

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0090 改17
提出年月日	平成29年6月1日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

設計基準対象施設について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

- 4条 地震による損傷の防止
- 5条 津波による損傷の防止
- 6条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
- 8条 火災による損傷の防止
- 9条 溢水による損傷の防止等
- 10条 誤操作の防止
- 11条 安全避難通路等
- 12条 安全施設
- 14条 全交流動力電源喪失対策設備
- 16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 23条 計測制御系統施設(第16条に含む)
- 24条 安全保護回路
- 26条 原子炉制御室等
- 31条 監視設備
- 33条 保安電源設備
- 34条 緊急時対策所
- 35条 通信連絡設備

下線部：今回ご提出資料

第8条：火災による損傷の防止

<目次>

1. 基本事項
 - 1.1. 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合性
 - 2.1. 火災区域及び火災区画の設定
 - 2.2. 火災防護計画を策定するための方針
 - 2.2.1. 火災発生防止に係る設計方針
 - 2.2.1.1. 火災発生防止対策
 - 2.2.1.2. 不燃性材料又は難燃性材料の使用
 - 2.2.1.3. 自然現象への対策
 - 2.2.2. 火災の感知及び消火に係る設計方針
 - 2.2.2.1. 火災感知設備
 - 2.2.2.2. 消火設備
 - 2.2.2.3. 自然現象
 - 2.2.2.4. 消火設備の破損，誤作動又は誤操作
 - 2.2.3. 火災の影響軽減のための対策
 - 2.2.3.1. 安全機能を有する構築物，系統及び機器の重要度に応じた火災の影響軽減のための対策
 - 2.2.3.2. 火災影響評価
 - 2.3. 個別の火災区域又は火災区画における対策の設計方針
3. 別添
 - 3.1. 火災による損傷の防止
(別添資料－1) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 火災防護について
 - 3.2. 運用，手順説明資料
(別添資料－2) 火災による損傷の防止
 - 3.3. 現場確認プロセス
(別添資料－3) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 火災防護に係る等価時間算出プロセスについて

今回ご提示の資料

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における
放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する
構築物、系統及び機器の火災防護対策について

<目 次>

1. 概要
 2. 要求事項
 3. 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の選定について
 - 3.1. 重要度分類指針における放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能の特定
 - 3.2. 火災時に放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を達成するための系統の確認
 - 3.2.1. 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能
 - 3.2.2. 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能
 - 3.2.3. 使用済燃料プール水の補給機能
 - 3.2.4. 放射性物質放出の防止機能
 - 3.2.5. 放射性物質の貯蔵機能
 - 3.3. 放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに必要な機器等の特定
 4. 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の火災区域設定
 5. 火災感知設備の設置について
 6. 消火設備の設置について
- 添付資料 1 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における「重要度分類審査指針」に基づく放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能並びに系統の抽出について
- 添付資料 2 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を達成するための機器リスト
- 添付資料 3 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（抜粋）

3.2.2. 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能

重要度分類指針によると、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能に該当する系統は「放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）、使用済燃料プール（使用済燃料ラックを含む）、新燃料貯蔵庫」である。

放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）である放射性気体廃棄物処理系（6号炉）の系統概略図を第9-1図に、放射性気体廃棄物処理系（7号炉）の系統概略図を第9-2図に示す。

気体廃棄物処理系のうち、配管、手動弁、排ガス予熱器、排ガス再結合器、排ガス復水器、除熱冷却器、活性炭式希ガスホールドアップ塔、希ガスフィルタは金属等の不燃性材料で構成する機械品であるため、火災による機能喪失は考えにくく、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない*。

また、6号炉における排ガス抽出器・排ガスブロワ側の空気作動弁（N62-A0-F010, F013）、及び7号炉における排ガス真空ポンプ吸込側の空気作動弁（N62-A0-F016, F017, F027A/B）はフェイル・クローズ設計であり、火災によって当該弁の電磁弁のケーブルが機能喪失すると電磁弁が無励磁となり当該弁が自動的に閉止する。万一、当該弁が誤動作した場合であっても、上流側に設置された活性炭式ホールドアップ塔によって放射性物質が除去されることから、単一の火災によって放射性物質が放出されることはない。

第9-1図、第9-2図より、火災によって上記の弁が閉止すると気体廃棄物処理系の排ガスフィルタより上流側で隔離されることとなり、当該弁より下流側（排ガス真空ポンプ、排ガス循環水タンク、主排気筒等が設置されているライン）に放射性物質が放出されない。

上記の弁以外の空気作動弁、電動弁については、火災による弁駆動部の機能喪失によって当該弁が開閉動作をしても、弁本体は金属等の不燃性材料で構成されており、火災による機能喪失は考えにくく、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない*。

以上より、気体廃棄物処理系は、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない。したがって、これらの機器については消防法等に基づく火災防護対策を行う設計とする。

気体廃棄物処理設備エリア排気モニタについては、重要度分類指針においてMS-3「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」のうち、放射線監視

設備に該当し、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては設計基準事故時に中央制御室の事故時放射線モニタ盤で監視を行う設備として整理していることから、重要度を踏まえ火災防護対策を行う設計とする。当該の放射線モニタについては、第 9-3 図に示すように多重化された検出器を耐火壁により分離する設計とする。したがって、放射線検出器は火災発生時に検出器が同時に機能喪失することは考えにくく、代替性を有する設計であることから、重要度並びに火災影響の有無を踏まえ、消防法等に基づく火災防護対策を行う設計とする。

一方、火災発生時に事故時放射線モニタ盤が機能喪失すると気体廃棄物処理系の放射線監視機能が喪失する。このため、中央制御室の事故時放射線モニタ盤については、火災の発生防止対策、火災の感知・消火対策及び火災の影響軽減対策を実施する設計とする。

また、使用済燃料プール（使用済燃料ラックを含む）、新燃料貯蔵庫はコンクリート・金属等の不燃性材料で構成する構造物であるため、火災による機能喪失は考えにくく、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない^{*}。

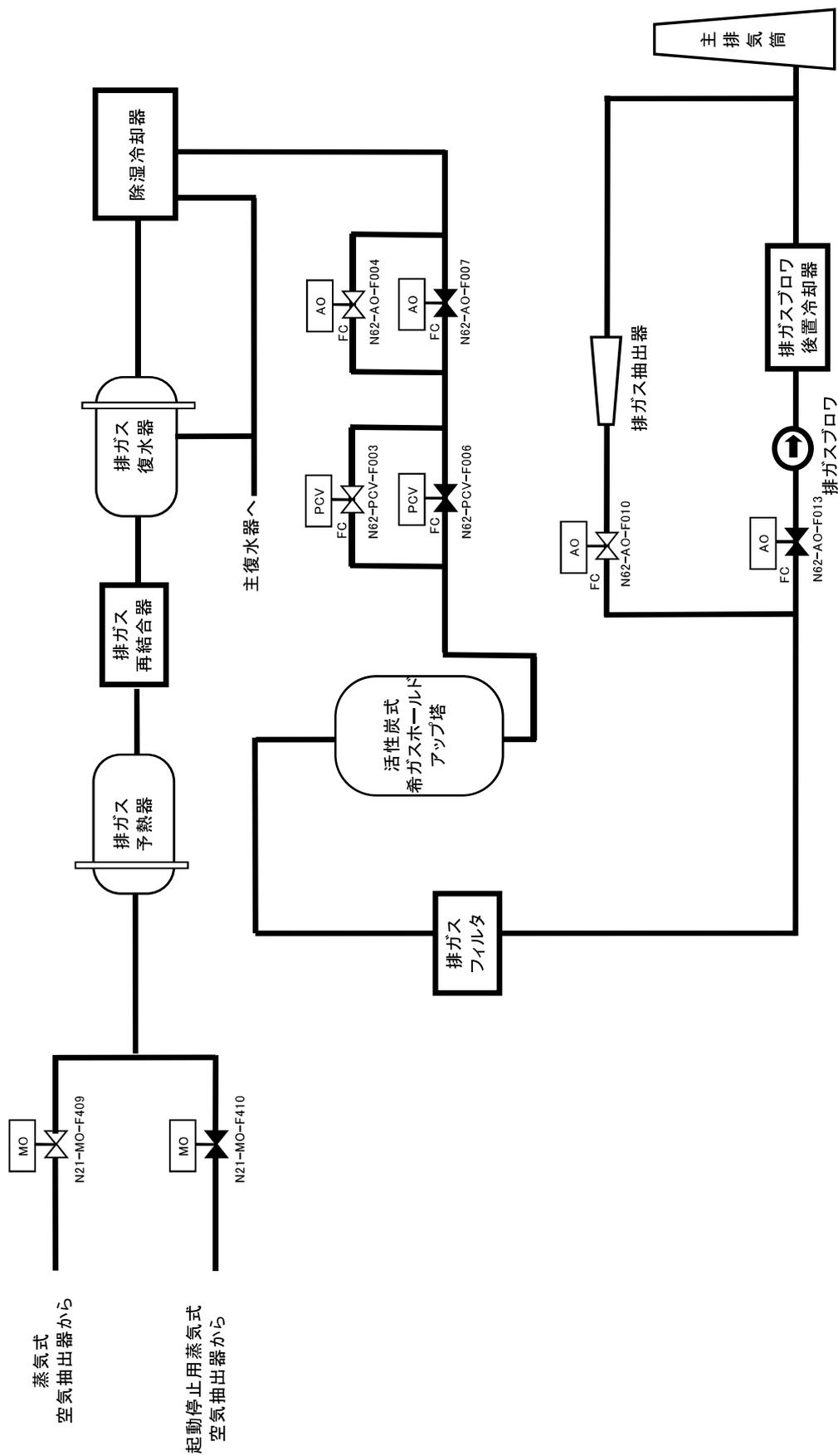
さらに、使用済燃料プールの間接関連系である燃料プール冷却浄化系については、火災によって当該機能が喪失しても、使用済燃料プールの水位が遮蔽水位に低下するまで時間的余裕があり、その間に残留熱除去系（使用済燃料プールへの補給ライン）の弁の手動操作等によって機能を復旧することができることから、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない。

したがって、火災によって放射性物質の貯蔵機能に影響を及ぼす系統はなく、これらの機器については、消防法等に基づく火災防護対策を行う設計とする。

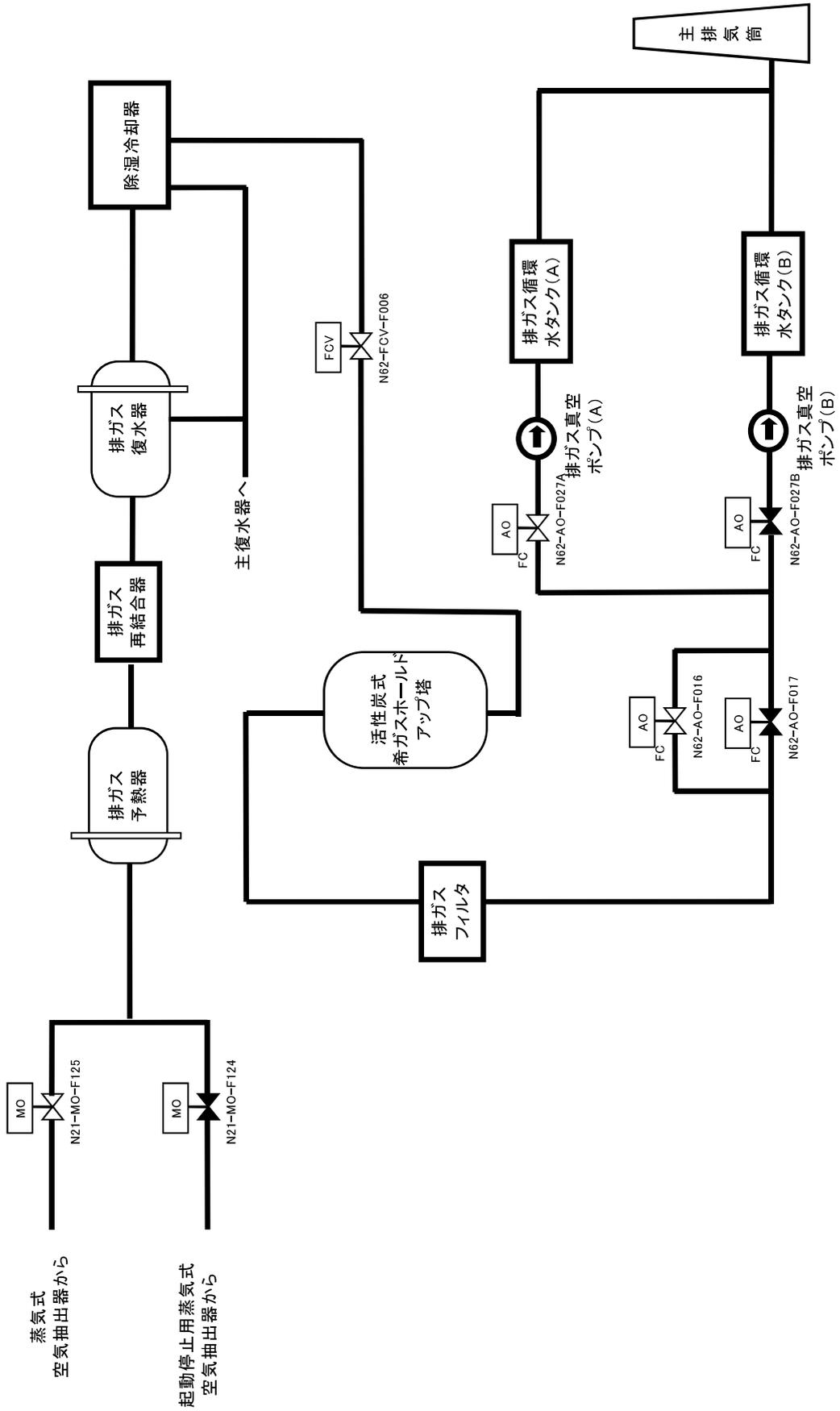
※ 火災の影響で機能喪失のおそれがないもの

金属製の配管、タンク、手動弁、逆止弁等やコンクリート製の構造物等は、不燃性材料で構成されている。また、配管、タンク、手動弁、電動弁等（フランジ部等を含む）には内部の液体の漏えいを防止するため不燃性ではないパッキン類が装着されているが、これらは弁、フランジ等の内部に取り付けており、機器外の火災によってシート面が直接加熱されることはない。機器自体が外部からの炎に炙られて加熱されると、パッキンの温度も上昇するが、フランジへの取付けを模擬した耐火試験にて接液したパッキン類のシート面に機能喪失に至るような大幅な温度上昇が生じないことを確認している。仮に、万一、パッキン類が長時間高温になってシート性能が低下したとしても、シート部からの漏えいが発生する程度で、弁、配管等の機能が失われることはなく、他の機器等への影響もない。

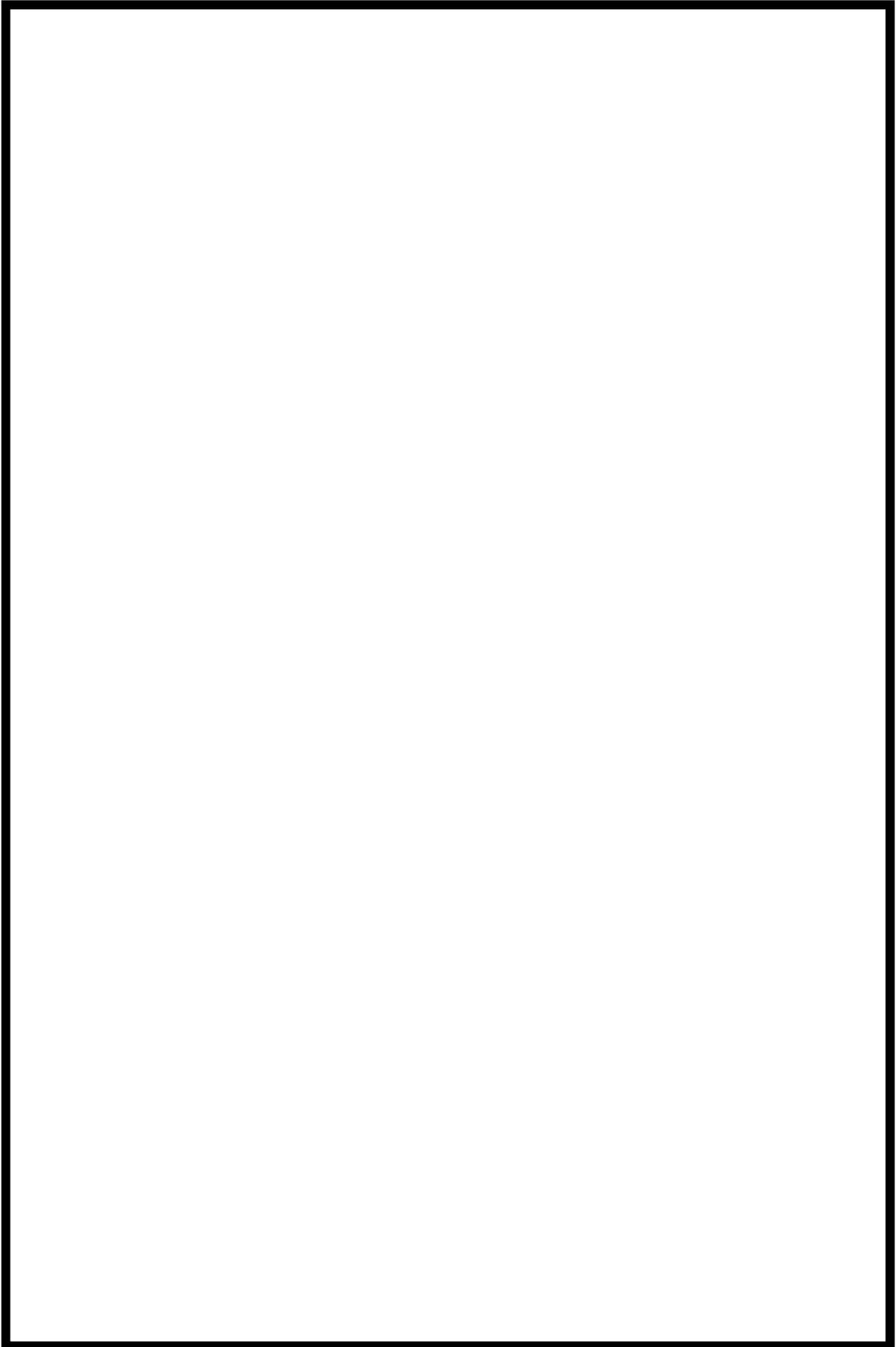
以上より、不燃性材料のうち、金属製の配管、タンク、手動弁、逆止弁等やコンクリート製の構造物等で構成されている系統については、火災によっても原子炉の安全機能に影響を及ぼさないものとする。



