

東海第二発電所

原子炉冷却材圧力バウンダリ

平成 29 年 8 月

日本原子力発電株式会社

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	3
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ	11
2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	11
2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	14
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	16
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	18
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	19
2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について	21
3. 別紙	
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 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
別紙 4 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 5 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方	
別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる	

理由

4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用，手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウン
ダリ

< 概 要 >

1. において、「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」（以下「設置許可基準規則」という。），「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）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東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，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。

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関する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 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 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

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）	追加要求事項
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。	—	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）
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。	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。	変更なし

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）	追加要求 事項
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 のとする事。	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
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、十分な破壊じん性を有 するものとする事。	—	変更なし
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 のとする事。	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

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(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に、十分な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開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)に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(原子炉冷却材圧力バウンダリ)

第十七条 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、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

1 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) 原子炉圧力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) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）
- (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、第二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、第二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、第一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。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては、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い、健全性確認する。

一及びニについて

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び配管は、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得るように材料を選択するとともに、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生じると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の必要な組み合わせに耐え、かつ、機能を維持できる設計とする。

通常運転時において、出力運転中、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。原子炉起動、停止時の原子炉冷却材の加熱・冷却速度を一定の値以下に抑え、また原子炉再循環ポンプに適切なインターロックを設けて誤作動による熱衝撃を抑えること等ができる設計とする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けるなどにより、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の1.1倍以下となる設計とする。

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、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、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、事故時において最高使用圧力の 1.2 倍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、原子炉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。

三について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び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、設計、製作及び水圧試験時に特別の注意を払う。

設計及び製作においては、溶接部を含む使用材料に起因する不適合や欠陥の介在を防止するため、材料仕様、溶接及び熱処理の管理を行うとともに、非破壊検査及び破壊靱性の確認を行う。

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。

供用期間中検査（溶接部等の非破壊検査，耐圧部の漏えい試験等）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検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また，原子炉圧力容器の母材及び溶着金属については，試験片を原子炉圧力容器内に挿入して，原子炉圧力容器と同様な条件で照射し，定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

四について

通常運転時，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計の測定により検知できる設計とする。

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

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.4.6 弁 類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，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，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として、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. 通常時開及び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. 通常時閉及び事故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。

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)原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの第 1 隔離弁については、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。

6. 計測制御系統施設

6.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.4.1 概要

原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、原子炉施設の重要な部分には、すべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.4.2 設計方針

(4) 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があった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4.3 主要設備

(5) 漏えい検出系計装

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は、ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量、格納容器内サンプ水量の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。また、格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

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

原子炉冷却材系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、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、原子炉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、通常運転時の制御棒駆動水压系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水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、事故時開の非常用炉心冷却設備等は 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

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力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 の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。

- ・ 原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，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おいて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，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

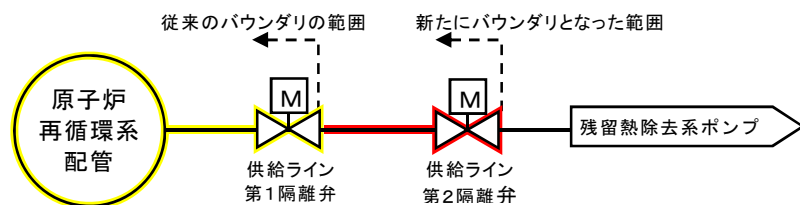
a．残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第 1 隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開となら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ある。

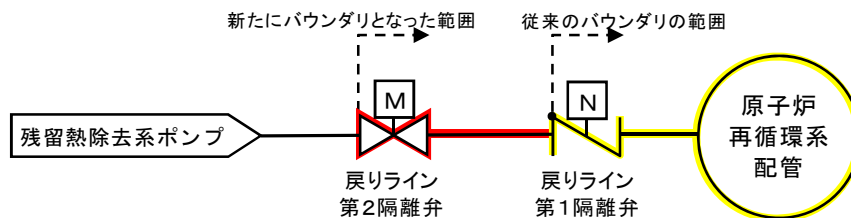
b．残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第1隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、戻りラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに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。



(残留熱除去系停止時冷却系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C U W入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C U W入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C U W入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C U W入口ドレン弁 施錠状態

第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。

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

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	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 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	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 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

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

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、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 S_s を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお、強度・耐震評価の結果、クラス1の要求事項を満足できない場合は、改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

(1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 疲労評価，延性破断及び 座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱 応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲 労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ， Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

(2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。

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 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、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、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第2-6表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求（クラス1機器 ISI）		従来の検査項目	
		試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
	P S I				
配管の溶接継手	U T (100%)	U T	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	P T (100%)	P T	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	V T (100%)	V T	全数の 25%/7 年		
弁のボルト締付け部	—	V T	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	—	V T	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	V T※ ¹ (100%)	V T※ ² (漏えい試験)	100%/1 定検		

※1 建設時に，原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※2 拡大範囲の管と小口径管台（3／4B，1B）との溶接継手は，維持規格において表面試験が免除されており，漏えい試験により健全性を確認する。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

a. 製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果，クラス1機器とクラス2機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカー	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	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり，据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フ

