

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB17 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月5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8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 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について
- 2.3 余熱除去系統入口ラインの配管・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
- 2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の保全方法
- 2.6 R C S圧力バウンダリ、C/V圧力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

#### 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、設計基準事故対処設備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。
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条において、追加要求事項を明確化する（表1）。

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

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) 第28条 (原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)	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。</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原子炉冷却材圧力バウンダリ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ぬ。</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>
<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>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。</p>	<p>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。)</p>

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
<p>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。</p>	<p>—</p>	<p>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。)</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>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ぬ。</p>	<p>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。)</p>

## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 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時的破壊が生じないよう、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(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

(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項第1号について

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び配管は、原子炉施設の供用期間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ずると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに耐え、かつ、機能を維持できる設計とする。

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、原子炉の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の1.1倍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の1.2倍以下となる設計とする。

#### 第1項第2号について

原子炉容器を含め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形成する配管系に関し、原則として次のとおり隔離弁を設ける。

- (1) 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- (2) 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- (3) 通常時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等は(1)に準ずる。
- (4) (2)に準ずる隔離弁において、通常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。

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(4)に該当することから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していることを確認する。

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。

【説明資料（2.1～2.7：P17条-11～30）】

#### 第1項第3号について

通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化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、設計、製作及び水圧試験時に以下のように特別な注意を払う。

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具合、欠陥の介在等を防止するため、材料仕様、溶接及び熱処理の管理並びに非破壊検査を行うとともに、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、最低温度の制限を設ける。

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。

また、1次冷却設備の加熱時又は冷却時の運転に対しては、加熱率及び冷却率に制限値を設ける。

【説明資料(2.3 : P17 条-13~14)】

#### 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次冷却材の漏えいは、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器サンプ水位上昇率測定装置及び凝縮液量測定装置により約3.8L/minの漏えいを1時間以内に検出できる設計とする。

1次冷却材の1次冷却設備から2次冷却設備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信する設計とする。

なお、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、原子炉格納容器内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. 原子炉冷却設備

### 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

1次冷却設備の弁として、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、中央制御盤で弁の開閉状態を監視できる。

原子炉容器を含め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。

ただし、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生じた場合において、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は除く。

- a. 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常時閉、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。

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：P17条-11～14)】

大口径の弁は、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、小口径の弁についても、可能な限りグランド部にベローズ及び金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、1次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを防止する。

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平衡型を使用する。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、蒸気等の漏えいを防止する。

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。

加圧器安全弁の吹出し圧力は、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動作したときの加圧器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動作し、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この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次冷却設備の加熱時及び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。

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である。加圧器スプレイ弁は、通常時は自動制御であるが、中央制御盤での手動制御もできる。加圧器スプレイ配管及び加圧器サージ管温度の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。