第9-1図：気体廃棄物処理系 系統概略図（6号炉）



第 9-2 図：気体廃棄物処理系 系統概略図（7 号炉）



第 9-3 図： 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタの配置

第 12 条：安全施設

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 静的機器の単一故障
 - 2.1.1 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち単一の設計とする箇所の確認
 - 2.1.2 非常用ガス処理系
 - 2.1.2.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果
 - 2.1.2.2 基準適合性
 - 2.1.3 格納容器スプレイ冷却系
 - 2.1.3.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果
 - 2.1.3.2 基準適合性
 - 2.1.4 中央制御室換気空調系
 - 2.1.4.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果
 - 2.1.4.2 基準適合性
 - 2.2 安全施設の共用・相互接続
 - 2.2.1 共用・相互接続設備の抽出
 - 2.2.2 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系を除く）
 - 2.2.2.1 重要安全施設
 - 2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）
 - 2.2.3 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系）

今回ご提出資料

3. 別紙

別紙 1 単一故障

- 別紙 1-1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表
- 別紙 1-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表
- 別紙 1-3 設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系
- 別紙 1-4 地震, 溢水, 火災以外の共通要因について
- 別紙 1-5 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 別紙 1-参考 1 単一設計採用時の安全確保基本方針
- 別紙 1-参考 2 非常用ガス処理系・中央制御室換気空調系システム信頼性・
事故シーケンス頻度評価(ランダム要因・地震要因)について
- 別紙 1-参考 3 福島第二原子力発電所の知見
(サプレッションプール水温度検出器中継端子箱について)
- 別紙 1-参考 4 ケーブル敷設問題における対策

別紙 2 共用・相互接続

- 別紙 2-1 共用・相互接続設備 抽出表
- 別紙 2-2 共用・相互接続設備 概略図

4. 別添

- 別添 1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用, 手順説明資料
安全施設

 今回ご提出資料

2.2 安全施設の共用・相互接続

設置許可基準規則第 12 条第 6 項及び第 7 項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第 12 条の解釈において、以下の記載がなされている。

- 1 第 1 項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。
- 1.1 第 6 項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラス MS-1 に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。
 - ・原子炉の緊急停止機能
 - ・未臨界維持機能
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ・原子炉停止後の除熱機能
 - ・炉心冷却機能
 - ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。）
 - ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - ・安全上特に重要な関連機能（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。）

これらの要求により、設置許可基準規則第 12 条第 6 項及び第 7 項の対象となる系統は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（重要度分類指針）に示される安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）となる。

安全施設については、2 基以上の発電用原子炉施設間で共用する場合は、発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計としており、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の相互接続設備に関する規則については、復水補給水系等が該当する系統であるが、同様に発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計としており、適合することを確認した。

ただし、可燃性ガス濃度制御系の可搬式再結合装置については、常設設備に変更し、かつ発電用原子炉施設間で共用しない設計に変更する。詳細を 2.2.3 に示す。

一方、安全施設のうち重要安全施設については、該当する構築物等のうち、

- ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室（下部中央制御室を除く）
- ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）

が 2 基以上の発電用原子炉施設間で共用する施設、

- ・安全上特に重要な関連機能を有する非常用交流電源系

が 2 基以上の発電用原子炉施設間で相互に接続する施設となる。これらの施設については、共用又は相互に接続することで安全性が向上することから、設置許可基準規則第 12 条第 6 項に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、重要度分類指針に示される安全施設の中から 2 基以上の発電用原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を別紙 2-1 に示す。系統の抽出にあたっては、「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010, 社団法人日本電気協会）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009, 社団法人日本電気協会）を参考とし、図 2.2.1-1 に示す抽出フローに従って実施した。抽出された対象施設の一覧を表 2.2.1-1 に示す。また、抽出した系統の概略図を別紙 2-2 に示す。

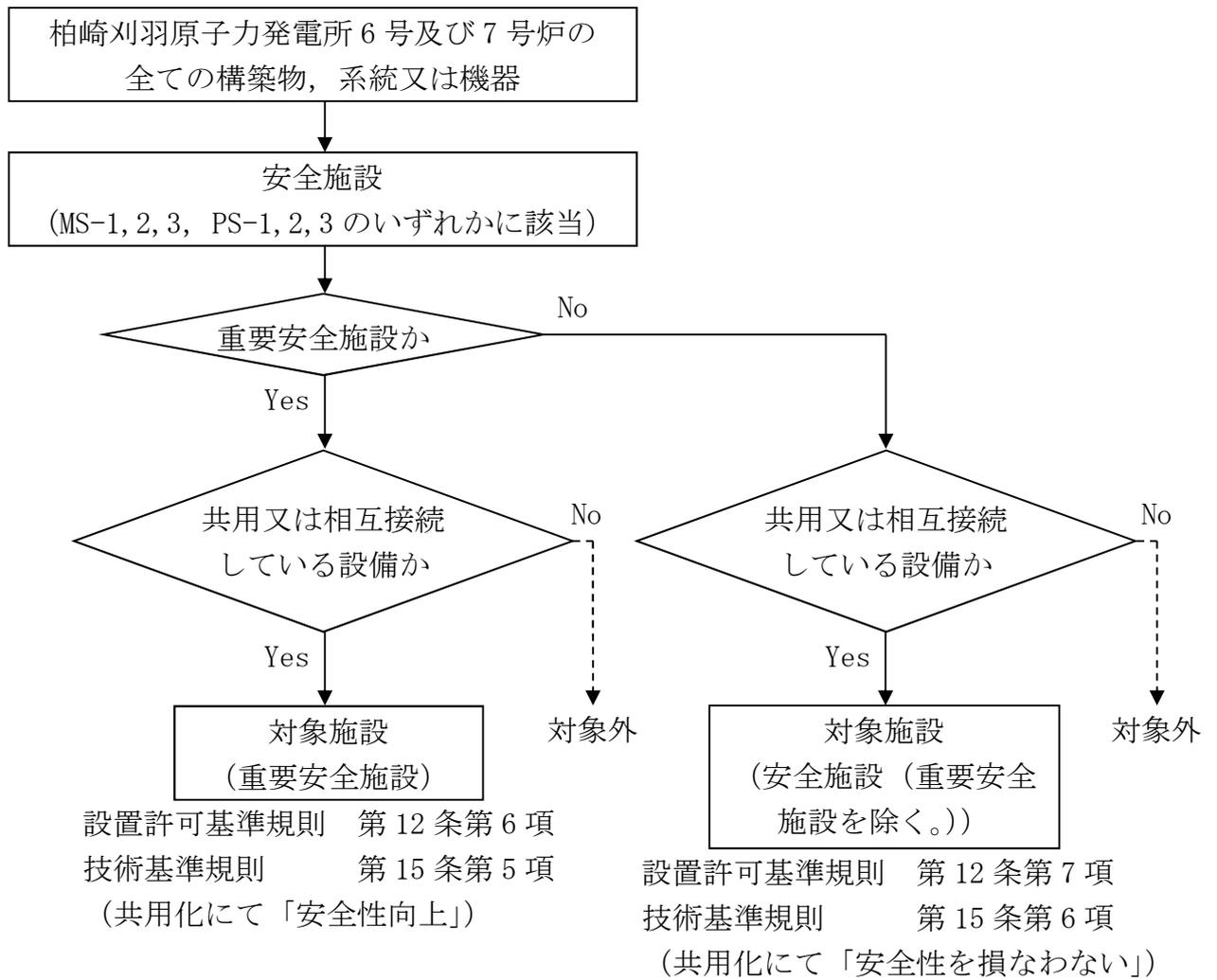


図 2.2.1-1 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

表 2.2.1-1 共用・相互接続設備の抽出結果一覧 (1/2)

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
・中央制御室（下部中央制御室を除く）	MS-1	共用
・中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）	MS-1	共用
・非常用交流電源系	MS-1	相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
・中央制御室遮蔽	MS-1	共用
・使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）	PS-2	共用
・燃料プール冷却浄化系	PS-3	
・燃料取替機	PS-2	
・原子炉建屋クレーン	PS-2	
・燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁	MS-2	
・圧力抑制室プール水排水系（圧力抑制室プール水サージタンク、ポンプ等）	PS-3	共用
・液体廃棄物処理系（低電導度廃液系，高電導度廃液系）	PS-3	共用
・固体廃棄物処理系（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物処理系固化装置，固体廃棄物処理建屋，固体廃棄物貯蔵庫）	PS-3	共用
・焼却炉建屋	PS-3	共用
・使用済燃料輸送容器保管建屋	PS-3	共用
・取水設備	PS-3	共用
・放水設備	PS-3	

表 2.2.1-1 共用・相互接続設備の抽出結果一覧 (2/2)

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 500kV 送電線及び 154kV 送電線 ・ 変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工事用変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線) (油劣化防止装置, 冷却装置を含む) ・ 開閉所 (超高圧開閉所機器, 起動用開閉所機器, 154kV 開閉所機器) 	PS-3 PS-3 PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 所内ボイラ設備 ・ 所内蒸気系及び戻り系 	PS-3 PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 不活性ガス系 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 通信連絡設備 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線監視設備 (固定モニタリング設備, 気象観測設備) 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線監視設備 (焼却炉建屋排気筒放射線モニタ, 焼却炉建屋放射線モニタ) 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 津波監視カメラ 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 消火系 (圧力調整用消火ポンプ, 電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク, 防火扉等) 	MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全避難通路 ・ 非常用照明 	MS-3 MS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水貯蔵槽 ・ 復水補給水系 	PS-3 PS-3	相互接続
<ul style="list-style-type: none"> ・ 計装用圧縮空気系 ・ 計装用圧縮空気設備 	MS-3 PS-3	相互接続

これらの確認において、「安全性を損なうことのない」こと、及び「安全性

が向上する」ことの判断基準は以下の通りとした。

- ・「安全性を損なうことのない」こと
：共用又は相互に接続することによって、要求される安全機能が阻害されることがないように配慮していること
- ・「安全性が向上する」こと
：各設備に要求される安全機能を満たしつつ、共用又は相互に接続することのメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を 2.2.2 以降で示す。

2.2.2 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系を除く）

2.2.2.1 重要安全施設

表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設のうち、2 基以上の発電用原子炉施設間で共用する施設として、

- ・中央制御室（下部中央制御室を除く）
- ・中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）

2 基以上の発電用原子炉施設間で相互に接続する施設として、

- ・非常用交流電源系

がある。

これらの施設について、共用又は相互接続による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-1 及び表 2.2.2-2 に示す。

表 2.2.2-1 重要安全施設 共用の適切性 (1/2)

共用設備	重要度分類	共用により安全性が向上することの説明
中央制御室 （下部中央制御室を除く）	MS-1	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室（下部中央制御室を除く）及び 7 号炉中央制御室（下部中央制御室を除く）は、それぞれの空間に対して要求される安全機能を満たすとともに、共用することで、下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○運転員の融通等</p> <p>各号炉で必要な人員を確保したうえで、共用により 6, 7 号炉中央制御室を自由に行き来できる空間とすることにより、片方の号炉で事故等が発生した場合の人員融通を可能にするとともに、両方の号炉で事故等が発生した場合に相互の号炉での対応状況を参考としたより適切な対応が可能となることから、安全性が向上する。</p>

表 2. 2. 2-1 重要安全施設 共用の適切性 (2/2)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性が向上することの説明
<p>中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く)</p>	<p>MS-1</p>	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) 及び 7 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 要求される安全機能をそれぞれ満たすとともに, 共用することで, 下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○更なる多重性の確保</p> <p>各換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 共用空間である 6 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) 及び 7 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) に対して, 100%容量のものを 2 系統ずつ設置しており, 共用により多重性を確保することから, 安全性が向上する。</p> <p>また, 2. 1. 4 において, 設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い単一故障を仮定しないこととした各号炉単一設計の再循環フィルタについても, 共用により多重性を確保することから, 安全性が向上する。</p>

表 2.2.2-2 重要安全施設 相互接続の適切性

相互接続設備	重要度 分類	相互接続により安全性が向上することの説明
非常用交流電源系	MS-1	<p>(5, 6, 7 号炉相互接続)</p> <p>6 号炉非常用交流電源系及び7 号炉非常用交流電源系は、要求される安全機能をそれぞれ満たすとともに、5, 6, 7 号炉の非常用モーターコントロールセンターを連絡ケーブルにて相互に接続することで、下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○電源の融通</p> <p>通常時は、5, 6, 7 号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放するにより、6 号炉非常用交流電源系及び 7 号炉非常用交流電源系の分離を図っており、非常用交流電源系としての技術的要件が満たされなくなることはない設計としている。そのうえで、重大事故等発生時においては、5, 6, 7 号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に電源融通を可能とする設備であることから、安全性が向上する。</p>

表 2.2.2-1 及び表 2.2.2-2 の通り、共用又は相互に接続することで安全性が向上することから、設置許可基準規則第 12 条第 6 項に適合することを確認した。

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設を除く安全施設のうち、2 基以上の発電用原子炉施設間で共用する施設は以下の通りである。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）
- ・ 燃料プール冷却浄化系，燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁
- ・ 燃料取替機
- ・ 原子炉建屋クレーン
- ・ 圧力抑制室プール水排水系
（圧力抑制室プール水サージタンク，ポンプ等）
- ・ 液体廃棄物処理系（低電導度廃液系，高電導度廃液系）
- ・ 固体廃棄物処理系
（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物処理系固化装置，固体廃棄物処理建屋，固体廃棄物貯蔵庫）
- ・ 焼却炉建屋
- ・ 使用済燃料輸送容器保管建屋
- ・ 取水設備
- ・ 放水設備
- ・ 500kV 送電線及び 154kV 送電線
- ・ 変圧器
（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工事用変圧器，共通用高圧母線，共通用低圧母線）
（油劣化防止装置，冷却装置を含む）
- ・ 開閉所
（超高压開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器）
- ・ 所内ボイラ設備
- ・ 所内蒸気系及び戻り系
- ・ 不活性ガス系
- ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（1 号，2 号，3 号，4 号，5 号，6 号及び 7 号炉共用，6 号及び 7 号炉共用）
- ・ 放射線監視設備
（固定モニタリング設備，気象観測設備，
焼却炉建屋排気筒放射線モニタ，焼却炉建屋放射線モニタ）
- ・ 津波監視カメラ

・消火系

(圧力調整用消火ポンプ，電動駆動消火ポンプ，
ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，防火扉等)

・安全避難通路

・非常用照明

これらの施設のうち，

・焼却炉建屋

・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

・通信連絡設備（6号及び7号炉共用）

・津波監視カメラ

・消火系（防火扉等）

を除く施設については，共用により安全性を損なわない設計とすることで，設置（変更）許可を得ている。

共用による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-3 に示す。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (1/6)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室遮蔽 	MS-1	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室及び7 号炉中央制御室内の運転員を防護するための設備であり、一体となった遮蔽を条件として居住性評価を行って、要求される安全機能を達成できることを確認している。従って、安全性を損なうことはない。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む） ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 燃料取替機 ・ 原子炉建屋クレーン ・ 燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 	<p>PS-2</p> <p>PS-3</p> <p>PS-2</p> <p>PS-2</p> <p>MS-2</p>	<p>(6 号炉：1, 2, 5, 6 号炉共用 7 号炉：1, 2, 5, 7 号炉共用)</p> <p>1, 2, 5, 6 号炉の使用済燃料を6 号炉の使用済燃料プールに、1, 2, 5, 7 号炉の使用済燃料を7 号炉の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としているが、設備容量の範囲内で運用するため、冷却能力が不足する等は発生せず、安全性を損なうことはない。^(※1)</p> <p>なお、6 号炉燃料は6 号炉使用済燃料プールのみ、7 号炉燃料は7 号炉使用済燃料プールのみ貯蔵可能な設計としている。</p>

(※1) 使用済燃料の号炉間輸送に用いる使用済燃料構内輸送容器については、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」における技術上の基準に適合した容器（核燃料輸送物設計承認及び容器承認を取得した容器）を用いることから、発電用原子炉施設としての重要度分類は対象外である。なお、本容器は号炉に関わらず使用するものであり、号炉間輸送時は実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 88 条（工場又は事業所において行われる運搬）を遵守し、輸送を行うことから、事業所外運搬と同様に安全性が損なわれることはない。

表 2. 2. 2-3 安全施設 共用の適切性 (2/6)

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<p>・ 圧力抑制室プール水排水系 (圧力抑制室プール水サージタンク, ポンプ等)</p>	PS-3	<p>(5, 6, 7 号炉共用)</p> <p>各号炉に必要な容量を確保しており, 何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも, 号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って, 安全性を損なうことはない。ただし, 圧力抑制室プール水サージタンクは溢水対策完了までの間, 運用を停止することとしている。</p>
<p>・ 液体廃棄物処理系 (低電導度廃液系, 高電導度廃液系)</p>	PS-3	<p>(低電導度廃液系 : 6, 7 号炉共用 高電導度廃液系 : 5, 6, 7 号炉共用)</p> <p>液体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており, その処理容量は共用対象号炉における合計の予想発生量を考慮して設計している。また, 何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも, 号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って, 安全性を損なうことはない。 <small>(※2)</small></p>
<p>・ 固体廃棄物処理系 (原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物処理系固化装置, 固体廃棄物処理建屋, 固体廃棄物貯蔵庫)</p>	PS-3	<p>(原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽 : 6, 7 号炉共用 使用済樹脂槽 : 6, 7 号炉共用 濃縮廃液タンク : 5, 6, 7 号炉共用 固体廃棄物処理系固化装置 : 5, 6, 7 号炉共用 固体廃棄物処理建屋 : 1~7 号炉共用 固体廃棄物貯蔵庫 : 1~7 号炉共用)</p> <p>固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており, その処理容量は共用対象号炉における合計の予想発生量を考慮して設計しているため, 安全性を損なうことはない。 <small>(※2)</small></p>

