

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

静的機器の単一故障について

平成27年3月

東京電力株式会社

第 12 条：安全施設
(静的機器の単一故障)

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.3 安全確保方針

2. 静的機器の単一故障
 - 2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所抽出
 - 2.2 非常用ガス処理系
 - 2.2.1 安全確保方針に基づく検討結果
 - 2.2.2 基準適合性
 - 2.3 格納容器スプレイ冷却系
 - 2.3.1 安全確保方針に基づく検討結果
 - 2.3.2 基準適合性
 - 2.4 中央制御室換気空調系
 - 2.4.1 安全確保方針に基づく検討結果
 - 2.4.2 基準適合性

- 添付 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表
- 添付 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表
- 添付 3 設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系
- 添付 4 可燃性ガス濃度制御系に関する検討結果
- 添付 5 非常用ガス処理系・可燃性ガス濃度制御系・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
- 添付 6 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

- 参考 福島第二原子力発電所の知見
(サブプレッションプール水温度検出器中継端子箱について)

<概 要>

1. において、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。さらに、安全確保方針を示す。
2. において、安全確保方針に基づく検討結果を示し、静的機器の単一故障に関する基準適合性について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第12条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第14条の要求事項を表1に示す。

表1 設置許可基準規則第12条，技術基準規則第14条 要求事項

設置許可基準規則 第12条	技術基準規則 第14条	(参考) 安全設計審査指針
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。	(指針9) 2. 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。 3. 前項の系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

設置許可基準規則：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

技術基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

安全設計審査指針：発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

1.2 適合のための設計方針

重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系を設け、想定される動的機器の単一故障あるいは長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。ここで、長期間とは基本的に24時間以上とする。

ただし、その故障の発生確率が極めて小さいことを合理的に説明できる場合、又はその故障を仮定しても他の系統を用いて当該機能を代替できることを安全解析等によって確認できる場合には、必ずしも多重性又は多様性を備えた設計としない。さらに、長期間の使用が想定される系統については、その故障が想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない時間内に除去若しくは修復ができる場合には、必ずしも単一故障を仮定しない。

また、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても系統の安全機能が達成できるよう、本原子炉施設の所内電源は、外部電源として電力系統に接続される500kV送電線4回線及び154kV送電線1回線の他に、非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機3系統を設け、重要度の特に高い安全機能を有する系統に必要な容量を持つ設計とする。

1.3 安全確保方針

重要度の特に高い安全機能を有する系統については、設計基準の範疇において機能を確実に維持できるよう原則として多重性又は多様性及び独立性を確保する。

ただし、長期間にわたって機能が要求される静的機器において、その故障の発生確率が極めて小さいことを合理的に説明できること、又はその故障を仮定しても他の系統を用いて当該機能を代替できることを安全解析等によって確認できること、あるいはその故障が想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない時間内に除去若しくは修復ができることを確認した場合は、単一設計を採用する場合もある。

このように、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している系統についての安全確保の基本方針を図1に示す。