#### 5.1.1.6 手順等

- (1) RCS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。

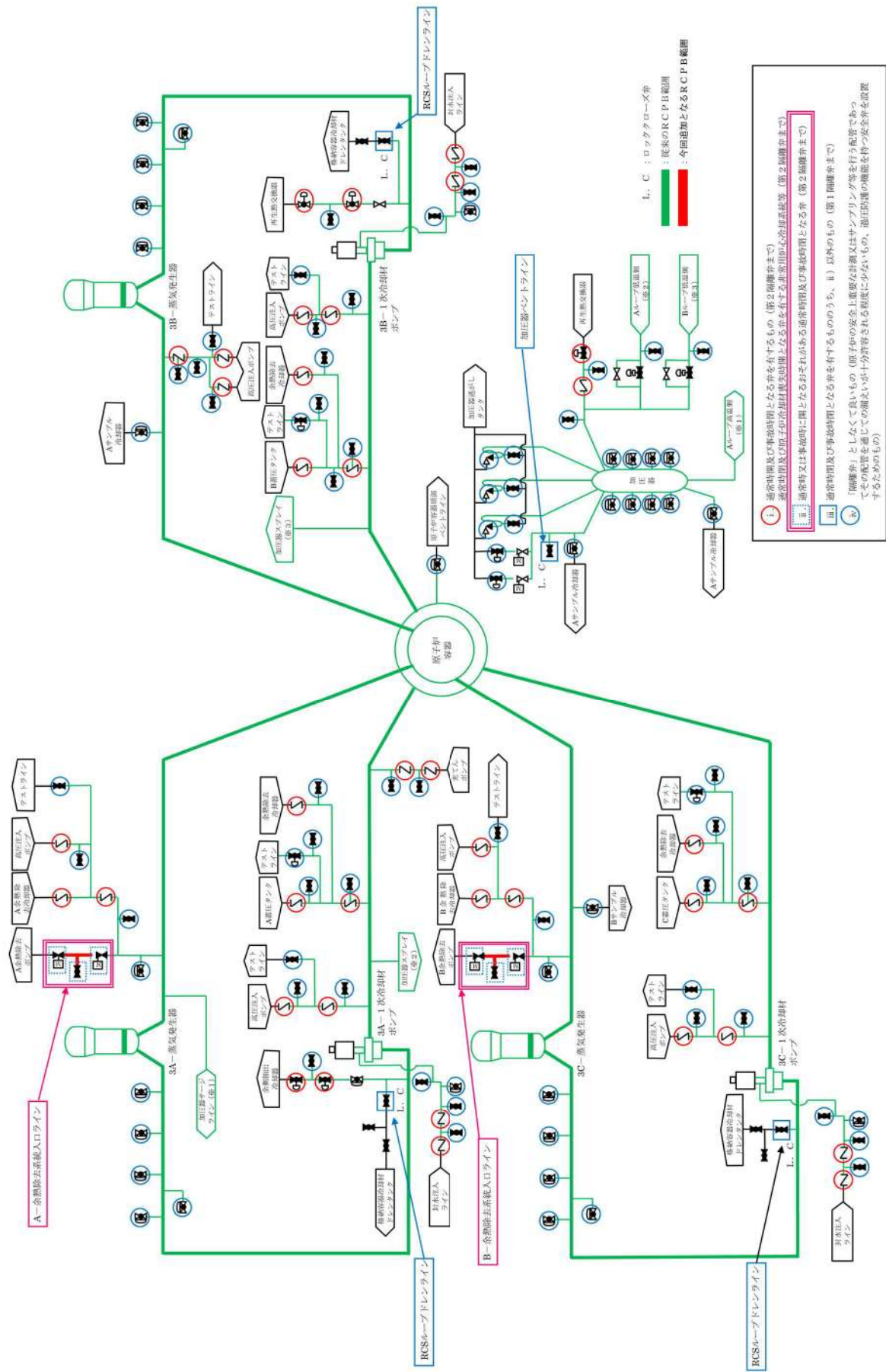


図 5.1.1 泊 3 号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ図

## 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. 通常時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常時閉、事故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 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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第一隔離弁までの範囲としていたものが第二隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に図 1 に示すフロー（添付 1）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添付 2 に示す。

この図に示すとおり、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。

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

#### (2) 拡大範囲の検討

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

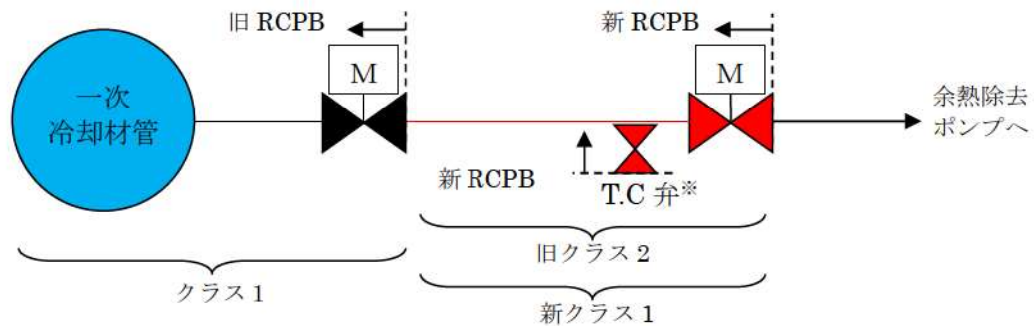
したがって、これらの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じていることから、通常時又は事故時に開となるおそれはないことを確認した。よって、バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

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。



※管台直付けのため配管部分はない。

図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ (RCPB) 拡大範囲図

## 2.2 誤操作防止対象弁の運用及び管理について

加圧器ベントライン、RCSループドレンラインの手動弁は、施錠により弁ハンドルを固定し、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がないよう管理している。また、施錠管理に用いる鍵については、発電課長（当直）の管理のもと使用及び保管している。

なお、当該弁のある原子炉格納容器については、エアロックを原子炉起動前までに閉止し閉止状態で管理している。

加圧器ベントライン、RCSループドレンラインの当該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ラインアップ確認として、手順に基づき実施し、その結果を当直課長が確認している。

当該弁の閉止およ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。

また、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、当直課長が承認した保守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アップ確認として、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 弁施錠状態の例の写真

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
	RCS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仕様

当該範囲については、以下のとおり、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配管強度及び耐震評価

### (1) 主配管の強度及び耐震評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1となる主配管に関する強度・耐震評価を行なった。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
	疲労累積係数	0.00602	1.0

#### 【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 (注1)	167	342
	疲労累積係数 (注2)	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。

(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なった。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) 軸方向、半径方向、周方向	92, 51, 39	172
		ボルトの応力 (MPa) 使用状態、ガスケット締付時	115, 21	190

(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なった。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保全方法

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに変更した配管・弁については、従来クラス2機器として供用期間中検査を行ってきたが、今後はクラス1機器として供用期間中検査を行っていく必要がある。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以下に示す。