(※2) 集中監視制御を行う 5 号炉廃棄物処理系制御室については, 居住性の確保等の安全機能を有する施設ではないことから, 発電用原子炉施設としての重要度分類は対象外である。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (3/6)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
・焼却炉建屋	PS-3	<p>(1~7号炉共用)</p> <p>焼却炉建屋は共用対象号炉における合計の予想発生量を考慮して処理及び保管容量を設計しているため、安全性を損なうことはない。</p>
・使用済燃料輸送 容器保管建屋	PS-3	<p>(1~7号炉共用)</p> <p>使用済燃料輸送容器保管建屋は設備容量の範囲内で運用するため、安全性を損なうことはない。</p>
・取水設備 ・放水設備	PS-3 PS-3	<p>(5, 6, 7号炉共用)</p> <p>各号炉に必要な容量を確保しており、取水を阻害する等の悪影響のない設計としているため、安全性を損なうことはない。</p>

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (4/6)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> • 500kV 送電線及び 154kV 送電線 • 変圧器（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工所用変圧器，共通用高圧母線，共通用低圧母線） （油劣化防止装置，冷却装置を含む） • 開閉所（超高圧開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器） 	<p>PS-3</p> <p>PS-3</p> <p>PS-3</p>	<p>(500kV 送電線及び 154kV 送電線:1~7 号炉共用 起動用開閉所変圧器:1~7 号炉共用 起動変圧器:6,7 号炉共用 予備電源変圧器:1~7 号炉共用 工所用変圧器:6,7 号炉共用 共通用高圧母線:6,7 号炉共用 共通用低圧母線:6,7 号炉共用 超高圧開閉所機器:1~7 号炉共用 起動用開閉所機器:1~7 号炉共用 154kV 開閉所機器:1~7 号炉共用)</p> <p>各号炉に必要な容量を確保しているため，安全性を損なうことはない。 ただし，予備電源変圧器については，各号炉の非常用ディーゼル発電機 1 系統分の電源を供給できる容量を確保している。</p> <p>外部電源の受電ルートには遮断器を設け，電気事故が発生した場合，故障箇所を隔離し，他の系統への影響を及ぼさない設計としている。共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は，非常用ディーゼル発電機により各号炉の非常用所内電源系に給電する。</p> <p>なお，6 号炉非常用高圧母線と 7 号炉非常用高圧母線は，重大事故等対処設備である緊急用高圧母線を介して相互にケーブルが接続されているが，遮断器を設け，電気事故が発生した場合，故障箇所を隔離し，他の号炉への影響を及ぼさない設計としている。</p>

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (5/6)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・ 所内ボイラ設備 ・ 所内蒸気系及び戻り系 	PS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 不活性ガス系 	MS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保している。また、何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも、号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 	MS-3	(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 : 6, 7 号炉共用) 共用対象号炉に対して同時に対応するために必要な機能及び居住性を有しているため、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 通信連絡設備 (1 号, 2 号, 3 号, 4 号, 5 号, 6 号及び 7 号炉共用, 6 号及び 7 号炉共用) 	MS-3	(平成 22 年 4 月 19 日設置変更許可後に設置したもので : 6, 7 号炉共用) 上記以外 : 1~7 号炉共用) 共用対象号炉内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線監視設備 (固定モニタリング設備, 気象観測設備) 	MS-3	(1~7 号炉共用) 共用対象号炉内で共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視するための設備であり、監視に必要な仕様を満足する設備としているため、安全性を損なうことはない。

表 2.2.2-3 安全施設 共用の適切性 (6/6)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・放射線監視設備 (焼却炉建屋排気筒放射線モニタ, 焼却炉建屋放射線モニタ) 	MS-3	<p>(1~7号炉共用)</p> <p>発電所内に2つある焼却炉建屋にそれぞれ設置しており, 共用対象号炉内で共通の対象である共用エリアにおける放射線量率等を測定する設備であり, 測定に必要な仕様を満足する設備としているため, 安全性を損なうことはない。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・津波監視カメラ 	MS-3	<p>(6,7号炉共用)</p> <p>津波監視カメラは, 監視に必要な要件を満足する仕様としており, 隣接する共用対象号炉に迫る自然現象(津波含む)を共通事項として把握する設備としているため, 安全性を損なうことはない。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・消火系(圧力調整用消火ポンプ, 電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク, 防火扉等) 	MS-3	<p>(圧力調整用消火ポンプ: 5,6,7号炉共用 電動駆動消火ポンプ: 5,6,7号炉共用 ディーゼル駆動消火ポンプ: 5,6,7号炉共用 ろ過水タンク: 5,6,7号炉共用 及び 1~7号炉共用 防火扉等: 6,7号炉共用)</p> <p>各ポンプ及びタンクは, 各号炉の消火活動に必要な容量を確保している。また, 何らかの要因で個別号炉側の設備が損傷した場合にも, 号炉間接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。従って, 安全性を損なうことはない。</p> <p>防火扉等は, 共用対象号炉内で共通の対象を防護するために必要な耐火能力を有する設計としているため, 安全性を損なうことはない。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・安全避難通路 ・非常用照明 	MS-3 MS-3	<p>(6,7号炉共用)</p> <p>安全に避難するために使用するものであり, 共用対象号炉内で同時に避難するために必要な仕様を満足する設備としているため, 安全性を損なうことはない。</p>

また、表 2.2.1-1 に示す通り、重要安全施設を除く安全施設のうち、2 基以上の発電用原子炉施設間で相互に接続する施設は以下の通りである。

- 復水貯蔵槽，復水補給水系
- 計装用圧縮空気系，計装用圧縮空気設備

これらの施設について、相互接続による安全性への影響を確認した結果を表 2.2.2-4 に示す。

表 2.2.2-4 安全施設 相互接続の適切性

相互接続設備	重要度 分類	相互接続により安全性を損なわないことの 説明
<ul style="list-style-type: none"> • 復水貯蔵槽 • 復水補給水系 	PS-3 PS-3	(6, 7 号炉相互接続) 各号炉で要求される安全機能をそれぞれ満たす容量を確保するとともに、何らかの要因で一方の号炉で損傷が発生した場合にも号炉間接続部の弁は常時閉であるため、安全性を損なうことはない。 連絡時においても、各号炉にて設計された圧力に差異はないことから、安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> • 計装用圧縮空気系 • 計装用圧縮空気設備 	MS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉相互接続) 各号炉で要求される安全機能をそれぞれ満たす容量を確保するとともに、何らかの要因で一方の号炉で損傷が発生した場合にも号炉間接続部の弁は常時閉であるため、安全性を損なうことはない。 連絡時においても、各号炉にて設計された圧力に差異はないことから、安全性を損なうことはない。

表 2.2.2-3 及び表 2.2.2-4 の通り、共用又は相互に接続することで安全性を損なわないことから、設置許可基準規則第 12 条第 7 項に適合することを確認した。

2.2.3 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系）

可燃性ガス濃度制御系は、図 2.2.3-1 に示す通り、6号及び7号炉共用の可搬式再結合装置を採用している。

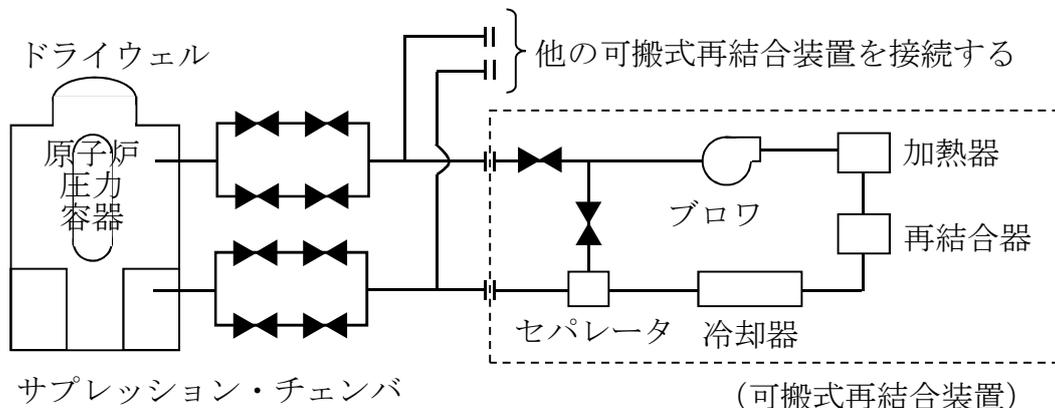


図 2.2.3-1 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更前）

しかし、本系統については、図 2.2.3-2 に示す通り、単一設計となっている配管の二重化を行うとともに、再結合装置を各号炉 1 台ずつ追加し、かつ常設設備に変更することとしている。

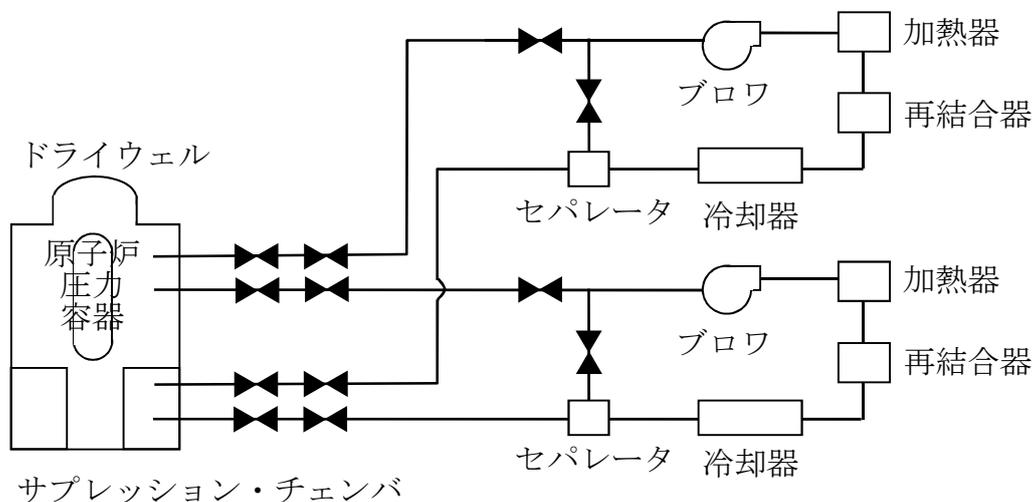


図 2.2.3-2 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更後）

従って、2基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続することのない施設となることから、設置許可基準規則第 12 条第 6 項及び第 7 項に適合することを確認した。

分類	定義	重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉				
		機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷又は (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器				
				冷却材再循環ポンプ				
				配管、弁				
				隔離弁				
				制御棒駆動機構ハウジング				
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング				
				制御棒駆動機構カップリング				
				制御棒駆動機構ラッチ機構				
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管、燃料集合体（但し、燃料を除く。）	炉心シュラウド				
				シュラウドサポート				
				上部格子板				
				炉心支持板				
				燃料支持金具				
				制御棒案内管				
				制御棒駆動機構ハウジング				
				燃料集合体（上部タイプレート）				
				燃料集合体（下部タイプレート）				
				燃料集合体（スペーサ）				
		直接関連系（燃料集合体）	チャンネルボックス					
		1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒		○		
制御棒案内管				○				
制御棒駆動機構				○				
直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）	水圧制御ユニット（スクラムバレット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管、弁）				○			
2)未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系、ほう酸水注入系）			制御棒		○		
				制御棒カップリング		○		
				制御棒駆動機構カップリング		○		
				直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）	制御棒駆動機構 制御棒駆動機構ハウジング		○ ○	
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁）		○		
3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）			逃がし安全弁（安全弁開機能）		○		
4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能））			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁）		○		
				直接関連系（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード））	熱交換器バイパス配管及び弁		○	
		原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブプレッション・プール、タービン、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁）	タービンへの蒸気供給配管、弁		○			
			ポンプ ミニムフローライン配管、弁		○			
			ストレーナ		○			
			復水貯蔵槽		○			
			復水貯蔵槽出口水源切換弁		○			
			ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁		○			
			潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却供給配管		○			
		高圧炉心注水系（ポンプ、サブプレッション・プール、配管、弁、注入ヘッダ）		○				
		直接関連系（高圧炉心注水系）	ポンプ ミニムフローライン配管、弁		○			
			ストレーナ		○			
			復水貯蔵槽		○			
復水貯蔵槽出口水源切換弁			○					
ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁		○						
逃がし安全弁（手動逃がし機能）		○						
直接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管		○					
	駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁）		○					

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	自動減圧系 (手動逃がし機能)		○		
			直接関連系 (自動減圧系 (手動逃がし機能))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
				駆動用窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	○		
			残留熱除去系 (低圧注水モード) (ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁 (熱交換器ババイスイン含む)、注水ヘッダ)		○		
			直接関連系 (残留熱除去系 (低圧注水モード))	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁	○		
				ストレーナ	○		
			原子炉隔離時冷却系 (ポンプ、サブプレッション・プール、タービン、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)		○		
			直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管、弁	○		
				ポンプ ミニマフローライン配管、弁	○		
				ストレーナ	○		
				復水貯蔵槽	○		
				復水貯蔵槽出口水源切換弁	○		
				ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁	○		
			潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管		○		
			高圧炉心注水系 (ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁、注水ヘッダ)		○		
		直接関連系 (高圧炉心注水系)	ストレーナ	○			
			ポンプ ミニマフローライン配管、弁	○			
			復水貯蔵槽	○			
			復水貯蔵槽出口水源切換弁	○			
			ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁	○			
		自動減圧系 (逃がし安全弁)		○			
		直接関連系 (自動減圧系 (逃がし安全弁))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○			
			駆動用窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	○			
		6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器 (格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬入ハッチ、座部鉄筋コンクリートマット)		○		共用 (不活性ガス系 (MS-3))
			直接関連系 (原子炉格納容器)	ダイヤフラムフロア	○		
				ベント管	○		
				スプレイ管	○		
				ベント管付真空破壊弁	○		
				逃がし安全弁排気管のクエンチ	○		
			原子炉建屋原子炉区域 (ブローアウトパネル付き)		○		相互接続 (計装用圧縮空気系 (MS-3))
			直接関連系 (原子炉建屋原子炉区域)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	○		
			原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		○		共用 (不活性ガス系 (MS-3))
			直接関連系 (原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管)	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管、弁)	○		
主蒸気流量制限器	○						
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (ポンプ、熱交換器、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先 (ドライウェル及びサブプレッション・チェンバール気相部) までの配管、弁、スプレイ・ヘッダ (ドライウェル及びサブプレッション・プール))			○				
直接関連系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁		○				
	ストレーナ		○				
非常用ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉区域吸込口から主排気筒頂部までの配管、弁)			○				
直接関連系 (非常用ガス処理系)	乾燥装置 (乾燥機能部分)		○				
	主排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)		○				
可燃性ガス濃度制御系 (再結合装置、原子炉格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から原子炉格納容器までの配管、弁)			○				
直接関連系 (可燃性ガス濃度制御系)	残留熱除去系 (再結合装置への冷却水供給を司る部分)	○					
遮蔽設備 (原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)		○					

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり		
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	○				
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・非常用ガス処理系作動の安全保護回路	○				
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系（いずれも、MS-1関連のもの）	直接関連系 (非常用交流電源系)	燃料系（軽油タンク～機関）	○		相互接続	
					始動用空気系（空気だめ～機関）	○			
					吸気系	○			
					冷却水系	○			
				中央制御室	○	共用 (下部中央制御室を除く)			
				中央制御室遮蔽		共用			
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能） (非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ)	○	共用 (下部中央制御室の換気を除く)			
				原子炉補機冷却水系 (ポンプ、熱交換器、非常用系負荷冷却ライン配管、弁)	○				
				直接関連系 (原子炉補機冷却水系)	ポンプ	○			
				原子炉補機冷却海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ (MS-1関連))	○				
				直接関連系 (原子炉補機冷却海水系)	ストレーナ (異物除去機能を司る部分) 非常用取水設備	○			
				非常用直流電源系 (蓄電池 (非常用)、蓄電池 (非常用) から非常用負荷までの配電設備及び回路)	○				
				計測制御用電源設備 (電源装置から非常用計測制御装置までの配電設備及び回路)	○				
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系 (いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉冷却材浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)					
				主蒸気系					
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)					
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)	気体廃棄物処理系 (活性炭式希ガスホールドアップ装置)					
				使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)		共用	共用 (燃料プール冷却浄化系 (PS-3))		
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取替機			共用		
				原子炉建屋クレーン			共用		
		MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 使用済燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の補給) (ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから使用済燃料プールまでの配管、弁)			
						直接関連系 (残留熱除去系 (使用済燃料プール水の補給))	ポンプミニマムフローラインの配管、弁 ストレーナ		
				2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	気体廃棄物処理系隔離弁			
主排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外の部分)									
燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁						共用			
原子炉建屋原子炉区域 (ブローアウトパネル付き)									
直接関連系 (原子炉建屋原子炉区域)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			相互接続 (計装用圧縮空気系 (MS-3))					
非常用ガス処理系									
直接関連系 (非常用ガス処理系)	乾燥装置 (乾燥機能部分) 主排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)								