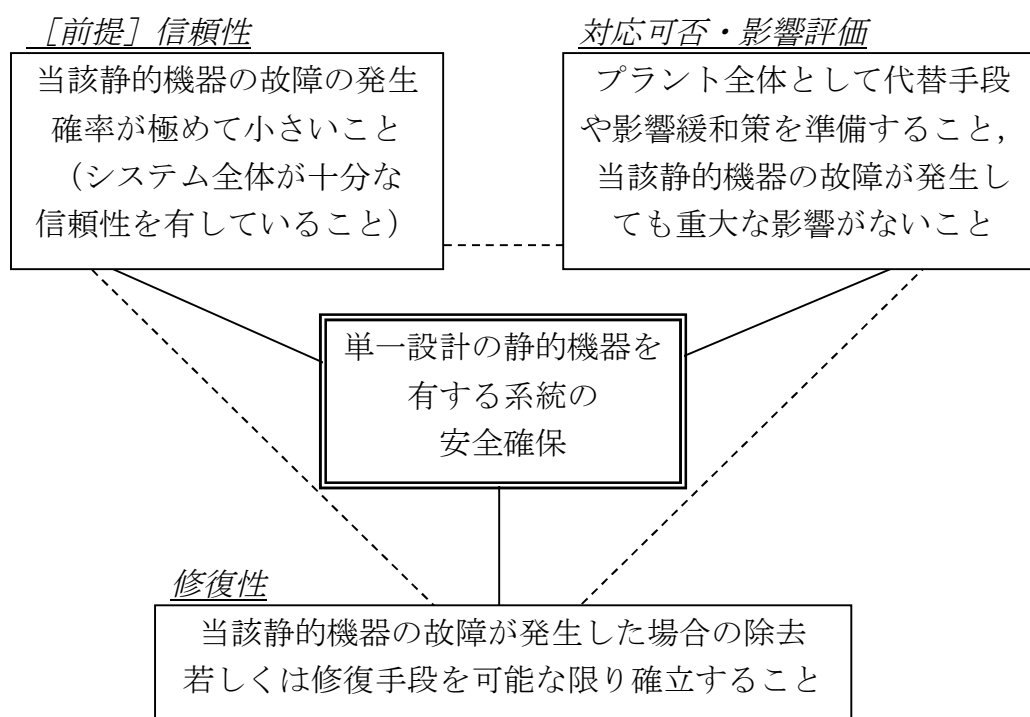


図1 単一設計の静的機器を有する系統の安全確保の基本方針

図1に示す通り、単一設計を採用する場合の前提は、上述の3条件のうち、その故障の発生確率が極めて小さいことを合理的に説明できることである。このとき、系統の特徴を鑑み、必要に応じてシステム全体の信頼性を定量的に評

価し、単一設計を採用してもシステム全体が十分な信頼性を有していることを確認する。

加えて、仮に静的機器の単一故障が発生した場合を想定し、深層防護の観点からプラント全体として代替手段や影響緩和策を準備するとともに、当該事象の影響度合いを評価し、重大な影響がないことを確認する。

さらに、仮に静的機器の単一故障が発生した場合に除去若しくは修復を行うことを想定し、除去若しくは修復が可能であればその手段を確立することで、可能な限り早期に機能を復旧させ、更なる安全性の確保に努めることとする。

2. 静的機器の単一故障

静的機器の単一故障に関する要求事項が明確となった設置許可基準規則第 12 条第 2 項に対する基準適合性を説明する。

2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所抽出

設置許可基準規則第 12 条の解釈において、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は以下の機能を有するものとされている。

- 一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能
 - ・ 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
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
 - ・ 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
 - ・ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能
 - ・ 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
 - ・ 格納容器の冷却機能
 - ・ 格納容器内の可燃性ガス制御機能
 - ・ 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
 - ・ 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
 - ・ 非常用の交流電源機能
 - ・ 非常用の直流電源機能
 - ・ 非常用の計測制御用直流電源機能
 - ・ 補機冷却機能
 - ・ 冷却用海水供給機能
 - ・ 原子炉制御室非常用換気空調機能

- ・ 圧縮空気供給機能
- 二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
 - ・ 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
 - ・ 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
 - ・ 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
 - ・ 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
 - ・ 事故時の炉心冷却状態の把握機能
 - ・ 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
 - ・ 事故時のプラント操作のための情報の把握機能

また、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。

- 4 第 2 項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。
- 5 第 2 項について、短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

これらの要求により、重要度の特に高い安全機能を有する系統のうち、長期

間（24 時間以上もしくは運転モード切替え以降）にわたって機能が要求される静的機器についての単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となったため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において、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）に示される安全施設の中から各安全機能を担保する系統を抽出し、多重性又は多様性及び独立性の確保について整理した。なお、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）を参考とした。あわせて、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系が全て含まれていることを確認した。各安全機能を担保する系統の抽出結果を添付 1 に、整理結果を添付 2 に、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系の確認結果を添付 3 に示す。

なお、設置許可基準規則第 2 条において、多重性、多様性、独立性は以下の通り定義されている。

- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

添付 2 の整理結果に基づき、安全機能を担保する系統が単一の種類の系統であり、かつ単一設計箇所を有するために多重性又は多様性の確保についての基準適合性に関する更なる検討が必要な系統を抽出した結果、以下の 4 系統が抽出された。

