

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB17 r.6.0
提出年月日	令和4年12月21日

## 泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について  
(設計基準対象施設等)

第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

令和4年12月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 第17条：原子炉冷却材圧力バウンダリ

### <目 次>

#### 1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
  - (1)位置，構造及び設備
  - (2)安全設計方針
  - (3)適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

#### 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出
- 2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について
- 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様
- 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について
- 2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について
- 2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲，原子炉格納容器バウンダリに対する漏えい検査への影響について
- 2.7 クラス1機器とクラス2機器の設計・製作・据付時の検査の違いについて

別紙1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

別紙2 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

別紙3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

別紙4 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管について

別紙5 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼に対する管理について

#### 3. 技術的能力説明資料

(別添資料) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

## <概要>

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリについて、設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条の要求事項を表1に示す。また、表1において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項 (1/2)

設置許可基準規則 第17条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	技術基準規則 第27条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、原子炉冷却材圧力バ ウンダリを構成する機器 (安全施設 に属するものに限る。以下この条に おいて同じ。) を設けなければなら ない。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし (ただし、解釈にて、原子 炉冷却材圧力バウンダリの 範囲が拡大)</p>
<p>一 通常運転時、運転時の異常な過 渡変化時及び設計基準事故時に生 ずる衝撃、炉心の反応度の変化によ る荷重の増加その他の原子炉冷却 材圧力バウンダリを構成する機器 に加わる負荷に耐えるものとする こと。</p>	<p>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発 電用原子炉施設の損壊その他の異常 に伴う衝撃、炉心の反応度の変化に よる荷重の増加その他の原子炉冷却 材圧力バウンダリを構成する機器に 加わる負荷に耐えるように施設しな ければならない。</p>	<p>変更なし (従来の原子炉冷却材圧力 バウンダリと同等の耐圧強 度、材料である。また、強 度・耐震評価において基準 を満足していることを確認 している。)</p>

表1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項 (2/2)

設置許可基準規則 第17条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	技術基準規則 第28条 (原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)	備考
	原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。	変更なし (隔離装置である第1隔離弁の範囲から、第2隔離弁を含む範囲までに変更した。)
三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする。	—	変更なし (オーステナイト系ステンレス鋼であり十分な破壊じん性を有している。 また、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬時的破壊が生じないことを確認している。)
四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。	2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	変更なし (各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。)



## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置、構造及び設備

#### 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

##### ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

#### (3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

##### a. 設計基準対象施設

#### (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えられる設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は以下とする。

(一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそ

れがなく、上記（三）に該当するものとする。

【説明資料(2.1, 2.2)】

## (2) 安全設計方針

該当なし

## (3) 適合性説明

1.12.3 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.3.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合

（第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ）

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 1次冷却系を構成する機器及び配管（1次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1次冷却系配管、弁等）
- (3) 接続配管



- a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。
- b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。
- c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b.以外のは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。
- d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
- e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記c.に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる余熱除去系統入口ラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記b.に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査（浸透探傷検査）を検査間隔にて全数（100%）継続的に行い健全性を確認する。

#### 第1項第1号及び第2号について

通常運転時のうち原子炉運転中においては、加圧器圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。また、原子炉起動時又は停止時においては、1次冷却材の加熱率及び冷却率を制限値以下に抑えること等ができる設計とする。

負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化時においては、「原子炉圧力高」等の原子炉トリップ信号を発信する安全保護系を設け、また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である17.16MPaの1.1倍である18.88MPa以下となる設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、主給水管破断等がある。これについては「蒸気発生器水位低」等の原子炉トリップ信号を発信する安全保護系を設け、加圧器安全弁等の動作とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、設計基準事故時において最高使用圧力である17.16MPaの1.2倍である20.60MPa以下となる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1次冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

【説明資料（2.1～2.7）】

#### 第1項第3号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

##### （使用材料管理）

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊靱性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉容器材料の試験片による衝撃試験の実施）

##### （使用圧力・温度制限）

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

##### （使用期間中の監視）

供用期間中検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また、欠陥の発生の早期発見のため漏えい監視設備を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉容器の母材、溶接熱影響部及び溶接金属については、試験片を原子炉容器内に挿入して、原子炉容器と同様な条件で照射し、計画的に取り出し、衝撃試験及び引張試験を行い関連温度等の妥当性の確認を行う。

鋼板（フェライト系）としては、圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板相当品を、鍛鋼（フェライト系）としては、圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品相当品を使用する。

【説明資料（2.3）】



## 第 1 項第 4 号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えいの早期検出用として、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、格納容器サンプル水位上昇率測定装置及び凝縮液量測定装置からなる漏えい監視設備を設ける。

凝縮液量測定装置及び格納容器サンプル水位上昇率測定装置の漏えい監視設備により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるよう設計する。

また、1 次冷却材の 2 次冷却系への漏えいに対しては、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検知した場合は中央制御室に警報を発するよう設計する。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.1 1 次冷却設備

#### 5.1.1 通常運転時等

##### 5.1.1.3 主要設備

#### (6) 弁類

1 次冷却設備の弁類として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については、中央制御盤に弁の開閉状態を行う。

1 次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1 次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常時の充てんポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開又は事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁

d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

また、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 c. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

弁が 1 次冷却材に接する主要部分は、すべてステンレス鋼を使用する。

#### 【説明資料(2.1～2.3)】

大口径の弁類は、ステムリークオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また、小口径の弁類についても、可能な限りグランド部にペローズ、金属ダイヤフラム又はグラフォイルパッキンを用いてステムからの漏えいを防止し、1 次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを実質的に零にする。

加圧器安全弁は、ばね式で、加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。

加圧器安全弁の吹出圧力は、1 次冷却設備の最高使用圧力に設定し、加圧器安全弁の総容量は 100% 負荷喪失時に主蒸気安全弁のみが作動した時の加圧器最大サージ流量以上の値としている。加圧器安全弁により、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下、また、事故時において最高使用圧力の 1.2 倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は、定格負荷の 50% 相当までの負荷急減時において制御棒制御系及びタービンバイパス系の作動とあいまって原子炉圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量を有する。加圧器逃がし弁は自動制御により作動し、また、手動遠隔操作することもできる。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合に、加圧器逃がし弁を隔離するため、遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。

また、1 次冷却系の加熱時、冷却時における誤操作等による過圧を防止するため、加圧器逃がし弁の動作により圧力上昇を許容範囲内に制限する制御系を設置する。

加圧器スプレイ弁は、10% 負荷減少時において加圧器逃がし弁を作動させないで、圧力変動を吸収し得る容量とする。加圧器スプレイ弁は、加圧器スプレイ流量を自動調節して、1 次冷却系の圧力が過大となるのを防止する。加圧器スプレイ配管及び加圧器サージ管内の温度維持並びに加圧器内とそれ以外の 1 次冷却材ほう素濃度に差が生じな



いようにするため、加圧器スプレイ弁と並列に手動の加圧器スプレイバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設ける。

1次冷却設備の主要弁類の設備仕様の概略を第 5.1.1.7 表に示す。

#### (8) 漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器内及び2次冷却系への漏えいに対する監視設備として、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、凝縮液量測定装置及び格納容器サンプル水位上昇率測定装置並びに蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び主蒸気管モニタを設ける。

これらの監視設備が異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発する。

##### a. 原子炉格納容器内への漏えいに対する監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生すると、漏えい流体の一部は蒸気となり、原子炉格納容器内に循環している空気流に混合される。格納容器ガスモニタ及び格納容器じんあいモニタは、原子炉格納容器内空気の放射能を測定することにより漏えいを検知する。

凝縮液量測定装置は、漏えい蒸気が格納容器再循環ユニット及び制御棒駆動装置冷却ユニットの冷却コイルで凝縮されることを利用して、その凝縮液量を測定することにより漏えいを検知する。

格納容器サンプル水位上昇率測定装置は、漏えい液体が最終的に格納容器サンプルに集まることからその水位上昇を測定することにより漏えいを検知する。

以上の漏えい監視設備により約 3.8L/minの漏えいであれば1時間以内に検知できる。

凝縮液量測定装置及び格納容器サンプル水位上昇率測定装置の系統構成を第 5.1.1.14図に示す。

##### b. 2次冷却系への漏えいに対する監視設備

1次冷却材の蒸気発生器1次側より2次側への漏えいは、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び主蒸気管モニタで、放射能を測定することにより早期に検知する。



#### 5.1.1.6 手 順 等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 1次冷却系ループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

#### 5.1.1.7 評価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、余熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。
- (5) 1次冷却設備を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつその支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。
- (6) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管は、破断前漏えい概念を適用して想定する破損形態を決定し、その配管の破損（破断又は漏えい）時にその他の安全上重要な構築物、系統及び機器が損傷しないように配置上考慮するとともに、必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行う設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視設備を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
  - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
  - b. 原子炉構造材監視試験
  - c. 加圧器安全弁機能検査
  - d. 加圧器逃がし弁機能検査
  - e. 1次系弁検査