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の 共用/相互接続あり	
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	<ul style="list-style-type: none"> 中性子束 (起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 原子炉圧力 格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温 格納容器内放射線レベル [低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) 格納容器内圧力 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位 (広帯域, 燃料域) サブプレッション・チェンバ・プール水温 [可燃性ガス濃度制御系起動] 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 			
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし。	—			
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	中央制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路			
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管, 弁	計装配管, 弁 試料採取系配管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁			
		2) 原子炉冷却材の循環機能	冷却材再循環系	冷却材再循環ポンプ			
		3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの) (注) 液体廃棄物処理系 注) 現状では、液体及び固体の放射性廃棄物処理系が考えられる。	圧力抑制室プール排水系 (圧力抑制室プール水タンク)		共用 (圧力抑制室プール排水系)	
				復水貯蔵槽		相互接続	
				液体廃棄物処理系 (低電導度廃液系, 高電導度廃液系)		共用 (液体廃棄物処理系)	
				固体廃棄物処理系 (原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物処理系固化装置, 固体廃棄物処理建屋, 固体廃棄物貯蔵庫)		共用 (固体廃棄物処理系)	
				焼却炉建屋		共用	
				新燃料貯蔵庫			
				新燃料貯蔵ラック			
		4) 電源供給機能 (非常用を除く)	タービン, 発電機及びその励磁装置, 復水系 (復水器を含む) 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所	発電機及びその励磁装置 (発電機, 励磁機)			
				直接関連系 (発電機及び励磁装置)	固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置 軸密封油装置 励磁電源系		
				蒸気タービン (主タービン, 主要弁, 配管)			
				直接関連系 (蒸気タービン)	主蒸気系 (主蒸気/駆動源) タービン制御系 タービン潤滑油系		
				復水系 (復水器を含む) (復水器, 復水ポンプ, 配管/弁)			
				直接関連系 (復水系 (復水器を含む))	復水器空気抽出系 (蒸気式空気抽出系, 配管/弁)		
				給水系 (電動駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管/弁)			
				直接関連系 (給水系)	駆動用蒸気		
				循環水系 (循環水ポンプ, 配管/弁)			
				直接関連系 (循環水系)	取水設備 (屋外トレンチを含む)	共用	共用 (放水設備 (PS-3))
				常用所内電源系 (発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外), 蓄電池 (常用), 蓄電池 (常用) から常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外), 計測制御用電源設備 (電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外)))			
500kV送電線及び154kV送電線				共用			
変圧器 (所内変圧器)							
変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工所用変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線)		共用					
直接関連系 (変圧器)	油劣化防止装置 冷却装置	共用 共用					
開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)		共用					

共用・相互接続設備 抽出表

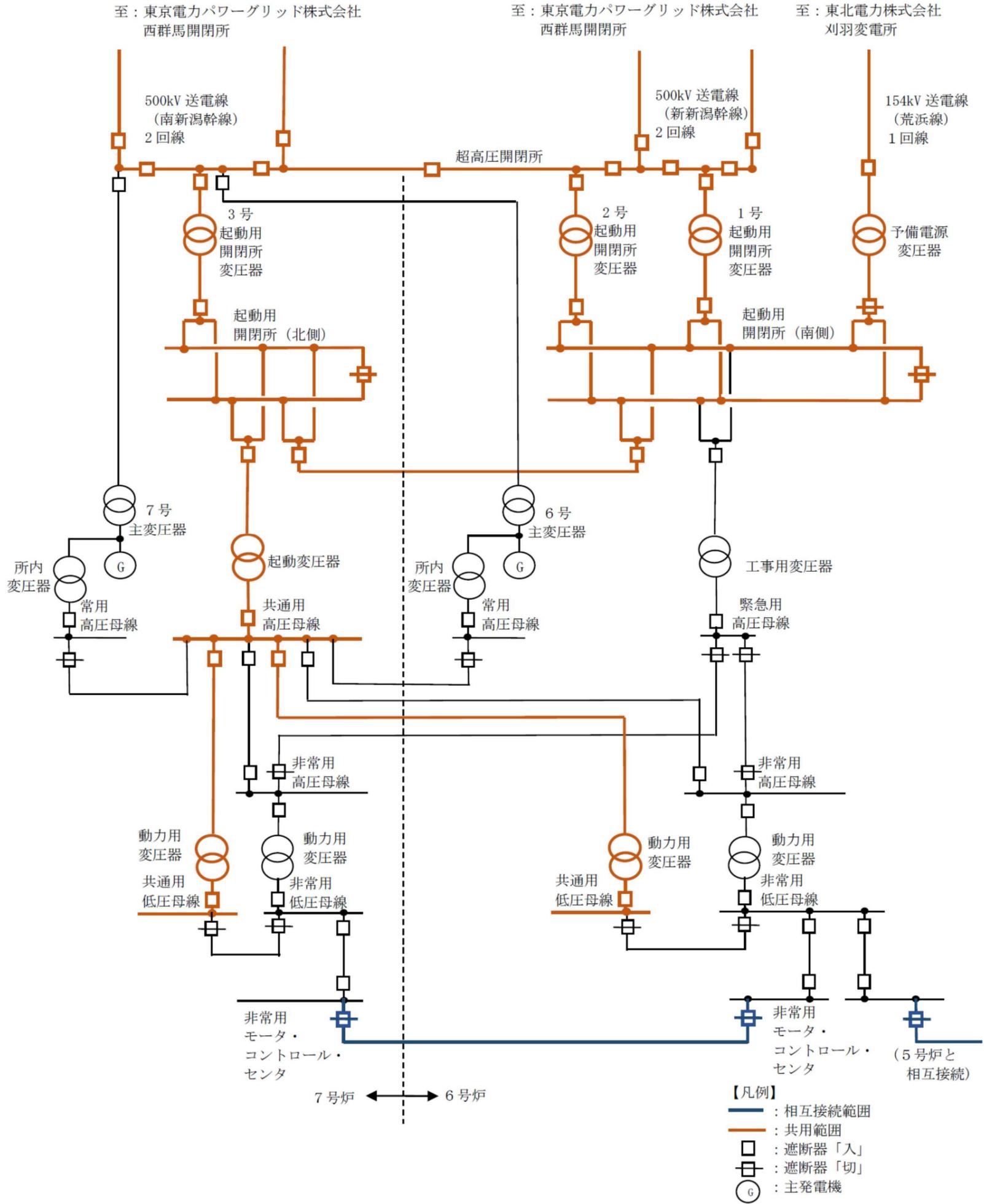
重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉							
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり		
	5)プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く)	原子炉制御系, 運転監視補助装置 (制御棒価値ミニマイザ), 原子炉核計装系の一部, 原子炉プラント・プロセス計装の一部	原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む) 原子炉核計装系の一部 原子炉プラント・プロセス計装の一部						
			所内ボイラ設備 (所内ボイラ, 給水タンク, 給水ポンプ, 配管/弁)			共用			
	6)プラント運転補助機能	所内ボイラ設備, 計装用圧縮空気系	直接関連系 (所内ボイラ設備)	所内ボイラ用変圧器から所内ボイラ給電部までの配電設備及び電路			共用		
			所内蒸気系及び戻り系 (ポンプ, 配管/弁)			共用			
			計装用圧縮空気設備 (空気圧縮機, 中間冷却器, 配管, 弁)			相互接続			
			直接関連系 (計装用圧縮空気設備)	後部冷却器					
				気水分離器					
				空気貯槽		相互接続			
			原子炉補機冷却水系 (MS-1) 関連以外 (配管/弁)						
			タービン補機冷却水系 (タービン補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)						
			直接関連系 (タービン補機冷却水系)	サージタンク					
			タービン補機冷却海水系 (タービン補機冷却海水ポンプ, 配管/弁, ストレーナ)						
	復水補給水系 (復水移送ポンプ, 配管/弁)				相互接続				
	直接関連系 (復水補給水系)	復水貯蔵槽			相互接続				
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管					
上部端栓, 下部端栓									
タイロッド									
	2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, ポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁)						
復水浄化系 (復水ろ過装置, 復水脱塩装置, 配管, 弁)									
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能), タービン・バイパス弁	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)					
				直接関連系 (逃がし安全弁機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管				
					駆動用室素源 (アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)				
			タービン・バイパス弁						
		直接関連系 (タービン・バイパス弁)	原子炉圧力容器からタービン・バイパス弁までの主蒸気配管						
			駆動用油圧源 (アキュムレータ, アキュムレータからタービン・バイパス弁までの配管, 弁)						
	2)出力上昇の抑制機能	冷却材再循環流量制御系 (ポンプ・トリップ機能), 制御棒引抜監視装置	冷却材再循環流量制御系 (ポンプ・トリップ機能) 制御棒引抜阻止機能 選択制御棒挿入機構						
			制御棒駆動水圧系 (ポンプ, 復水貯蔵槽, 復水貯蔵槽から制御棒駆動機構までの配管及び弁)						
	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系, 原子炉隔離時冷却系	直接関連系 (制御棒駆動水圧系)	ポンプサクシオンフィルタ					
				ポンプミニマムフローライン配管, 弁					
			原子炉隔離時冷却系 (ポンプ, タービン, 復水貯蔵槽, 復水貯蔵槽から注入先までの配管, 弁)						
			直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管, 弁					
		ポンプミニマムフローライン配管, 弁							
		潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管							
	4)原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	冷却材再循環ポンプMGセット	冷却材再循環ポンプMGセット						
5)タービントリップ	BWRには対象機能なし	-							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所			共用				
		直接関連系 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	情報収集設備		共用				
			通信連絡設備		共用				
			資料及び器材		共用				
			遮蔽設備		共用				
		試料採取系 (異常時に必要な原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析及び原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析機能を有する範囲)							
		通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)				共用			
放射線監視設備				共用 (固定モニタリング設備, 気象観測設備, 焼却炉建屋排気筒放射線モニタ, 焼却炉建屋放射線モニタ)					

共用・相互接続設備 抽出表

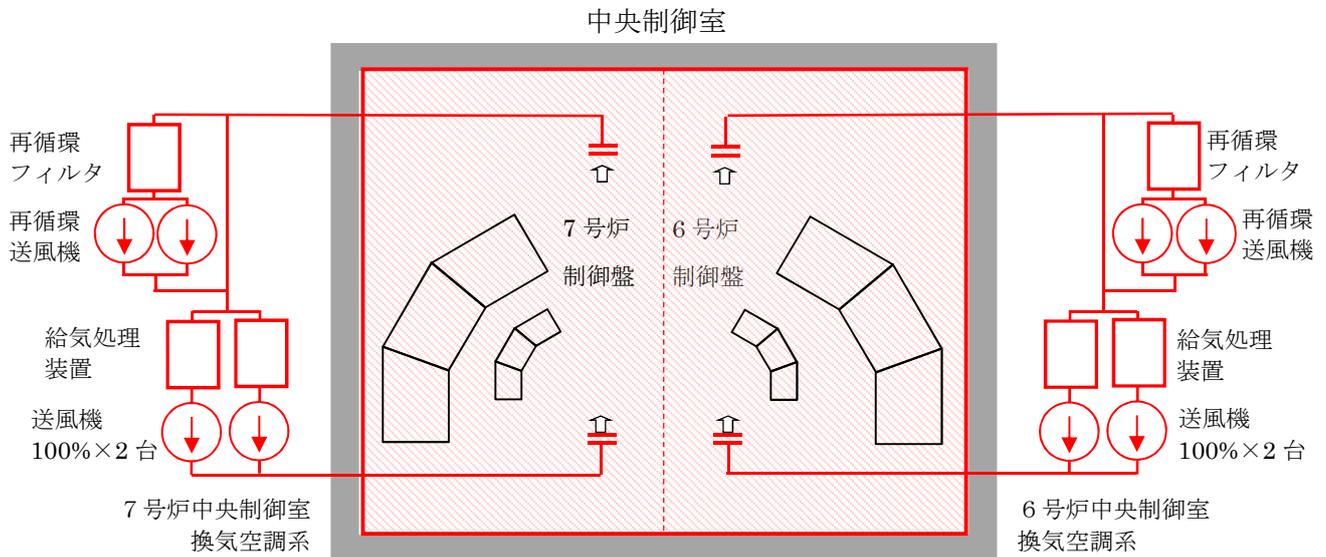
分類	定義	重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉			
		機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用／相互接続 あり	関連する別系統の 共用／相互接続 あり	
2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	東所、試料採取系、通信連絡設備、放射能監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	事故時監視計器の一部				
			津波監視カメラ		共用		
			消火系（水消火設備、泡消火設備）		共用		
			消火系（二酸化炭素消火設備、等）				
			直接関連系 (消火系)	圧力調整用消火ポンプ、電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ		共用	
				ろ過水タンク		共用	
				火災検出装置（受信機含む）			
			防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁（消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの）		共用		
			安全避難通路		共用		
			直接関連系 (安全避難通路)	安全避難用扉		共用	
非常用照明		共用					

共用・相互接続設備 概略図

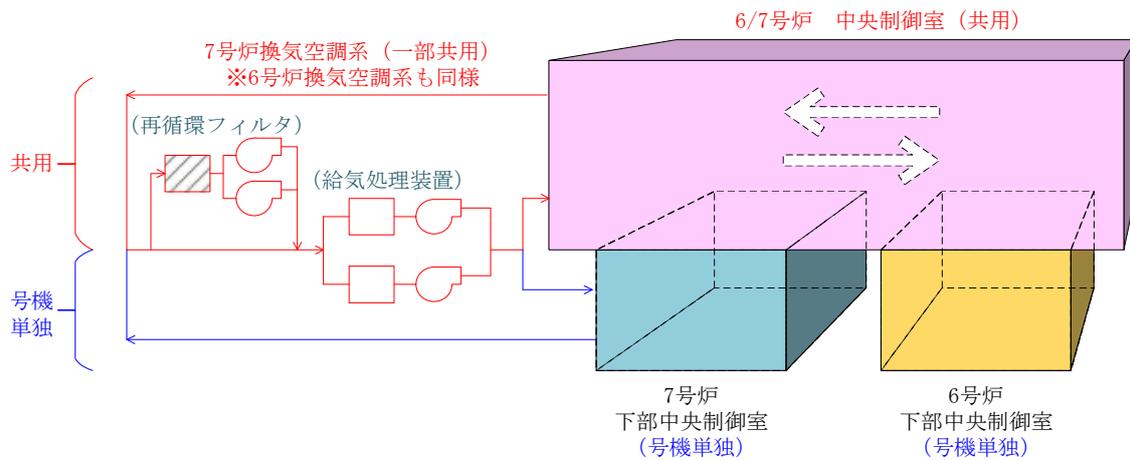
- (1) 非常用交流電源系，500kV 送電線及び 154kV 送電線，変圧器（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，共通用高圧母線，共通用低圧母線），開閉所（超高圧開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器）



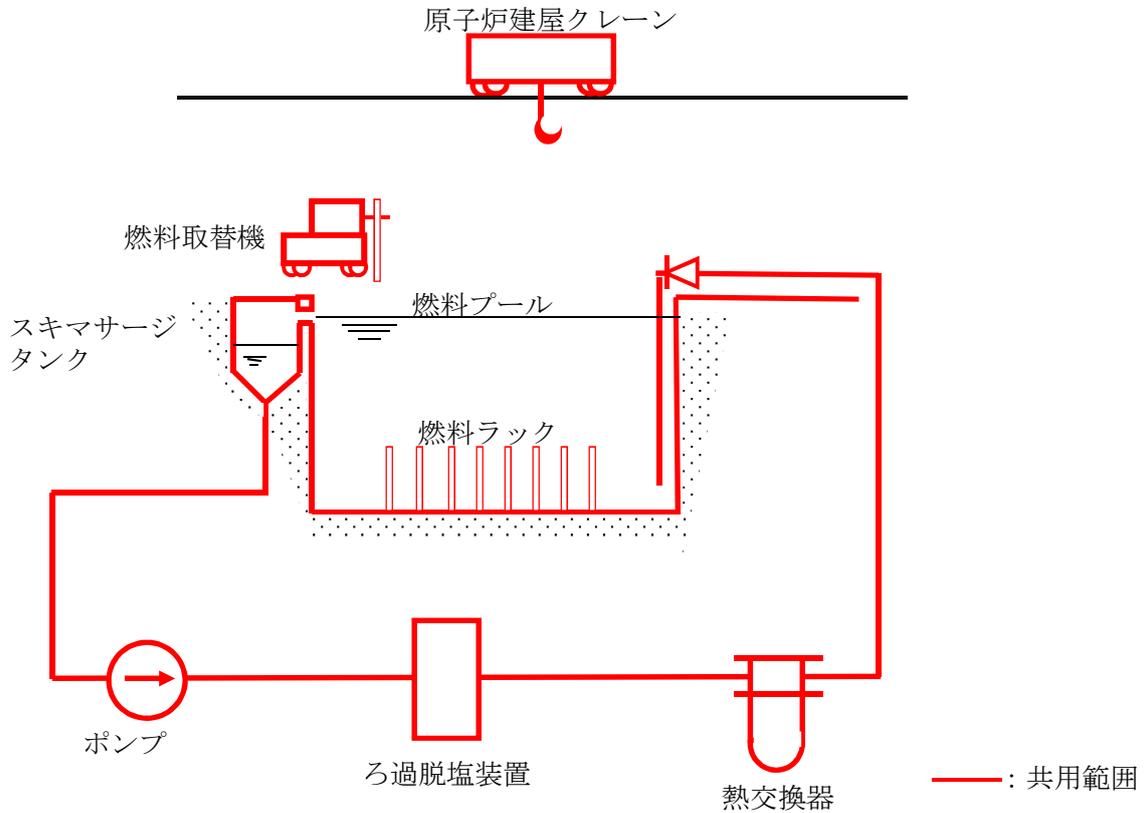
(2) 中央制御室（下部中央制御室を除く），
 中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）