- | | |
|-----------------|--------------------|
| (1) 非常用ガス処理系 | (単一設計箇所：配管及びフィルタ) |
| (2) 格納容器スプレイ冷却系 | (単一設計箇所：スプレイ管) |
| (3) 可燃性ガス濃度制御系 | (単一設計箇所：配管) |
| (4) 中央制御室換気空調系 | (単一設計箇所：ダクト及びフィルタ) |

同様に添付 2 の整理結果から、これらの系統はいずれも長期間にわたって機能が要求されるため、原則として静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要な系統となることを確認した。

このうち、(3) 可燃性ガス濃度制御系については、検討の結果、単一設計箇所である配管を二重化することとしたため、多重性を確保した系統となり、設置許可基準規則に適合することを確認した。検討結果を添付 4 に示す。

残る (1) (2) (4) の系統について、設置許可基準規則第 12 条の解釈において静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている下記の 3 条件のいずれに該当するかを整理した。

- ① 想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合
- ③ 単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合

その結果、下記の通り、①～③のいずれかに該当するため、設置許可基準規則に適合することを確認した。

- | | |
|-----------------|--------|
| (1) 非常用ガス処理系 | : ①, ② |
| (2) 格納容器スプレイ冷却系 | : ②, ③ |
| (4) 中央制御室換気空調系 | : ①, ② |

詳細を 2.2 以降で示す。

2.2 非常用ガス処理系

2.2.1 安全確保方針に基づく検討結果

(1) 設備概要

非常用ガス処理系は、事故時の格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を有する系統である。非常用ガス処理系の系統概略図を図2に示す。

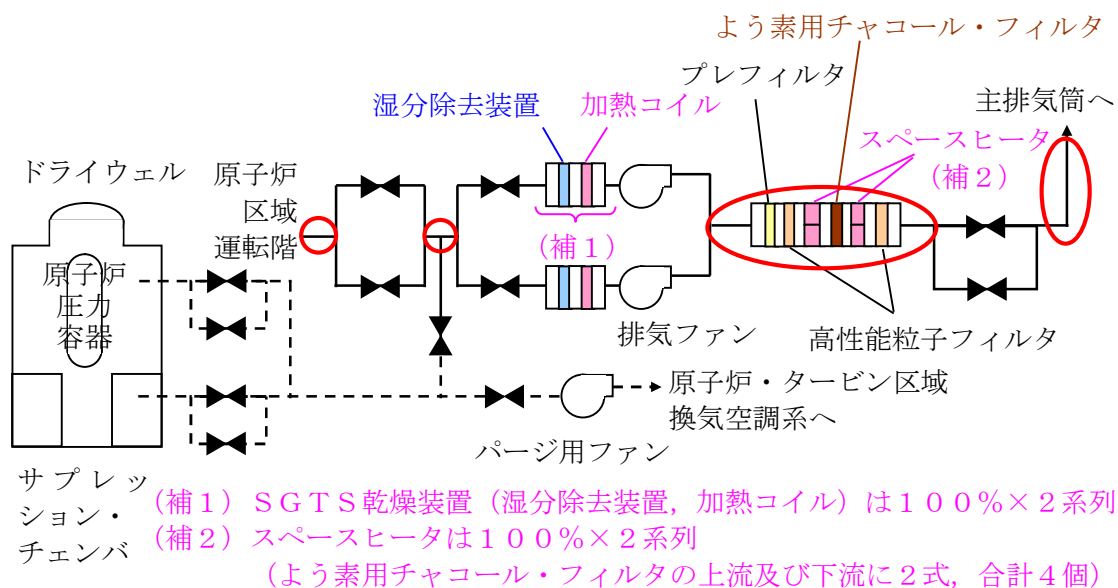


図2 非常用ガス処理系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 静的機器の単一故障の発生の可能性