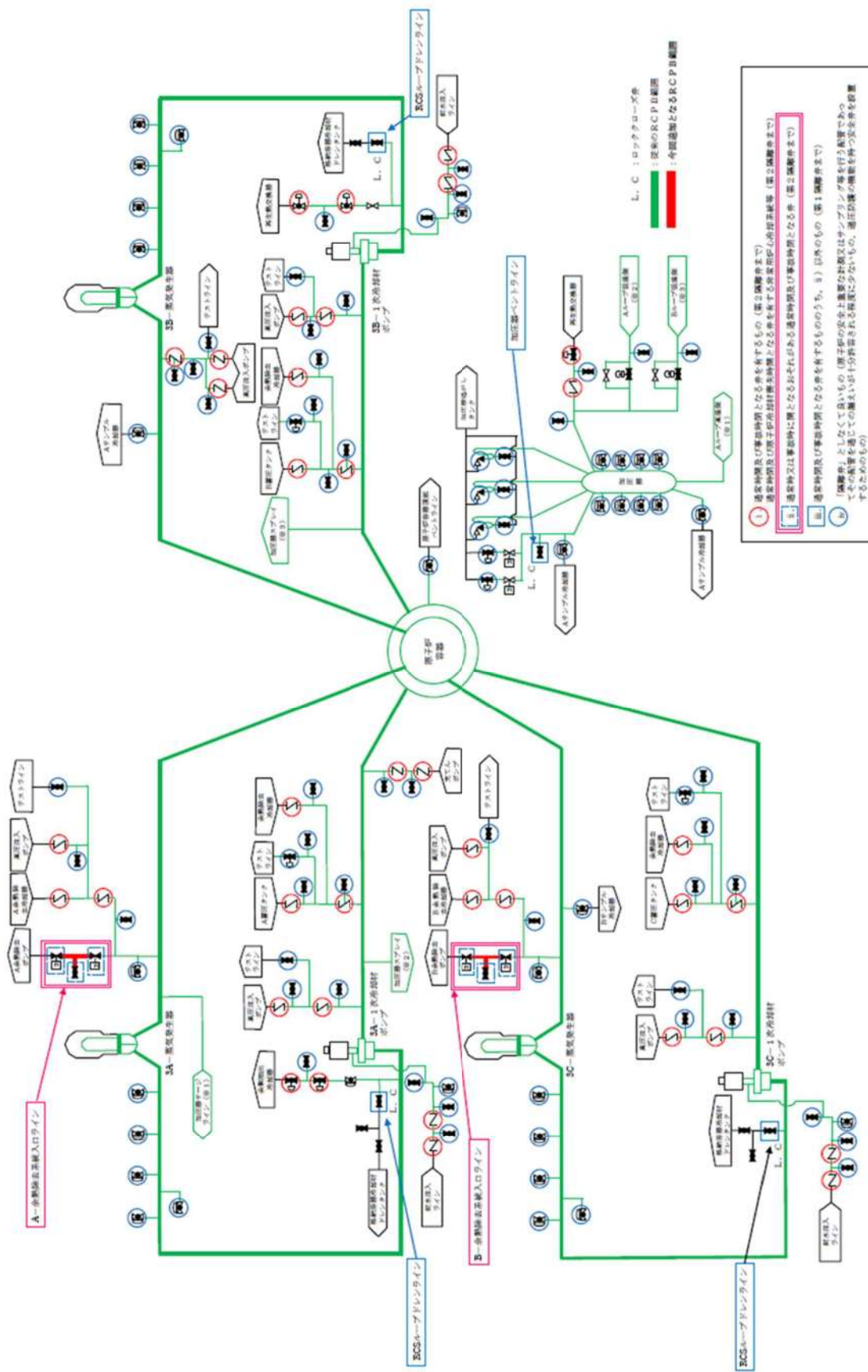
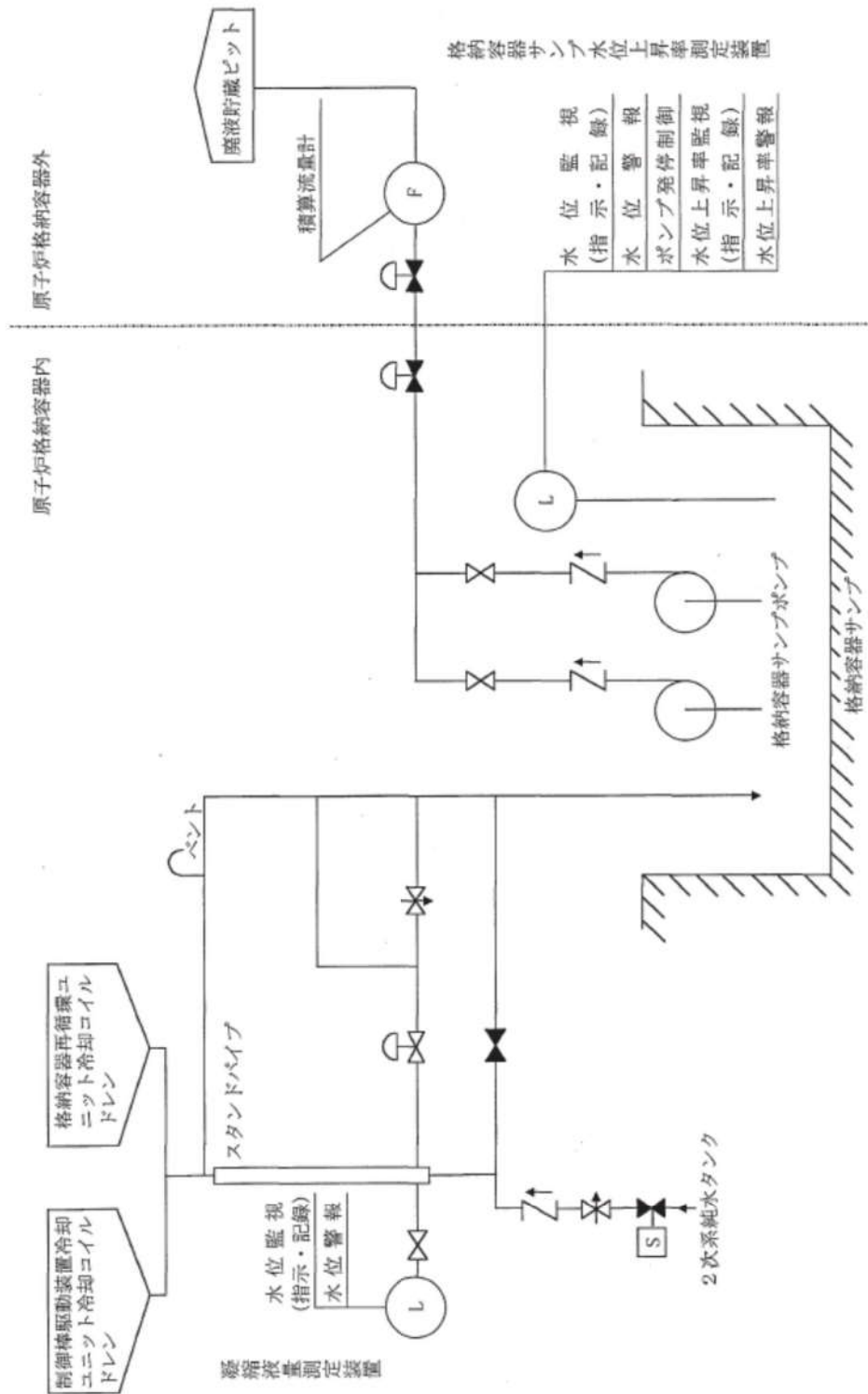


図 5.1.1 泊 3 号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ図



第 5.1.14 図 凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置系統概要図



## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

### 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

1 次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1 次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の充てんポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2 個の隔離弁を設ける。ここで、「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

#### (1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則第 17 条第 1 項の解釈に基づき、原子炉容器に接続される全ての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 に示すフローに基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙 2 に示す。

別紙 2 に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大する可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・余熱除去系統入口ライン
- ・1 次冷却系ループドレンライン
- ・加圧器ベントライン

#### (2) 拡大要否の検討

1 次冷却系ループドレンライン及び加圧器ベントラインの弁は、施錠により弁ハンドルの固定が行われる手動弁である。

従って、当該ラインの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており、「通常時又は事故時に開となるおそれはない」ことから、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方、余熱除去系統入口ラインに設置している隔離弁については、第 1 隔離弁に原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設けているが、中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため、誤動作により「開となるおそれ」が否定できない。



よって、余熱除去系統入口ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。(図1)

また、第2隔離弁については、通常運転時、閉弁で電源切りとし弁が開放しないよう運用している。

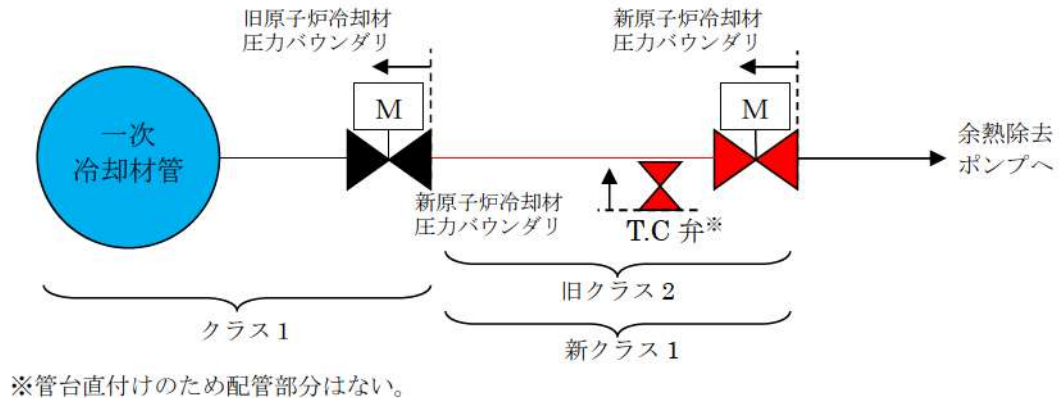


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲図

## 2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

1次冷却系ループドレンライン及び加圧器ベントラインの手動弁は以下に示すとおり、施錠により弁ハンドルを固定し、誤操作防止措置を行う運用及び管理を実施している。

- ・当該弁の操作を禁止するために、チェーンで弁ハンドルを固縛した上で南京錠を使用し施錠しており、施錠弁の鍵については、発電課長(当直)が管理及び保管している。
- ・当該弁のある原子炉格納容器のエアロックは、原子炉起動前までに施錠している。
- ・1次冷却系ループドレンライン、加圧器ベントラインの施錠した手動弁の閉止及び施錠状態の確認は、原子炉起動前までに運転員が起動前の系統構成確認として、手順に基づき実施し、その結果を発電課長(当直)が確認している。
- ・当該弁の閉止及び施錠状態を確認する手順は、保安規定の下位文書である運転要領に定めている。
- ・開操作については、当該弁は原子炉格納容器内の弁であることから、通常運転中に開操作を行わない。定期検査時においては、系統の水抜き等のため、発電課長(当直)が承認した修理票等に基づいて開放し、その後、復旧操作として閉止している。

