

女川原子力発電所 2 号炉  
設置許可基準規則等への適合状況説明資料  
(原子炉冷却材圧力バウンダリ)

平成 3 0 年 4 月  
東北電力株式会社

## 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 要求事項の整理
2. 解釈変更に対する適合方針
  - 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 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
  - 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について
  - 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の配管・弁の漏えい検査方法，手順
  - 2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い
  - 2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い
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 女川原子力発電所 2 号炉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配管口径の求め方
4. 別添
  - 別添 1 女川原子力発電所 2 号炉  
運用，手順等説明資料（原子炉冷却材圧力バウンダリ）

## 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
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、 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大</u> )
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事。	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
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

## 2. 解釈変更に対する適合方針

### 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圧系／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

設置許可基準規則第17条第1項の解釈に基づき、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。

- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン (A/B系)
- ・ 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン (A/B系)
- ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン
- ・ 原子炉再循環系ドレンライン (A/B系)
- ・ 原子炉圧力容器ドレンライン

#### (2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系ドレンライン (A/B系) 及び原子炉圧力容器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ている手動弁である。

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

作防止処置を講じていることから、通常時又は事故時において開となるおそれはなく、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、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン（A/B系）及び残留熱除去系ヘッドスプレイラインに設置している隔離弁については、以下の理由により、開となるおそれが否定できない。

a. 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）

第一隔離弁は逆止弁であるため、原子炉冷却材圧力が高い場合には開とならないが、原子炉冷却材圧力が低く残留熱除去ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

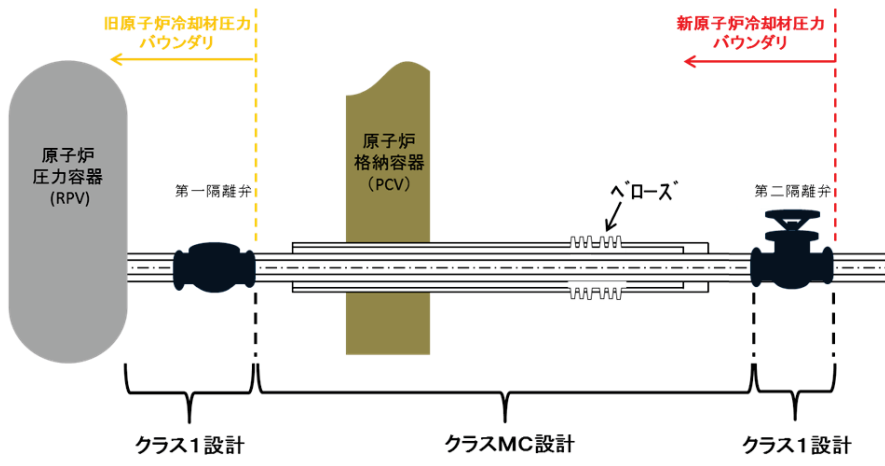
b. 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン（A/B系）

第一隔離弁は、原子炉冷却材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、開となる可能性が否定できない。

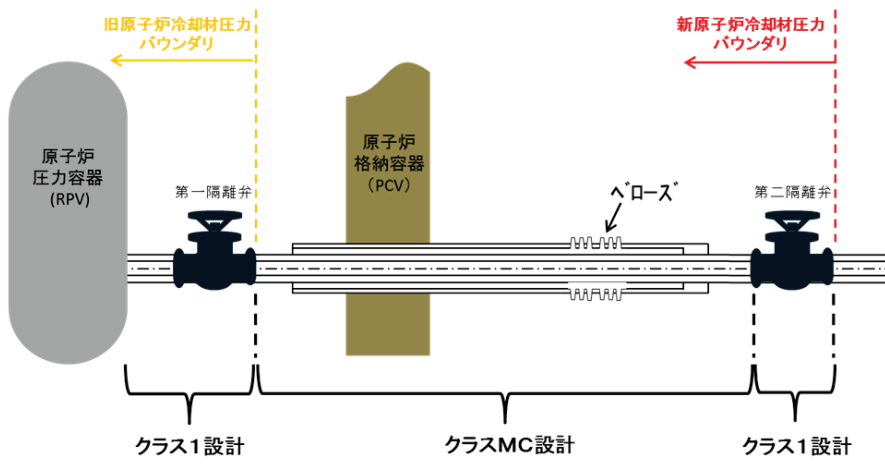
c. 残留熱除去系ヘッドスプレイライン

第一隔離弁は逆止弁であるため、原子炉冷却材圧力が高い場合には開とならないが、原子炉冷却材圧力が低く残留熱除去ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

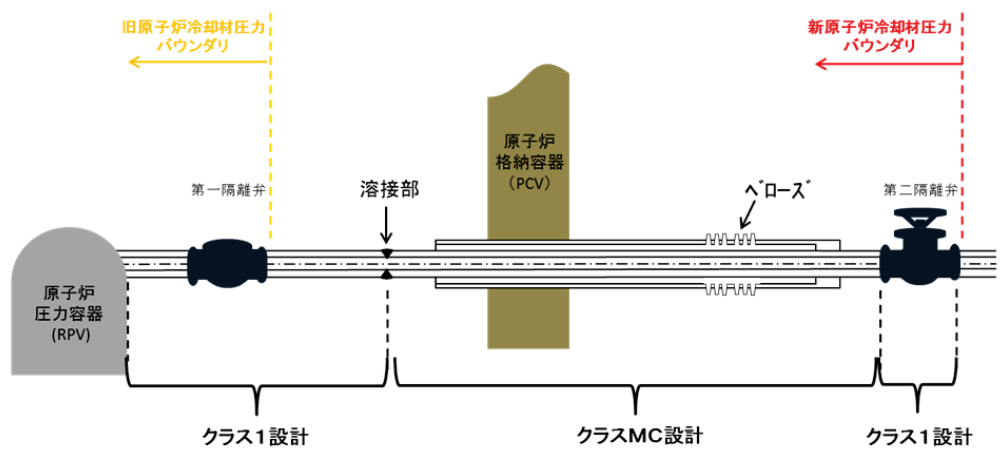
よって、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン及び残留熱除去系ヘッドスプレイラインについては、第一隔離弁から第二隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン (A/B系))