ローで実施しており，非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また，据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから，製造・据付プロセスにおいて，クラス 1 機器及びクラス 2 機器での非破壊検査の項目は異なるが，当該ラインの配管，弁等については，クラス 1 機器と同じ系統仕様，構造，型番であり，同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス 1 機器と同等であると考ええる。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第 2-8 表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については，製造メーカーにてクラス 1 機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については，非破壊検査においてクラス 1 機器との相違があるものの，以下の対応を実施することにより，クラス 1 機器と同等であると考ええる。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部で P T の記録を確認できなかった

た（クラス 2 配管に対する検査要求は R T のみで， P T の要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のため P T を実施し異常のないことを確認した。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3／4B， 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス 1 配管の管台溶接継手に対しては 1／2 P T が要求されているが，従前はクラス 2 配管であったことから 1／2 P T の要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし，管台溶接継手は据付時に最終層 P T 及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。

（別紙 3 参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス 1 機器と同等の検査を実施していると考ええる。

第 2-8 表 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（規格要求）		検査実績		備考
			クラス 1	クラス 2	（記録等確認）		
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 （供給ライン）	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 （戻りライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
		ボルト （供給ライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+MT (PT)	
		ボルト （戻りライン）	MT/PT	－	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT （一部）	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

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，—：規格要求なし

○：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を確認できないものが一部ある。

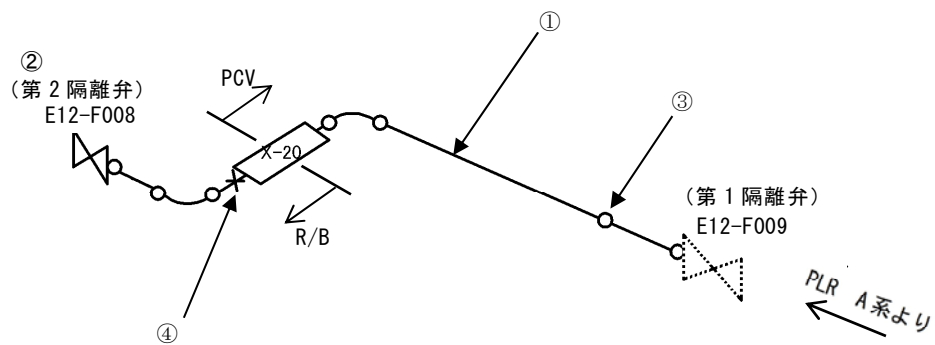
※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については，改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

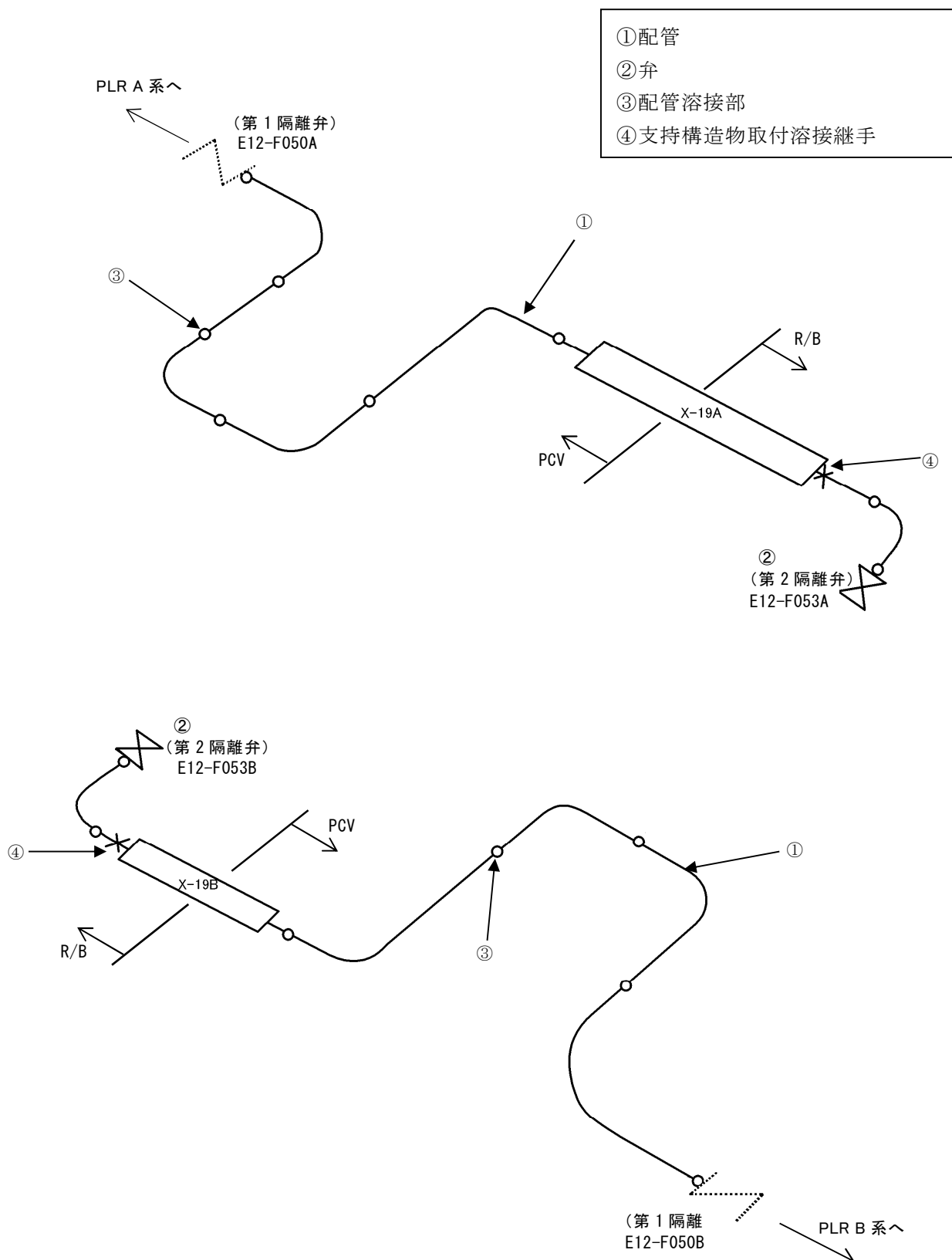
※3：耐圧試験を実施している。また，ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