なお、上記のとおり原子炉起動前までにラインナップ確認として、閉止および施錠状態を確認することから、当該弁は確実に閉止・施錠している。

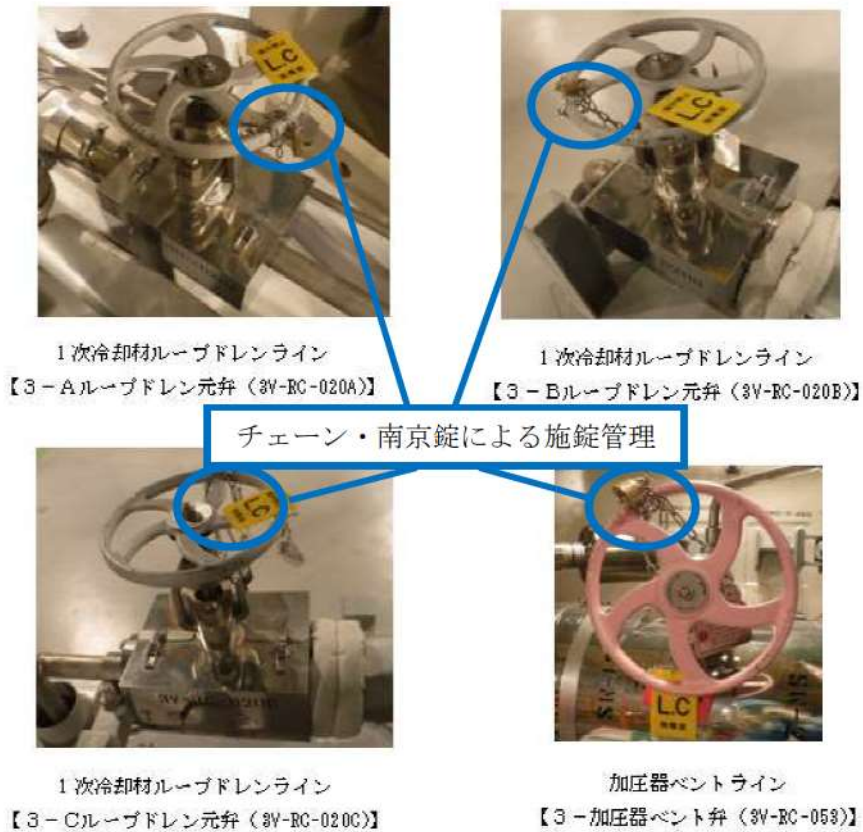


図2 弁施錠状態

表2 手動弁の施錠管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	系統	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※ <sup>1</sup> （第1隔離弁まで）※ <sup>2</sup>	加圧器ベント	3V-RC-053
	1次冷却系 ループドレン	3V-RC-020A
		3V-RC-020B
		3V-RC-020C

※1：余熱除去系統入口ラインは除く

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ図（添付2）の青四角実線で示す弁

### 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、表3及び表4のとおり、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同じ仕様であるとともに、強度評価を行い、強度上問題がないことを確認している。

表 3 余熱除去系統入口ラインの配管の仕様

	最高 使用圧力	最高 使用温度	材料 (呼び厚さ)
第 1 隔離弁上流の配管	17.16MPa	343℃	SUS316TP (Sch160)
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間の配管	17.16MPa	343℃	SUS316TP (Sch160)
主配管から T.C 弁間の 配管 (管台のみ)	17.16MPa	343℃	SUSF316 (Sch160)

表 4 余熱除去系統入口ラインの弁の仕様

	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)
第 1 隔離弁	17.16MPa	343℃	12B	SCS14A
第 2 隔離弁	17.16MPa	343℃	12B	SCS14A
T.C 弁	17.16MPa	343℃	3/4B	SUSF316

## 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

### (1) 主配管の強度・耐震評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1機器となる主配管に関する強度・耐震評価を行った。結果は以下の通りであり、強度・耐震について、問題がないことを確認している。

#### 【強度評価結果】

機器等の区分	項目 (単位)	値 (最も厳しい値を記載)	許容値	
クラス1配管	管の厚さ (mm)	29.1	22.7以上	
	穴の補強面積 (mm <sup>2</sup> )	1302	367以上	
	設計条件 (一次応力) (MPa)	57	171	
	供用状態C (一次応力) (MPa)	61	226	
	供用状態D (一次応力) (MPa)	76	252	
	供用状態A B	一次+二次応力 (MPa)	298	402
		疲労累積係数	0.00602	1.0

追而理由【地震側審査の反映】

#### 【耐震評価結果】

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

管種	項目	最大値	許容値
クラス1配管	一次応力 (ねじり応力による)	23	83
	一次応力 (曲げ応力含む)	93	342
	一次+二次応力 <sup>(注1)</sup>	167	342
	疲労累積係数 <sup>(注2)</sup>	0.00602	1.0

(注1) 地震のみによる一次+二次応力変動値。

(注2) 地震による疲労累積係数と供用状態A, Bによる疲労累積係数との和を示す。

※工事認可申請書 添付資料に、詳細な評価内容を記載している。

追而



(2) 主要弁の強度評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1機器となる主要弁に関する強度評価を行った。結果は以下のとおりであり、強度について問題がないことを確認している。

弁箱, 弁ふたの厚さ		d n / d m*が1.5以下である 弁箱のネック部の厚さ	
計算上必要な厚さ t (mm)	実際使用最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ t m (mm)	実際使用最小厚さ (mm)
48.2	弁箱	48.2	
	弁ふた		

※ d n : ネック部内径, d m : 弁入口流路内径

機器等の区分	項目 (単位)	値 (最も厳しい値を記載)	許容値	
クラス1弁	弁箱	内圧による一次応力	62	125
		配管反力による二次応力 (MPa)	33, 64, 64	187
		軸方向, 曲げ, ねじり		
		一次+二次応力 (MPa)	196, 153	375
		起動時及び停止時, 起動時及び停止時以外		
		局部一次応力 (MPa)	139	281
		疲労累積係数	0.10162	1
		弁体の応力 (MPa)	81	172
		フランジの応力 (MPa)	92, 51, 39	172
		軸方向, 半径方向, 周方向		
	ボルトの応力 (MPa)	115, 21	190	
	使用状態, ガasket縮付時			

(3) T.C弁の強度評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1機器となるT.C弁に関する強度評価を行った。結果は以下のとおりであり、強度について問題がないことを確認している。

弁箱, 弁ふたの厚さ		d n / d m*が1.5以下である 弁箱のネック部の厚さ	
計算上必要な厚さ t (mm)	実際使用最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ t m (mm)	実際使用最小厚さ (mm)
6.1	弁箱	7.2	
	弁ふた		

※ d n : ネック部内径, d m : 弁入口流路内径

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## 2.5. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁は、従来はクラス2機器として供用期間中検査を実施していることから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行っていく。日本機械学会発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）に基づくクラス1機器またはクラス2機器に対する検査項目を表5に示す。

なお、クラス1機器供用期間中検査に新たに組み込まれた部位については、クラス1機器としての現時点での健全性を確認するために、今施設定期検査時に検査対象となる部位全数の検査を実施する。

UT、PT 検査対象部位については、クラス1機器として要求される UT、PT 試験は完了しており、異常のないことを確認している。その他の検査対象部位についても、現場確認等を行い検査対象範囲の検査性について問題ないことを確認している。

表5 供用期間中検査項目

検査対象	供用期間中検査				
	クラス2機器		クラス1機器		検査・点検 実績
	試験方法	試験程度 <sup>※2</sup>	試験方法	試験程度 <sup>※2</sup>	
主配管の 溶接継手	UT (板厚の 1/3t) +PT 〔100A を超える 溶接継手〕	溶接継手数の 7.5%/10 年	UT (全体積) 〔100A 以上の 溶接継手〕	溶接継手数の 25%/10 年	実施済 (H25.10)
	対象外 〔50A 以上 100A 以下 の対象部位なし〕		PT (100A 未満)		— (対象部位なし)
主配管と管台の 溶接継手	対象外	—	PT	溶接継手数の 25%/10 年	実施済 (H25.10)
主配管の支持部 材取付け溶接継 手	PT	溶接継手数の 7.5%/10 年	PT	溶接継手数の 7.5%/10 年	実施済 (H19.1)
支持構造物	VT	全数の 7.5%/10 年	VT	全数の 25%/10 年	実施済 (H24.6)
弁のボルト締付 け部	対象外	—	VT	類似弁毎に 1 台の 25%/10 年	実施済 (H26.6)
弁本体の内表面	対象外	—	VT	類似弁毎に 1 台/10 年	実施済 (H26.6)
全ての耐圧機器 (漏えい試験) <sup>※1</sup>	VT	100%/10 年	VT	100%/1 定検	実施予定

※1 系の漏えい試験における圧力保持範囲は、全ての弁が通常の原子炉起動に要求される開閉状態での原子炉冷却材圧力バウンダリと一致していなければならない。今回原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大した範囲のうち第1隔離弁は通常閉であることから、系の漏えい試験の圧力保持範囲は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲となる。なお、第1隔離弁は、原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設置しており、高圧では開とならない設計としている。

※2 試験部位の選定は、機器と配管の溶接継手等の構造不連続部位、使用環境条件の厳しい部位、過去の損傷発生部位等を当該機器の重要性、接近性等の検査性、過去の検査実績等を勘案して選定する。

## 2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲、原子炉格納容器バウンダリに対する漏えい検査への影響について

原子炉冷却材圧力バウンダリについて

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の漏えい検査についてはクラス2機器漏えい検査からクラス1機器漏えい検査に格上げする。漏えい検査については、下記に示す日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」に基づき、実施する。