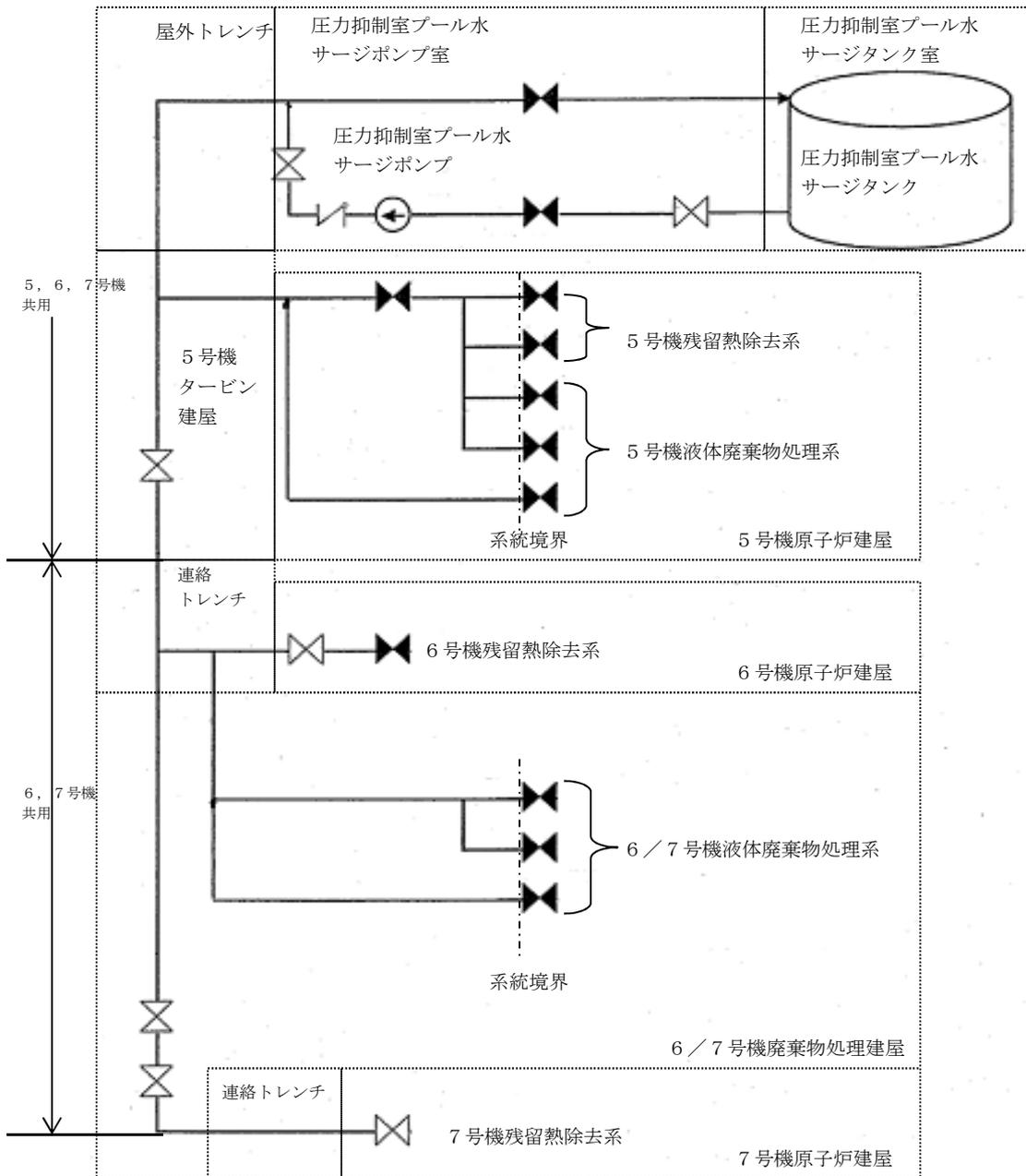
【補足】



(3) 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む），燃料プール冷却浄化系，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁

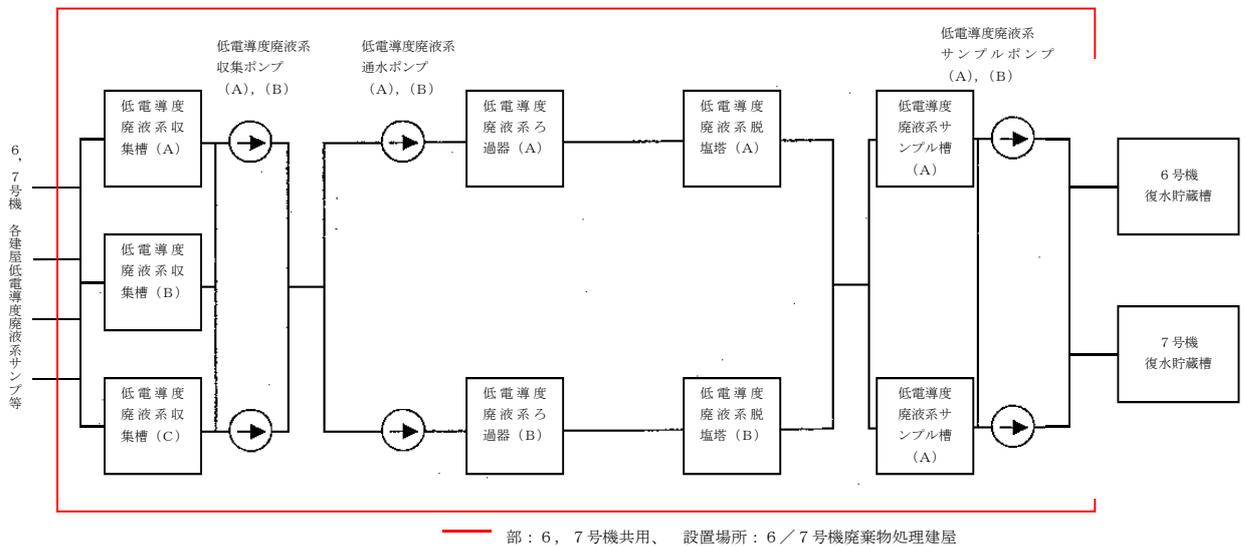


(4) 压力抑制室プール水排水系

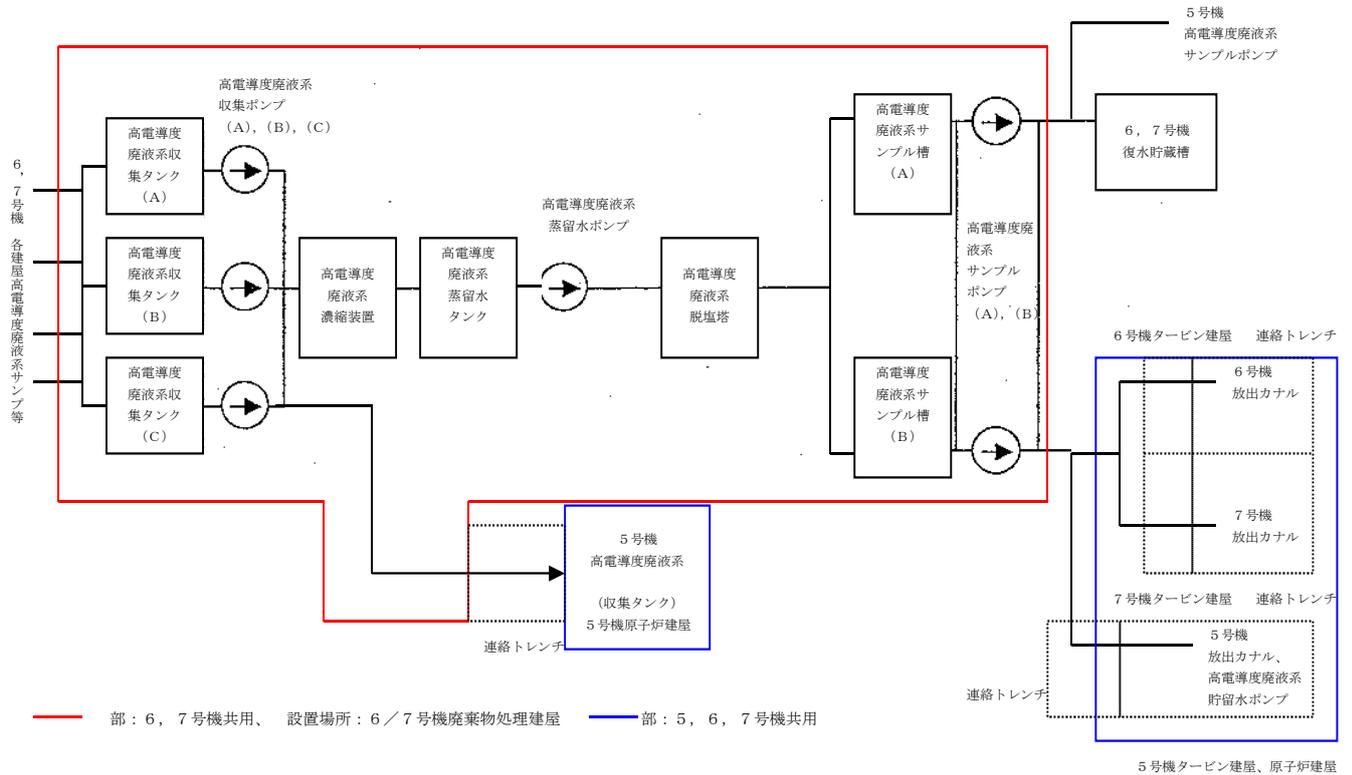


(5) 液体廃棄物処理系

低電導度廃液系



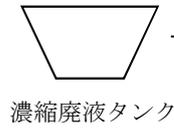
高電導度廃液系



(6) 固体廃棄物処理系

濃縮廃液系 (5号, 6号及び7号炉共用, 一部既設)

〔 高電導度廃液系
濃縮装置濃縮廃液 〕



固化装置

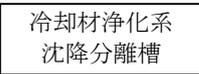
〔 5号, 6号及び
7号炉共用, 既
設 〕

固体廃棄物
貯蔵庫

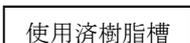
〔 1号, 2号, 3号, 4号,
5号, 6号及び7号炉
共用, 既設 〕

使用済樹脂系 (6号及び7号炉共用)

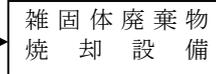
〔 原子炉冷却材浄化系
使用済樹脂
燃料プール冷却浄化
系使用済樹脂
復水浄化系復水ろ過
装置廃スラッジ
低電導度廃液系ろ過
装置廃スラッジ 〕



〔 復水浄化系
脱塩装置使用済樹脂
低電導度廃液系
脱塩装置使用済樹脂
高電導度廃液系
脱塩装置使用済樹脂 〕

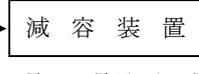
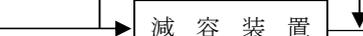


雑固体系 (可燃性雑固体廃棄物)



〔 1号, 2号, 3号, 4号,
5号, 6号及び7号炉
共用, 一部既設 〕

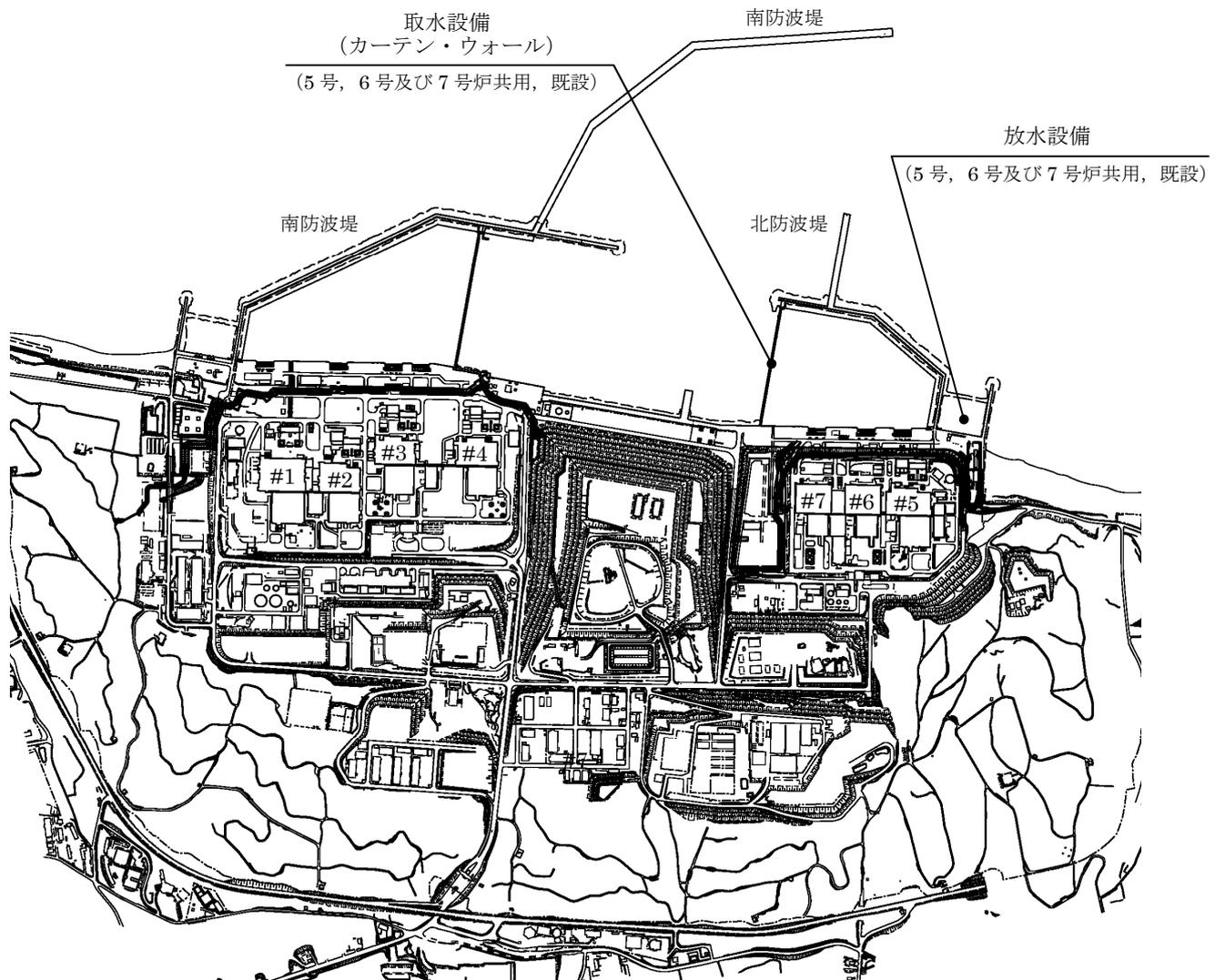
(不燃性雑固体廃棄物)



〔 5号, 6号及び7号
炉共用, 既設 〕

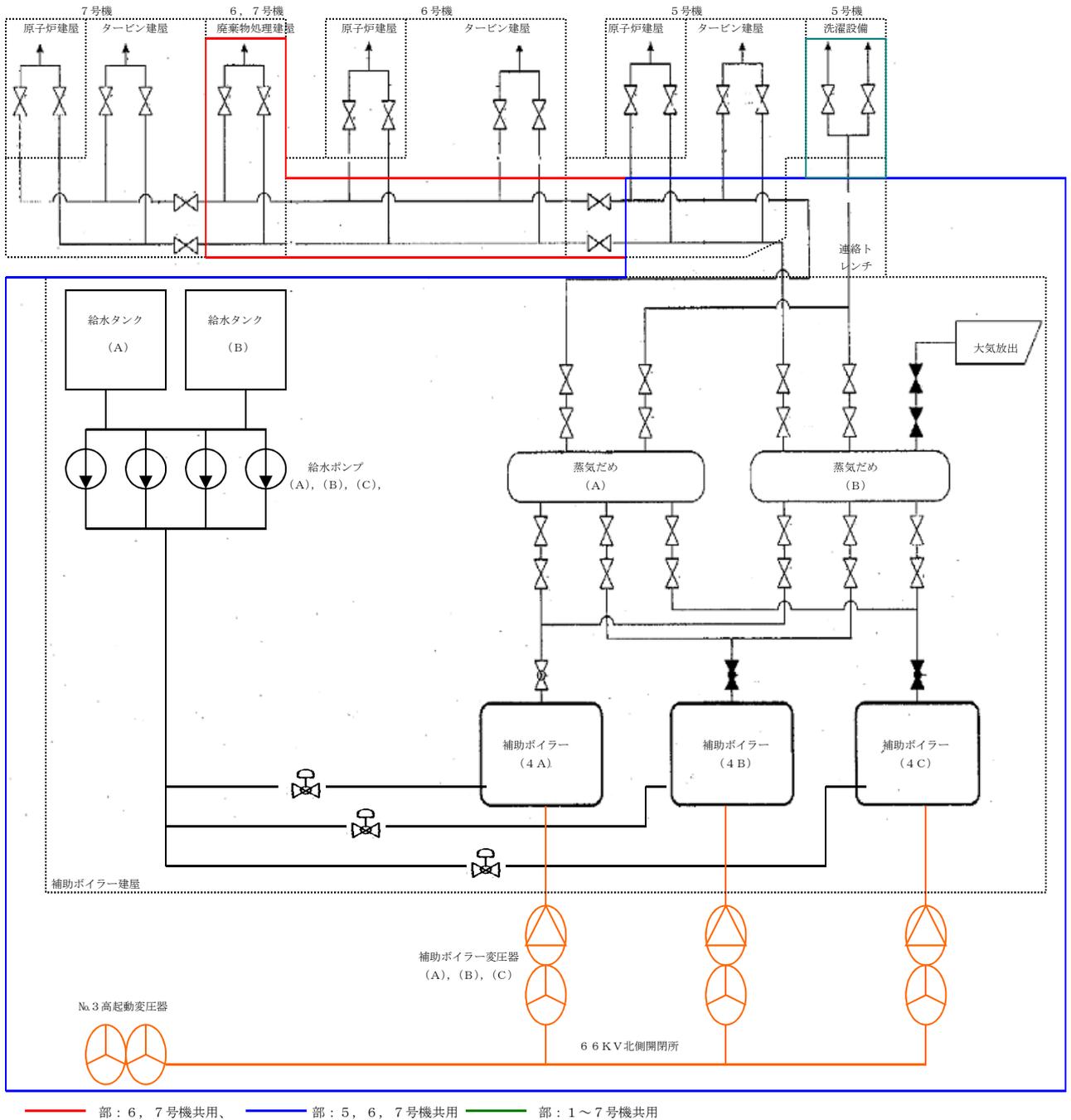
固型化处理
(モルタル充填)