なお、クラス1機器供用期間中検査に新たに組み込まれ、PSI未実施の部位については、クラス1機器としての現在の健全性を確認しておくため、今施設定期検査時に全数の検査・点検を実施している。

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 RCS圧力バウンダリ、C/Vバウンダリに対する漏えい検査への影響について

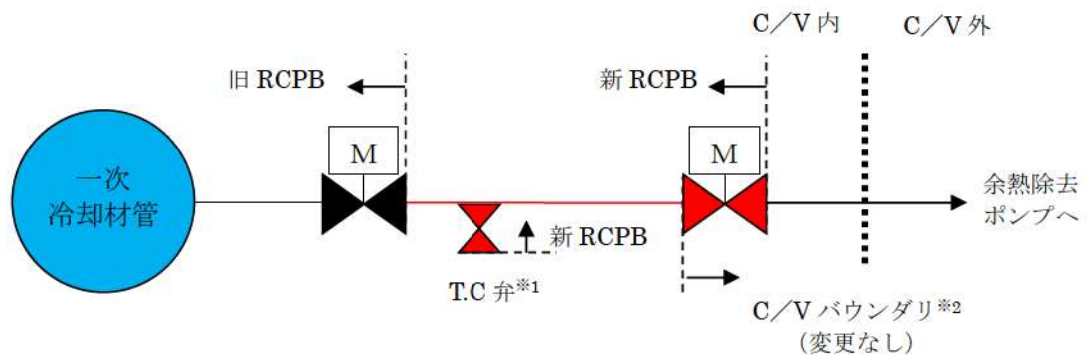
原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、余熱除去系統入口ラインの第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲として拡大となった。なお、原子炉格納容器バウンダリの範囲に変更はないことを確認している。

### 原子炉冷却材圧力バウンダリについて

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲については、今後はクラス1機器として供用期間中検査を行うこととする。当該範囲の漏えい検査については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」に基づき、実施することとする。

### 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

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、RCPB）に組み込まれた部位は、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RCPB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ない、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RCPB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。

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 R C P B 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 (現在)	クラス 2 (建設時)		
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管 (エルボ以外) ①	—	△	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。
	主配管と T.C 弁間の管台②	—	×	UT+PT を実施する。
弁	第 2 隔離弁③	RT+PT(MT)	△*1	PT を実施する**2。
	弁箱、弁蓋、弁体	RT	—	PT(MT) を実施する。
	ボルト、ナット	PT(MT)	×	PT を実施する**2。
溶接部 ※3	T.C 弁④	PT(MT)	△*1	PT を実施する**2。
	主配管の溶接継手⑤	RT+PT(MT)	○	
	主配管と管台の溶接継手⑥	1/2PT(MT)**4 +PT	△*5	当該箇所は今後 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) **6
	主配管の支持部材取付け溶接継手⑦	PT(MT)	○	
	管台と T.C 弁の溶接継手⑧	PT(MT)	○	

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

※ 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 ほど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。

※ 6：1/2PT 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 RCPB 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、1/2PT を実施していないことにより、全数検査対象とする。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。