IB-3200系の漏えい試験

IB-3210

- (1) 系の漏えい試験は、100%定格出力時の定常運転圧力以上の圧力で行わなければならない。  
(2) 系の漏えい試験の昇圧、昇温は系の起動に対して定められた上限速度以下の速度としなければならない。

IB-3220

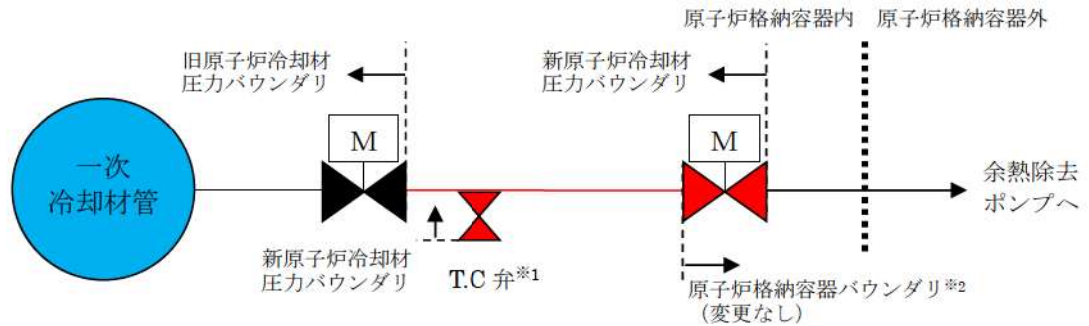
圧力保持範囲は、全ての弁が通常の原子炉起動に要求される開閉状態での原子炉冷却材圧力バウンダリと一致しなければならない。ただし、目視試験の範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続しているがクラス1機器から除外されている機器および小口径管（ベント管、ドレン管）の最も近い弁までの範囲（当該弁も含む）を含まなければならない。

以上より、通常運転時における余熱除去系統入口ラインの弁の開閉状態は原子炉側から見ると第1隔離弁が「閉」であることから、従前の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲を圧力保持範囲とし、拡大範囲である余熱除去系統入口ライン（第1隔離弁～第2隔離弁）を含め、漏えい検査を実施する。

なお、拡大範囲は据付時の使用前検査において、最高使用圧力である17.16MPaの1.5倍の圧力にて耐圧・漏えい検査を実施しており、これまでクラス2供用期間中検査にて漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

### 原子炉格納容器バウンダリについて

原子炉格納容器バウンダリの範囲に変更はないことから、漏えい検査に影響はないことを確認している。



※1 管台直付けのため配管部分はない。

※2 構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管であることから、隔離弁は内側のみ設置

図3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図



## 2.7 クラス1機器とクラス2機器の設計・製作・据付時の検査の違いについて

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁は、従来、クラス2機器であり、設計・製作・据付時の検査はクラス1機器と違いがある。以下にクラス1機器として格上げした場合の設計・製作・据付時の検査について整理した。

### (設計)

クラス1機器とクラス2機器の設計時の要求は異なるが、当該部位については、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同仕様であることを確認した。また、クラス1機器としての強度評価を行い、同等の設計であることを確認している。

※工事認可申請書 添付資料に、詳細な評価内容を記載している。

### (製作・据付時の検査)

クラス1機器とクラス2機器の製作・据付時における検査は異なるが、当該部位については、表6のとおりクラス1機器と同じ製品構造や型番であり、同一の製造工程・製造過程で製造・据付をしていることを確認した。従って、品質についても同等であることを確認した。

なお、配管については、溶接部の全数及び溶接部に隣接する母材10mmの範囲について超音波探傷試験を実施しており、欠陥等は検出されていない。

以上のように、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに組み込まれた部位はクラス1機器と同等の品質であり、検査実績のないT.Cライン管台及びT.C弁についても、検査を実施し健全性を確認している。

なお、供用期間中検査は、2.5項の記載のとおり、従来クラス2機器として検査を実施していたことから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行う。

表6. クラス1機器とクラス2機器の比較

名称	クラス1機器とクラス2機器の比較			
	製造メーカ	製造プロセス	製品構造・型番	
配管	配管メーカ	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカ	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカ	同上	同上	同上
第2隔離弁	弁メーカA	同上	同上	同上
T.C弁	弁メーカB	同上	同上	同上

※1：表7の素材非破壊検査要否が相違するが、それ以外の製造プロセスは同一



表 7. 泊 3 号 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目 (製作・据付時の検査)

部位	検査要求		検査実績	備考	
	クラス 1	クラス 2			
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管 (エルボ以外) ①	—	UT+PT (一部)	配管メーカーにおいて円周方向の UT を実施している。	
	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管 (エルボ) ①	—	—	UT+PT を実施する。	
弁	主配管と T.C 弁間の管台②	—	—	UT+PT を実施する。	
	第 2 隔離弁③	RT	RT+PT (一部)	PT を実施する※ <sup>2</sup> 。	
	T.C 弁④	弁箱, 弁蓋, 弁体	—	—	PT(MT) を実施する。
		ボルト, ナット	—	PT (一部)	PT を実施する※ <sup>2</sup> 。
溶接部 ※ <sup>3</sup>	主配管の溶接継手⑤	RT	RT+PT	【供用期間中検査項目】	
	主配管と管台の溶接継手⑥	UT(1/3t)+PT	UT(全体種)	当箇所は今後 ISI として全数検査を実施する。(点検方法及び点検頻度は変更なし) ※ <sup>6</sup>	
		PT(MT)	RT+PT		
	主配管の支持部材取付け溶接継手⑦	PT	—	PT	【供用期間中検査項目】
		PT(MT)	PT(MT)	PT	
PT		PT	PT	【供用期間中検査項目】	
管台と T.C 弁の溶接継手⑧	PT(MT)	PT(MT)	PT		
	PT	—	対象外	【供用期間中検査項目】	

UT: 超音波探傷試験, PT: 浸透探傷試験, MT: 磁粉探傷試験, RT: 放射線透過試験, —: 検査要求なし

○: クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある, △: クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績が一部ある, ×: 検査実績なし, —: 対象外

※ 1: 一部, PT の検査実績あり (弁メーカーによる加工後の PT 実施済み範囲)

※ 2: シート部等にステライト等を溶接している範囲や弁内面の探傷材の除去が困難な範囲は除く。弁メーカーによる加工後の PT 実施済み範囲は除く。

※ 3: 溶接部については, 維持規格に求められる供用期間中検査の一環として, 供用前検査に相当する検査を対象となる全溶接線に対して実施している。

※ 4: 溶接深さ 2 分の 1 ことしの浸透探傷試験または磁粉探傷試験

※ 5: 耐圧試験を実施している。

※ 6: 1/2 PT で検出される欠陥及びその欠陥に対する施工プロセス等での対策を踏まえ, 当該箇所には, 発生の可能性は極めて低いと考えられる。また, 劣化モードとして外面からの疲労を想定したとしても, 当該箇所は従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲より過渡頻度, 環境条件が厳しくないため, クラス 1 機器の ISI 検査で定められている検査方法 (外面 PT) 及び検査頻度にて経年監視することが妥当と考えられる。よって, 当該箇所の点検方法及び頻度については, クラス 1 機器の ISI 検査で定められている検査方法 (外面 PT) 及び検査頻度にて今後の検査を実施する。しかしながら, 1/2 PT を実施していないということに鑑み, 全数を検査対象とす。なお, 今定検にて当該部位の外面 PT を実施したが欠陥は認められていない。