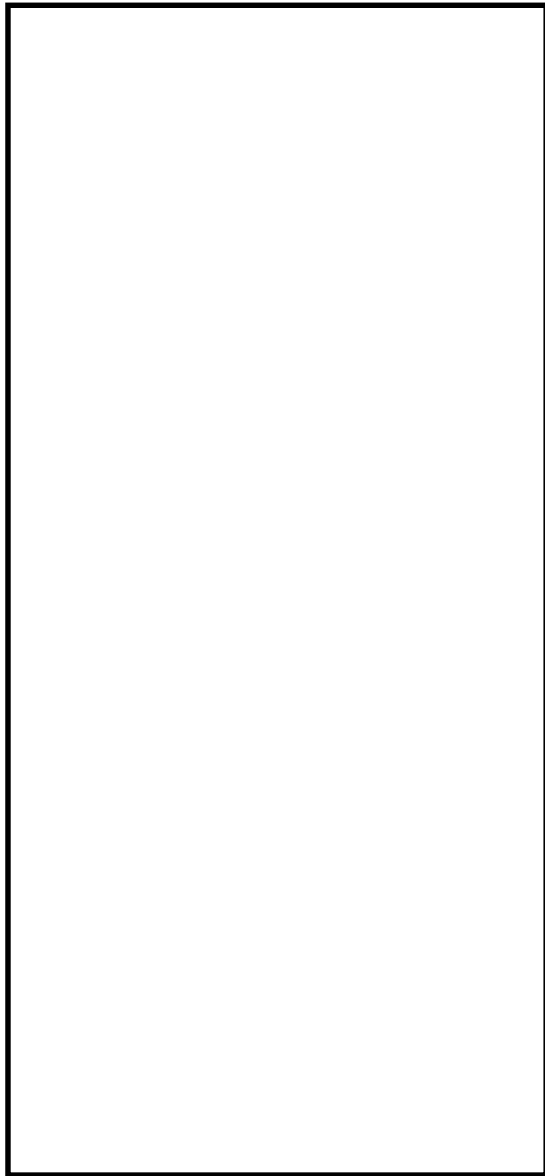
- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



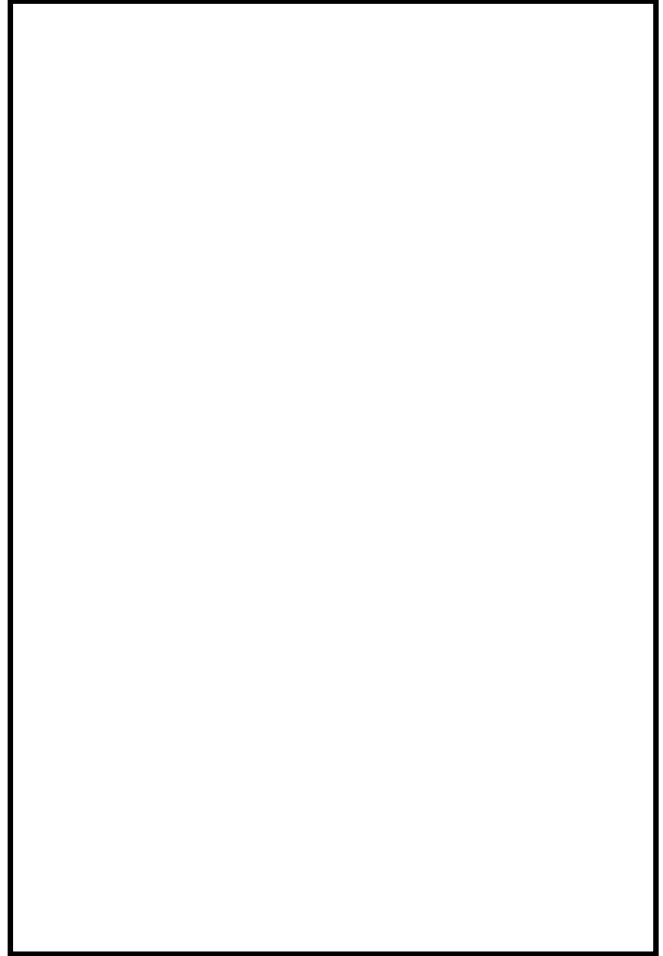
第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