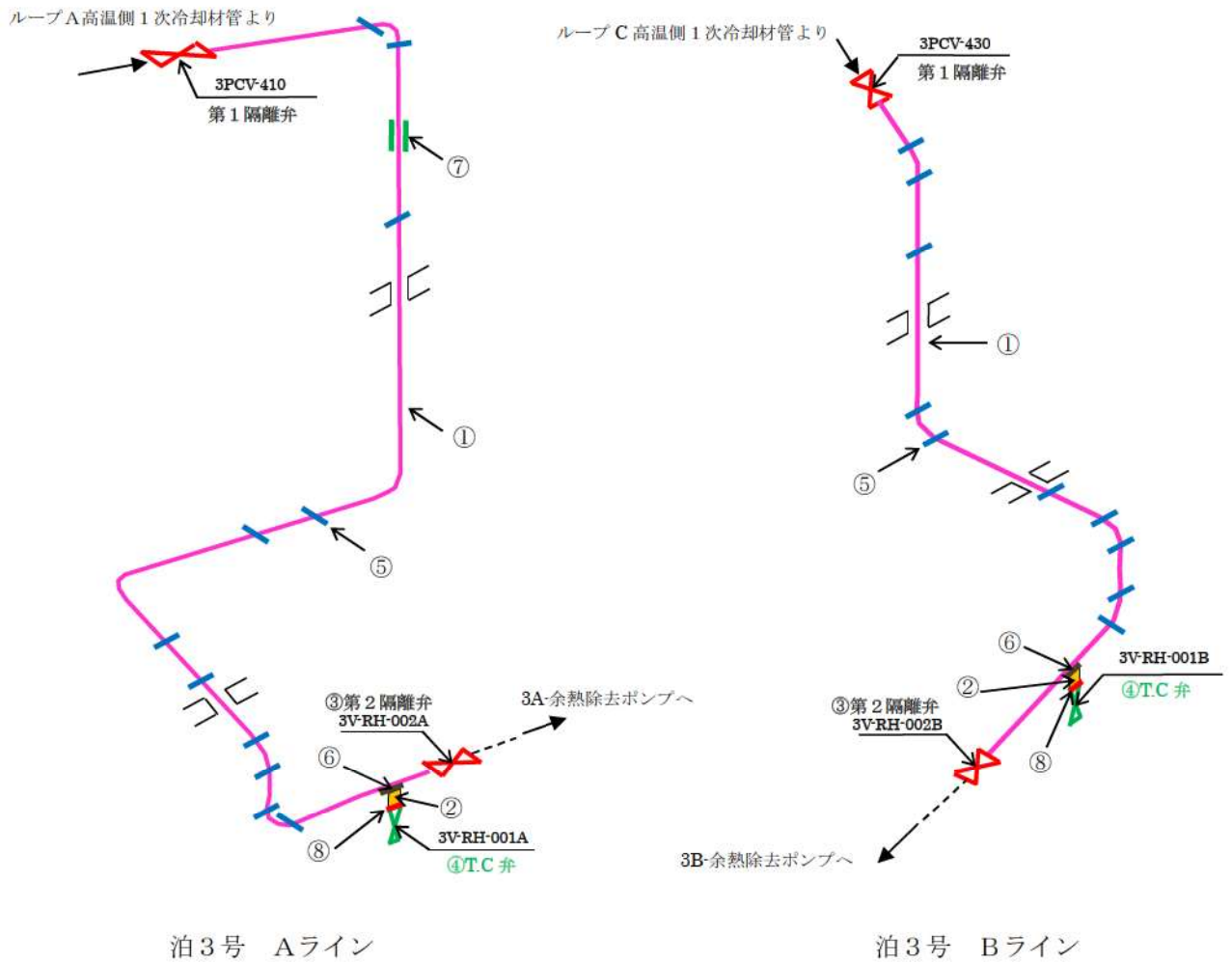


図4. 検査実施範囲

<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



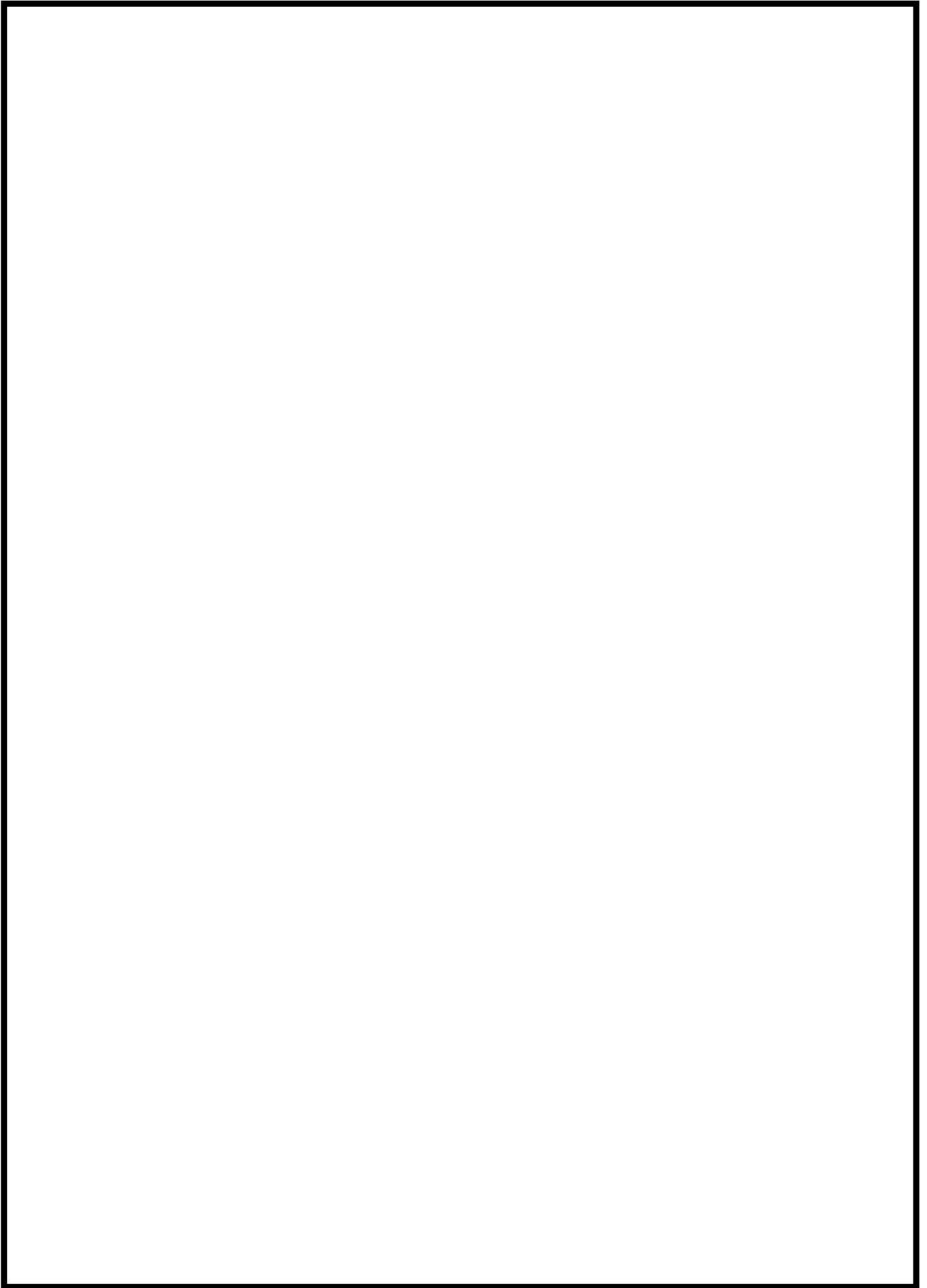



図5. 配管の製造プロセスフロー図

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) 当該箇所の今後の点検の妥当性について

RCPB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。

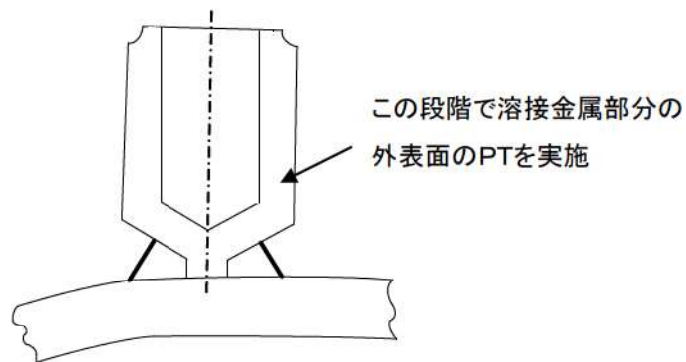


図7. 1/2PT概念図

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り、当該部材であるオーステナイト系ステンレス鋼においては、低温割れの発生はない。

#### <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、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の層間でスラグ除去、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するため、適切に管理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、欠陥発生のリスクは少なくなる。

※： 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。