(7) 取水設備, 放水設備

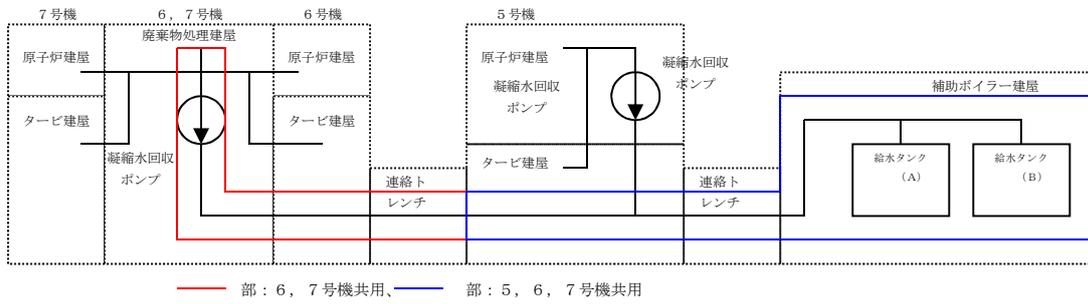


(8) 所内ボイラ，所内蒸気系及び戻り系

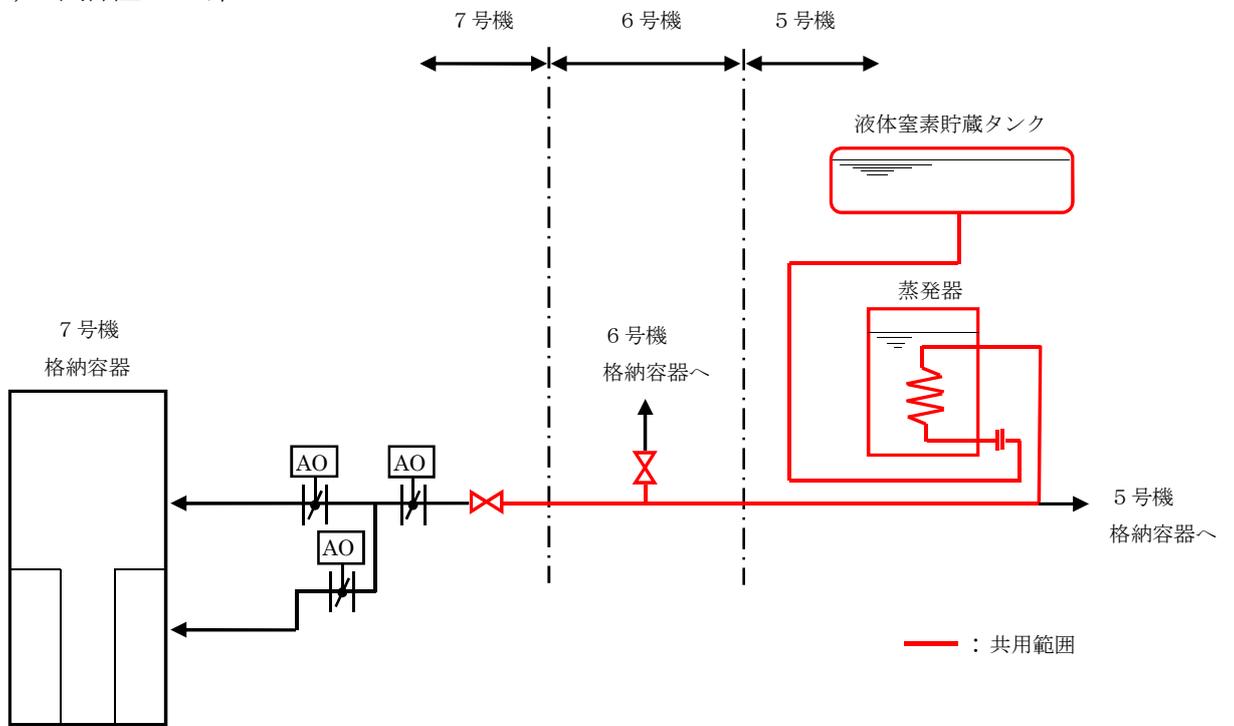
所内ボイラ及び所内蒸気系



所内蒸気戻り系



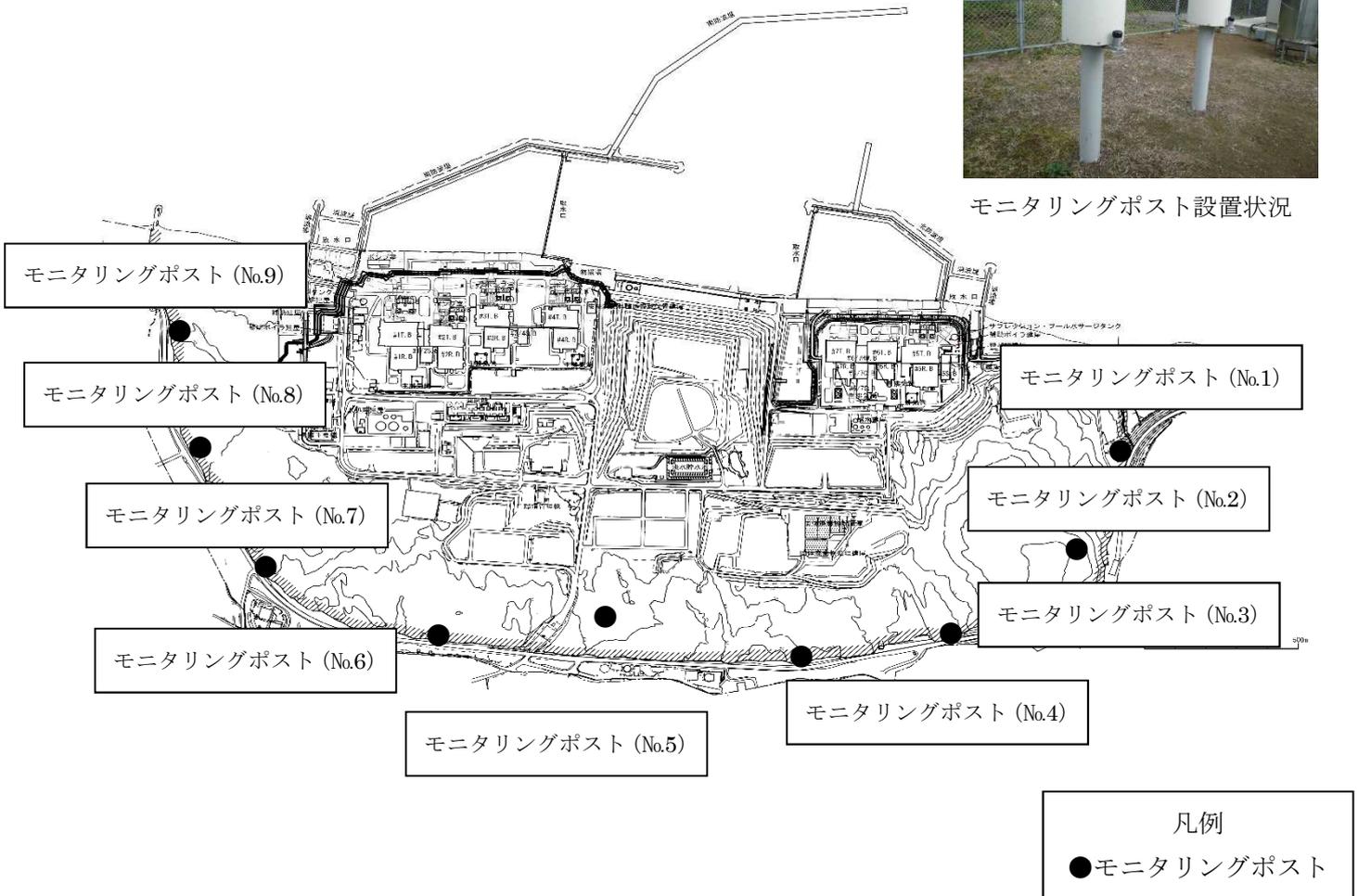
(9) 不活性ガス系



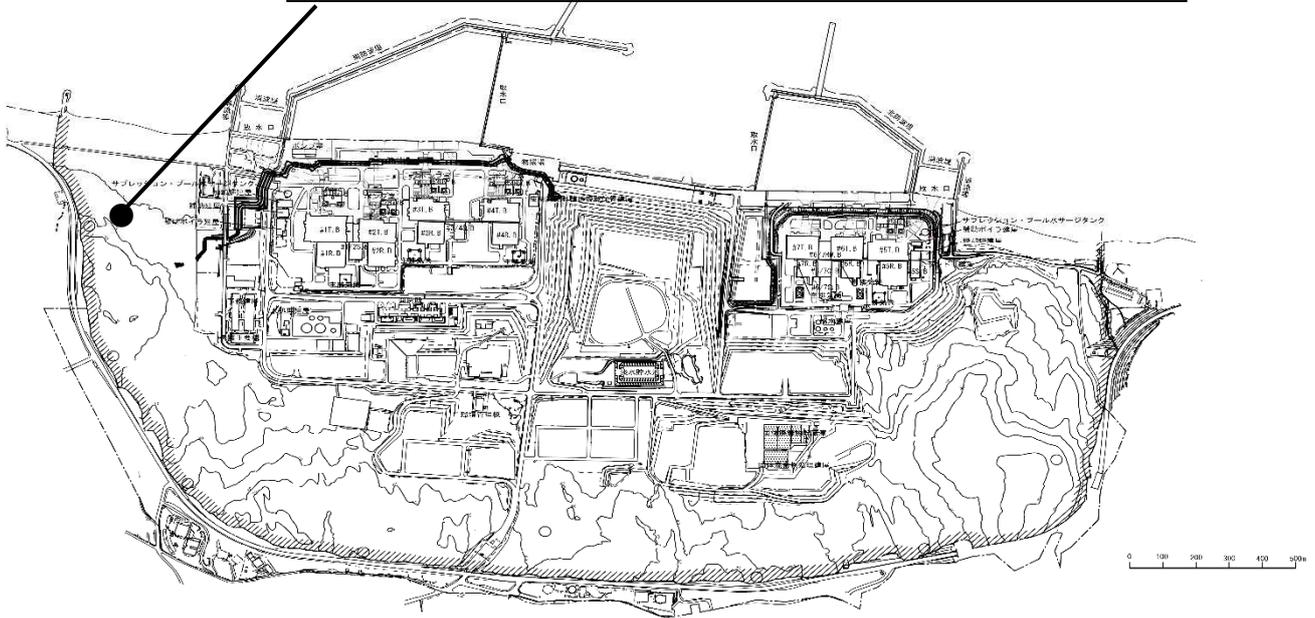
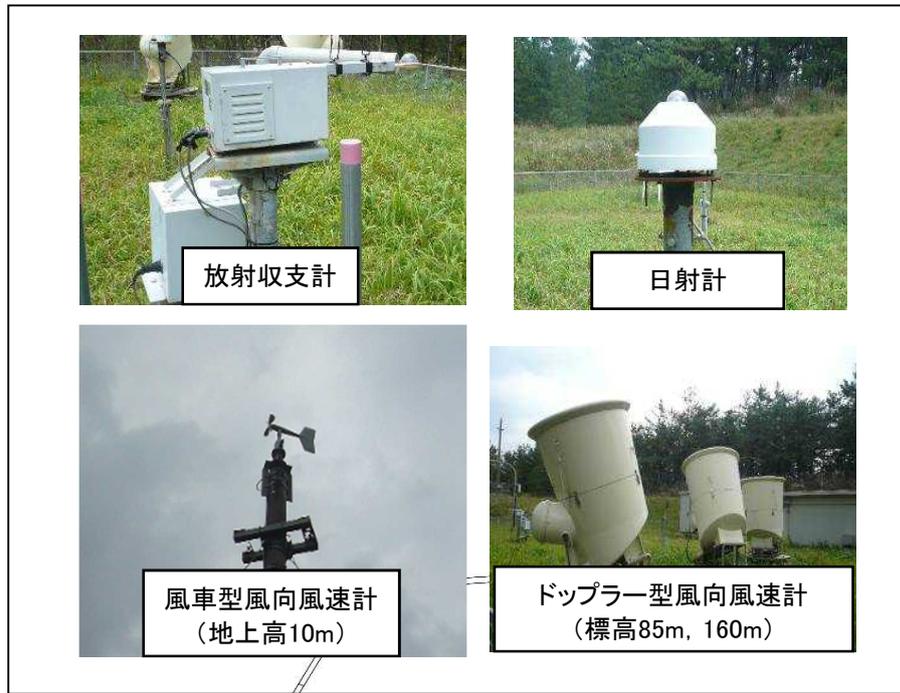
(10) 固定モニタリング設備