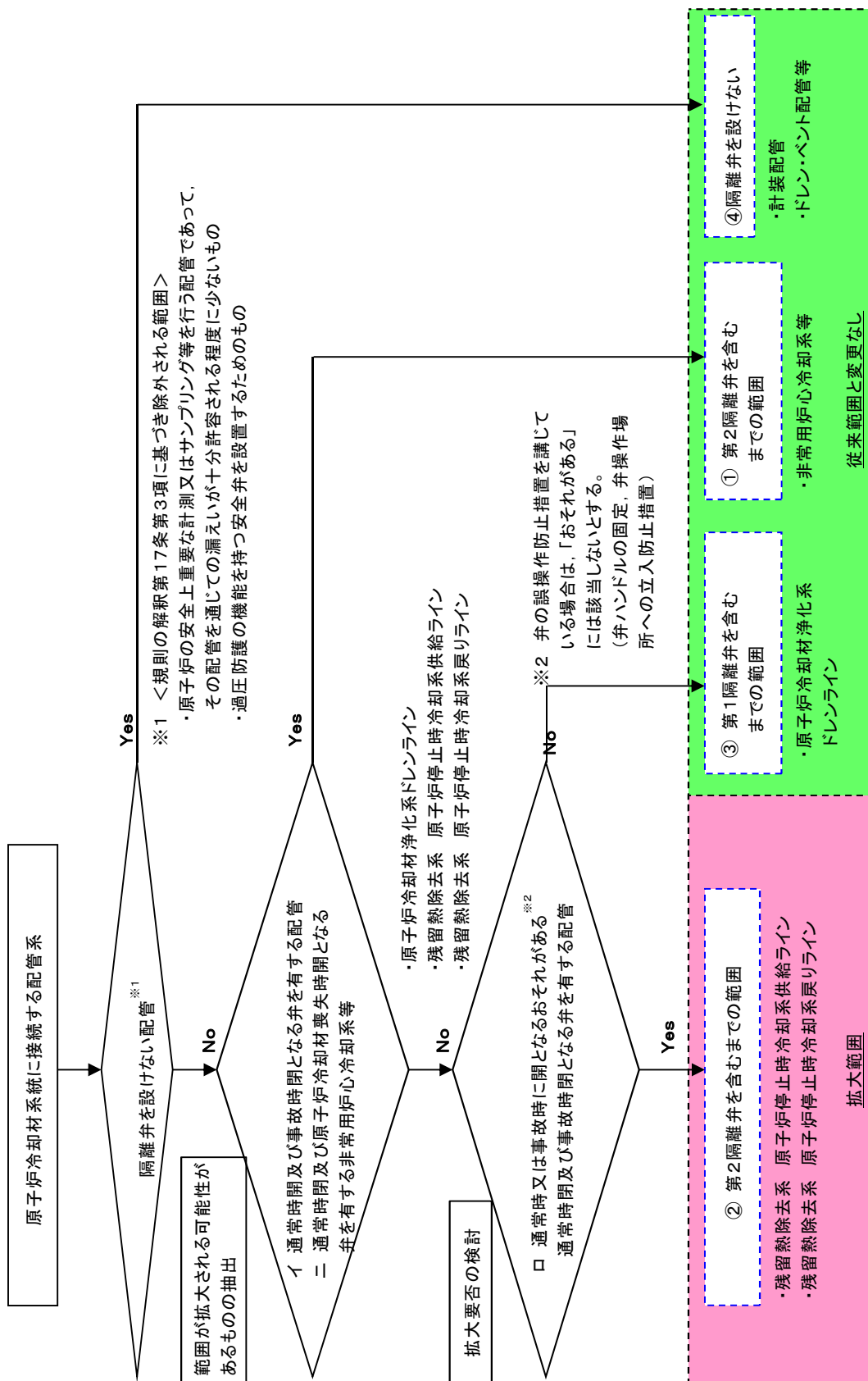
第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図（例）