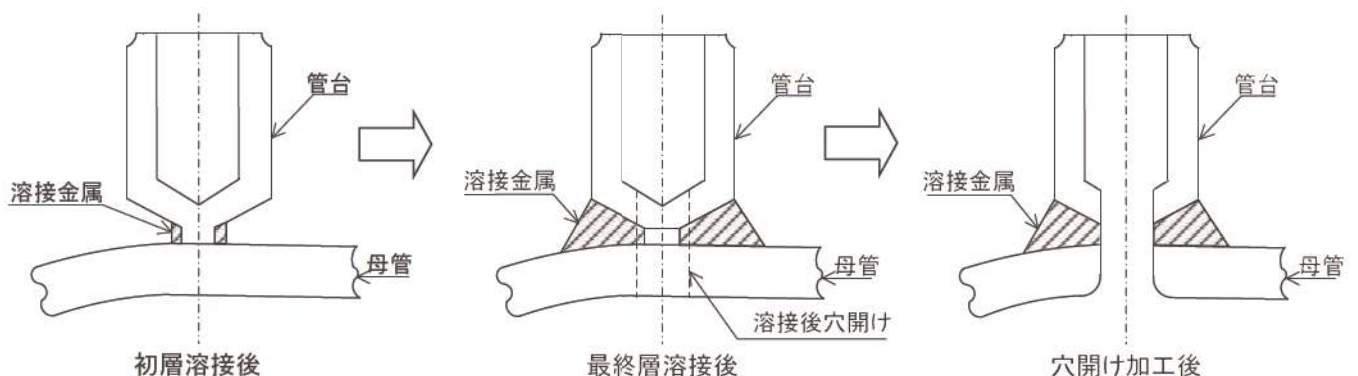


図8. 初層溶接部の除去

(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
スラグ巻き込み	<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>・第三者機関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
融合不良	<ul style="list-style-type: none"><li>・開先や前ビードとの境界を溶かす作業を実施。</li><li>・第三者機関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><li>・作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。</li></ul>	無

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) 1/2PT検査の代替検査の可否

RCPB拡大範囲の枝管の管台と母管の溶接継手については、1/2PT検査を実施していないが、代替検査として、UT検査（超音波探傷試験による体積検査）、RT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。