(残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン (A/B系))



(残留熱除去系ヘッドスプレイライン)

図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

## 2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系ドレンライン（A／B系）及び原子炉圧力容器ドレン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、誤操作防止処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、当直長が管理している。また、鍵の保管は施錠管理された中央制御室キーボックスに保管している。
- ・定期検査中の弁の管理は、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、定期検査中の点検作業終了時及びプラント起動に伴う原子炉格納容器閉鎖前に当該弁の全閉及び施錠状態をバルブチェックリストで確認している。
- ・当該弁は原子炉格納容器内に設置されている手動弁であり、通常運転中は現場へのアクセスができないため、開操作をすることはしない。



チェーン・南京錠による施錠管理

原子炉再循環系ドレンライン  
【原子炉再循環ポンプ（A）  
入口管第一ドレン弁  
（B32-F503AX）】

原子炉再循環系ドレンライン  
【原子炉再循環ポンプ（B）  
入口管第一ドレン弁  
（B32-F503BX）】



原子炉圧力容器ドレンライン  
【CUW RPV 第一ドレン弁（G31-F503X）】

図2 弁施錠状態



表2 施錠管理対象弁リスト

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* <sup>1</sup> (第一隔離弁まで) 【緑四角実線□* <sup>2</sup> 】	原子炉再循環ポンプ (A) 入口管第一ドレン弁	B32-F503AX
	原子炉再循環ポンプ (B) 入口管第一ドレン弁	B32-F503BX
	CUW RPV 第一ドレン弁	G31-F503X

※1：残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン (A/B)、残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン (A/B) 及び残留熱除去系ヘッドスプレイラインは除く

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ図 (別紙2) の凡例による。

### 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

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、クラス1機器として設計・製作し、プラント建設時又は改造工事において工事計画認可等を受け、使用前検査 (材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査) にも合格している。なお、当該ラインの仕様は表3～表8のとおり。

表3 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）の配管仕様

	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁から 原子炉側の配管	10.4	302	318.5	25.4	STS42
原子炉格納容器 貫通部*	10.4	302	318.5	25.4	SFVC2B

※クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件（最高使用圧力，最高使用温度）としている。

表4 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）の弁仕様

	種類	駆動方式	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一 隔離弁	逆止め弁	窒素 作動	10.4	302	300A	SCPH2	SCPH2
第二 隔離弁	止め弁	電気 作動	10.4	302	300A	SCPH2	SCPH2

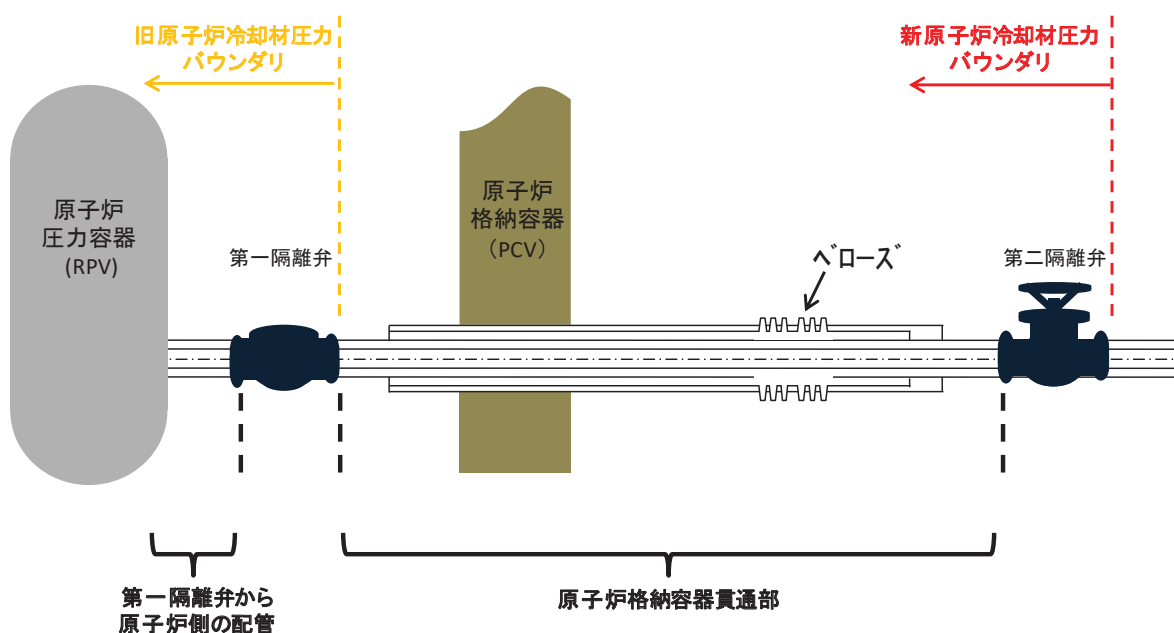


図3 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A/B系）概略図

表5 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン（A/B系）の配管仕様

	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁から 原子炉側の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
原子炉格納容器 貫通部*	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

※クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件（最高使用圧力，最高使用温度）としている。

表6 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン（A/B系）の弁仕様

	種類	駆動方式	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一 隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2
第二 隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2

