$ = =

③ ζ_{1qu} は、Diagram 4-15*⁴ (Re > 10³) に基づいて算出する。

$$\zeta_{1qu} = \left\{ 0.5 \cdot (1 - \bar{f})^{0.75} + \tau \cdot (1 - \bar{f})^{1.375} + (1 - \bar{f})^2 + \lambda \cdot \frac{\ell}{d_h} \right\} \cdot \frac{1}{\bar{f}^2}$$

$$= \text{$$

$$= \text{$$

(a) $\tau = (2.4 - \bar{\ell}) \cdot 10^{-\varphi(\bar{\ell})} = \text{$ =

(b) $\bar{\ell} = \frac{\ell}{d_h} = \frac{\text{$ }{\text{} = > 0.015 (ℓ = 多孔プレートの厚さ)

(c) $\varphi(\bar{\ell}) = 0.25 + 0.535 \times \{ (\bar{\ell})^8 / (0.05 + (\bar{\ell})^8) \}$
 $= 0.25 + 0.535 \times \{ \text{$ / (0.05 +) }
 $= \text{$

(d) 管摩擦係数： $\lambda = \frac{64}{Re}$ (引用文献[3] 図 151)

$$\lambda = \frac{64}{Re} = \frac{64}{\text{$$
} = \text{

④ 縮流係数の計算

$$\zeta_{Re} = \frac{\zeta_\phi}{\bar{f}^2} + \bar{\epsilon}_{0Re} \cdot \zeta_{1qu} = \text{$$
 =

(4) ストレーナ部圧力損失

縮流係数を用いてストレーナ部圧力損失を計算する。

$$\Delta H = \zeta_{Re} \cdot \frac{\bar{v}^2}{2 \cdot g} = \text{$$
 = → m

注記*1：引用文献[1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4

*2：引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

*3：引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

*4：引用文献[2] “HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

2.3 結 論

以上の計算結果から、ストレーナ片側が閉塞した場合のストレーナの圧力損失は、m となる。

ストレーナ名称	定格圧力損失 (m)
原子炉隔離時冷却系ストレーナ	<input type="text"/>

[引用文献]

- [1] “Cameron Hydraulic Data, 16th Edition, 1984” page4-4
- [2] HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition
- [3] 機械工学便覧 基礎編 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

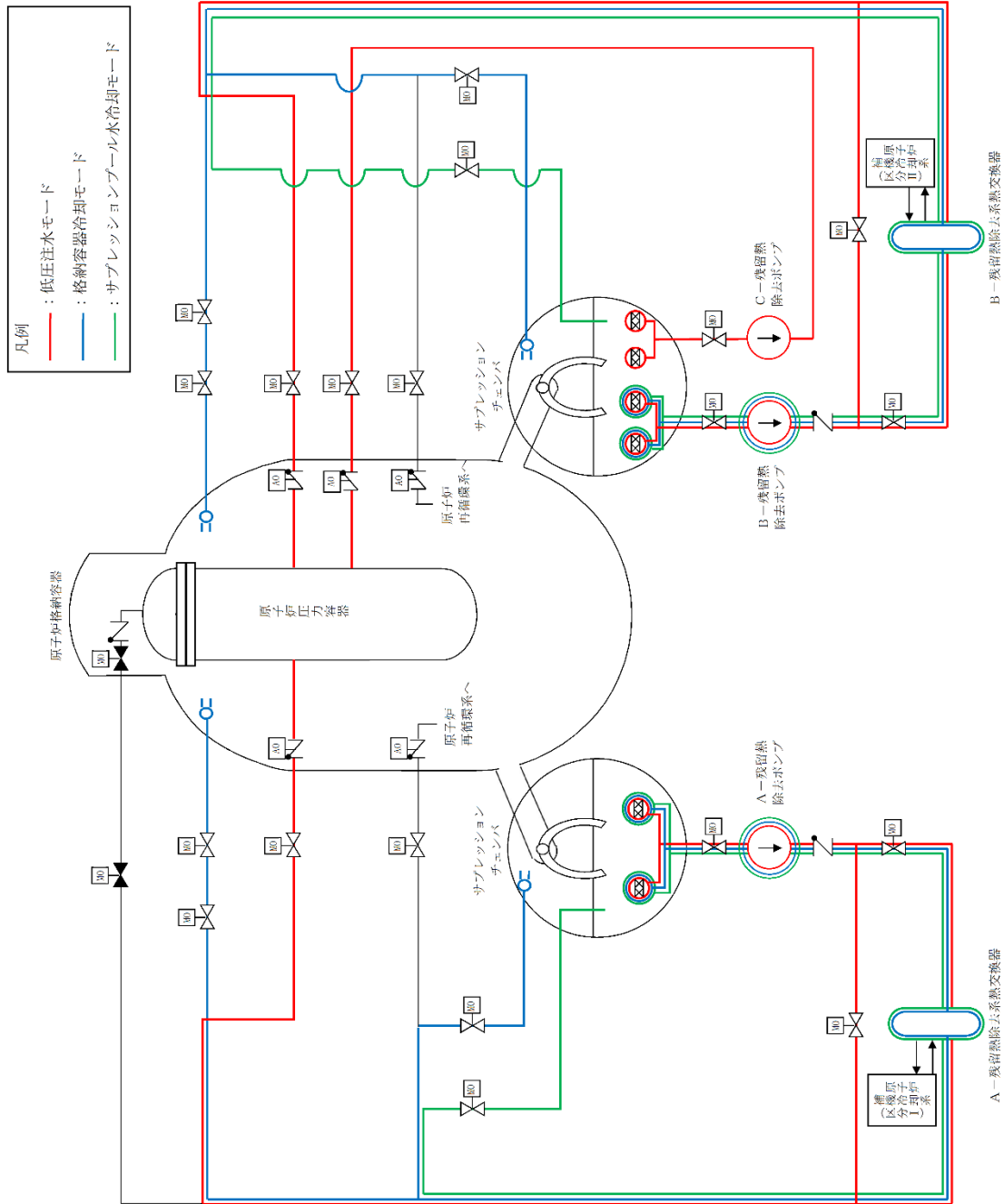
今回工事計画において、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び圧力低減設備その他の安全設備で兼用するポンプについて、それぞれの機能に期待する際の有効NPSH評価条件を比較し、評価対象を整理した結果を下表に示す。また、各ポンプの系統機能の概要を第1～3図に示す。

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

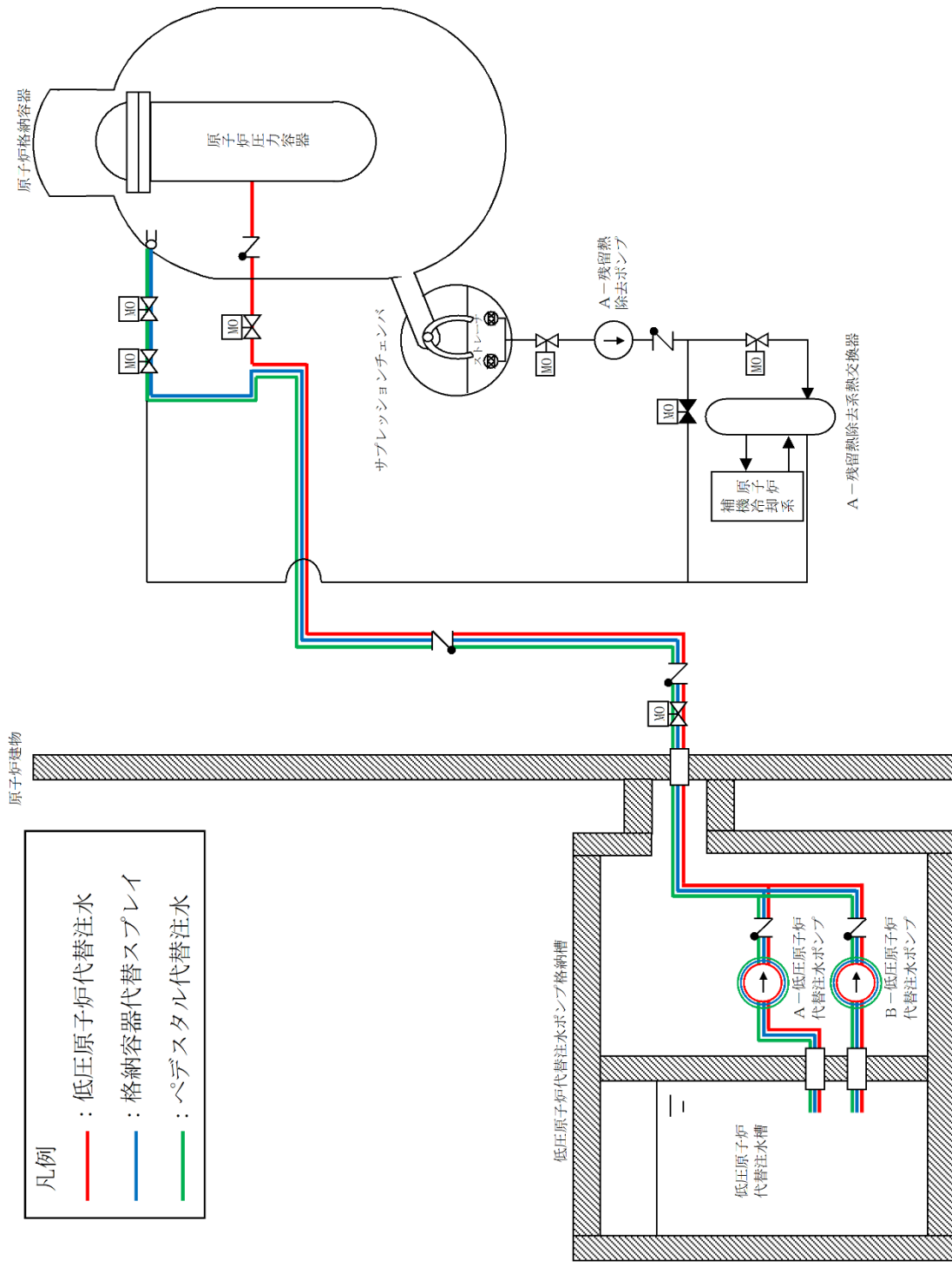
ポンプ名称	系統機能	水源	有効NPSH評価条件					評価対象の整理
			流量	水源の圧力	水源の水位	水源の温度	異物有無	
残留熱除去ポンプ	低圧注水	サブプレッションプール	1218m³/h	□°Cの飽和蒸気圧	S/P最低水位	□°C	無し	ストレーナへの異物付着による圧損上昇を考慮するDBA時の評価条件に包絡されることから、個別評価対象外としている。
	格納容器冷却			□°Cの飽和蒸気圧		□°C		
	サブプレッションプール水冷却			□°Cの飽和蒸気圧		□°C		
	低圧注水、格納容器冷却 (DBA評価)			大気圧		100°C	有り	
低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水	低圧原子炉代替注水槽	□m³/h	大気圧	ポンプトリップ水位	66°C	無し	吸込配管の圧損等に寄与する流量が最も大きくなる低圧原子炉代替注水時を代表とし、VI-1-4-3にて評価している。
	格納容器代替スプレイ		□m³/h					
	ベDESTAL代替注水		□m³/h					
大量送水車	低圧原子炉代替注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	70m³/h	大気圧	水中ポンプ : 空気を吸い込まない水位を確保 大量送水車 : 水中ポンプの押込水頭を吸込側に向け、必要NPSHを上回るよう考慮	40°C	無し*2	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
	格納容器代替スプレイ	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	ベDESTAL代替注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	低圧原子炉代替注水及び格納容器代替スプレイの同時注水	輪谷貯水槽 (西1) (西2)	150m³/h*1					
	低圧原子炉代替注水槽への供給	輪谷貯水槽 (西1) (西2) 海 (取水槽)	120m³/h					
	輪谷貯水槽 (西1) (西2) への供給	海 (取水槽)	120m³/h					