### <UT検査>

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。

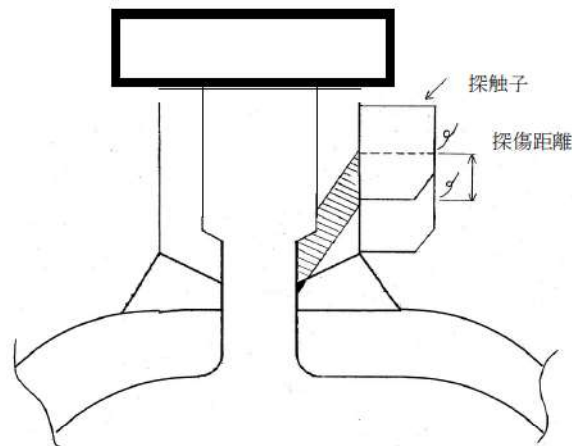


図9. UT直射探傷範囲図

### <RT検査>

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。

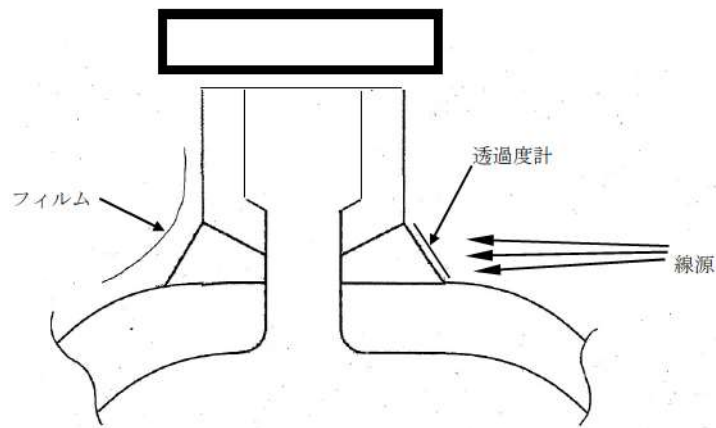


図 10. RT 検討図

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、余熱除去系統使用時に、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。

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。

ただし、当該部位は、プラント運転中は使用しない系統であり、従来のRCPB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RCPBより低温、低圧環境である。

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検査で定められた外面からのPTを行なう。

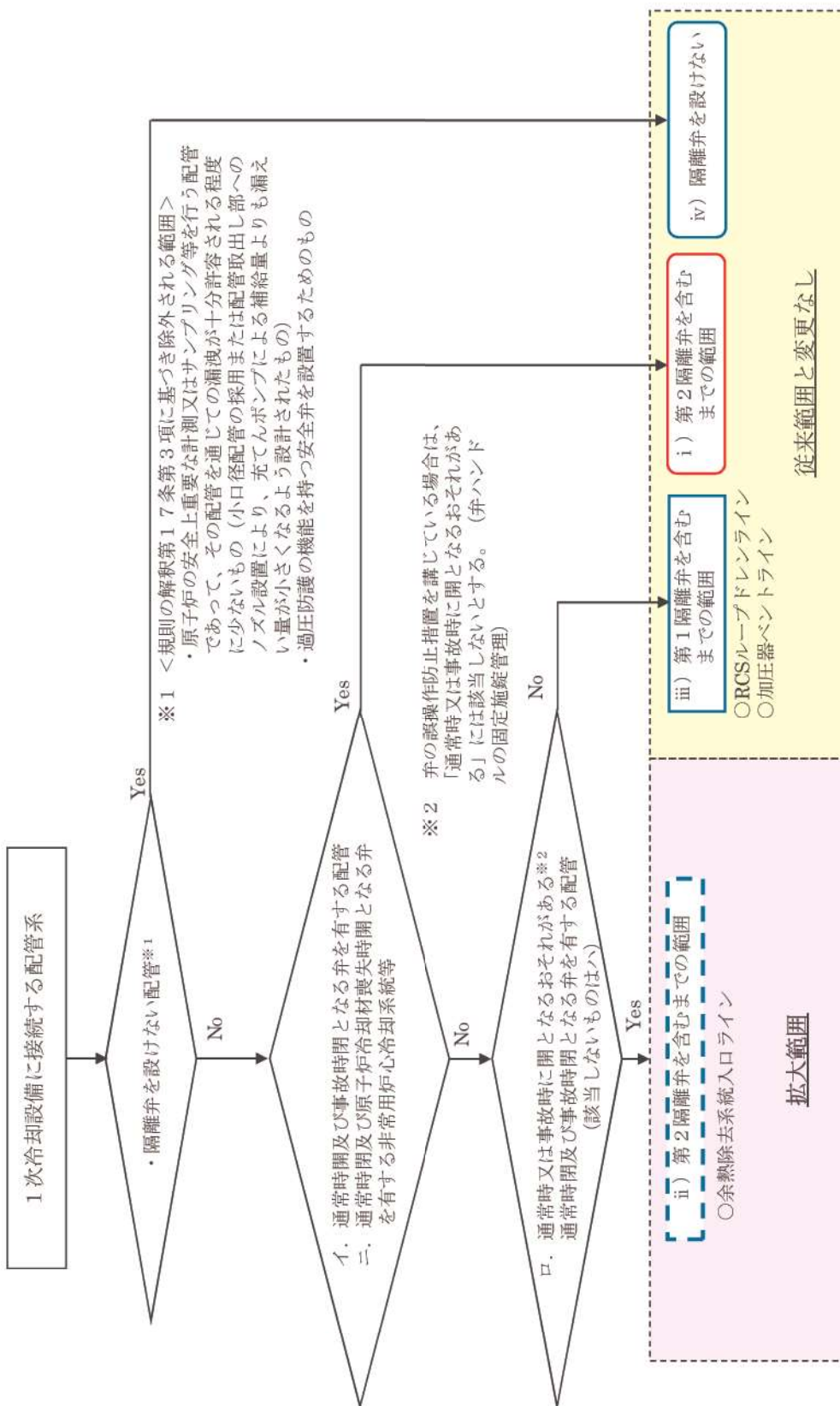
また、当該箇所は従来のRCPB範囲より過渡頻度、環境条件を考慮し、クラス1機器のISI検査で定められている検査頻度にて経年監視する。