第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

別 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

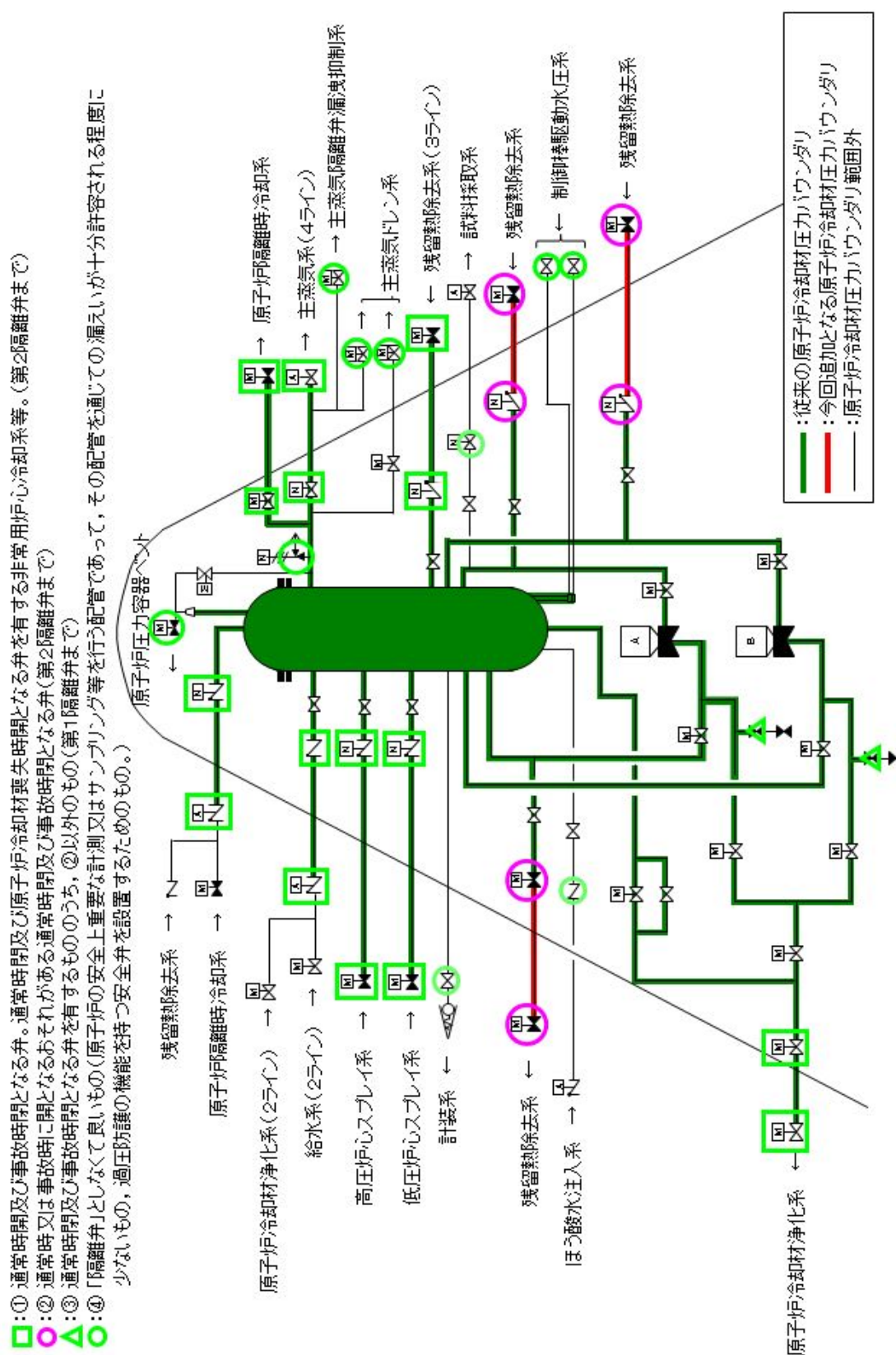


図 2-1 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

17 条-2

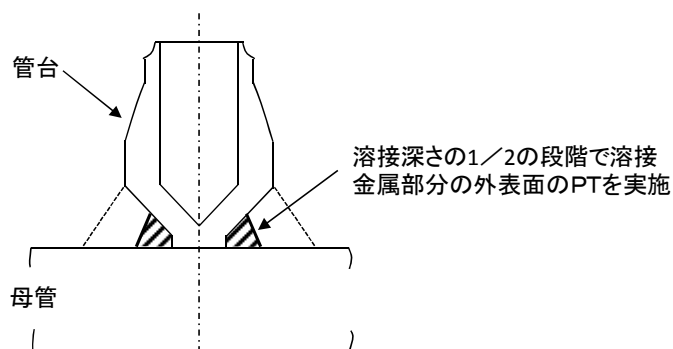
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配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検査を実施していない。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。

1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、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される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図

別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又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。
スラグ巻込み	溶接金属中又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。

2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表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。

(1) 欠陥ごとに対する対策の観点

a. 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）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む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，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて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。

b. スラグ巻込み，融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから，第三者機関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し，次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで，スラグ巻込み，融合不良が発生しないようにしている。また，溶接棒は吸湿により性能劣化となるため，適切に管理された溶接棒の選定をしており，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，スラグ巻込み，融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