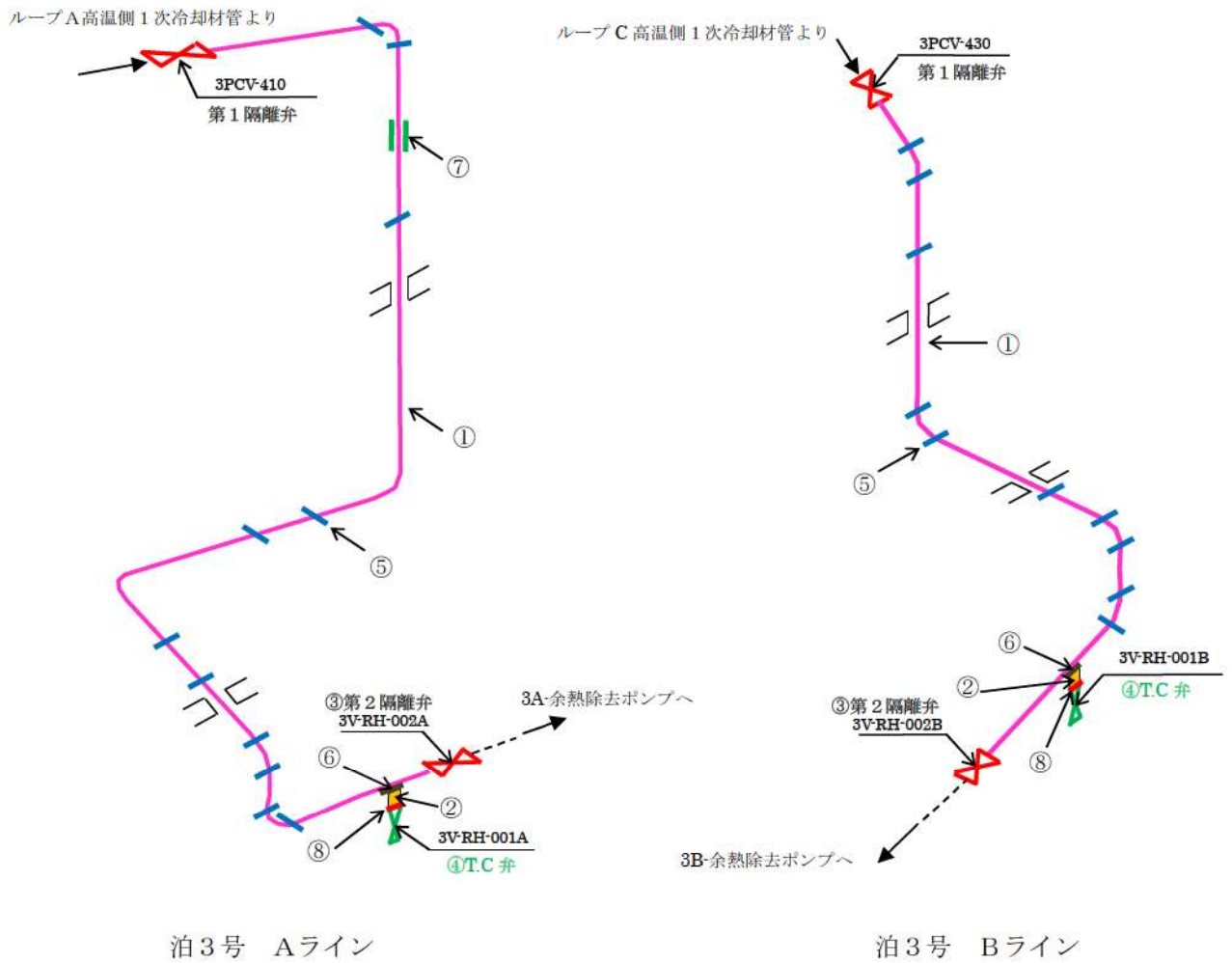


図4. 検査実施範囲

- <凡例>
- ①第1隔離弁から第2隔離弁間の配管（エルボ含む）
  - ②主配管とT.C弁間の管台
  - ③第2隔離弁
  - ④T.C弁
  - ⑤主配管の溶接継手
  - ⑥主配管と管台の溶接継手
  - ⑦主配管の支持部材取付け溶接継手
  - ⑧管台とT.C弁の溶接継手

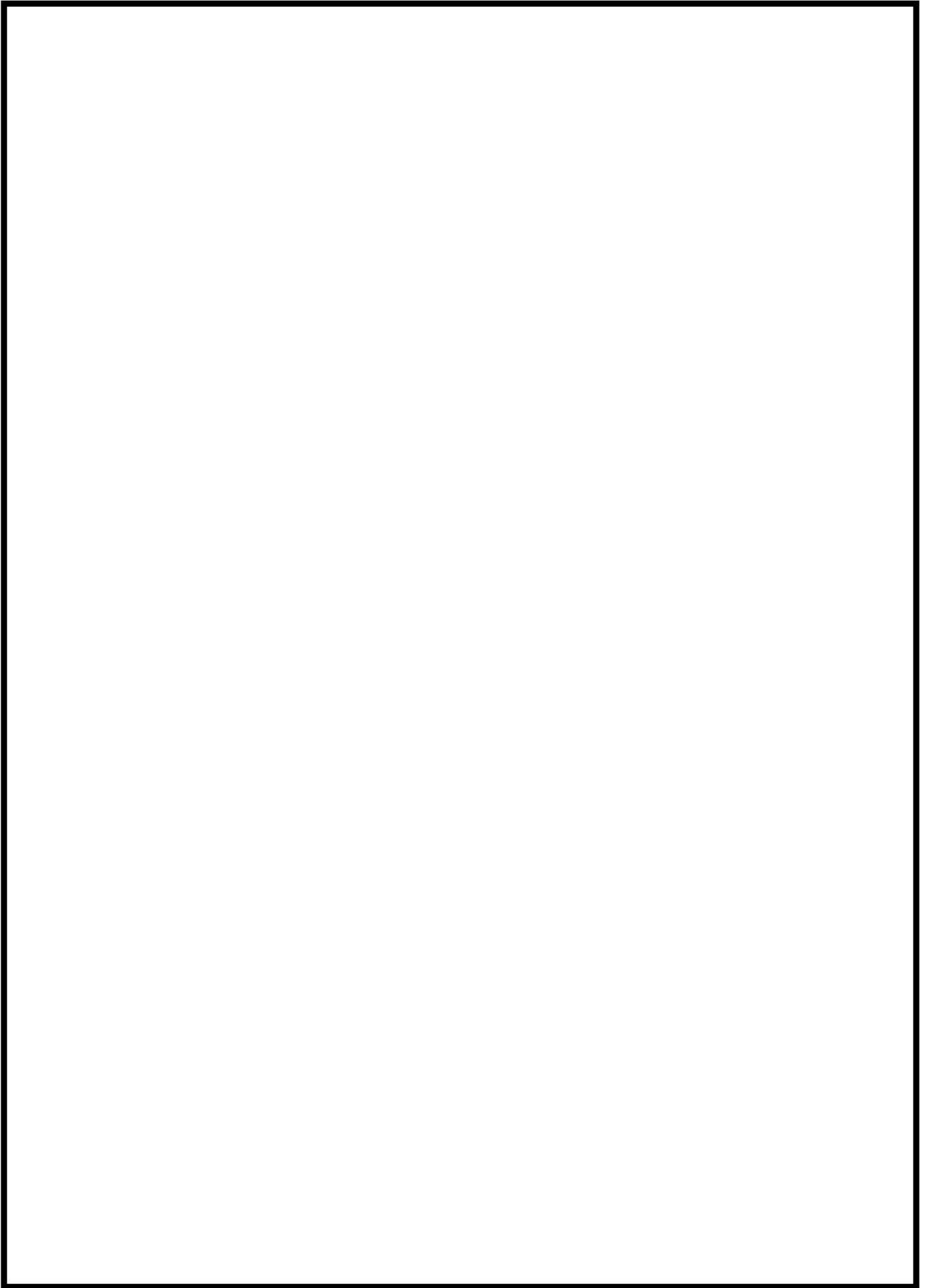



図5. 配管の製造プロセスフロー図

図6. 配管の据付プロセス（例）フロー図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



【参考】管台と母管との溶接継手について

(1) 当該箇所今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の枝管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PTを実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

a. 1/2PTの方法及び検査目的

1/2PTとは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施するものである。(図7参照) 検出される欠陥としては、表8に示すものがある。

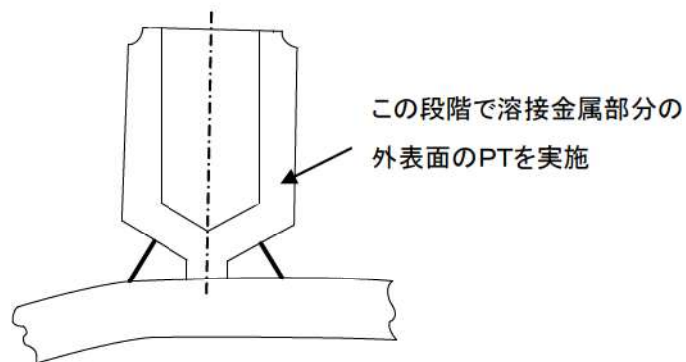


図7. 1/2PT概念図

表8. 検出される欠陥の種類

高温割れ	溶接部の凝固温度範囲、またはその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後、溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻き込み	溶接金属中または母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

b. 想定される内在欠陥の発生の可能性

表8の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(a) 欠陥ごとに対する対策の観点

<高温割れ, 低温割れ>

高温割れについては、その発生防止のためステンレス鋼の溶接金属には不純物(リン, 硫黄)の含有量を低減するとともに、適切なデルタフェライトを含むような成

分設計としており、施工時においても高温割れ防止のため、溶接時の収縮ひずみ緩和の観点から層間温度の上限を管理していることから、高温割れの発生可能性は低い。

また、低温割れについては、主に炭素鋼や低合金鋼で発生が想定される欠陥であるため、当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては、低温割れの発生は無い。

#### <スラグ巻き込み、融合不良>

当該箇所は溶接検査対象であることから、国にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施することで、スラグ巻き込みや融合不良の原因となる多層盛り時の層間でのスラグ除去、開先及びビード境界面の溶解を実施している。また、溶接棒は吸湿により性能劣化となるが、適切に乾燥・保温された溶接棒を選定しており、施工法においてもクラス1と同等の要領であることから、スラグ巻き込み、融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

#### (b) 施工上の観点

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部<sup>※</sup>は穴あけ切削時に除去される（図8参照）。

従って、溶接による内部欠陥のリスクは低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保されている工場で行っているため、欠陥発生はさらに低減される。

※： 初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先形状が狭いことから他層に比べ溶接棒の操作性が悪く、溶接が困難。

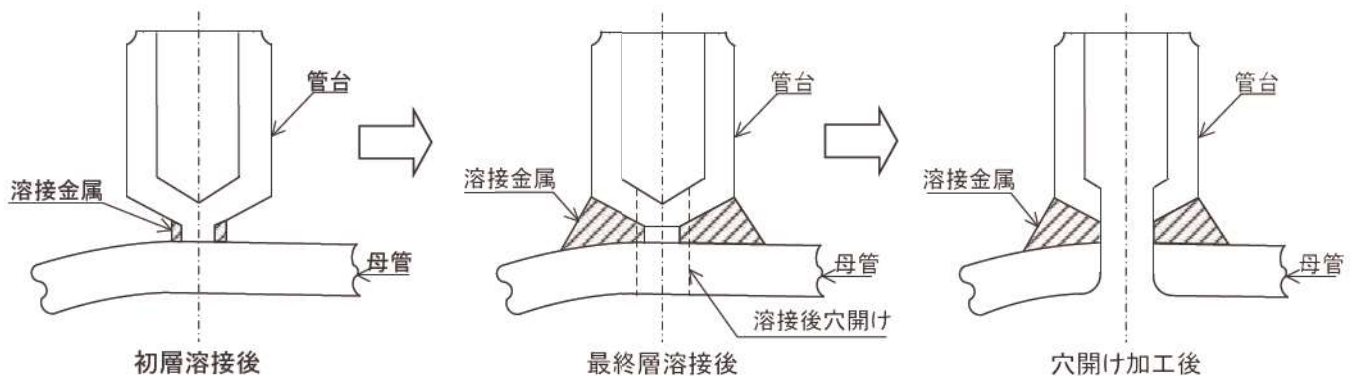


図8. 初層溶接部の除去

(c) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工している。

また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥の発生に対する予防措置を十分に講じている。

当該溶接部は、溶接検査において1/2PTの前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層PT検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2層位置でも同等の品質は得られていると考える。