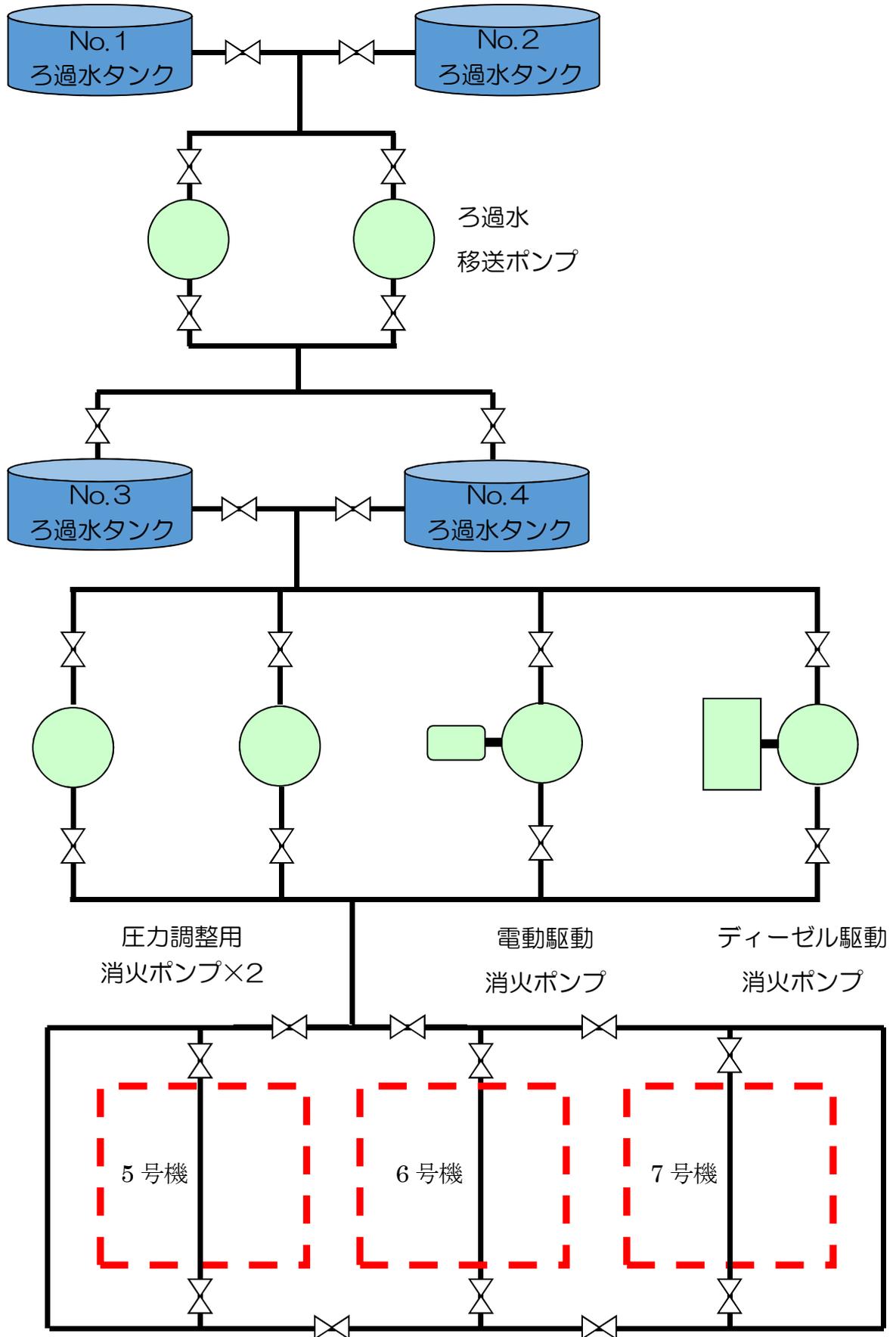
モニタリングポスト設置状況



(11) 気象観測設備

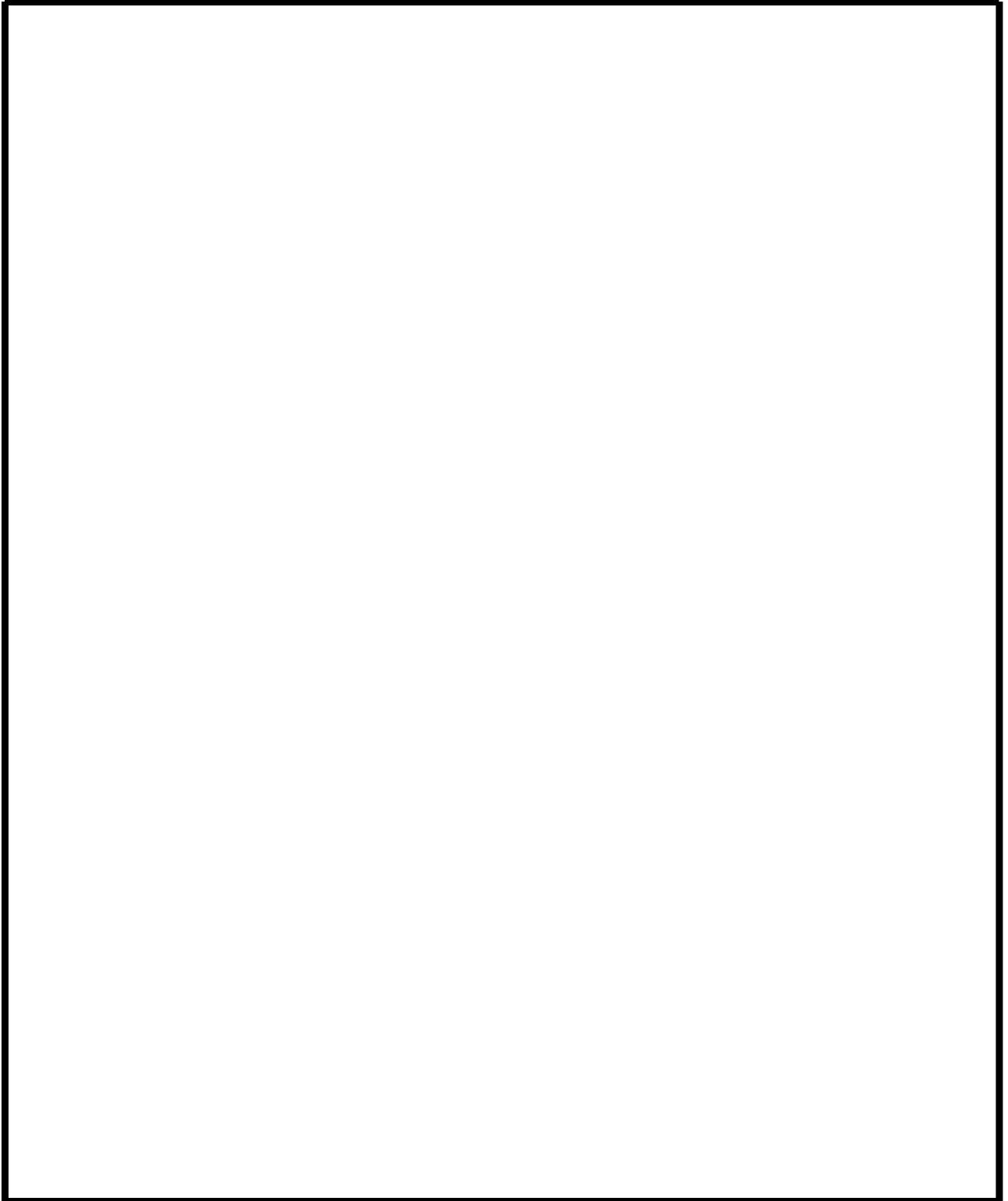


(12) 消火系

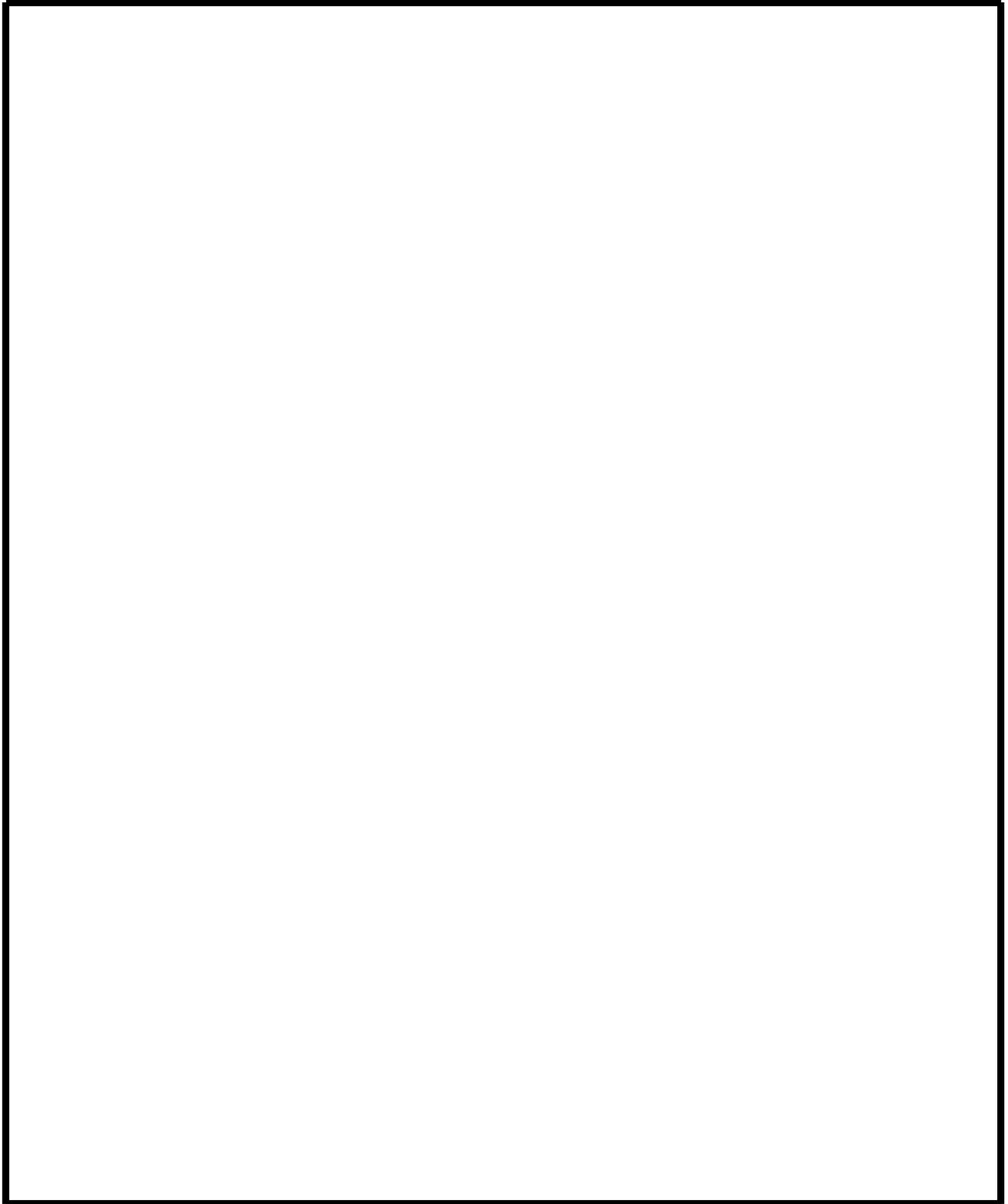


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

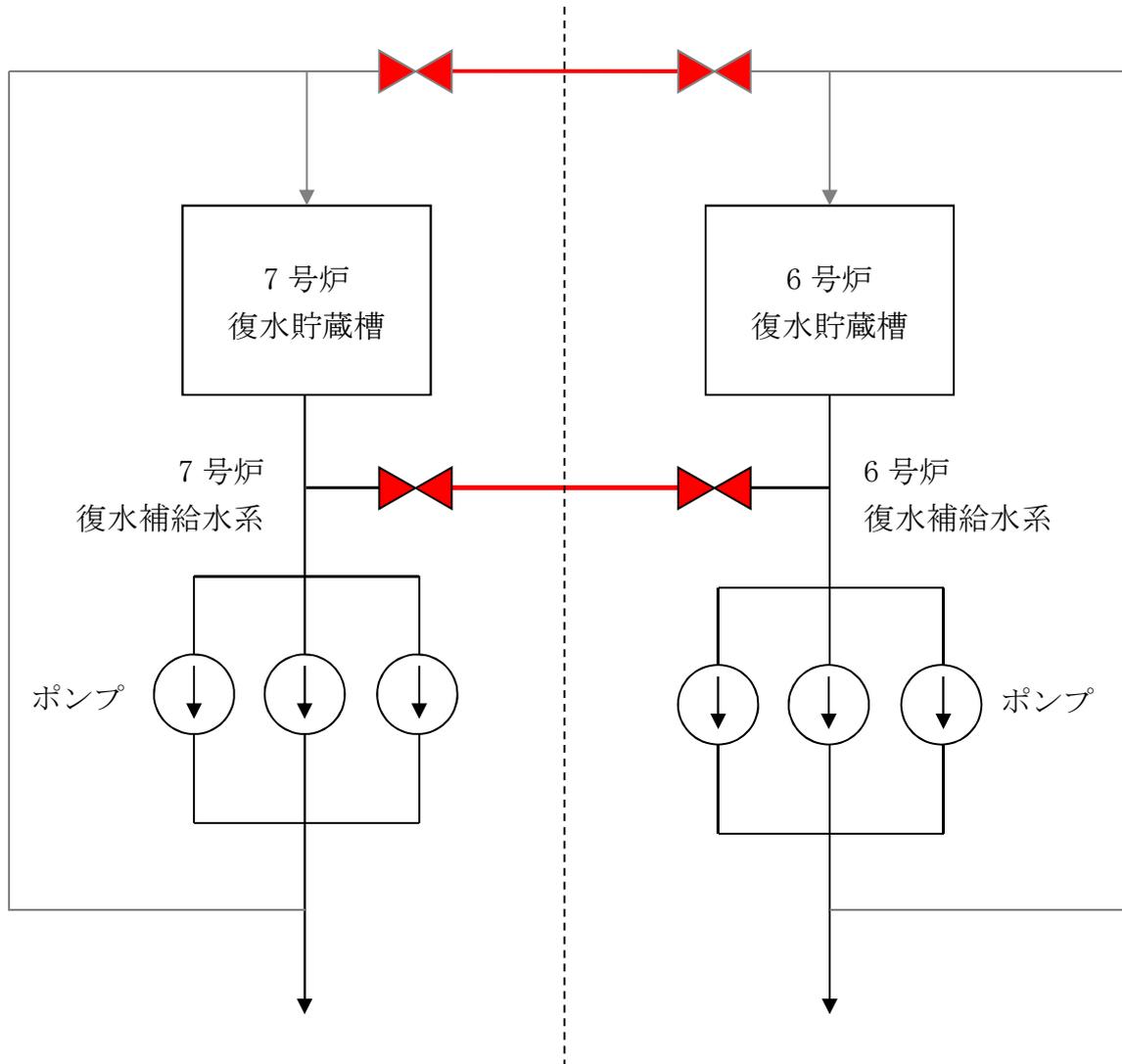
(13) 安全避難通路



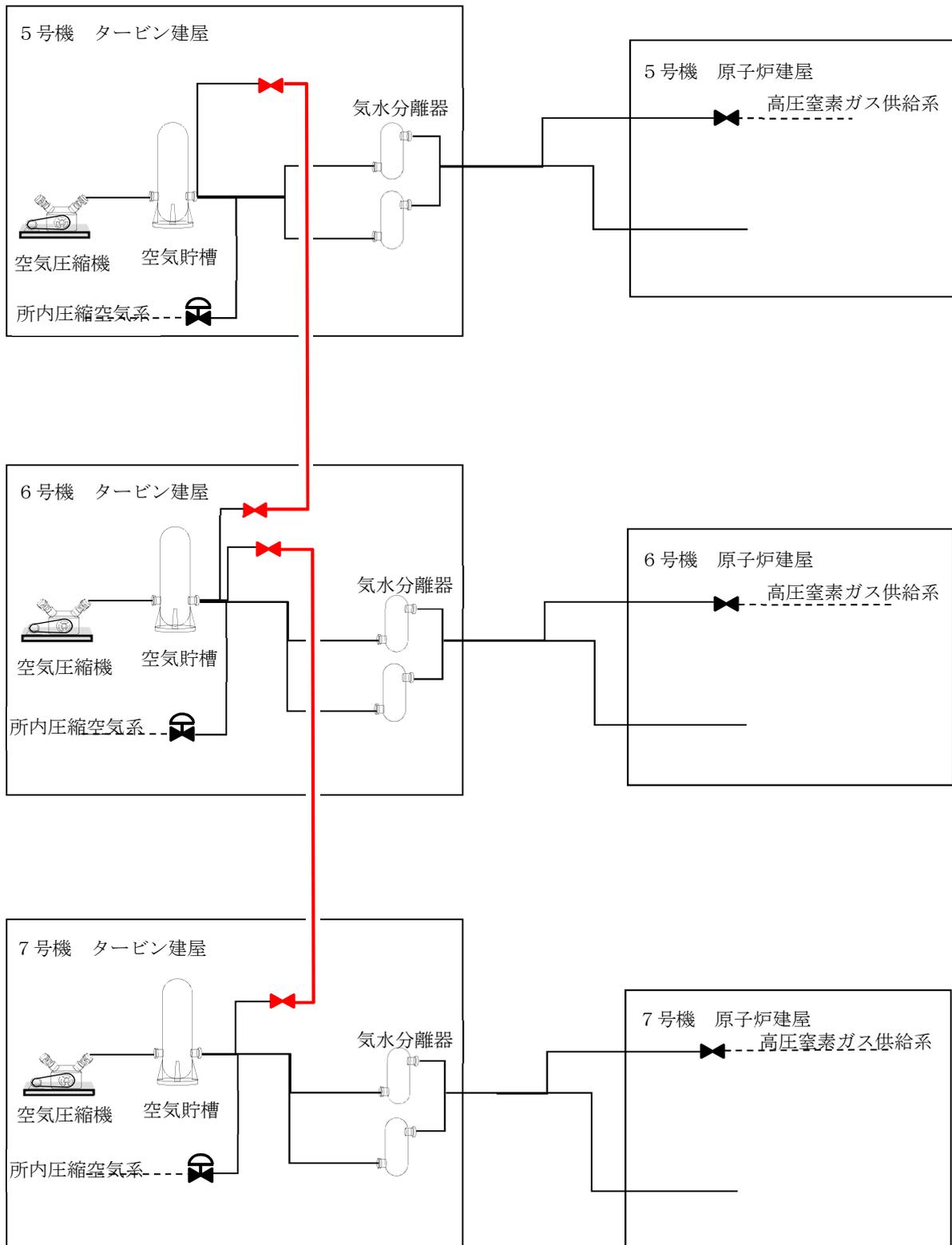
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(14) 復水貯蔵槽，復水補給水系



(15) 計装用圧縮空気系



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 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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（第1表）。

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、 <u>解釈にて、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

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、その配管系を通じた漏えいが、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（以下、「規則の解釈」という。）に基づき、原子炉圧力容器に接続されるすべ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する。

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に示す通り、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。

- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン
- ・残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン
- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン
- ・ほう酸水注入ライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトム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。

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、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，ほう酸水注入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. 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作における減圧後の冷却時に開，また，事故時に原子炉減圧後の長期冷却を行う際に開とする運用である。

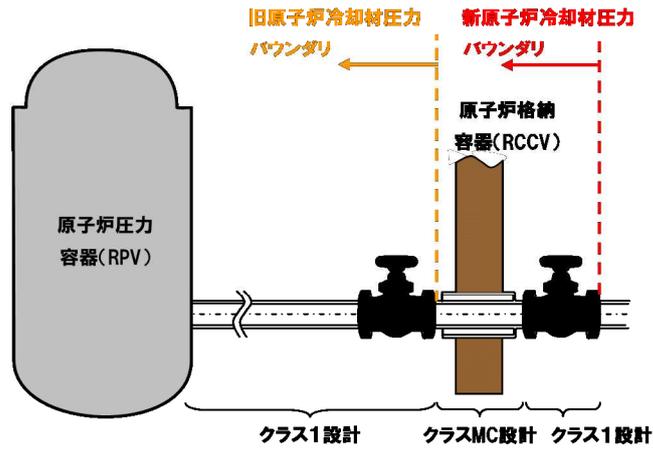
b. 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作において，原子炉圧力容器上部の冷却を行う場合には，開となる。

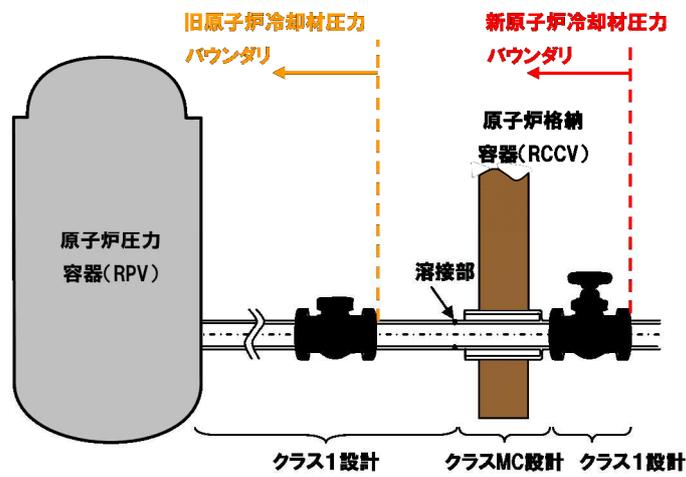
c. ほう酸水注入ライン

ほう酸水注入系は，設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において，設置を求められている系統であることから，設計基準の範疇においても使用する可能性のある系統であると判断し，「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」に準ずる系統として，第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

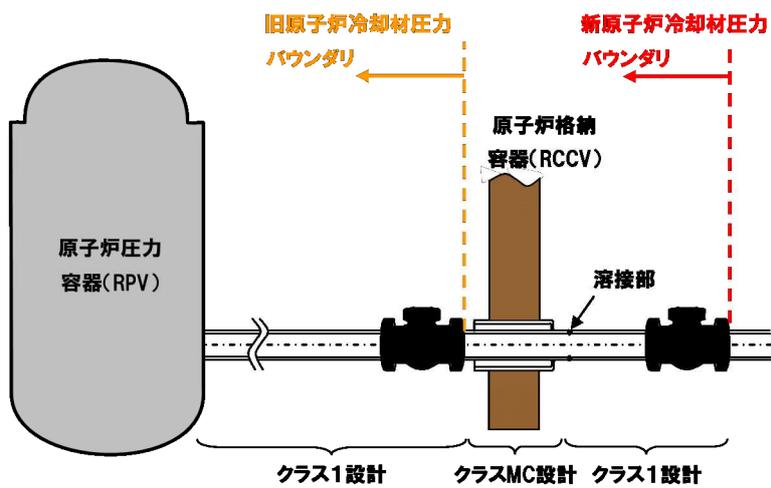
よって，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインについては，第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系 停止時冷却モード吸込ライン)



(原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン)



(ほう酸水注入ライン)

第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

弁ハンドルの固定された手動弁（施錠弁）については、チェーンで弁ハンドルを固縛した上で南京錠による施錠を施しており、南京錠の鍵については、当直長の管理のもと、使用及び保管を行う。また、鍵の保管状況を3ヶ月に1度確認する。

当該弁については、原子炉格納容器内に設置し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ない。また、定期検査中においても、作業ごとに作業票とそれに基づく操作タグをもちいた管理を行い、定期検査中の点検作業終了時及び原子炉起動前に当該弁が正常な状態（閉止かつ施錠）であることをバルブチェックリストにより確認し、当直長が承認する。



KK6原子炉圧力容器ドレン弁



KK7原子炉圧力容器ドレン弁

第2図 弁施錠状態の例

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	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） 【水色○実線 ^{※2} 】	KK6RPV ボトム第一ドレン弁	G31-F500
	KK7RPV ボトムドレンライン1次ドレン弁	G31-F500

※1 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン及びほう酸水注入ラインを除く

※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、建設時にクラス1機器として設計・製作を行っている。この時にクラス1機器とし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）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。なお、当該ラインの仕様は表3～表14の通り。

表3 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表4 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	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

表5 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表6 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	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	150A	SCPH2	S25C
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	10.2	302	150A	SCPH2	SCPH2

※1 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7 KK6ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表8 KK6ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	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	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

表9 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表10 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	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	SCPL1	SCPL1
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1

※1 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11 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表12 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	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	150A	SCPH2	SF50A
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	10.2	302	150A	SCPH2	SCPH2

表13 KK7ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表14 KK7ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	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	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