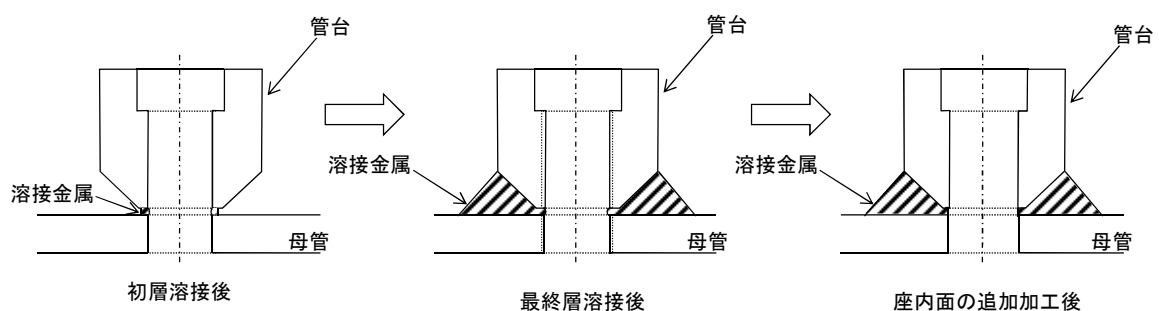
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン（建設時）

当該箇所については，穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで，完全溶け込み溶接としている。また，最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部※が除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※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，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図

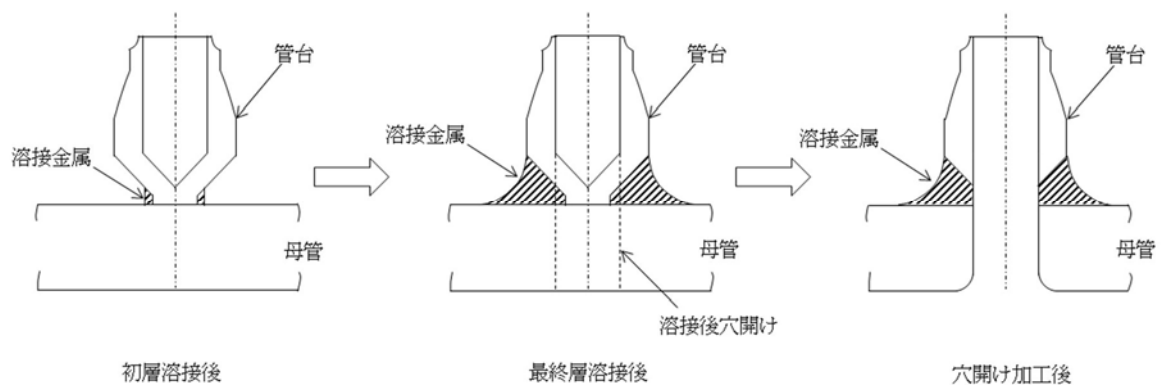
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

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※は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

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、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスク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、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 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されている。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発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は、溶接検査において 1/2 P T 検査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 P T 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。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	・ 高温割れの原因となる不純物（P，S）低減材の使用。 ・ 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。 ・ 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。	無
低温割れ	・ 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。	無
スラグ巻込み	・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。	無
融合不良	・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。	無

	・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 ・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。	
--	--	--

別 3-2 表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難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

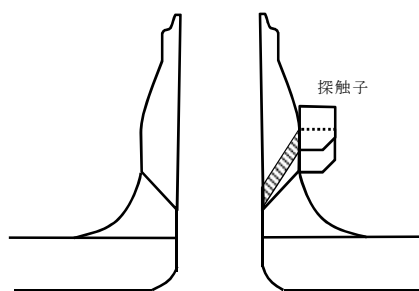
3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

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

(1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・ 当該溶接部は管台溶接部であり、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。
- ・ 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。

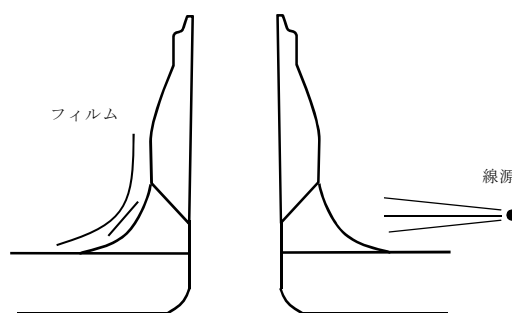


別 3-4 図 U T 検査概略図

(2) R T 検査

R T 検査では，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，試験部に隙間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撮影をすることができる。これ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別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狹隘形状のために試験部に隙間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撮影ができなため，適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図

4. 劣化モード

当該箇所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。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	・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。 ・多層盛りの溶接部であり、初層部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。 ・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。	低 (外面から)
S C C	・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。 また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。	無
全面腐食	・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。	無
減肉	・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、発生は考え難い。	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