注記*1: 原子炉圧力容器への注水流量は30m³/h、原子炉格納容器内へのスプレイ流量は120m³/hである。

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



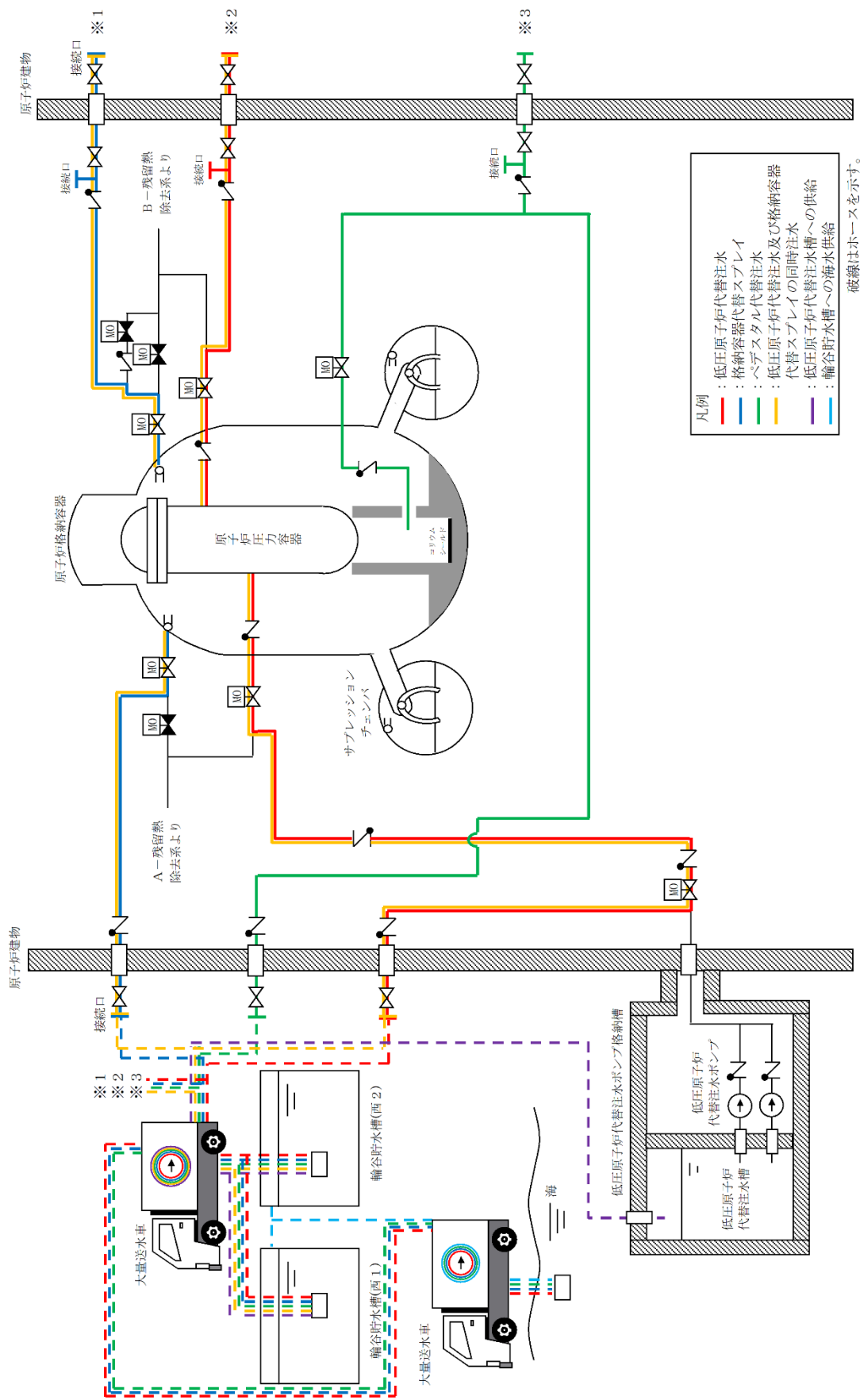
第1図 残留熱除去ポンプ 系統機能概要図



凡例

- : 低圧原子炉代替注水
- : 格納容器代替スプレイ
- : ペデスタル代替注水

第2図 低圧原子炉代替注水泵 システム機能概要図



第3図 大量送水車 系統機能概要図

安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書に係る補足説明資料

目 次

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠…………… 1
 2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠…………… 4
- 別紙 1 弁座漏えいを想定する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び作動を期待する安全弁について
- 別紙 2 安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果について

1. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV222-1A	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/hの合計値 <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5A, 11A (<input type="text"/> mL/h) MV222-13 (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。
RV222-1B	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/h、 <input type="text"/> mL/hの合計値 <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5B, 11B (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。
RV222-1C	<input type="text"/> kg/h	必要な吹出量は、原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁から残留熱除去系への弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、メーカー設計値である保守的に評価した <input type="text"/> mL/hを必要吹出量として設定し、質量流量で* <input type="text"/> kg/hとする。	設計弁座漏えい量 MV222-5C (<input type="text"/> mL/h) 注記*：液体の比重量は 1.000 g/cm ³ とする。

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV222-2	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>
RV224-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>
RV223-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV221-1	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、通常運転時、閉塞状態の弁間において、内包する流体の温度上昇による熱膨張を全量逃がし得る容量とする。想定熱膨張量は、系統内の保有水量を、余裕を見た値の□* m³とし、保守的に水温が1時間で10℃から40℃に変化した場合の熱膨張を計算した結果から□ kg/hと設定。</p> <p>これに対し余裕を見込んで、質量流量で□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：系統内の保有水量は逃がし弁が接続されている配管のうち閉塞状態の弁間にて区切られた容積に対して余裕を持った値で設定する。</p>

2. 計測制御系統施設の安全弁等の必要な吹出量の設定根拠

名称	必要な吹出量	設定根拠	備考
RV225-1A, B	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、逃がし弁下流のほう酸水注入系で隔離が生じ、ほう酸水注入ポンプ1台の定格流量が流入した場合に、その流入流量を全量逃がし得る容量として、ほう酸水注入ポンプ1台の定格流量である□ m³/hを必要な吹出量として設定し、質量流量で*□ kg/hとする。</p>	<p>注記*：ほう酸水注入ポンプテスト運転時、内部流体は純水を使用するため、流体の比重量は保守的に□ g/cm³とする。</p>
RV227-1A, B	□ kg/h	<p>必要な吹出量は、重大事故等対処設備として逃がし安全弁へ窒素供給時、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁用窒素ガスポンベの減圧弁が故障により全開となった場合、供給ガス流量を全量逃がし得る容量として、体積流量□ m³/h[normal]を吹出量とし、必要な吹出量は、気体定数 22.4 m³/kmol、窒素ガス 1kmol あたりの質量が 28.01 kg/kmol であることから、質量流量で□ kg/hとする。</p>	

弁座漏えいを想定する原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁及び
作動を期待する安全弁について

原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁については弁座漏えいを想定している。隔離弁の弁座から漏えいした場合に作動を期待する安全弁として、「RV222-1A」, 「RV222-1B」, 「RV222-1C」及び「RV222-2」がある。これらの安全弁及び弁座漏えいを想定している原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の位置について、図1及び図2に示す。