※1 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。

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，建設時にクラス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。さらに，プラント建設時に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）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。また，当該範囲（格納容器貫通部含む）については，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，上述の通り，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に組み込まれた配管・弁については、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機器の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15～17に示す。また、これまでに実施した供用前検査（P S I）、供用期間中検査（I S I）の内容についても合わせて示す。

表 15 KK6/7 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの検査項目

名称			建設時の検査項目		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)		
			P S I	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	U T ^{※1} (100%)	JEAC4205 -1986	U T (7.5%) P T (7.5%)	JSME S NAI-2008	U T (100%)	U T (25%)	JSME S NAI-2008
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の25%)	
	弁本体内部表面		V T (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで 1 台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ^{※2}			V T ^{※3} (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/ 1 定検)	

※ 1 全体積が対象。

※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。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。

※ 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。

表 16 KK6/7 原子炉冷却材浄化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		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)		
			P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	U T ※2 (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	U T (100%)	U T (25%)	JSME S NAI-2008
		主配管の支持部材取 付溶接継手	P T (100%)		—	—	P T (100%)	P T (7.5%)	
		支持構造物	V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の 25%)	
	圧力保持用ボルト・ナット (フランジのボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (25%)	
	弁本体の内表面		—	—	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで 1 台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※3			V T ※4 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/1 定検)	

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

※ 2 全体積を対象。

※ 3 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。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。

※ 4 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 17 KK6/7 ほう酸水注入ラインの検査項目

名称			建設時の検査項目		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)		
			P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第 1 隔離弁 から 第 2 隔離弁 間	主配管	主配管の周溶接 継手	P T (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	P T (100%)	P T (25%)	JSME S NAI-2008
		支持構造物	V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第 2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)		—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表 1 台の 25%)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※2			V T ※3 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/1 定検)	

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

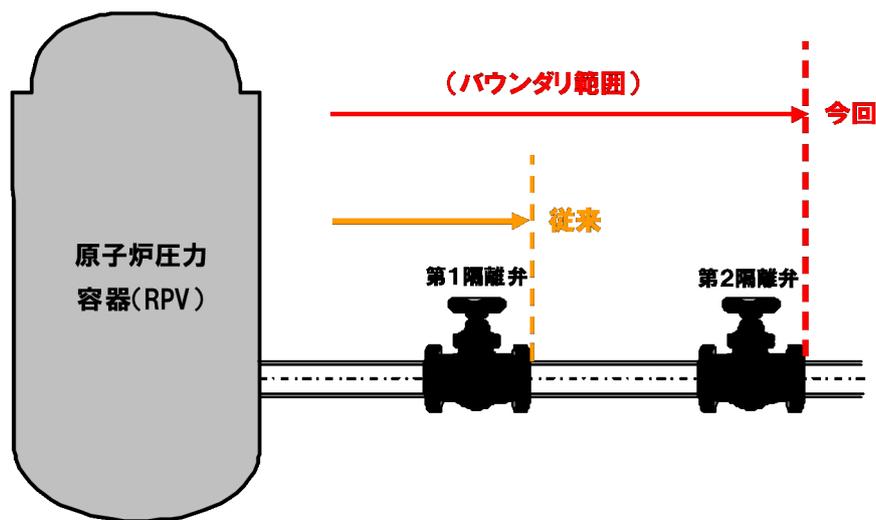
※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 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

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲に対す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。



第3図 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，建設時にクラス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，プラント建設時に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当該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，供用期間中検査については，2.5項に記載の通り，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。

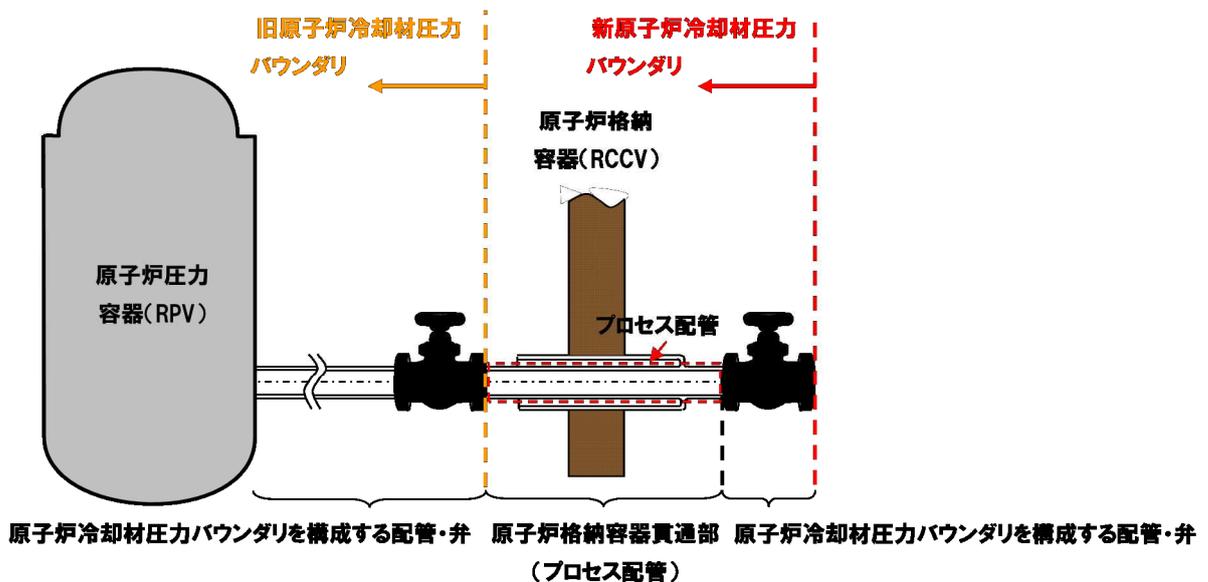
2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

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、プロセス配管と称する）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）については、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、下記に示す通りクラス 1 機器相当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 機器相当の管理を行う。

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 4 図に示す。



第 4 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, 9, 11, 13 に記載の通り、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。

確認結果を表 18～20 に示す。

表18 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※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19 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※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20 ほう酸水注入ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※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18～20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21に示す。

表21の通り、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機器相当の性能を有することを確認している。

なお、KK6/7におけるプロセス配管については、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21 プロセス配管の検査項目（製造時の検査）

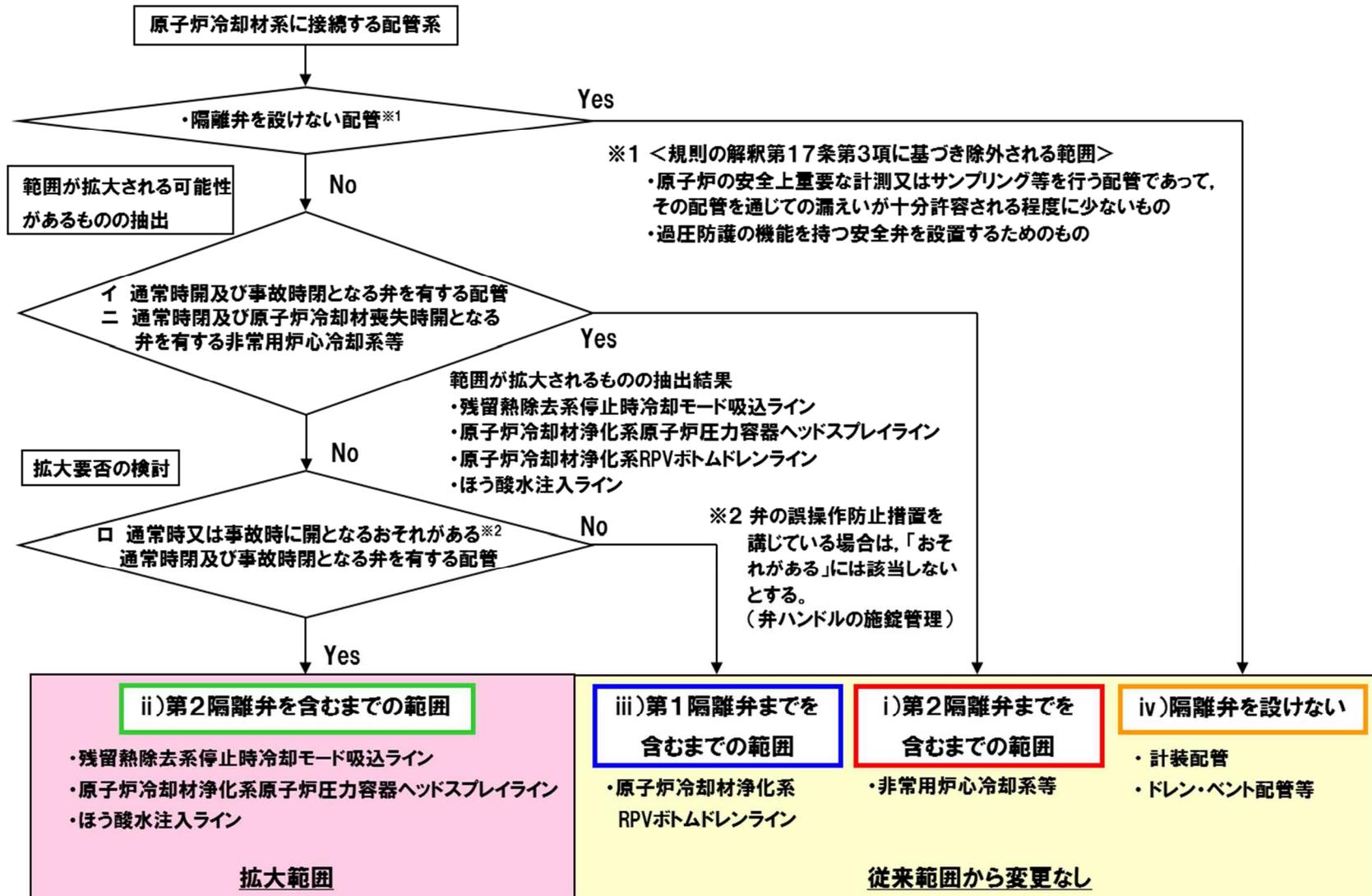
名称	クラスMC容器要求検査	クラス1機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 （プロセス配管）	—	UT
	—	PTまたはMT

- ・ 供用期間中検査

原子炉格納容器貫通部については、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，VT）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。

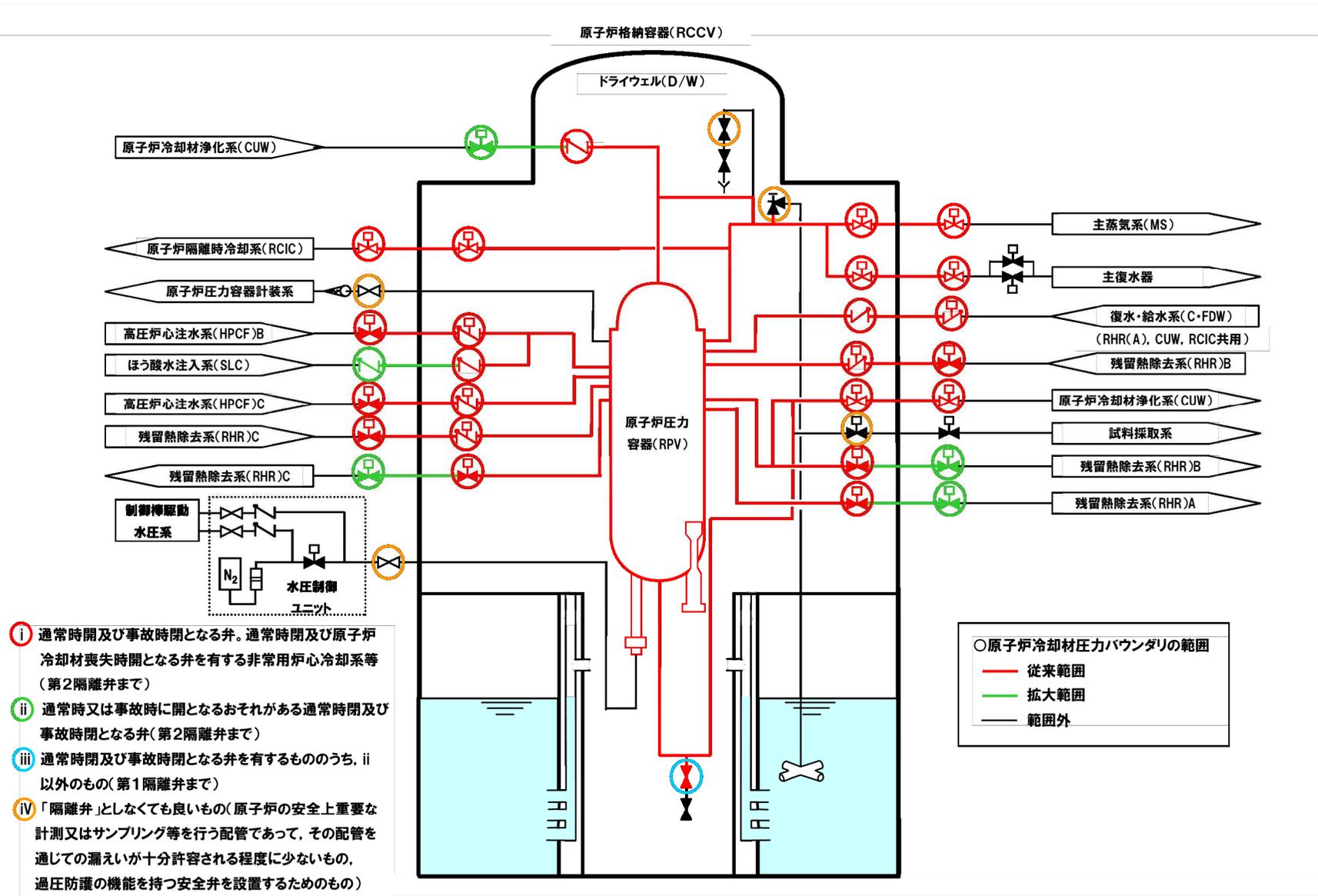
ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管については，クラス 1 機器の漏えい試験におけるバウンダリ範囲に含まれていることから，2.6 章の通り，クラス 1 機器の供用期間中検査として漏えい試験を実施する。

なお，プロセス配管と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する他の配管・弁との溶接部については，従来よりクラス 1 機器の溶接部として扱っていることから，検査方法に変更はない。



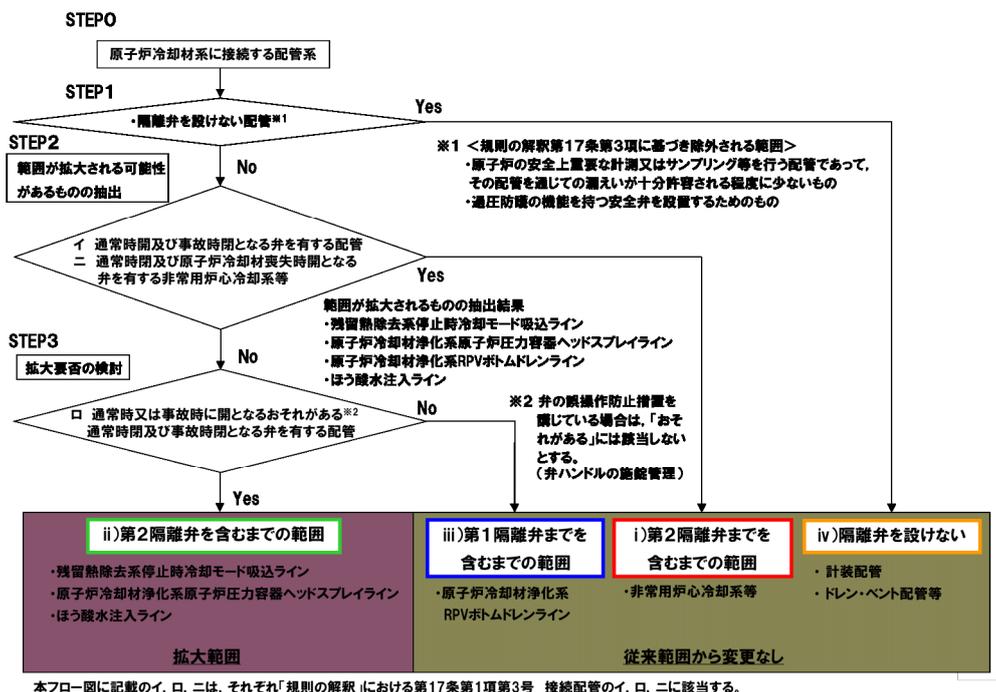
本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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



■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25A以下、気相で50A以下の配管を指す (別紙4参照)

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」には該当しないとし、
第1 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

KK6/7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. 制御棒駆動機構からの補給水量は、制御棒 1 本当たりのパージ水量設計値 (0.7~1.3 L/min) の最低流量 (0.7 L/min) とし、全制御棒数205本分のパージ水量を、 $W1=8.6 \times 10^3$ kg/hrとする。
- d. 原子炉各隔離時冷却系 (以下、RCICとする) の補給水量は、RCICポンプの定格流量 188×10^3 kg/hrからRCIC補機への流量 (約 6.0×10^3 kg/hr) を差し引いた流量 $W2=182 \times 10^3$ 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

以下に示す最大破断直径は流出量 (臨界質量G) が補給水量Wを下回るよう算出。

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

- A_{\max} : 最大破断面積
- W : 補給水量 ($W1+W2$)
- G : 臨界質量速度

①式及びGは、
F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture”

- 液相 40.7×10^3 kg/m² sec
- 気相 11.8×10^3 kg/m² sec

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

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圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径を表 1 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。

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]	40.6	75.5
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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、弁その他の機能また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 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または、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

○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原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン ②残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

③原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン ④ほう酸水注入ライン

このうち、③については、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、①、②については、通常運転時に当該システム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。さらに、④については、設置許可基準規則第25条(反応度制御系統及び原子炉停止系統)において、設置を求められている系統であることから、設計基準の範囲においても使用する可能性のある系統であると判断し、バウンダリ拡大範囲とする。

○弁の施錠管理 (③)

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインについては、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。

○弁の施錠管理 (③)

残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン、ほう酸水注入ラインについては、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	・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器 ボトムドレン弁については、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適切 に実施する。
		教育・訓 練	—