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。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。

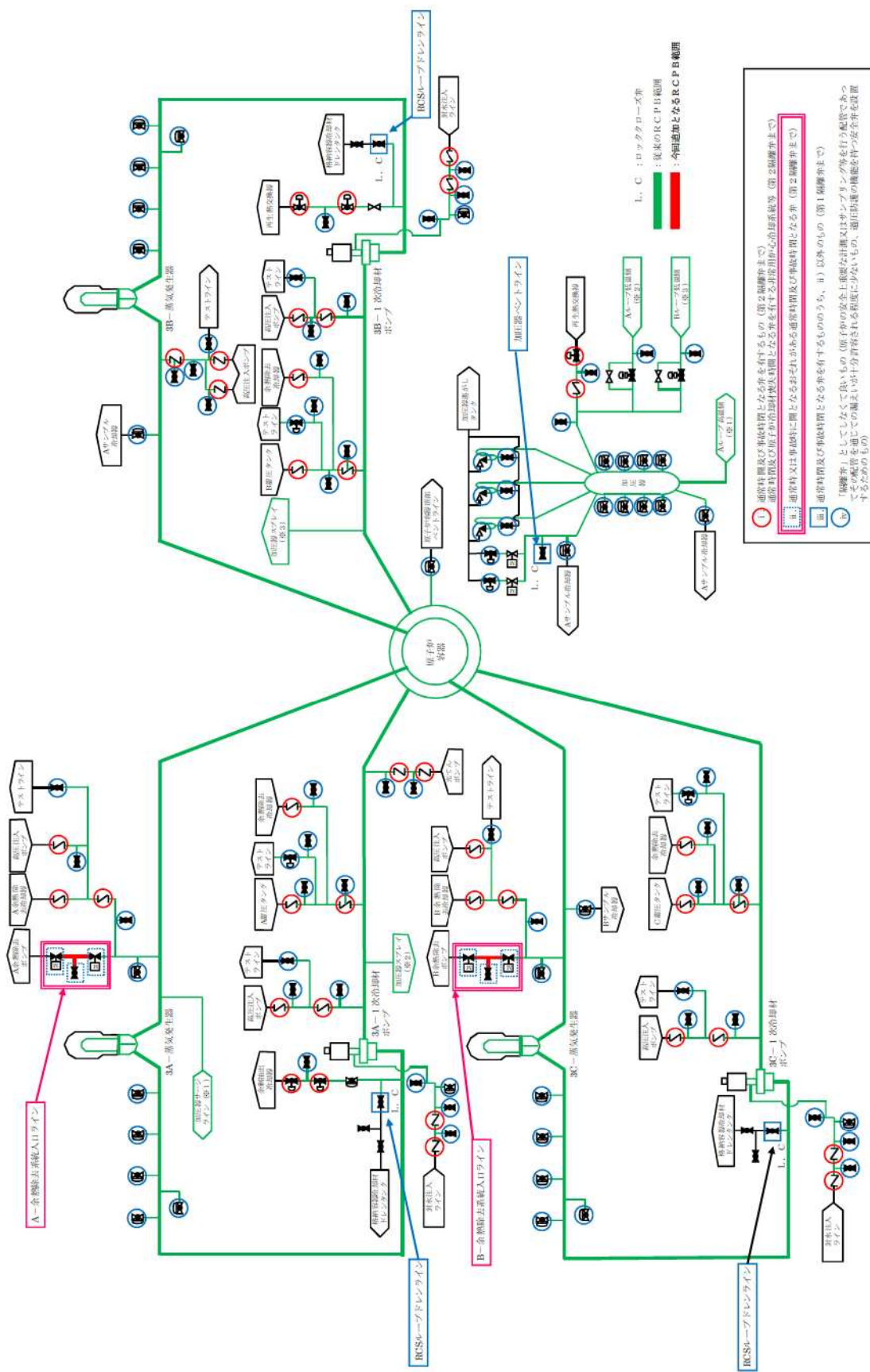
なお、今定検にて当該部位全数の外面PTを実施し、健全性を確認している。



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

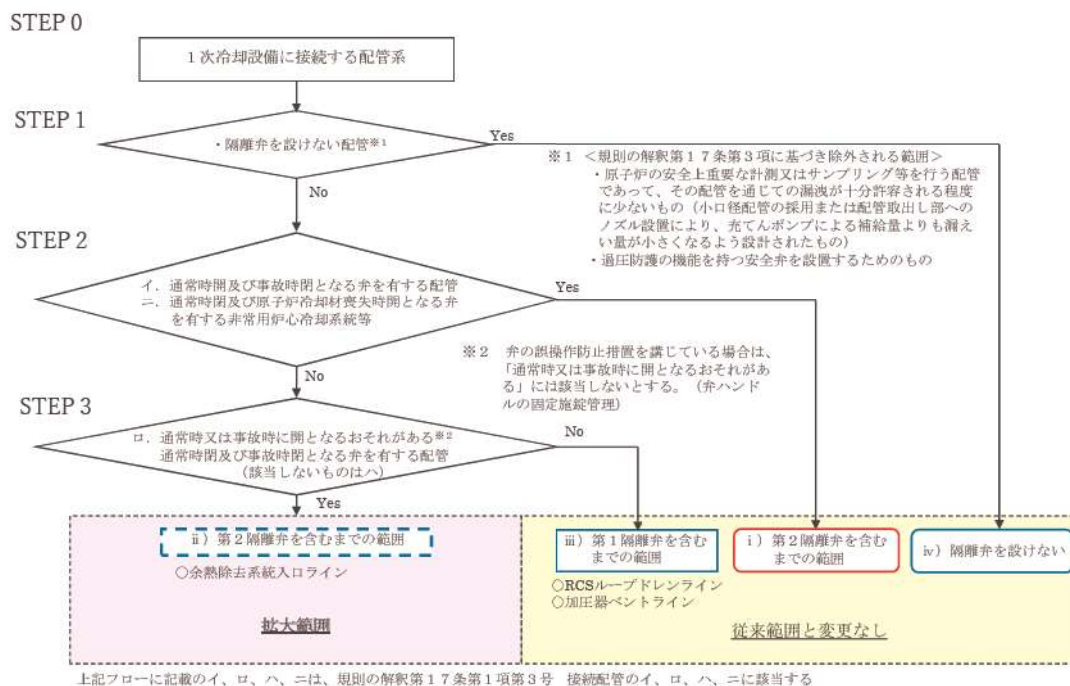
原子炉冷却材圧力バウンダリ抽出フロー





泊3号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ図

原子炉冷却材バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



原子炉冷却材圧力バウンダリ抽出フロー

【抽出プロセス】

STEP 0（母集団の確認）

- ・設計図書を用いて、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。
- ・第二隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径を確認する。

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。

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の確認を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時間となる弁を有する非常用炉心冷却系等を抽出する。

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」には該当しないとする（弁ハンドルの固定施錠管理）

## 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

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。

先行 PWR プラントでは、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、上述した除外規定に基づき、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。

泊 3 号炉においても、先行 PWR プラントと同様に、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) 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  
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。

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

$Q_{RCS}$	: 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小さ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。なお、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、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

(2) 充てんポンプの1次冷却設備への充てん能力

充てんポンプによる1次冷却系への補給量は充てんポンプ運転流量 47.8 m<sup>3</sup>/h - ミニマムフローライン流量 13.6 m<sup>3</sup>/h - 封水戻り流量 2.0 m<sup>3</sup>/h = 32.2 m<sup>3</sup>/h ≒ 32 m<sup>3</sup>/h となる。

以上より、充てんポンプから1次冷却設備への充てん流量は、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。

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、「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」の第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に、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：起動・停止時，耐圧漏えい試験時の圧力・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

管理事項：供用期間中検査での欠陥発生有無の確認

適用規格基準：JEAC4201（2000）原子炉構造材の監視試験方法

管理事項：監視試験による関連温度の管理

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



## 17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

### 【追加要求事項】

#### 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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 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。
- 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るよう、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。

(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 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

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 ②RCS 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、開となるおそれが否定できないため、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、施錠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。

#### ○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。

#### ○弁の施錠管理(②及び③)

RCS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ルロックによる施錠管理を実施する。

- (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、設備改造を伴わないことから変更はない。

評価OK

運用による対応

設備による対応

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

【17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ】

対象項目	区分	運用対策等
バウンダリ範囲の拡大	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・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。
	教育・訓練	・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。
弁の施錠管理	運用・手順	・RCS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実施する。
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・施錠管理に関する教育