表9. 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温割れの原因となる不純物 (P, S) 低減材の使用。</li> <li>・高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。</li> <li>・高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。</li> </ul>	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。</li> </ul>	無
ブローホール	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ブローホールの原因となる開先面の錆や油分、メッキやプライマー等の表付着物を除去する。</li> <li>・溶接材料は清浄な状態で管理されたものを使用。</li> </ul>	低 <sup>※1</sup>
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・多層盛りの層間でスラグ除去を実施。</li> <li>・国に認可された溶接士が行い、クラス1機器と同等の要領で施工している。</li> </ul>	無 <sup>※2</sup>
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接面を清浄かつ滑らかにし、開先や前ビードとの境界に十分に入熱を与え、溶込み不良の発生を防止するよう施工している。</li> <li>・次の層またはパスを溶接する前に必要に応じてビード形状を修正している。</li> <li>・国に認可された溶接士が行い、クラス1機器と同等の要領で施工している。</li> </ul>	低 <sup>※1</sup>

※1 当該部位の施工段階における欠陥の発生の可能性については予防措置が十分に講じられており、発生の可能性は極めて低い。

※2 当該部位の溶接方法はTIG溶接であり、スラグ巻込みの可能性は無い。

表9の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考えがたい。

なお、過去のPWR実績にて当該箇所を起因とした損傷事例を調査したが、現時点では確認されておらず、この点からも内在欠陥を起点とした損傷の可能性は極めて小さいと考える。



(d) 1/2 PTの代替検査の可否

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の枝管の管台と母管の溶接継手については、1/2 PTを実施していないが、代替検査として、UT（超音波探傷試験による体積検査）、RT（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

<UT>

以下の理由により、UTでは探傷できない。

- ・当該溶接部は管台溶接であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。（図9参照）
- ・母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

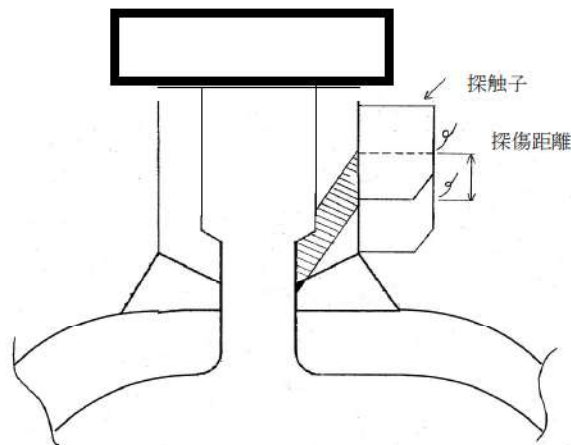


図9. UT直射探傷範囲図

<RT>

RTでは、試験部の放射線の透過厚さが均一であり、フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ、試験部にすきまなく設置することで、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足したフィルムの撮影をすることができる。

上記を満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると、図10のとおりとなる。

しかし、この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さは均一でなく、またフィルムは狭隘形状のために試験部にすきまなく設置することができず、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足したフィルムの撮影ができないため、適切なRTを実施することはできない。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

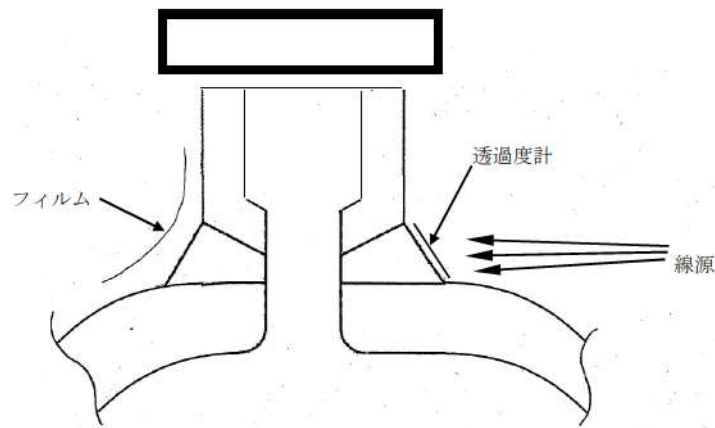


図10. RT検討図

c. 劣化モード

当該箇所での供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を表10に示す。

表10. 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計対策*を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けないが、余熱除去システム使用時に、軽微な圧力過渡を受ける。</li> <li>また、多層盛りの溶接部であり、初層は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。</li> <li>よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。</li> </ul>	低 (外面から)
SCC	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部流体は管理された1次系水質のため、発生は考えがたい。</li> </ul>	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考えがたい。</li> </ul>	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考えがたい。</li> </ul>	無

- ※：・当該部の1次冷却材管側にある第1隔離弁がプラント運転中閉止されているため、当該部は1次冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。
- ・当該管台に取り付けられているT.C弁は、端部を固定していない構造であり、当該部は温度過渡に伴う応力が発生しにくい。
  - ・当該部は、振動源である余熱除去ポンプからの距離が十分離れており、同ポンプから直接振動を受けない。

表10に示すように、当該箇所には、損傷発生の可能性は極めて低いが、劣化モードとして、外面からの疲労を想定する。

ただし、当該部位は、プラント運転中は使用しないシステムであり、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲よりも圧力・温度等の過渡を受けにくく、使用する際も従来の原子炉冷却材圧力バウンダリより低温、低圧環境である。



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

d. 点検方法及び点検頻度

表10の当該箇所劣化モードの検討結果より、外面からの疲労を想定し、クラス1機器のISIで定められた外面からのPTを行なう。

また、当該箇所は従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲より過渡頻度、環境条件を考慮し、クラス1機器のISIで定められている検査頻度にて経年監視する。

e. 今後実施する点検

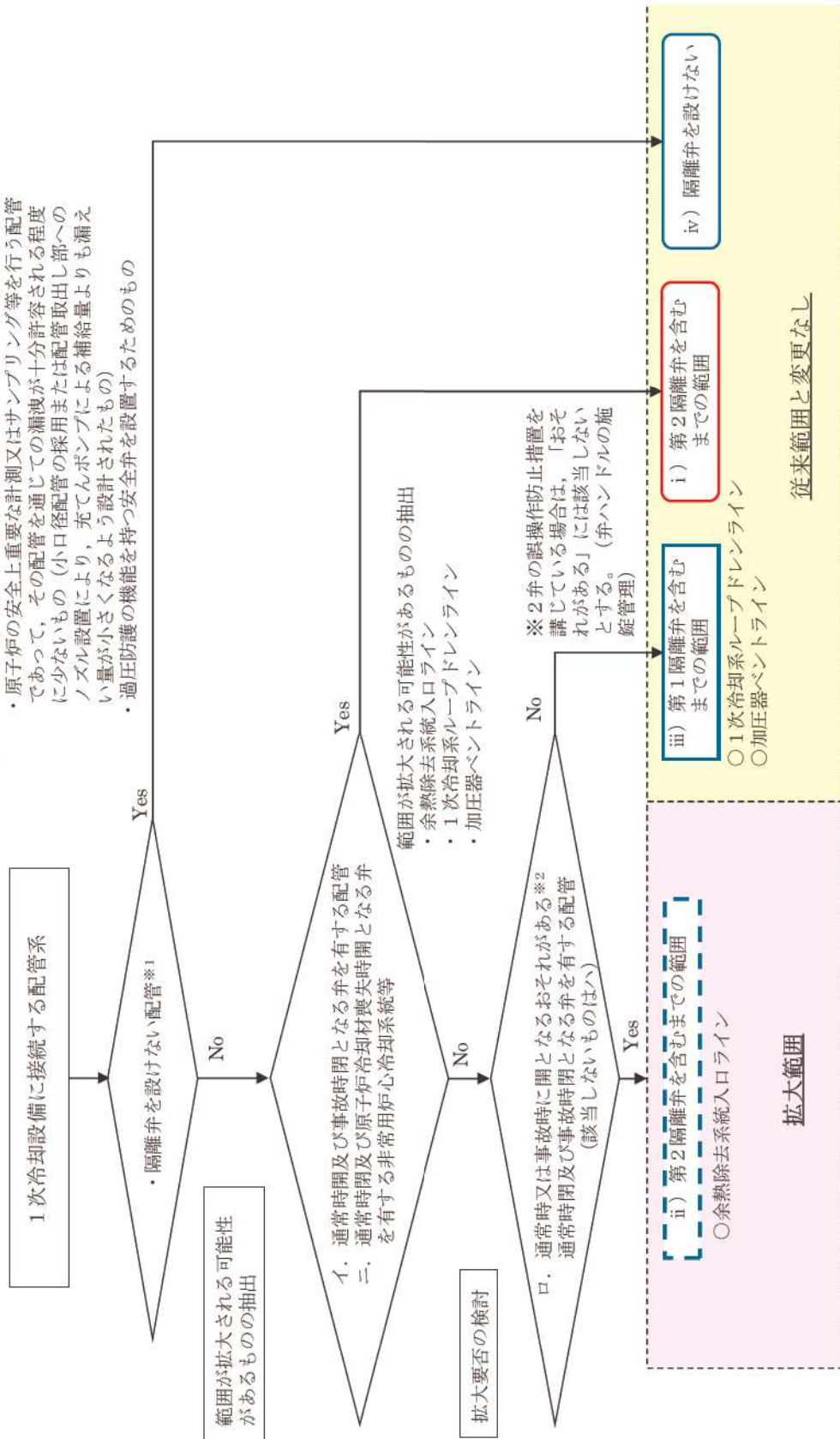
以上から、当該箇所の点検方法及び頻度については、クラス1機器のISI検査で定められている検査方法（外面PT）及び検査頻度にて今後の検査を実施する。