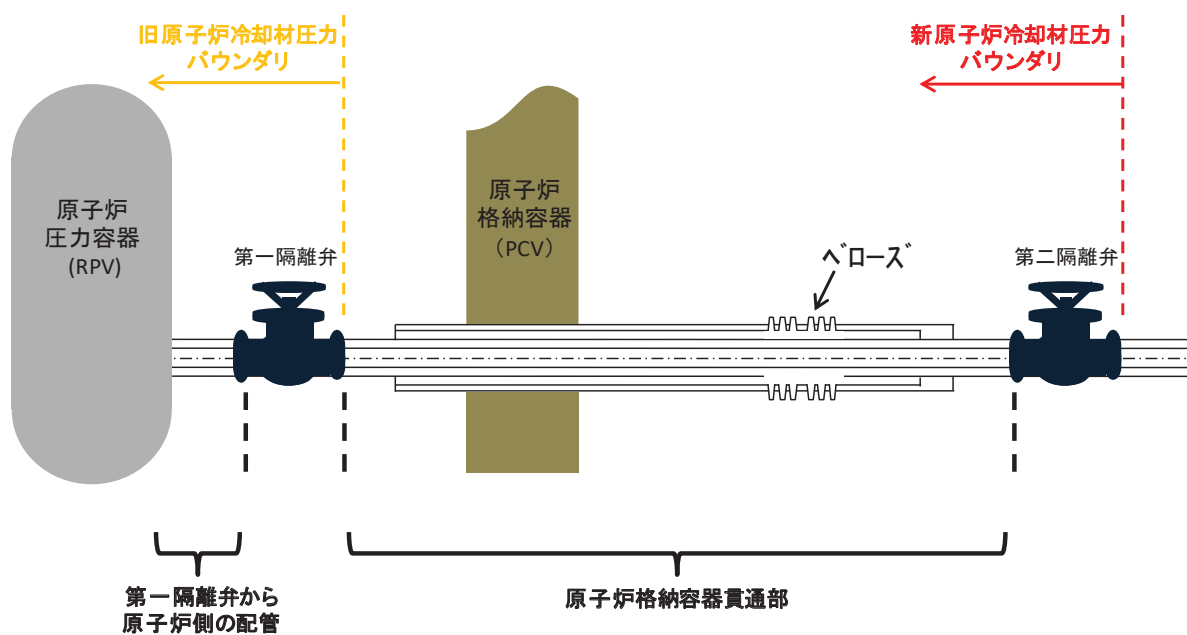


図4 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン（A/B系）概略図

表7 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの配管仕様

	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料※ <sup>1</sup>
第一隔離弁から 原子炉側の配管	8.62	302	114.3	11.1	STS410
第一隔離弁から 第二隔離弁まで の配管	8.62	302	114.3	11.1	STS410 (STS42)
原子炉格納容器 貫通部※ <sup>2</sup>	8.62	302	114.3	11.1	SFVC2B

※1：原子炉から第二隔離弁までの配管については、改造工事を実施しているため、材料記号においてJISの旧記号(STS42)と新記号(STS410)が混在している。

※2：クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件(最高使用圧力、最高使用温度)としている。

表8 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの弁仕様

	種類	駆動方式	最高使用圧力 [MPa]	最高使用温度 [°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一 隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	100A	SCPH2	S25C
第二 隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	100A	SCPH2	SCPH2

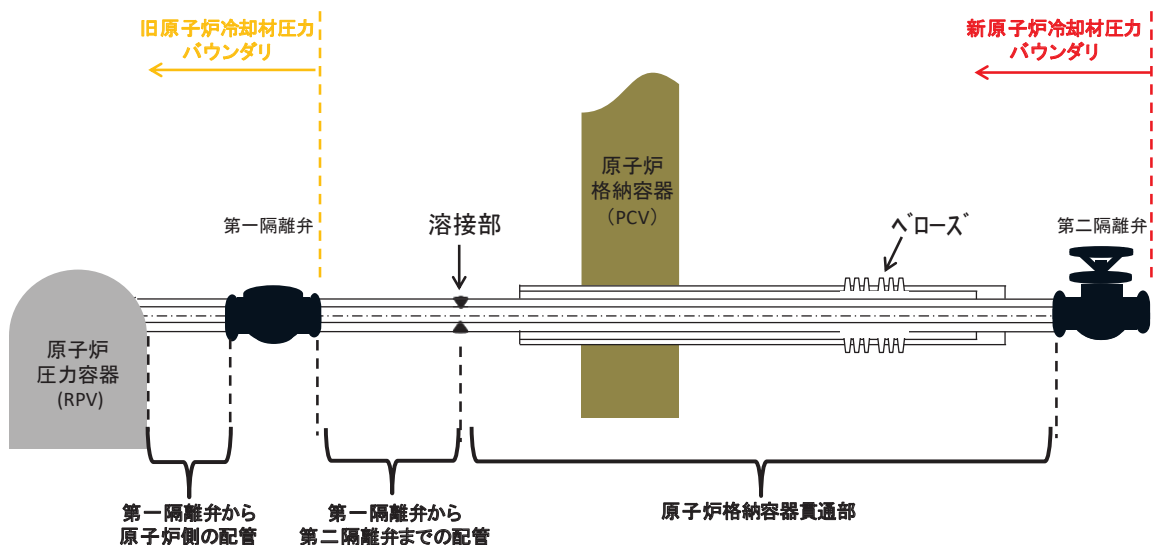


図5 残留熱除去系ヘッドスプレイライン概略図

#### 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、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、2.3 項に記載のとおり、クラス1機器の仕様を満足するように設計・検査等を実施していることを確認している。

また、当該範囲（格納容器貫通部含む）は、従来より耐震Sクラスであるため、技術基準上の要求事項に変更はなく、上述のとおり、プラント建設時よりクラス1機器として設計しているため、評価体系（許容値，計算式）も変更する必要はない。

#### 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。

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。

クラス2機器からクラス1機器へ組み込まれることに伴う試験方法の変更内容を表9，表10に示す。また、これまでに実施した供用前検査（PSI），供用期間中検査（ISI）の内容についても合わせて示す。