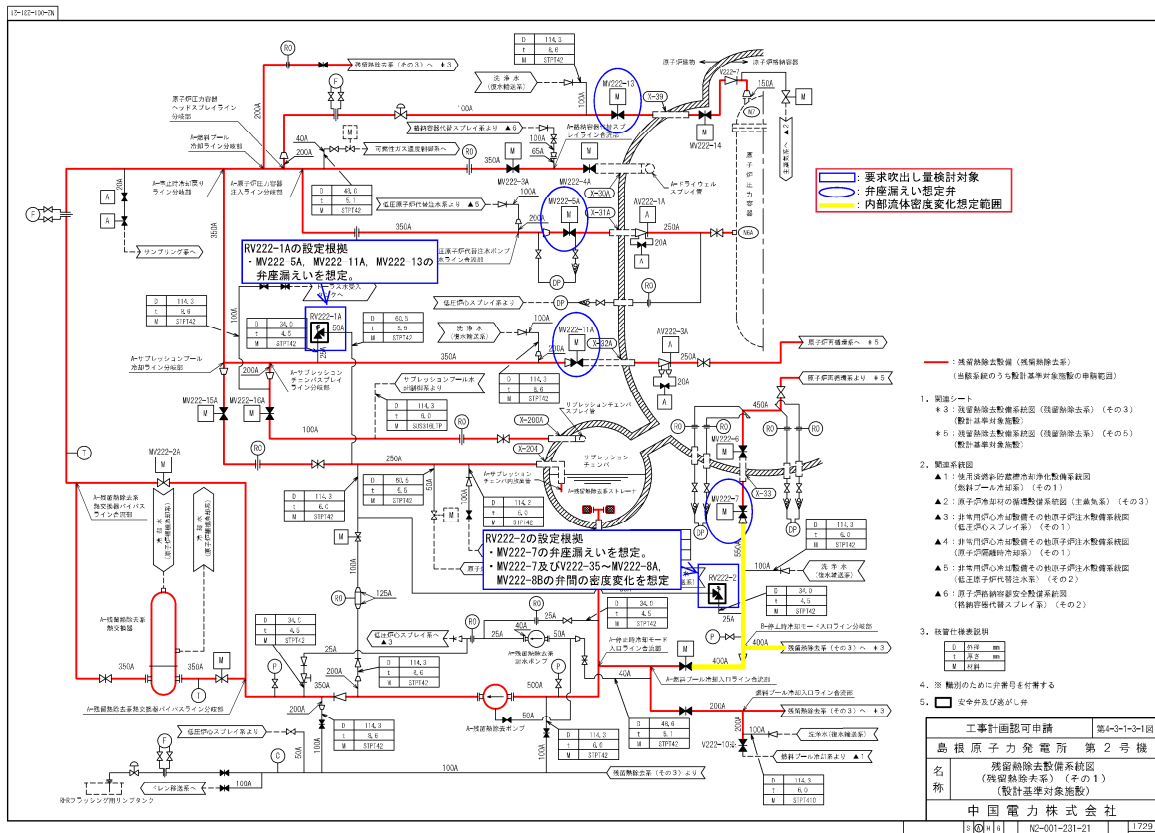


図1 残留熱除去系 工認系統図 (A系)

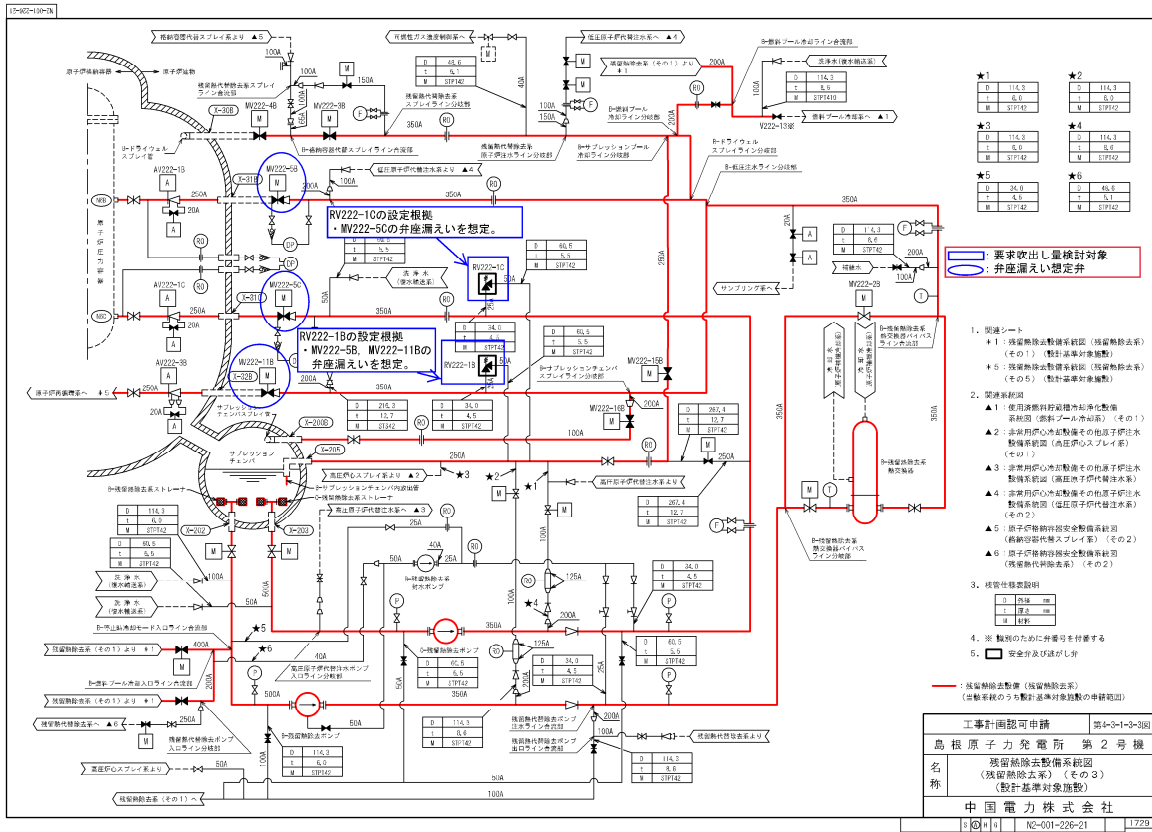


図2 残留熱除去系 工認系統図 (B系)

安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果について

安全弁及び逃がし弁について「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」のうち別表第二の記載要求に基づき，主配管・容器を防護するための安全弁及び逃がし弁又は有効性評価において動作を期待する安全弁及び逃がし弁のうち運転時に機能を期待するものについて吹出量計算書を作成している。

ただし，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において吹出量計算書は作成しない。

また，重大事故等対処設備のうち，原子炉冷却系統施設の逃がし安全弁（RV202-1A～H，J～M）及び非常用電源設備の空気だめの安全弁については，建設時工認で吹出量計算書を提出しており，設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において吹出量計算書は作成しない。

安全弁及び逃がし弁対象設備の整理結果を表 1 に示す。

吹出量計算書対象設備の系統図を図 1 に示す。

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(1/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)	
			弁番号	弁名称											
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	RV202-1A	A-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	
			RV202-1B	B-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1C	C-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1D	D-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1E	E-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1F	F-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1G	G-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1H	H-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1J	J-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1K	K-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1L	L-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
			RV202-1M	M-原子炉逃がし安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
		復水系	RV203-1A	A-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-1B	B-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-1C	C-復水ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2A	A-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2B	B-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-2C	C-復水昇圧ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3A	A-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3B	B-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-3C	C-第1給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV203-4A	A-第3給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
		RV203-4B	B-第3給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×	
給水系	RV204-1A	A-第5給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×		
	RV204-1B	B-第5給水加熱器水室逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×		

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(2/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)
			弁番号	弁名称										
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材の循環設備	抽気系	RV241-10A	A-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-10B	B-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-11A	A-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-11B	B-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-12A	A-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-12B	B-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-13A	A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
			RV241-13B	A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	-	-
	残留熱除去設備	残留熱除去系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-1B	B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-1C	C-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
			RV222-2	RHR 炉水入口配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
	非常用炉心冷却設備その他注水設備	高圧炉心スプレイス系	RV224-1	HPCSポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		低圧炉心スプレイス系	RV223-1	LPCS逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		原子炉隔離時冷却系	RV221-1	RCIC ポンプ入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○
		低圧原子炉代替注水系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(3/5)