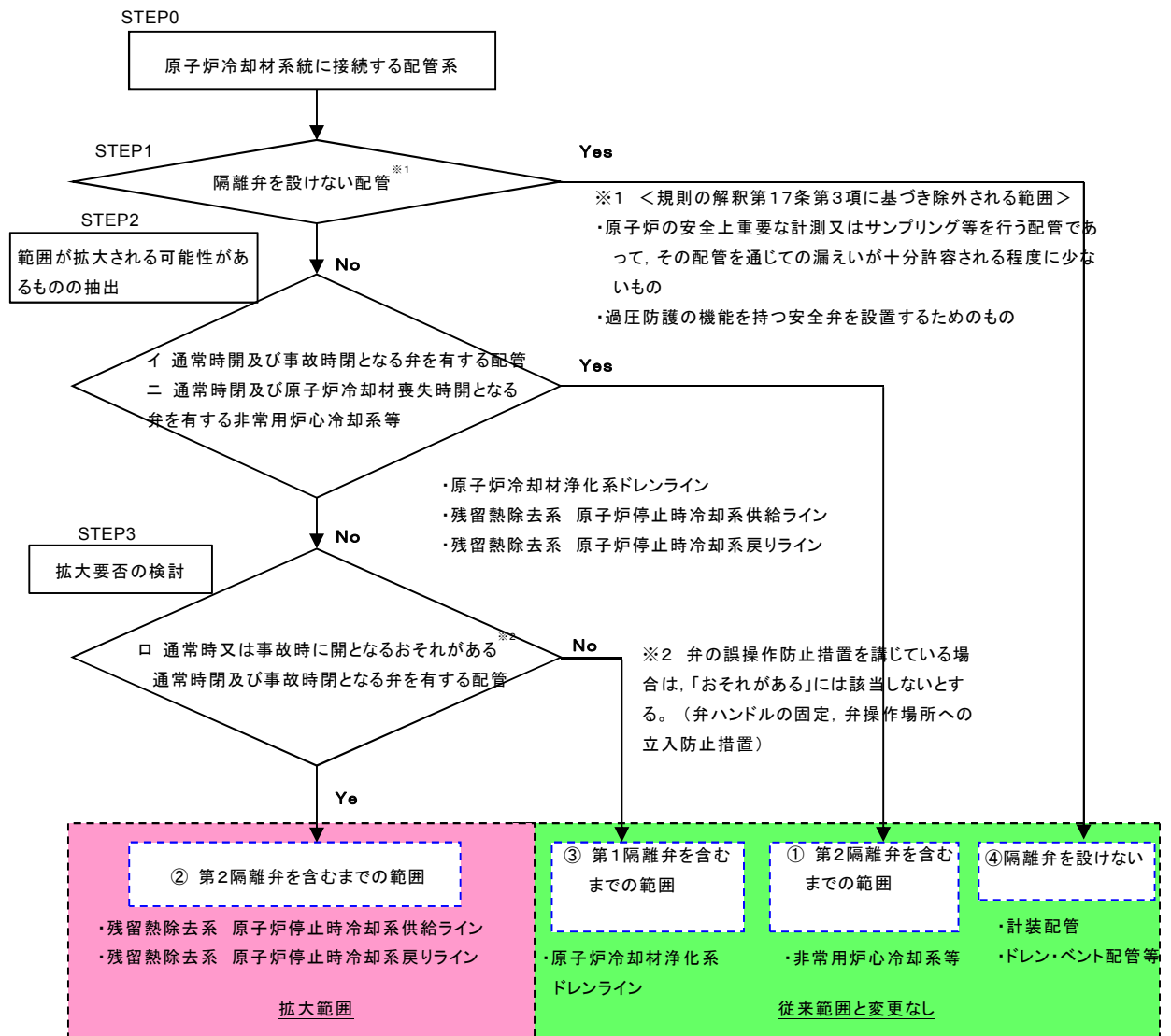
別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100％／1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であるとする。

また、当該箇所はこれまでもクラス1機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。

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



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

【抽出プロセス】

STEP0（母集団の確認）

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。

- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・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。

STEP1（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。

※ 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とは、液相で36.7mm以下、気相で73.4mm以下の配管を指す。（別紙5参照）

STEP2（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。

STEP3（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。

※ 弁の誤操作防止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配管口径の求め方

東海第二発電所において、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は、3.5L/sec であり、常温における補給水量は、209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は、37.9L/sec であり、常温における補給水量は、2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

$A_{\max}$: 最大破断断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m²

(気相) 585,920kg/min-m²

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

$D_{\max}$: 最大破断直径

(3) 算出結果

(1), (2) より, 小口径配管が破断した場合でも原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から, 小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は, 設計上の余裕をみて液相, 気相それぞれ 25A, 50A を最大としている。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積 (mm ²)	1, 057	4, 231
最大破断直径 (mm)	36. 7	73. 4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