表9 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン/吸込ラインの検査項目

名称			建設時の検査項目 (P S I)	直近の検査項目 (クラス2 機器)			今後の検査項目 (クラス1 機器) ※1		
				カテゴリ	試験方法	試験程度	カテゴリ	試験方法	試験程度
第一隔離弁から第二 隔離弁間	主配管	主配管の溶接継手	超音波探傷試験 (全体積), (100%)	C-F	超音波探傷試験(板厚の内面 1/3T) 及び浸透探傷試験 (100Aを超える管)	7.5%/10年	B-J	超音波探傷試験(全体積) (100A以上の管)	25%/10年
		支持構造物	目視試験(100%)	F-A	目視試験	代表系統の 7.5%/10年	F-A	目視試験	25%/10年
第二隔離弁	弁のボルト締付け部 (直径50mm以下のボルト)		目視試験(100%)	—	—	—	B-G-2	目視試験	Gr代表弁の 25%/10年
	弁本体の内表面 (100Aを超える弁箱)		目視試験(100%)	—	—	—	B-M-2	目視試験	Gr代表弁の1 台/10年
全ての耐圧機器(系の漏えい試験)			目視試験(100%) ※2	C-H	目視試験	100%/10年	B-P	目視試験	100%/定検

※1: 新たに組み込まれた部位については、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。

※2: 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。

表10 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの検査項目

名称			建設時の検査項目 (P S I)	直近の検査項目 (クラス2 機器) ※1			今後の検査項目 (クラス1 機器) ※2		
				カテゴリ	試験方法	試験程度	カテゴリ	試験方法	試験程度
第一隔離弁から第二 隔離弁間	主配管	主配管の溶接継手	超音波探傷試験 (全体積), (100%)	—	—	—	B-J	超音波探傷試験(全体積) (100A以上の管)	25%/10年
		主配管の支持部材取 付け溶接継手	浸透探傷試験 (100%)	—	—	—	B-K	浸透探傷試験	7.5%/10年
		支持構造物	目視試験(100%)	—	—	—	F-A	目視試験	25%/10年
	フランジのボルト締付け部 (直径50mm以下のボルト)		目視試験(100%)	—	—	—	B-G-2	目視試験	25%/10年
第二隔離弁	弁のボルト締付け部 (直径50mm以下のボルト)		目視試験(100%)	—	—	—	B-G-2	目視試験	Gr代表弁の 25%/10年
全ての耐圧機器(系の漏えい試験)			目視試験(100%) ※3	C-H	目視試験	100%/10年	B-P	目視試験	100%/定検

※1: 残留熱除去系ヘッドスプレイラインの第一隔離弁から第二隔離弁間は、維持規格 IC-1220(1)項によりクラス2 機器の非破壊検査は免除されている。

※2: 新たに組み込まれた部位については、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。

※3: 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。

## 2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法、手順

今回新たにバウンダリ拡大範囲の対象となる漏えい検査の方法及び手順については、「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」に基づき実施する。

このため、クラス 1 機器の供用期間中検査における漏えい検査の圧力保持範囲は、原子炉起動に要求される開閉状態とする。なお、今回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も別途漏えい試験を実施する。

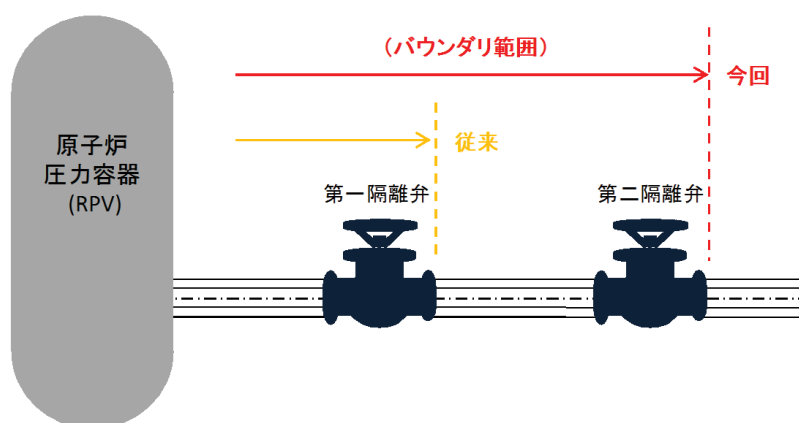


図 6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

## 2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

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、クラス1機器として設計・製作し、クラス1機器として要求される検査を実施している。また、プラント建設時又は改造工事において工事計画の認可を受け、使用前検査（材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査）並びに溶接検査に合格している。従って、供用開始前における拡大範囲の品質保証上の取扱いは、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同一である。

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。



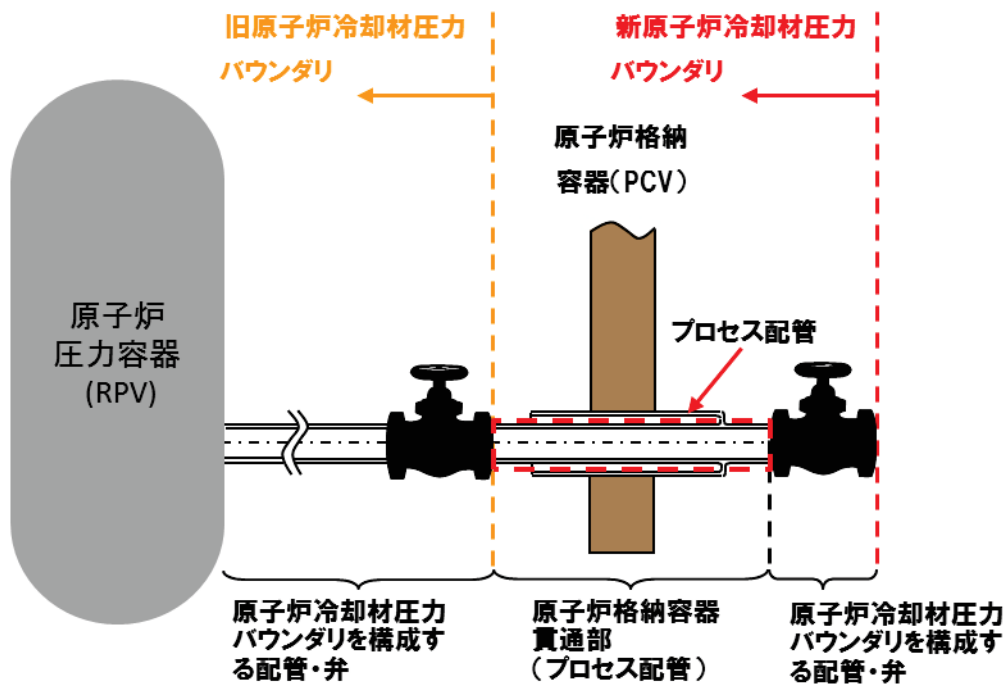
## 2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲には、原子炉格納容器貫通部があり、原子炉格納容器貫通部には、一部に一次冷却材に直接接する配管（以下「プロセス配管」という。）が存在する。