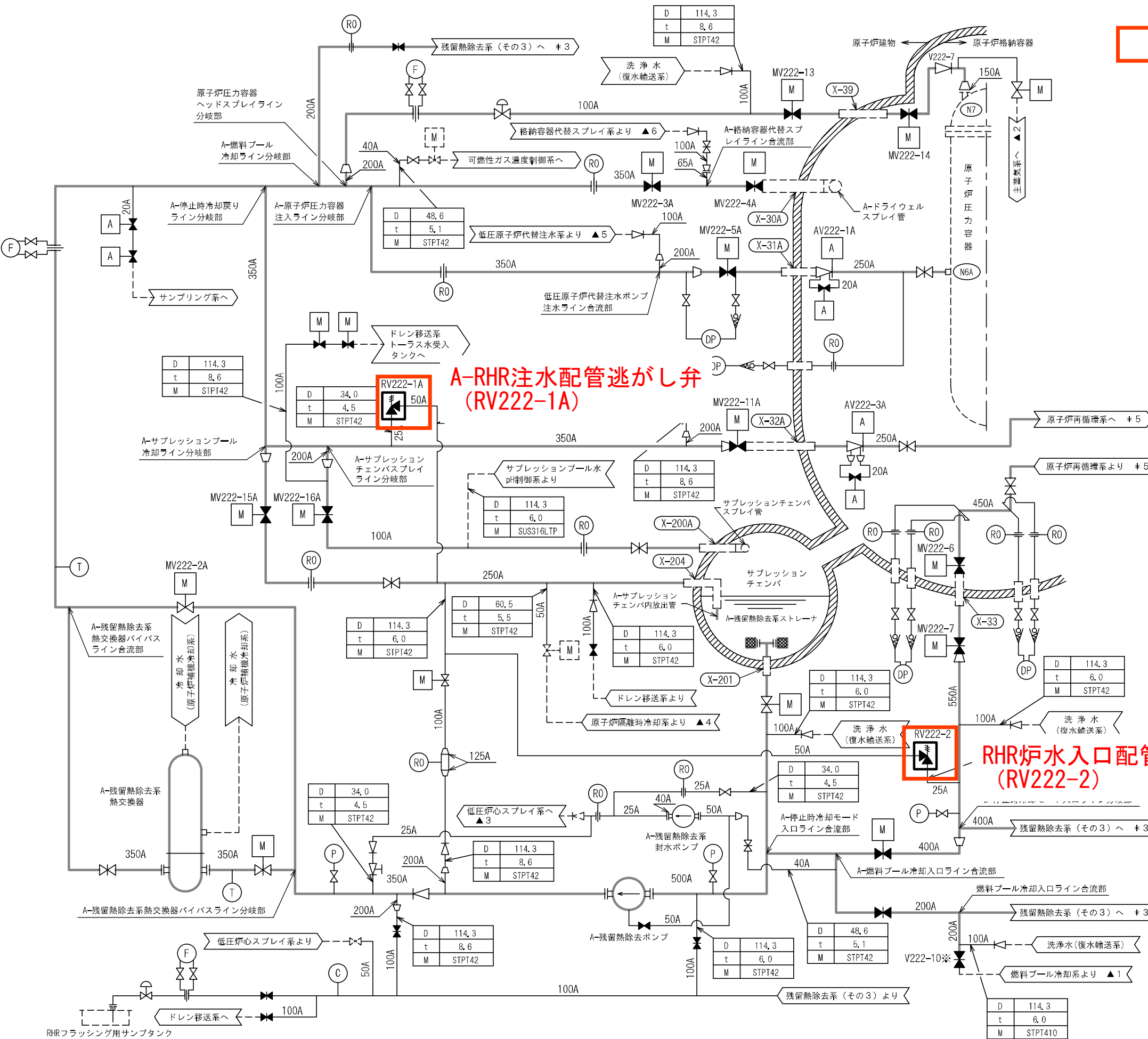
施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)	
			弁番号	弁名称											
原子炉冷却系統設備	非常用炉心冷却設備その他注水設備	残留熱除去系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	
			RV222-1B	B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	×	○
			RV222-1C	C-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	×	○
		ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	×	○
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	×	○
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系	RV214-1A	RCW A-RHR熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV214-1B	RCW B-RHR熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV214-5A	RCW A-FPC熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV214-5B	RCW B-FPC熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
			RV214-10	RCW CUW補助熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	○	-	-	-	-	×	×
	原子炉冷却材浄化設備	原子炉浄化系	RV213-1	CUW 圧力調節弁出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	○	×
			RV213-3	CUW 再生熱交換器逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	○	×
			RV213-4	CUW サージタンク安全弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	○	○
	蒸気タービンに係るもの	蒸気タービンの附属設備	-	RV241-10A	A-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×
				RV241-10B	B-第1抽気第6給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	○
RV241-11A				A-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-11B				B-第2抽気第5給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-12A				A-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-12B				B-第3抽気第4給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-13A				A-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×
RV241-13B				B-第4抽気第3給水加熱器入口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○	×

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(4/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)		
			弁番号	弁名称												
計測制御系統設備	ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○		
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	○	○	○	○	
	制御用空気設備	窒素逃がしガス供給系	RV227-1A	A-ADS窒素ガス供給装置出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○		
			RV227-1B	B-ADS窒素ガス供給装置出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	○	×	○		
		計装用圧縮空気系	RV277-1A	A-気水分離器安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-	-	
			RV277-1B	B-気水分離器安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-	-	
			RV277-2	計装用空気槽安全弁	○	○	○	-	○	×	-	-	-	-	-	
			RV277-3A	A-再生送風機出口安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-	-	
			RV277-3B	B-再生送風機出口安全弁	×	○	○	-	○	×	-	-	-	-	-	
		圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器代替スプレッドシステム	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
					RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○
残留熱代替除去系	RV222-1A			A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	×	○	
	RV222-1B			B-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	×	○	

表1 島根2号機 安全弁及び逃がし弁申請対象設備整理表(5/5)

施設区分	設備区分	系統名	島根2号機		工認申請実績 ○:実績有り ×:実績無し	別表2 ○:対象 ×:対象外	工認上の主配管・容器(DB/SA)を防護するための安全弁/逃がし弁か?	有効性評価において動作を期待する安全弁/逃がし弁か?	運転時に機能を期待せず保守/点検等時にのみ機能を期待する安全弁/逃がし弁か?	今回の新規制基準で申請する安全弁/逃がし弁か?	要目表	吹出量計算書	補正工認(DB)	補正工認(SA)	
			弁番号	弁名称											
圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	低圧原子炉代替注水系	RV222-1A	A-RHR注水配管逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○	
		ほう酸水注入系	RV225-1A	A-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○	
			RV225-1B	B-SLCポンプ出口逃がし弁	×	○	○	-	×	○	○	×	×	○	
	並び放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備	可燃性ガス濃度制御系	RV229-1A	A-FCS 出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×	
			RV229-1B	B-FCS 出口安全弁	×	○	○	-	×	○	○	×	○	×	
	非常用電源設備	内燃機関	非常用ディーゼル発電設備	RV280-300A	DEG A-空気だめ(自動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○
RV280-300B				DEG B-空気だめ(自動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	×	○	○	
RV280-301A				DEG A-空気だめ(手動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
RV280-301B				DEG B-空気だめ(手動)安全弁	○	○	○	-	×	○	○	○	×	○	○
高圧炉心スプレイズル発電設備			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

A-RHR注水配管逃がし弁 (RV222-1A)

RHR炉水入口配管逃がし弁 (RV222-2)

— : 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)

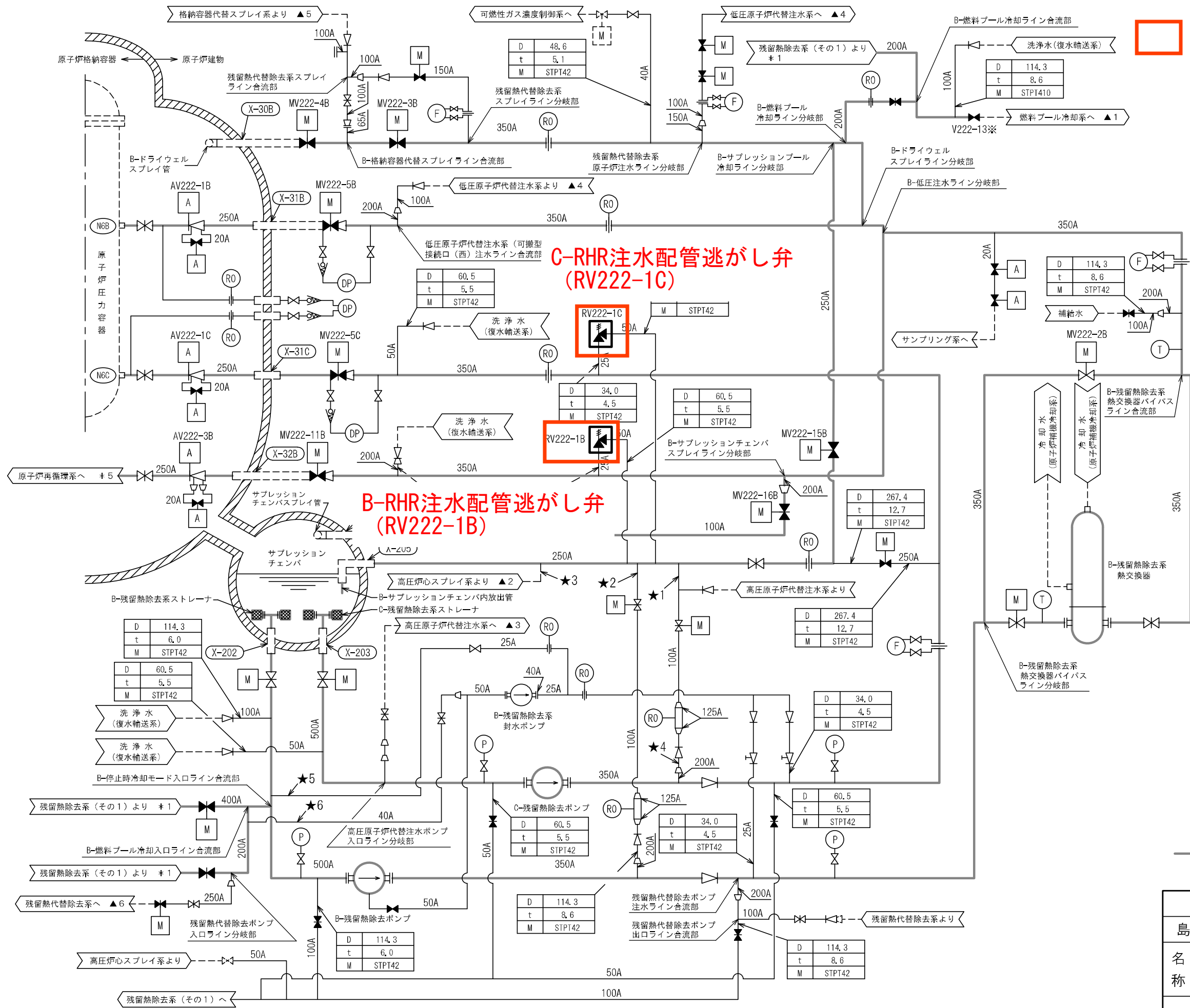
3. 枝管仕様表説明

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

1. 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)