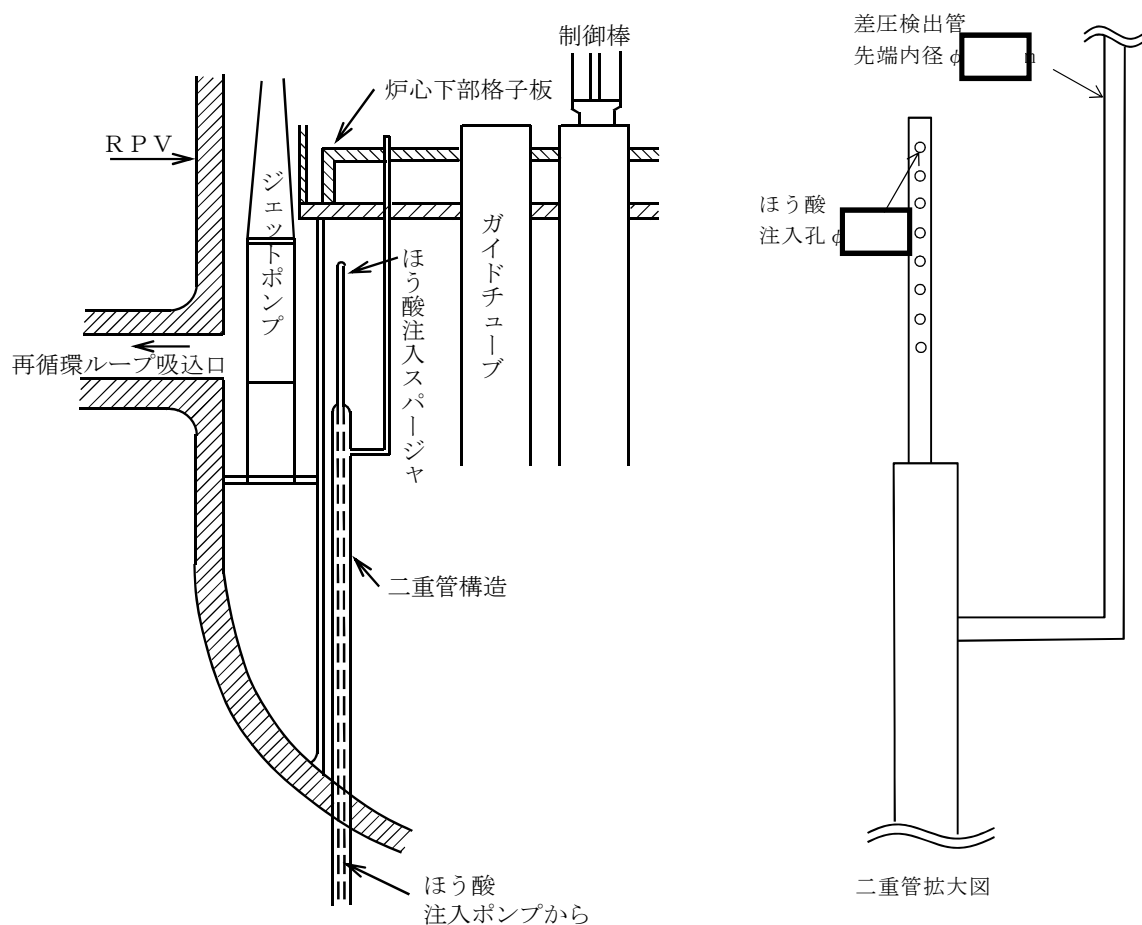
ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きいですが，以下のとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外している。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

ほう酸水注入孔のサイズは直径 mm，箇所数は 箇所であり，差圧検出管の先端内径は mm である。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される理由

ほう酸水注入系配管は水系配管で配管口径が 40A であるが，別 6-1 表に示すとおり，原子炉圧力容器内の開口断面積は，許容破断面積より小さいことから，原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため，ほう酸水注入系配管は，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口断面積

No	項目	面積 (mm ²)
1	ほう酸水注入孔：	
2	差圧検出管の先端：	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	許容破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4

東海第二発電所

運用，手順等説明資料

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

(設置許可基準規則 第17条) 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、炉心の反応度の増加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、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。 (技術基準規則 第14条) 安全設備 2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想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よう、施設しなければならない。 (技術基準規則 第15条) 設計基準対象施設の機能 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に施設しなければならない。 (技術基準規則 第17条) 材料及び構造 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。 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。	
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。 (技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止 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ってはならない。 (技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止 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。 (技術基準規則 第27条) 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。 (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 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。	(技術基準規則 第14条) 2 (技術基準規則 第15条) 3 (技術基準規則 第17条) 一、八、十五 (技術基準規則 第18条) 2 (技術基準規則 第19条) 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、設備改良を伴わないことから変更はない。
(設置許可基準規則 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た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隔離弁までに変更した。 三 変更なし 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又は強度評価において、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、瞬間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。	○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出 規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見ても第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があるが、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ラインが抽出された。 ①原子炉再循環系CUW入口ドレンライン ②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン ③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン このうち、①については既に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。また、②、③については、通常運転時に当該系統を使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。
【後段規制との対応】 工：工認（基本設計方針、添付書類） 保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む） 核：核防規定（下位文書含む） 【添付六、八への反映事項】 添付六、八に反映しない 当該条文に該当しない （他条文での反映事項他）	

運用，手順に係る対策等（設計基準）

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	施設管理	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	・原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの 第1 隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系CU W入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B） 系C UW入口ドレン弁）は，通常時又は事故時 開となるおそれがないように施設管理を適切 に実施する。
			—
		教育・訓練	—