また、検査対象箇所は、クラス1機器のISI検査において、箇所数の25%が対象となるが、当該箇所は1/2PTを実施していないことを踏まえ、全数を検査対象とする。

なお、今定検にて当該部位全数の外面PTを実施し、健全性を確認している。

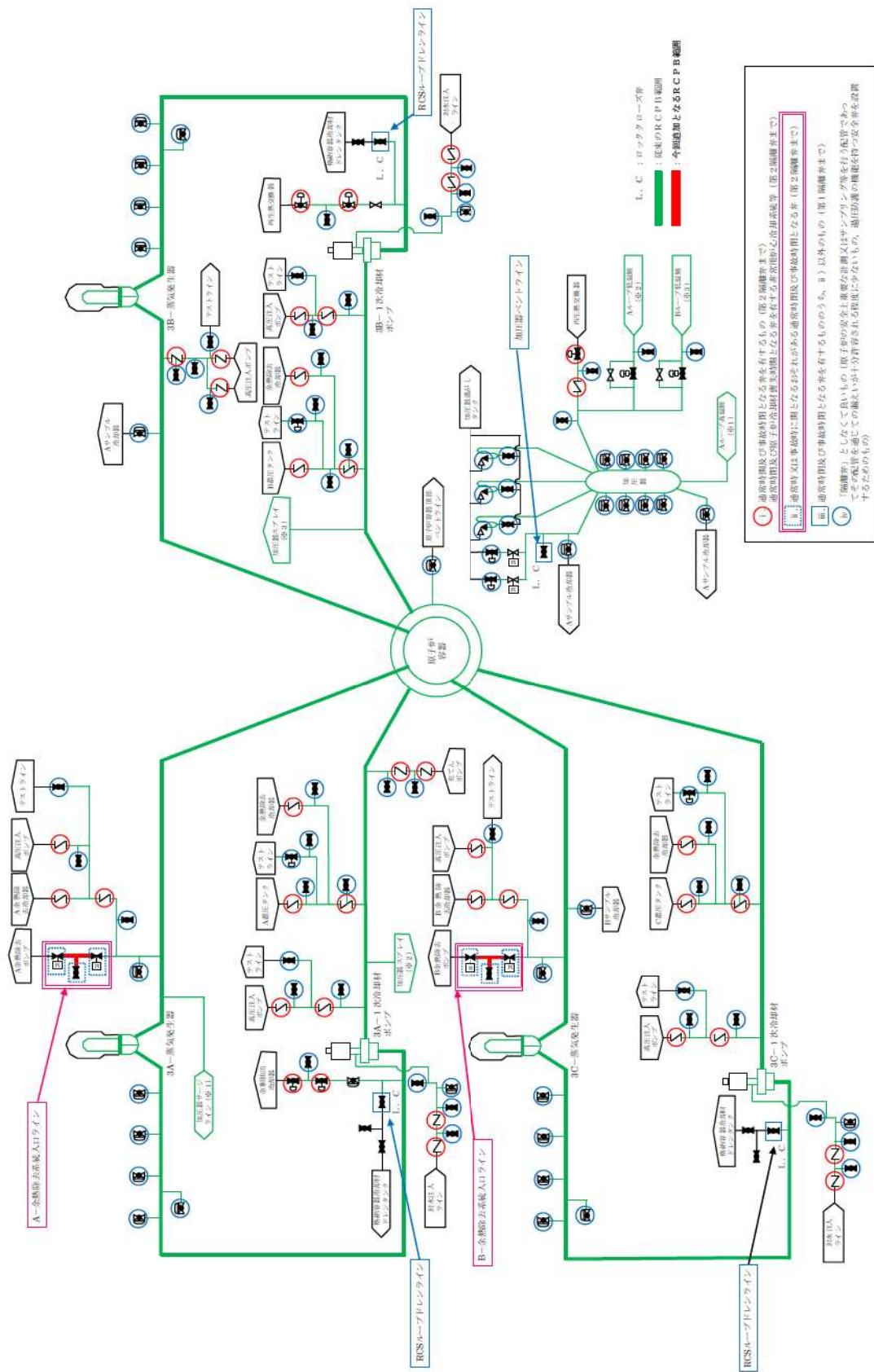


※1 <規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲>  
 ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏洩が十分許容される程度に少ないもの（小口径配管の採用または配管取出し部へのノズル設置により、充てんポンプによる補給量よりも漏えい量が小さくなるよう設計されたもの）  
 ・過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのもの



上記フローに記載のイ、ロ、ハ、ニは、規則の解釈第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ハ、ニに該当する

原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



泊3号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

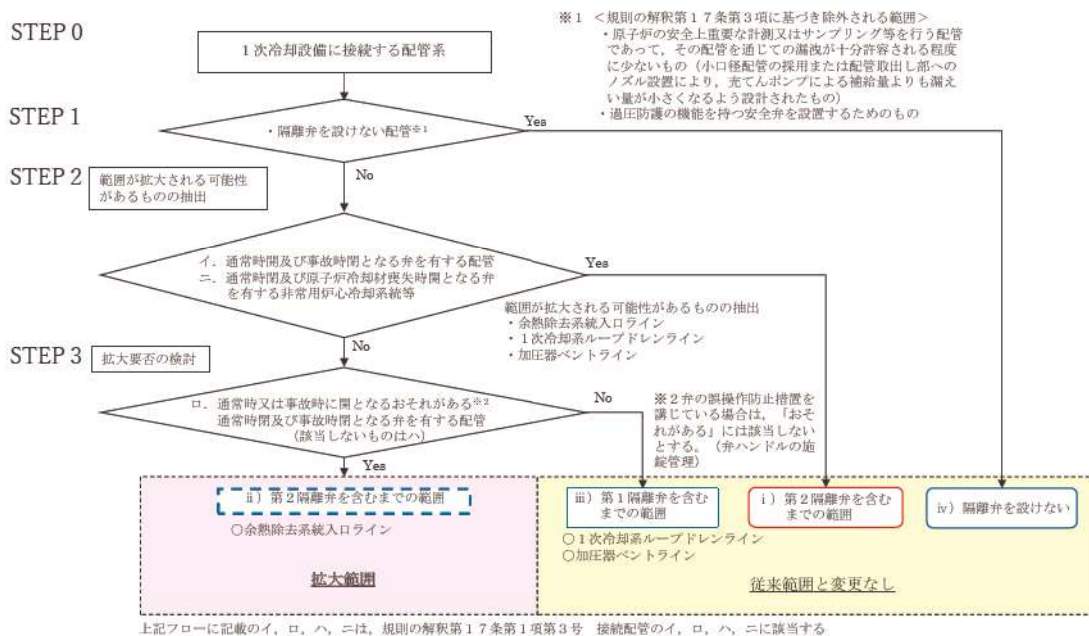


図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセス

【抽出プロセス】

STEP 0（母集団の確認）

- ・設計図書（原子炉容器外形図）を用いて、原子炉容器のノズルを抽出する。
- ・ノズルに接続されている配管を、配管装置図を用いて抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP 1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの※、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する3/4 B以下の小口径配管に、内径9.5 mmの流量制限ノズルを設置するものを抽出する。（添付4参照）

STEP 2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）



- ・ 通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・ 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

### STEP 3（拡大要否の検討）

- ・ 通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時閉及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、第1隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）

## 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管について

1. 泊 3 号炉における原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管の考え方について、以下に示す。

「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 17 条より、隔離弁を設けない配管として、「原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの」が規定されており、充てんポンプによる補給によって 1 次冷却系への冷却水の補給が十分可能なほど破断時の流出流量が少ない小口径配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外するものとしている。

泊 3 号炉においては、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管に、内径 9.5 mm の流量制限ノズルを設置することで、充てんポンプから 1 次冷却設備に充てんされる流量が、原子炉冷却材圧力バウンダリの 1 次冷却材が内径 9.5 mm の流量制限ノズルから流出する流量を上回るため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管を、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外している。

以下に、充てんポンプから 1 次冷却設備に充てんされる流量が、内径 9.5 mm の流量制限ノズルから原子炉格納容器へ流出する 1 次冷却材の流出流量を上回ることを説明する。

## (1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉格納容器内圧力は大気圧とする。
- c. 充てんポンプから 1 次冷却系への補給水量は、充てんポンプ運転流量 47.8 m<sup>3</sup>/h からミニマムフローライン流量 (13.6 m<sup>3</sup>/h) 及び封水戻り流量 (2.0 m<sup>3</sup>/h) を差し引いた 32 m<sup>3</sup>/h (≒32.2 m<sup>3</sup>/h) とする。

## (2) 算出方法

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する内径 9.5 mm の流量制限ノズルから、1 次冷却材が流出する流量は、内径 9.5 mm の流量制限ノズル直後が破断した場合、式①で表される。

$$\begin{aligned}
Q_{RCS} &= C d \times A \times \sqrt{\frac{2 \times g \times (P_1 - P_0)}{\gamma_{RCS}}} \times 3600 \quad \dots \textcircled{1} \text{ (注1)} \\
&= 0.59 \times 7.09 \times 10^{-5} \times \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times (161 \times 10^4 - 1 \times 10^4)}{754}} \times 3600 \\
&= 30.7
\end{aligned}$$