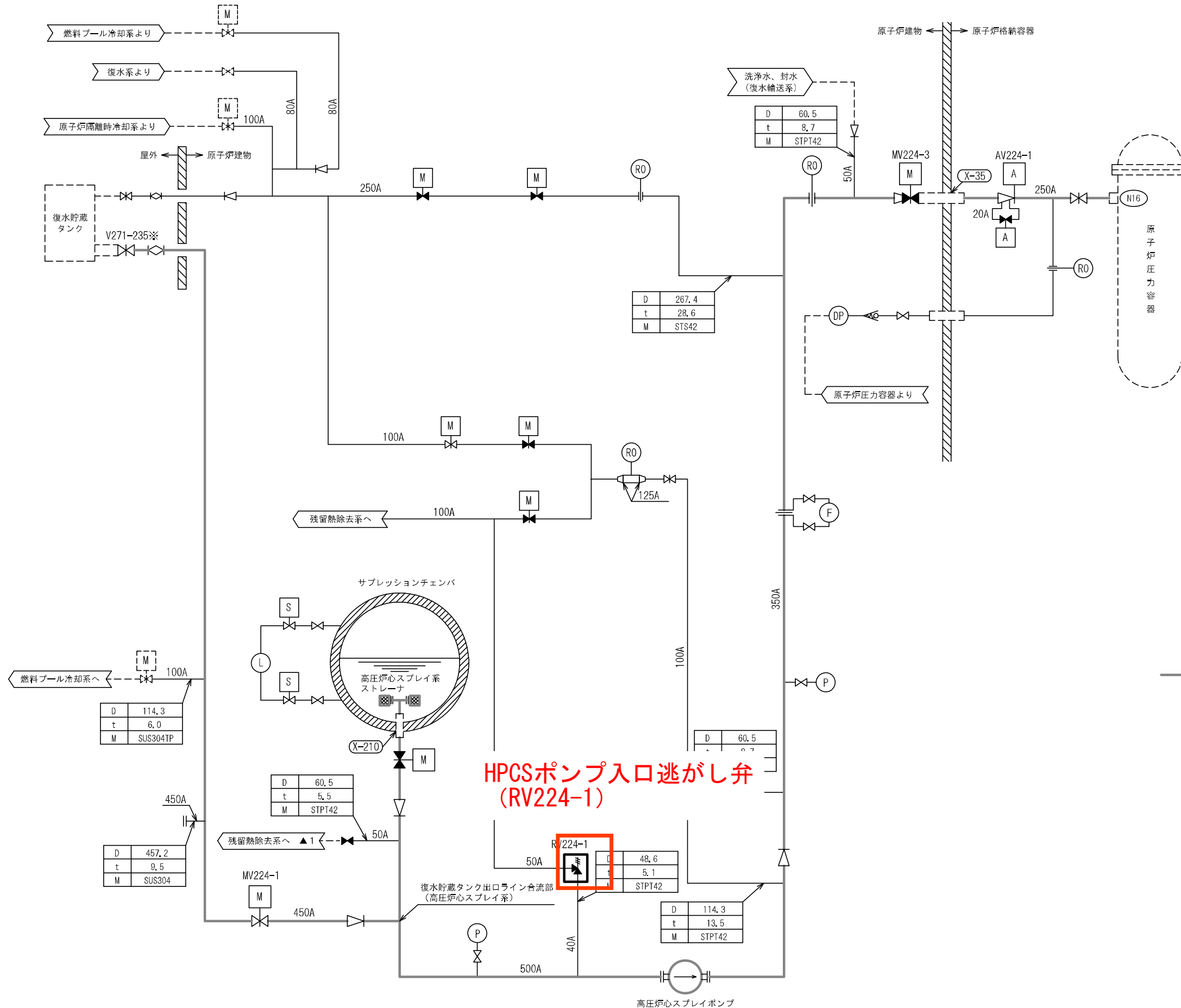
2. 関連系統図
- ▲1: 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備系統図 (燃料プール冷却系) (その1)
 - ▲2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧炉心スプレイ系) (その1)
 - ▲3: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (高圧原子炉代替注水系) (その1)
 - ▲4: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図 (低圧原子炉代替注水系) (その2)
 - ▲5: 原子炉格納容器安全設備系統図 (格納容器代替スプレイ系) (その2)
 - ▲6: 原子炉格納容器安全設備系統図 (残留熱代替除去系) (その2)

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

— : 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



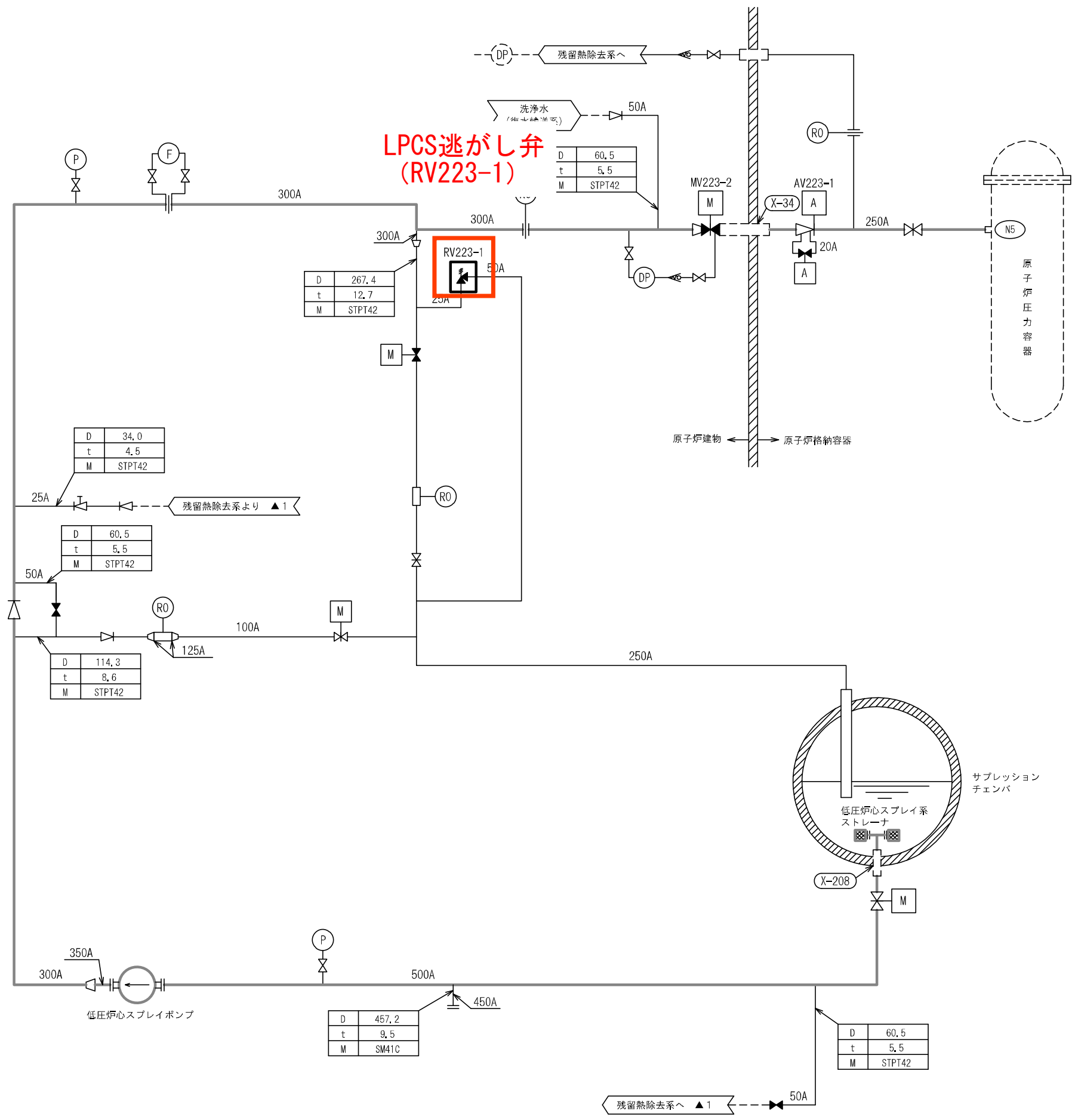
— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧炉心スプレイ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

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

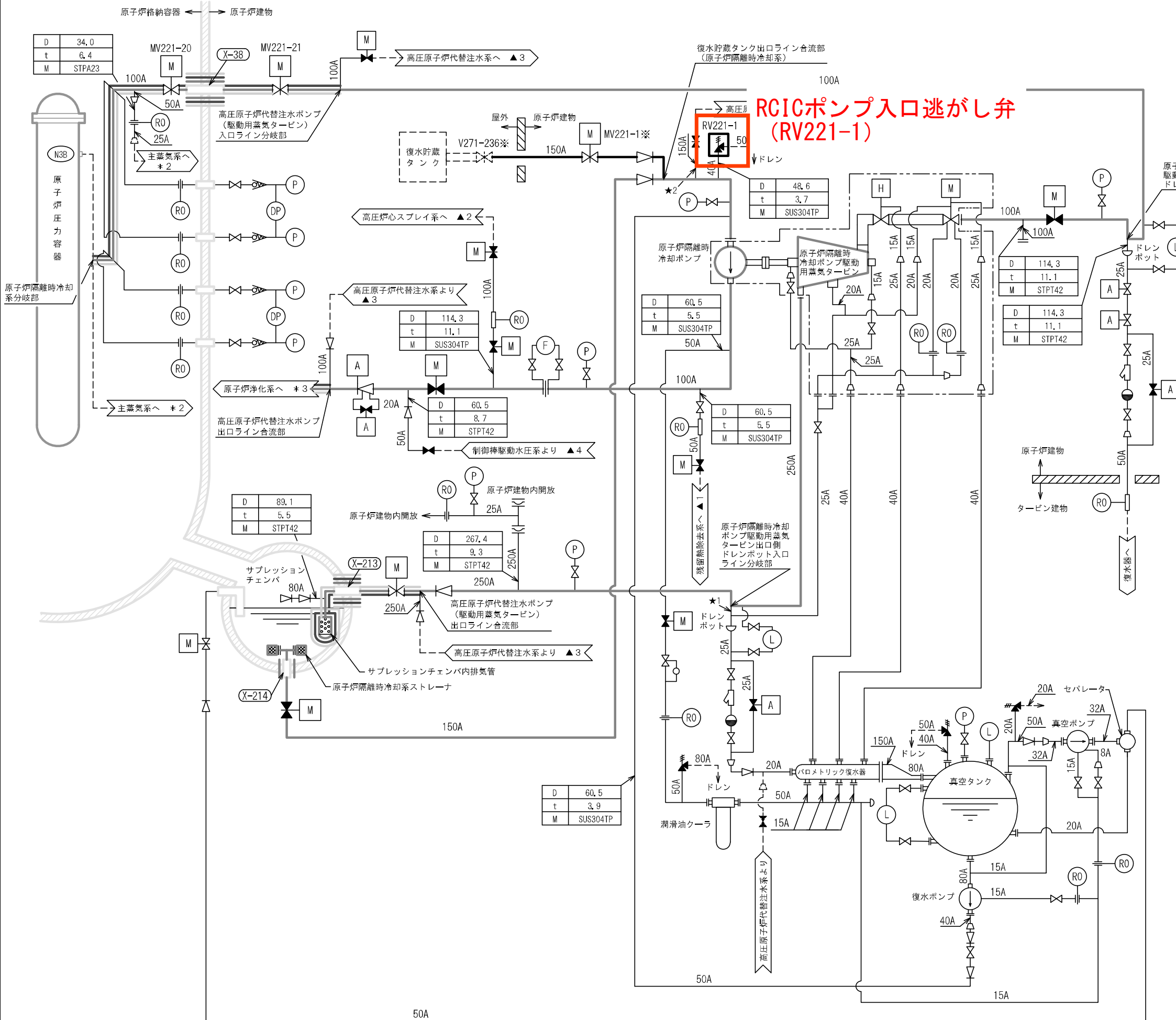


— : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧炉心スプレィ系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