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲内の原子炉格納容器貫通部（プロセス配管含む）は、プラント建設時に旧告示 501 号に基づき、原子炉格納容器の一部としてクラス MC 容器の要求事項を満足するように設計し、工事計画の認可を受けている。

このため、プロセス配管についても原子炉格納容器の一部として扱っているが、下記に示すとおりクラス 1 機器としての性能を有することを確認している。また、供用期間中検査についても、今後はクラス 1 機器として管理を行う。

原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）と原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大の概念図を第 7 図に示す。



第 7 図 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の概念図

### (1) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の仕様について

表 3, 5, 7 に記載のとおり、プロセス配管は原子炉冷却材圧力バウンダリと同一の設計条件（最高使用温度，最高使用圧力）を満足しており，また，クラス 1 機器に適合する材料を使用している。

(2) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の強度評価について

プロセス配管が原子炉冷却材圧力バウンダリとしての強度を有することを確認するために、クラス1配管と同様に強度・耐震評価を行う。以下の評価は、基本設計段階にて想定しているものであり、今後詳細設計等を精査するに伴い、耐震評価等の変更が生じる可能性がある。

確認結果を表11～13に示す

表11 残留熱除去系停止時戻りライン格納容器貫通部（プロセス配管）の強度・耐震評価結果

管種	項目（単位）		最大発生応力 <sup>※1</sup>	許容値
クラス1管	設計条件（一次応力）（MPa）		37	187
	供用状態C（一次応力）（MPa）		59	281
	供用状態D（一次応力）（MPa）		73	375
	供用状態A及びB	一次＋二次応力（MPa）	131	375
		疲労累積係数	0.0122	1.0
	供用状態C <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	73	375
		疲労累積係数	0.0122	1.0
	供用状態D <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	124	375
		疲労累積係数	0.0122	1.0

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表12 残留熱除去系停止時吸込ライン格納容器貫通部（プロセス配管）の強度・耐震評価結果

管種	項目（単位）		最大発生応力 <sup>※1</sup>	許容値
クラス1管	設計条件（一次応力）（MPa）		40	187
	供用状態C（一次応力）（MPa）		76	281
	供用状態D（一次応力）（MPa）		109	375
	供用状態A及びB	一次＋二次応力（MPa）	129	375
		疲労累積係数	0.0309	1.0
	供用状態C <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	123	375
		疲労累積係数	0.0311	1.0
	供用状態D <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	239	375
		疲労累積係数	0.0329	1.0

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表 13 残留熱除去系ヘッドスプレイライン格納容器貫通部（プロセス配管）の強度・耐震評価結果

管種	項目（単位）		最大発生応力 <sup>※1</sup>	許容値
クラス1管	設計条件（一次応力）（MPa）		38	187
	供用状態C（一次応力）（MPa）		104	281
	供用状態D（一次応力）（MPa）		171	375
	供用状態A及びB	一次＋二次応力（MPa）	51	375
		疲労累積係数	0.0399	1.0
	供用状態C <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	252	375
		疲労累積係数	0.0440	1.0
	供用状態D <sup>※2</sup>	一次＋二次応力（MPa）	491 <sup>※3</sup>	375
		疲労累積係数	0.1414	1.0

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

※3 一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下であることを確認している。

表 11～13 に示すとおり、プロセス配管に発生する応力が許容値以下であることを確認した。また、一部の系統において、一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下となり許容値を満足することを確認している。

### （3）原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の検査方法について

#### ・製造時検査

原子炉格納容器貫通部のプロセス配管について、クラス MC 容器，クラス 1 機器の製造時における検査項目を表 14 に示す。

表 14 のとおり，クラス MC 容器では製造時の非破壊検査の要求はないが，クラス 1 機器では非破壊検査の要求がある。このように，要求される検査項目に相違があるものの，プロセス配管は，建設時に耐圧試験を実施しており，また，クラス 1 機器と同様の強度・耐震評価を実施し，クラス 1 機器としての性能を有することを確認している。