$Q_{RCS}$	: 流量制限ノズルからの流出流量 (m <sup>3</sup> /h)	
$C d$	: 流量制限ノズルの縮流係数 (-)	= 0.59 (注2)
$A$	: 流量制限ノズルの断面積 (m <sup>2</sup> )	= 7.09 × 10 <sup>-5</sup> (注3)
$g$	: 重力加速度 (m/s <sup>2</sup> )	= 9.8
$P_1$	: 1次冷却材圧力 (kg/m <sup>2</sup> abs)	= 161 × 10 <sup>4</sup> (注4)
$P_0$	: 原子炉格納容器圧力 (kg/m <sup>2</sup> abs)	= 1 × 10 <sup>4</sup> (注4)
$\gamma_{RCS}$	: 1次冷却材の比重量 (kg/m <sup>3</sup> )	= 754 (注5)
3,600	: m <sup>3</sup> /s から m <sup>3</sup> /h の単位換算係数	

(注1) 「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE.」(CRANE 社) より。

流出流量が大きくなるように考慮し、流体は液体の単層流とする。

(注2) 「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE.」(CRANE 社) A-20 表 SQUARE EDGE ORIFICE より。

(注3) 流量制限ノズルの断面積は以下のとおり求まる。

$$A = \pi / 4 \times D^2 = \pi / 4 \times 0.0095^2 = 7.09 \times 10^{-5}$$

$A$  : 流量制限ノズルの断面積 (m<sup>2</sup>)

$D$  : 流量制限ノズルの内径 (m) = 0.0095

(注4) 流量制限ノズルの流出流量の算定には、流量制限ノズルの差圧が大きくなるように考慮し、1次冷却材圧力を 15.7 MPa (=161 kg/cm<sup>2</sup>abs) とし、原子炉格納容器圧力を大気圧 0.1 MPa[abs] (=1 kg/cm<sup>2</sup>abs) とする。

(注5) 流量制限ノズルの流出流量の算定には、1次冷却材の比重量が大きくなるように考慮し、無負荷運転時温度 286.1 °C を用い、1次冷却材圧力 15.7 MPa と無負荷運転時温度 286.1 °C における比重量 (754 kg/m<sup>3</sup>) を使用する。

以上より、内径 9.5 mm の流量制限ノズル直後が破断した場合、1次冷却材が流出する流量は、30.7 m<sup>3</sup>/h となる。

1次冷却材の流出流量 30.7 m<sup>3</sup>/h の重量流量は、以下のとおり、23.1 × 10<sup>3</sup> kg/h である。



$$M = Q_{RCS} \times \gamma_{RCS} = 30.7 \times 754 = 23.1 \times 10^3 \text{ kg/h}$$

$M$  : 流量制限ノズルからの流出する重量流量 (kg/h)  
 $Q_{RCS}$  : 流量制限ノズルからの流出する流出流量 (m<sup>3</sup>/h) = 30.7  
 $\gamma_{RCS}$  : 1次冷却材の比重量 (kg/m<sup>3</sup>) = 754

したがって、1次冷却材が 30.7 m<sup>3</sup>/h 流出するときの、必要充てん流量は、以下のとおり、23.2 m<sup>3</sup>/h となる。

$$Q_{CH} = M \times \gamma_{CH} = 23.1 \times 10^3 / 994 = 23.2 \text{ m}^3/\text{h}$$

$Q_{CH}$  : 必要充てん流量 (m<sup>3</sup>/h)  
 $M$  : 流量制限ノズルからの流出する重量流量 (kg/h) = 23.1 × 10<sup>3</sup>  
 $\gamma_{CH}$  : 充てんラインの比重量 (kg/m<sup>3</sup>) = 994 (注6)

(注6) 圧力 17.7 MPa[abs]及び 54.4℃における比重量

### (3) 算出結果

内径 9.5 mm の流量制限ノズル直後が破断した場合、1次冷却材が流出する流量は、30.7 m<sup>3</sup>/h となり、その時の必要充てん流量は 23.2 m<sup>3</sup>/h となる。

この結果から、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管には、内径 9.5 mm の流量制限ノズルを設置しているため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管を、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる。

また、この結果として除外される小口径配管を下図に示す。

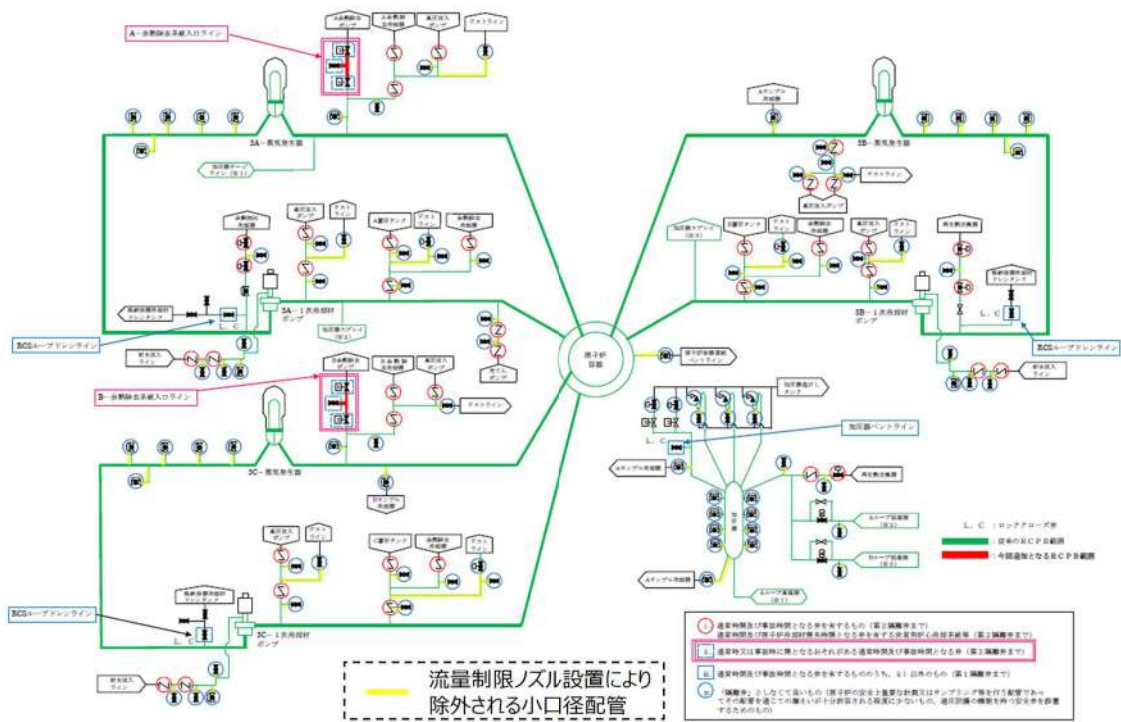


図 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されている  
フェライト系鋼に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、第17条第1項第3号において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊靱性を有するものとするのが要求されている。泊3号炉においては、フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため、建設当時から告示501号等の技術基準の要求に従って、以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示501号（昭和55年10月30日，最終改正平成15年7月29日）

管理事項：材料の選定，破壊靱性試験の実施及び素材段階での非破壊検査（体積検査，表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：JEAC4206（2000）原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法

管理事項：耐圧漏えい試験時の試験温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：JEAC4205（1986）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

JEAC4201（2000）原子炉構造材の監視試験方法

管理事項：・供用期間中検査での欠陥発生有無の確認

：・監視試験による脆性遷移温度の管理（原子炉圧力容器）

以上



# 泊発電所 3 号炉

## 技術的能力説明資料 原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

<p>(設置許可基準規則 第 17 条)</p> <p>一 通常運転時、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p> <p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p> <p>三 通常運転時、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時に隔膜的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p>	<p>(技術基準規則 第 18 条) 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>2 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亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p> <p>(技術基準規則 第 19 条) 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の腐蝕、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。</p>
<p>(技術基準規則 第 14 条) 安全設備</p> <p>2 安全設備は、設計基準事故に至るまでの間に起定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p>	<p>(技術基準規則 第 27 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>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常用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p>
<p>(技術基準規則 第 15 条) 設計基準対象施設の機能</p> <p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するよう施設しなければならない。</p>	<p>(技術基準規則 第 28 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない</p> <p>2 常用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない</p>
<p>(技術基準規則 第 17 条) 材料及び製造</p> <p>一 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>八 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>十五 クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。</p>	<p>(技術基準規則 第 14 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 15 条) 3</p> <p>(技術基準規則 第 17 条) 一、八、十五</p> <p>(技術基準規則 第 18 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 19 条) 2</p> <p>上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改造を伴わないことから変更はない。</p>

(設置許可基準規則 第 17 条、技術基準規則 第 27 条、第 28 条)

一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。

二 変更なし 隔離装置である第 1 隔離弁の範囲から、第 2 隔離弁を含む範囲までに変更した。

三 変更なし オーステナイト系ステンレス鋼であり十分な破壊じん性を有している。また、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過度変化時及び設計基準事故時に生ずる圧力において、隔膜的破壊が生じないことを確認している。

四 変更なし 各種測定装置を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について漏えいを検出する方法に変更はない。

接続配管のうち、通常時間、事故時間となる弁があるラインは、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

① 余熱除去系統入口ライン ② 1 次冷却ループドレンライン ③ 加圧器ベントライン

このうち、①に設置している隔離弁については、第 1 隔離弁に、原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設けているが、中央制御室から遠隔操作する電動弁であり、開となるおそれ否定できないため、バウンダリ拡大範囲対象とする。また、②及び③については、施設により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。

評価 OK

保

○弁の施設管理 (②及び③)

1 次冷却ループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時間となるおそれがないようにハンドロックによる施設管理を実施する。

○バウンダリ範囲の拡大 (①)

余熱除去系統入口ラインについては、第 1 隔離弁から第 2 隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針、添付資料）

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下文文書を含む）

【添付六、八への反映事項】

：添付六、八に反映

：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

設置許可 基準対象 条文	対象 項目	区分	運用対策等
第 17 条 原子炉冷 却材圧力 バウンダ リ	施錠管理	運用・手 順	—
		体制	—
		保守・点 検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却系ループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を行う。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等については、適切に保守・点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。</li> </ul>
		教育・訓 練	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る対象弁等の保守点検に関する教育を適宜実施する。</li> </ul>