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

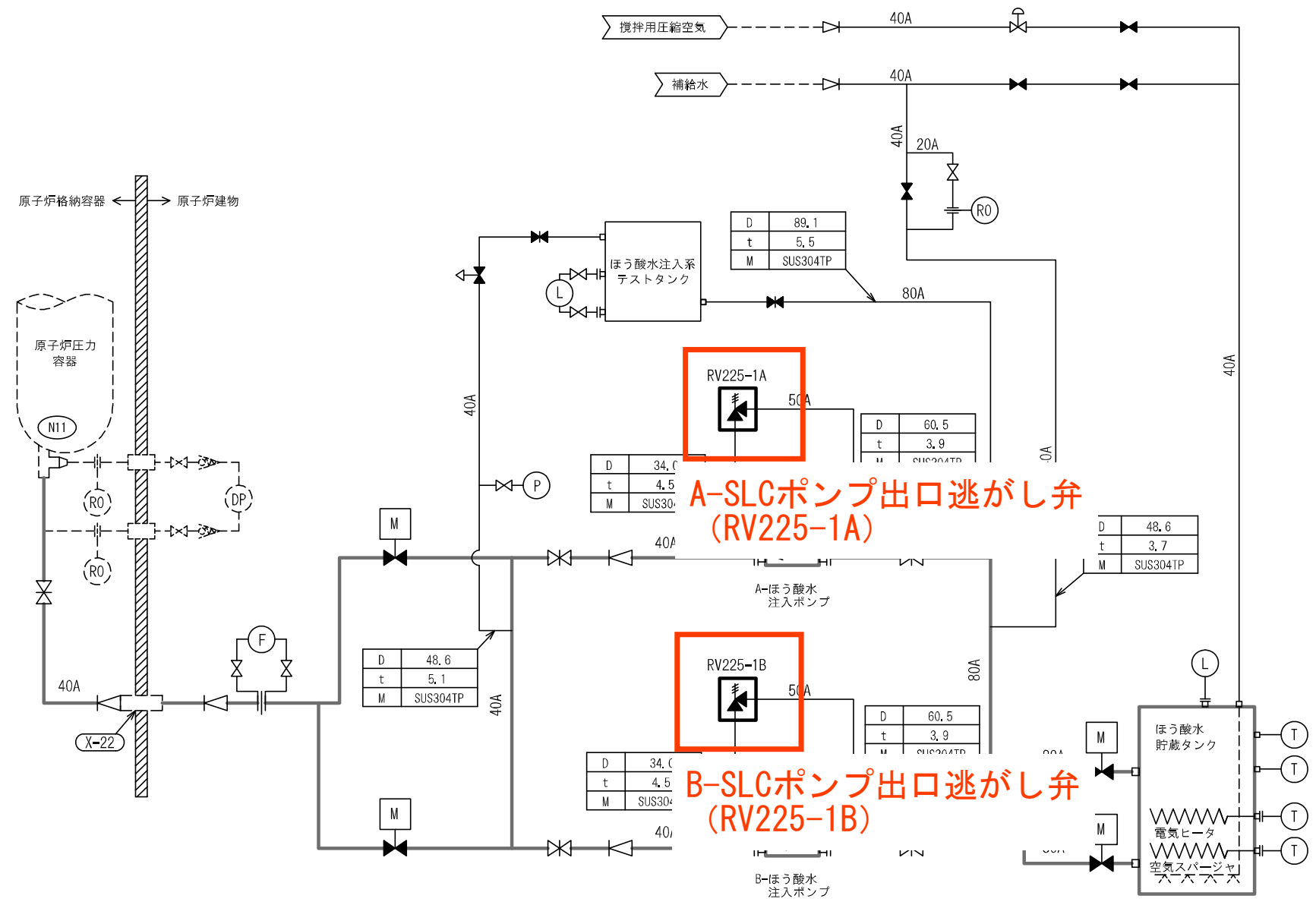
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) (当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲)
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納容器安全設備 (高圧原子炉代替注水系) (兼用範囲)
- : 原子炉格納施設 (原子炉格納容器)
- : 原子炉本体 (原子炉圧力容器)

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



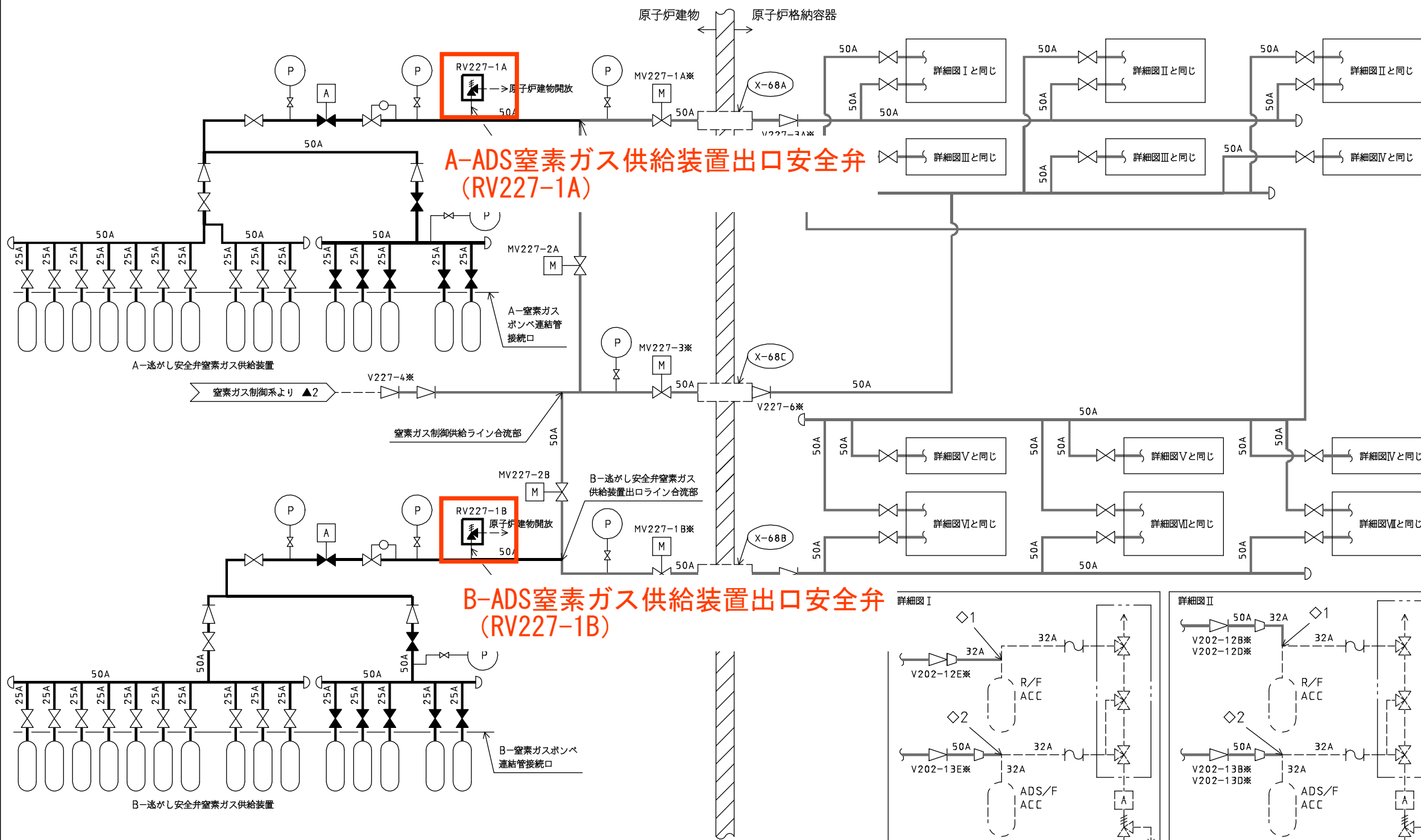
— : ほう酸水注入設備 (ほう酸水注入系)
(当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲)

1. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

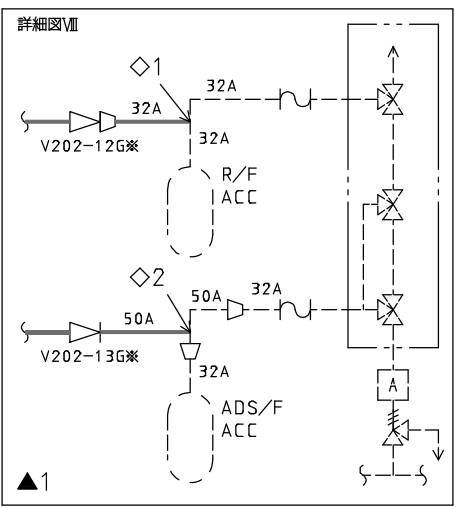
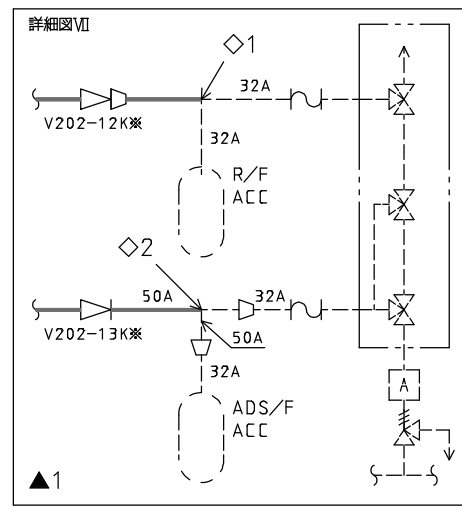
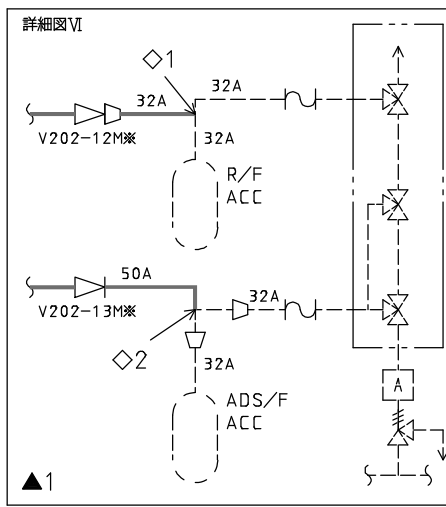
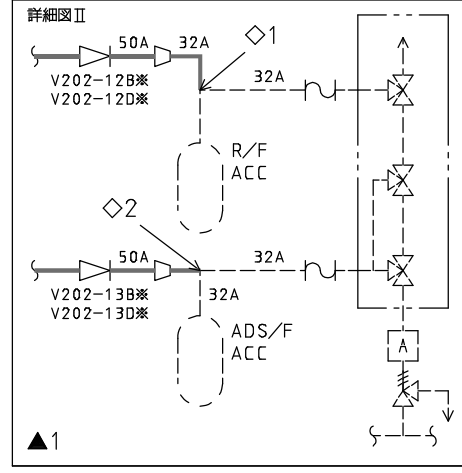
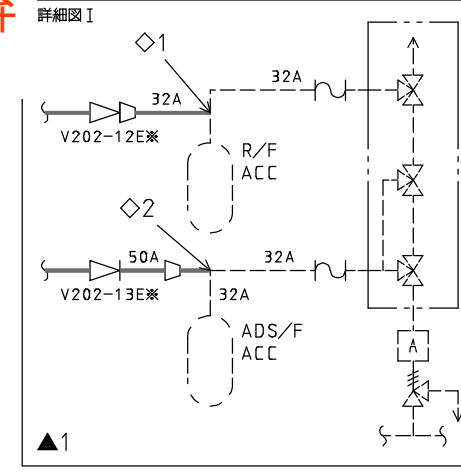
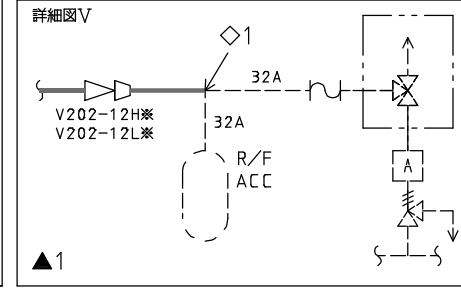
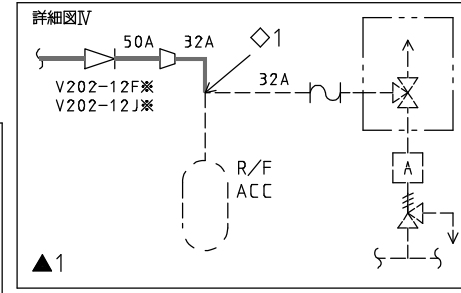
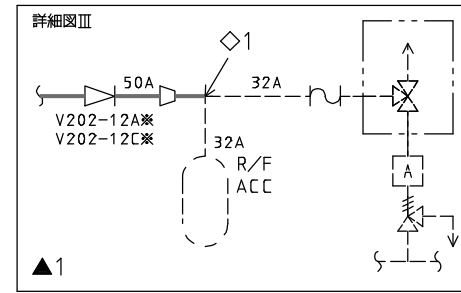
2. 安全弁及び逃がし弁

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	1
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。