なお，女川 2 号炉におけるプロセス配管は，製造時に製造メーカーにおいて自主的にクラス 1 機器として要求される検査を実施していることを確認している。

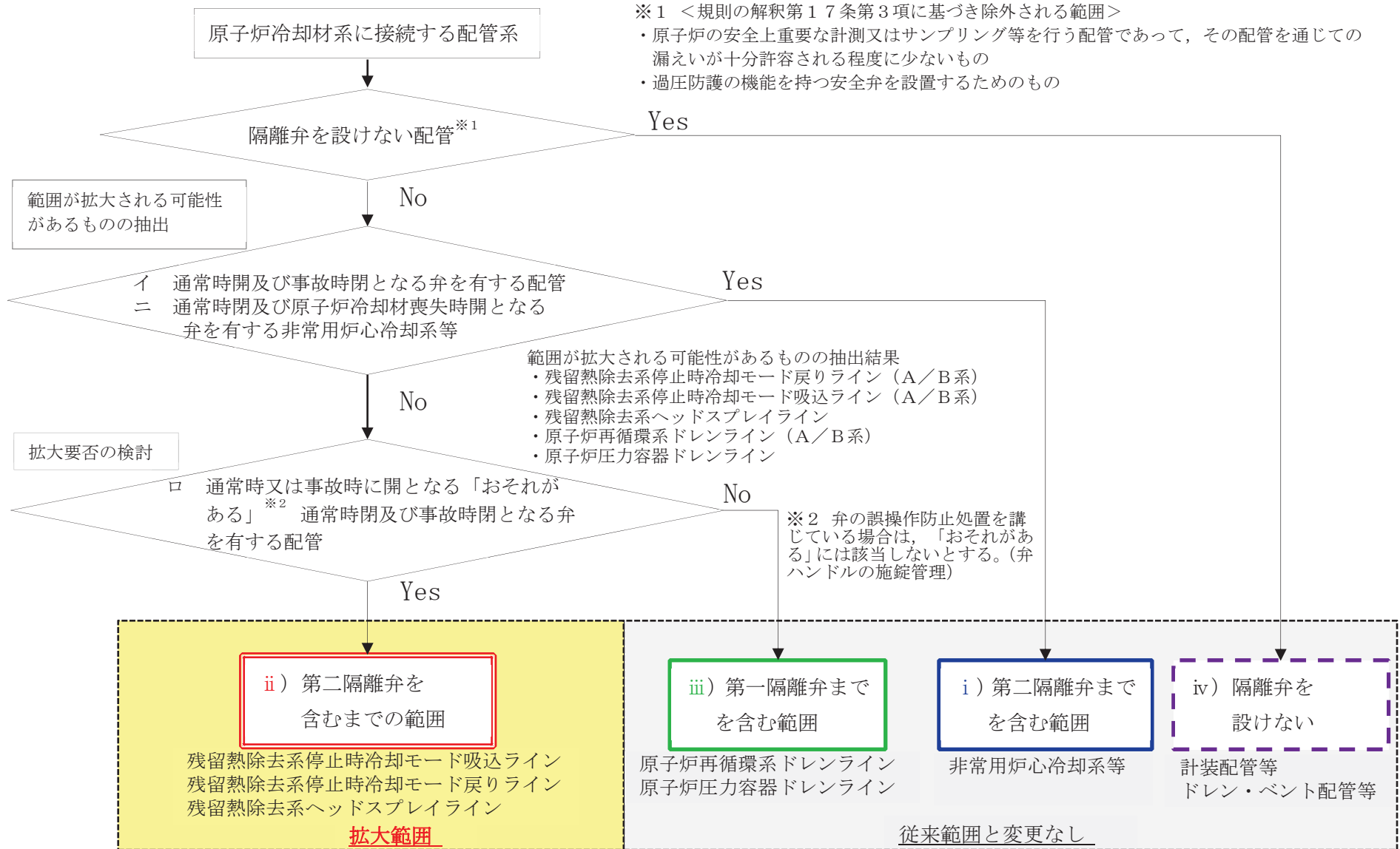
表 14 プロセス配管の検査項目（製造時の検査）

名称	クラス MC 容器要求検査	クラス 1 機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 (プロセス配管)	—	超音波探傷試験
	—	浸透探傷試験 又は 磁粉探傷試験

・ 供用期間中検査

原子炉格納容器貫通部は、これまでもクラス MC 容器として供用期間中検査（全体漏えい率試験，目視試験）を実施しており，今後も継続して供用期間中検査を実施していく。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管及びその溶接部については，クラス 1 機器として供用期間中検査を実施する。



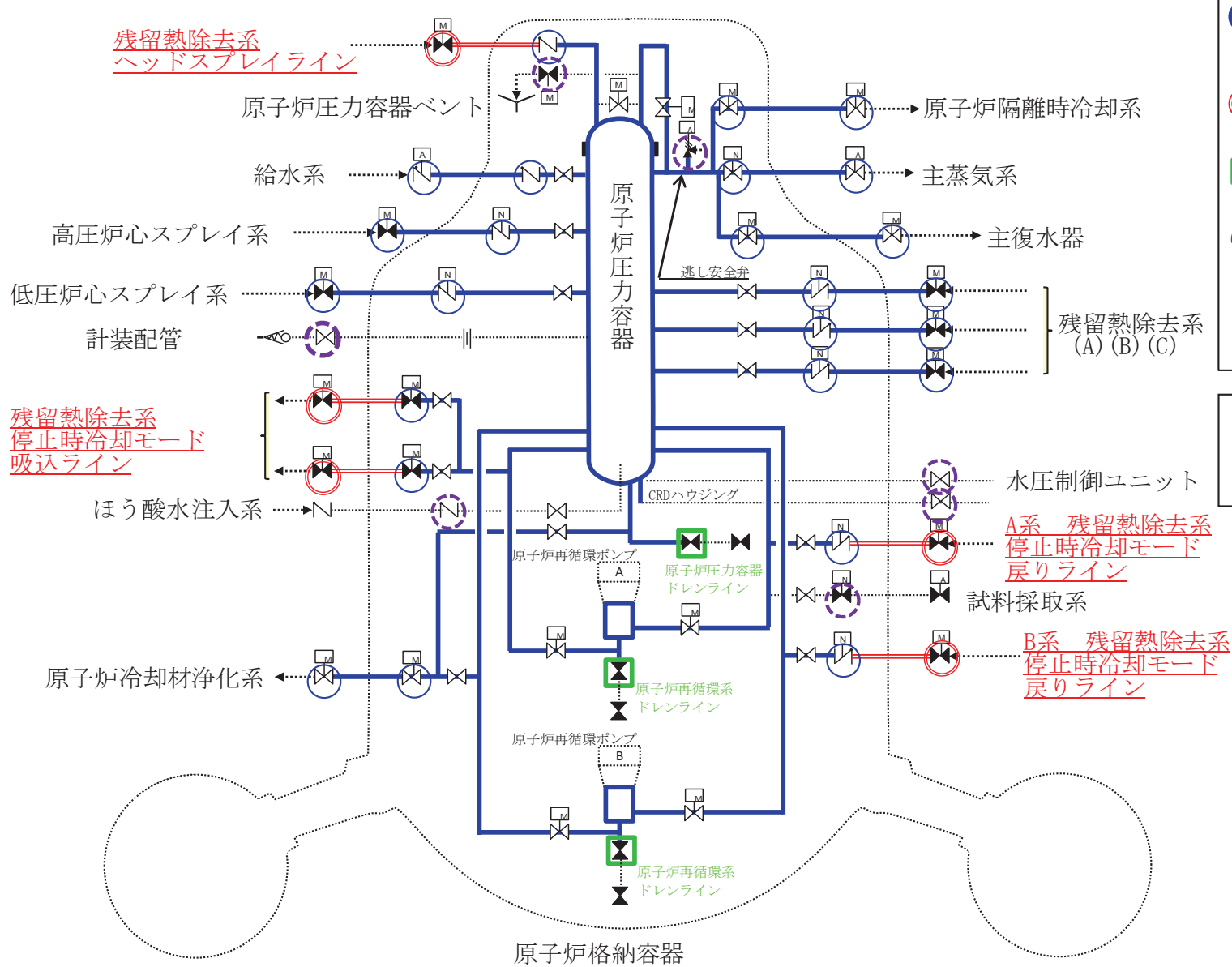
※1 <規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲>  
 ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの  
 ・過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのもの

範囲が拡大される可能性があるものの抽出結果  
 ・残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン (A/B系)  
 ・残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン (A/B系)  
 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン  
 ・原子炉再循環系ドレンライン (A/B系)  
 ・原子炉圧力容器ドレンライン

※2 弁の誤操作防止処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。(弁ハンドルの施錠管理)

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。

原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



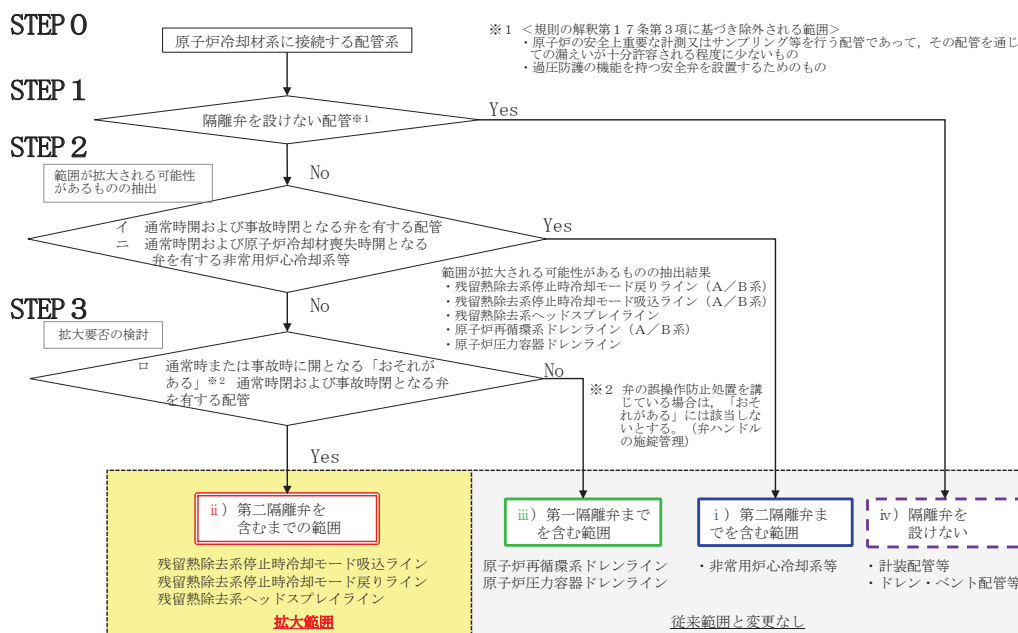
- i 通常時開および事故時閉となる弁。通常時開および原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等（第二隔離弁まで）
- ii 通常時または事故時に開となるおそれがある通常時開および事故時開となる弁（第二隔離弁まで）
- iii 通常時閉および事故時閉となる弁を有するものうち、ii以外のもの（第一隔離弁まで）
- iv 「隔離弁」としなくても良いもの（原子炉の安全上重要な計測またはサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのもの）

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲

- : 従来範囲
- : 新たにバウンダリとなる範囲
- ..... : 範囲外

女川原子力発電所 2号炉原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

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



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】

STEP 0 (母集団の確認)

- ・設計図書（原子炉圧力容器全体組立図）を用いて、原子炉圧力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、配管計装線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、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。
- ※水系配管の場合は25A以下、蒸気系配管の場合は50A以下のものを抽出する。(ほう酸水注入系ラインは水系配管で40Aであるが、炉内開口部面積から除外：別紙4参照)

STEP 2 (範囲が拡大される可能性のあるもの抽出)

- ・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閉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。
- ※弁の誤操作処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、第一隔離弁を含むまでの範囲とする (2.2 誤操作防止処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

1. 女川2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配管口径の求め方について、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. 原子炉圧力容器内の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動機構からの補給水量は、制御棒1本当たりの冷却水量設計値 (0.7 ℓ~1.3 ℓ/min) の最低流量 (0.7 ℓ/min) と考えると、制御棒全数 137 本分の冷却水量は、 $W1=5.7 \times 10^3$  kg/hr となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の補給水量は RCIC ポンプの定格流量  $96.5 \times 10^3$  kg/hr から RCIC 補機への流量 ( $5.7 \times 10^3$  kg/hr) を差し引いた流量  $W2=90.8 \times 10^3$  kg/hr とする。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 算出方法

$$A_{max} = \frac{W}{G} \quad \dots \quad \text{①}$$

$A_{max}$  : 最大破断面積  $\text{mm}^2$

W : 補給水量 ( $W1 + W2$ ) kg/hr

G : 臨界質量速度

液相  $40.3 \times 10^3$   $\text{kg/m}^2 \cdot \text{sec}$

気相  $11.0 \times 10^3$   $\text{kg/m}^2 \cdot \text{sec}$

① 式およびGは、  
F.J.MOODY “Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture”  
による。

$$D_{max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{max}}{\pi}} \quad \dots \quad \text{②} \quad D_{max} : \text{最大破断直径} \quad \text{mm}$$

(3) 算出結果

小口径配管が破断した場合でも原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大の配管口径は、液相、気相それぞれ 29.1mm, 55.7mm である。

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、液相、気相それぞれ 25A, 50A を最大としている。

表1 原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
最大破断直径(mm)	29.1	55.7
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A



2. ほう酸水注入ラインを原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由について

(1) 差圧検出・ほう酸水注入系配管の構造

差圧検出・ほう酸水注入系配管の構造を図1に示す。

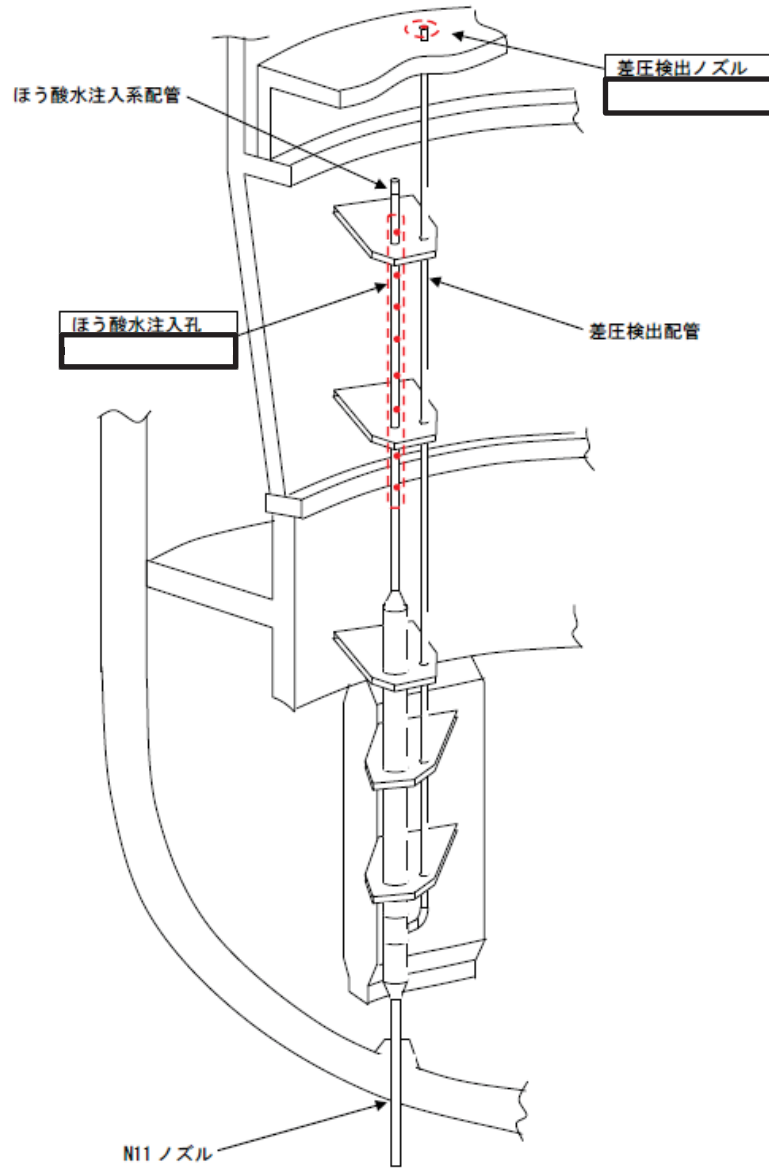


図1 差圧検出・ほう酸水注入系配管構造図

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される理由

差圧検出・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内の開口部断面積は、表1に示すとおり 25A 配管の断面積より小さいことから、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

表1 差圧検出・ほう酸水注入系配管の開口部断面積

項目	断面積 (mm <sup>2</sup> )
ほう酸水注入配管の穴 [ ]	[ ] … ①
差圧検出管先端口径 [ ]	[ ] … ②
開口部断面積合計 ( ① + ② )	[ ]
③ 25A 配管	581.1
差圧検出・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内の開口部断面積合計 ( ① + ② ) は、25A 配管の断面積より小さい ( ① + ② ) < ③	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません

別添 1

女川原子力発電所 2 号炉  
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。
- (技術基準規則第14条) 安全設備
- 2 安全施設は、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、弁その他の機能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支持構造物に使用される材料は、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つてはならない。
- (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 隔離装置である第一隔離弁の範囲から第二隔離弁を含む範囲までに変更した。
- 三 変更なし 十分な破壊じん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。

- (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。

評価OK

保

○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残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン(A/B系) ②残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン(A/B系) ③残留熱除去系ヘッドスプレイライン④原子炉再循環系ドレンライン(A/B系) ⑤原子炉圧力容器ドレンライン

このうち、④、⑤は、すでに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、弁の誤作動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の第一隔離弁は、原子炉冷却材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、開となる可能性が否定できないことから、バウンダリ拡大範囲とする。①、③の第一隔離弁は逆止弁であるため、原子炉冷却材圧力が高い場合には開とならないが、原子炉冷却材圧力が低く残留熱除去ポンプが起動している場合、開となるおそれがあると判断し、バウンダリ拡大範囲とする。

○弁の施錠管理(④、⑤)

原子炉再循環系ドレンライン(A/B系)及び原子炉圧力容器ドレンラインは、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。

工

○バウンダリ範囲の拡大(①、②、③)

残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン(A/B系)、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン(A/B系)及び残留熱除去系ヘッドスプレイラインは、第一隔離弁から第二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
- : 当該条文に該当しない
- (他条文での反映事項)

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	・原子炉再循環系ドレンライン（A／B系） 及び原子炉圧力容器ドレンラインは、通常時 又は事故時に開となるおそれがないよう施錠 管理による弁ハンドルのロックを適切に実施 する。
		教育・訓練	—