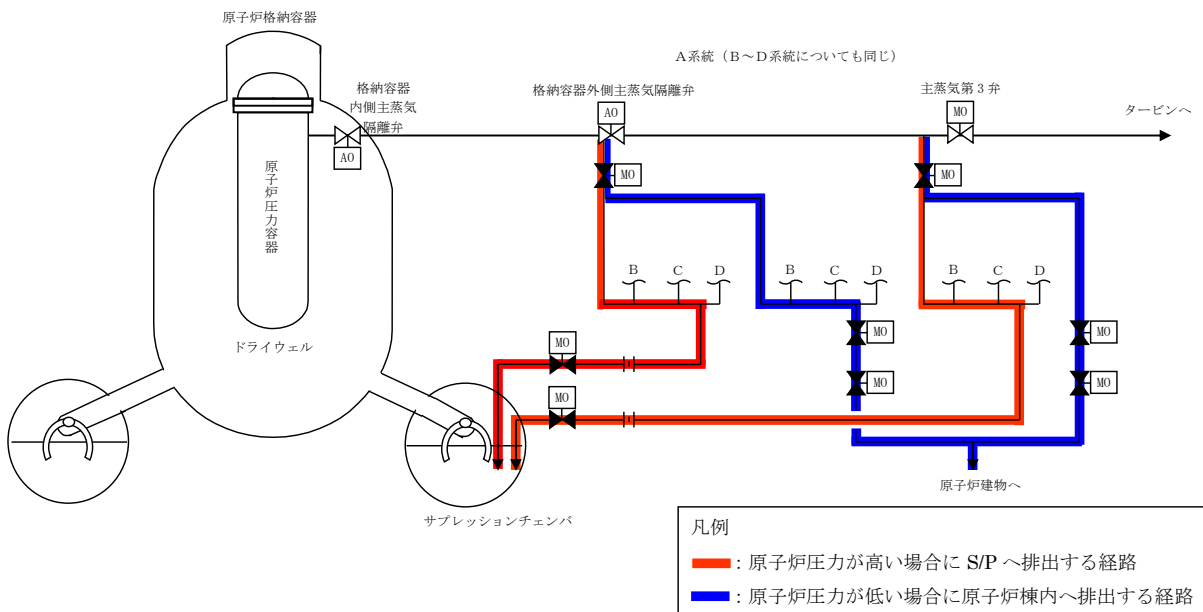


図 2-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系 系統概要図

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。

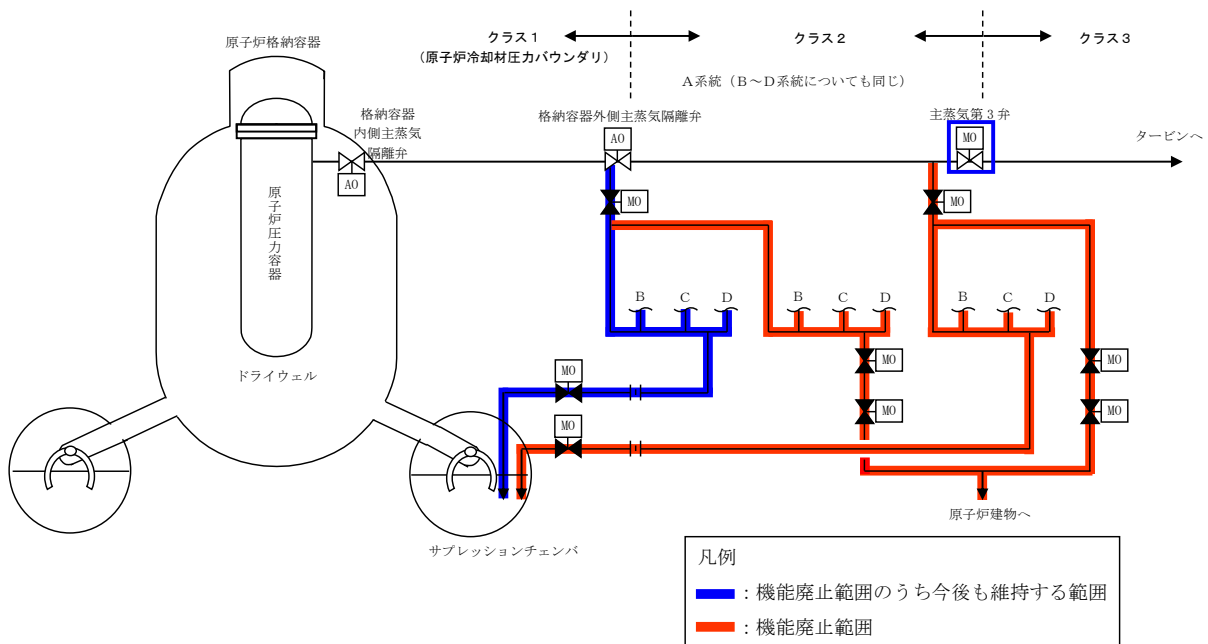


図 3-1 主蒸気隔離弁漏えい制御系の機能廃止範囲

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。

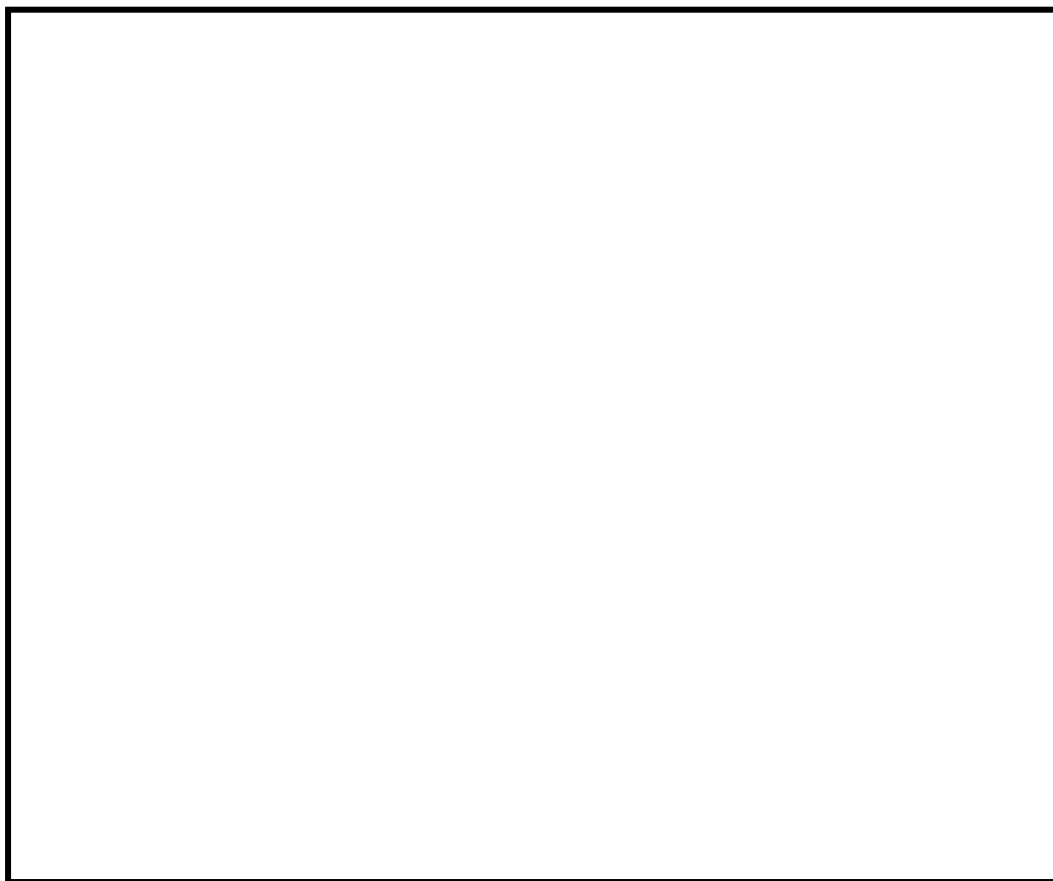


図4-1 主蒸気隔離弁全体図

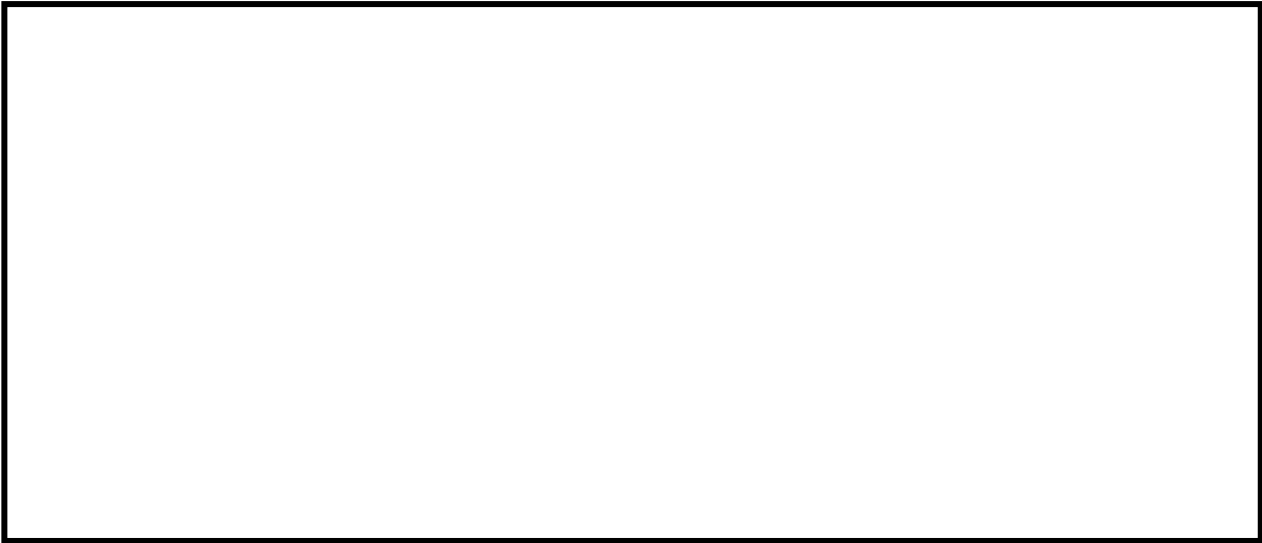


図 4-2 弁体改良内容の概略図

(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。

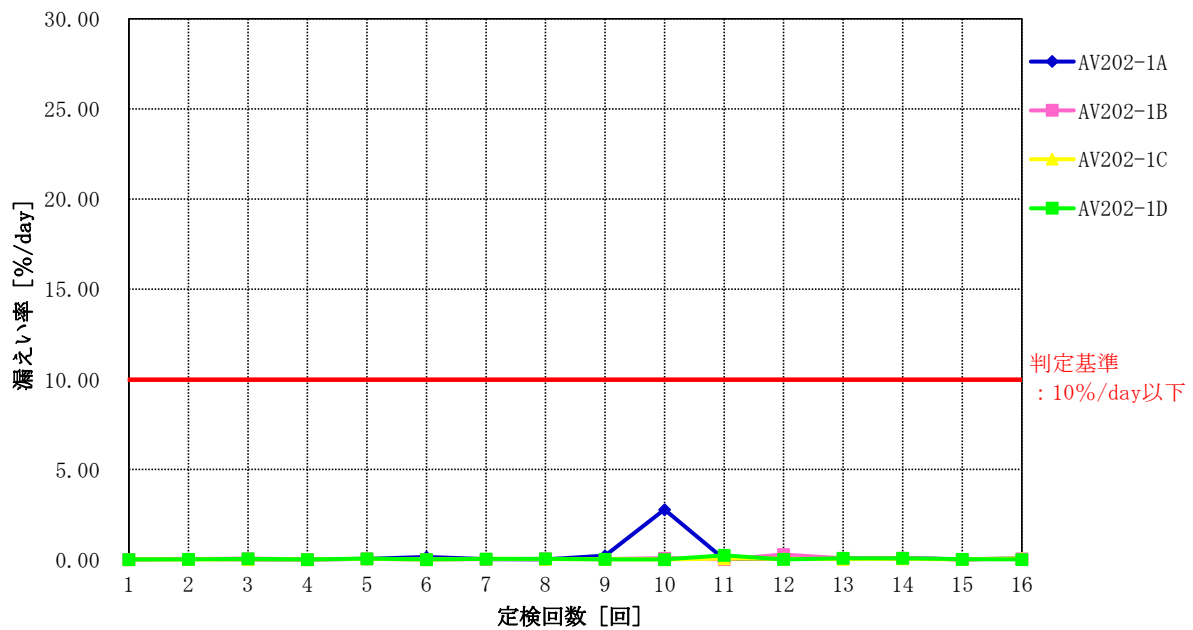


図 4-3 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果（内側弁）

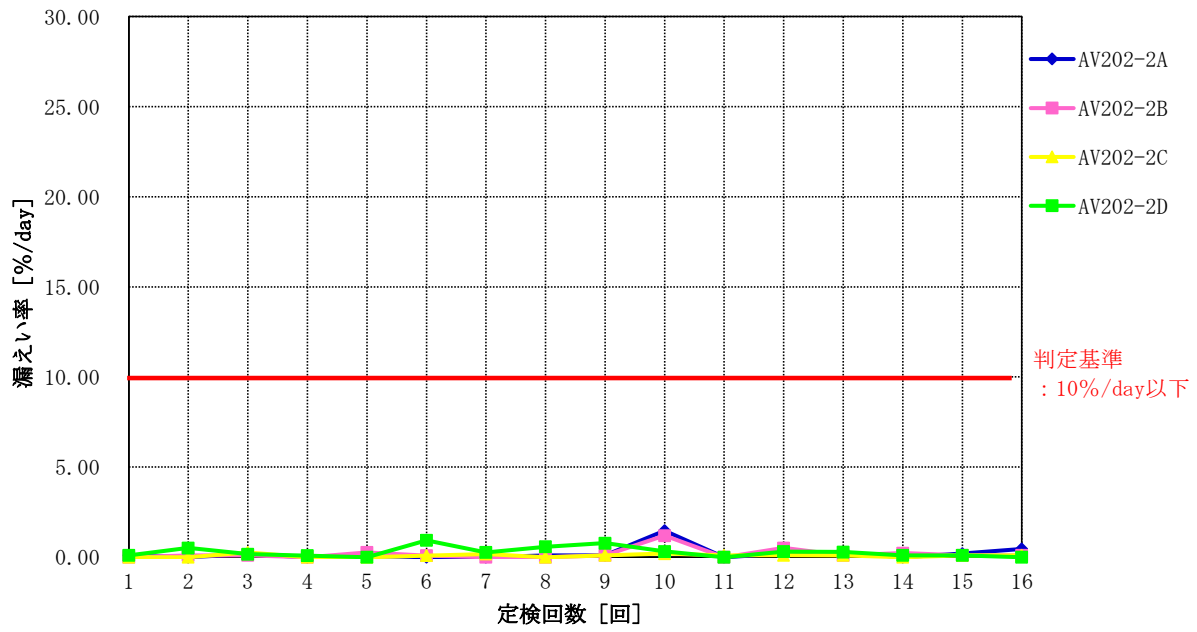


図 4-4 主蒸気隔離弁漏えい率試験結果 (外側弁)