図2に示す通り、非常用ガス処理系の動的機器である弁・乾燥装置（湿分除去装置・加熱コイル）・排気ファン・スペースヒータは全て二重化しており、配管の一部とフィルタユニット（スペースヒータ除く）が単一設計となっている。これらの設備について、事故時の格納容器内又は放射性物質（FP）が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中のFPの濃度低減機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表2に示す。

表2 非常用ガス処理系 機能達成に必要な項目別の整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体 移送	配管	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	排気 ファン 弁	有				
F P 除 去	フィルタ ユニット (よう素 用チャコ ール・フ ィルタ)	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	湿分	湿分除去 装置	有
					加熱コイ ル	有
					スペース ヒータ	有
				異物 (d)	プレフィ ルタ	無
高性能粒 子フィル タ	無					

表2の結果から、

- (a) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの腐食による破損
- (b) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの外力による破損
- (c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞
- (d) フィルタユニットの異物による閉塞

の発生可能性についての検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所材質・塗装有無・内部流体（通常時、設計基準事故時）・設置場所を表3に示す。

表3 非常用ガス処理系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		配管	フィルタ ユニット	配管	フィルタ ユニット
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有（錆止め） （外面）	有 （外面）	有（錆止め） （外面）	有 （外面）
内部 流体	通常時	屋内空気	屋内空気	屋内空気	屋内空気
	事故時	[乾燥装置上流] 湿分の多い空気（放射性物質（F P）含む） [乾燥装置下流] 乾燥した空気（F P含む）	乾燥した空気（F P含む）	[乾燥装置上流] 湿分の多い空気（放射性物質（F P）含む） [乾燥装置下流] 乾燥した空気（F P含む）	乾燥した空気（F P含む）
設置場所		屋内	屋内	屋内	屋内

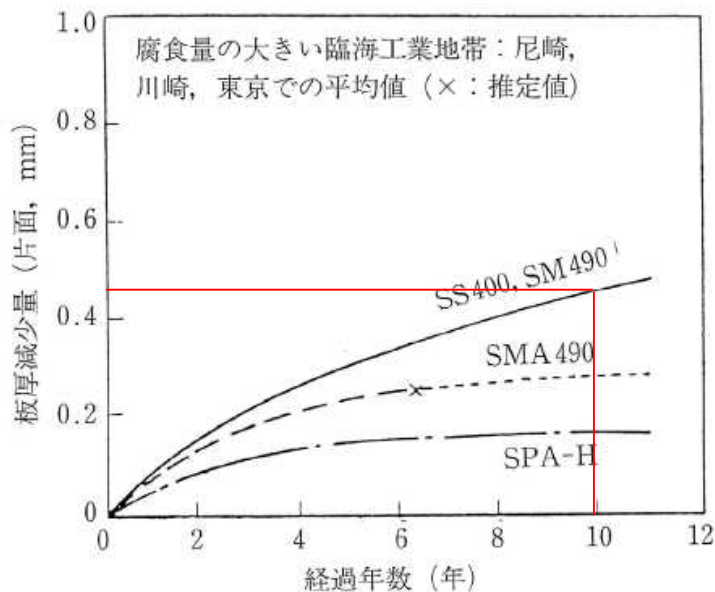
表3の通り、通常時の内部流体は屋内空気である。従って、内部流体の特性から、通常時に

- (a) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの腐食による破損
- (c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞
- (d) フィルタユニットの異物による閉塞

が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これは、(a)については図3に示す鋼材の大気暴露試験結果から腐食量が非常に少ないことを確認できているため、(c) (d)については閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することを設計の前提条件としているためである。

これらの結果は、表4に示す点検実績からも明らかである。



経過年数 10 年で板厚の減少量は 0.5mm 弱であり，経過年数 40 年を想定した場合でも 2mm 程度と推定できる。
 (非常用ガス処理系 最小板厚 7mm 強)

従って，大気環境下で腐食による故障が発生することは考えられない。

図3 普通鋼および耐候性鋼の暴露試験結果
 (出典：腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会)

表4 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉 非常用ガス処理系
 点検実績

	点検時期及び頻度	点検内容	点検結果
配管	中越沖地震後点検	外観点検	異常なし
フィルタユニット	定期検査 (毎定検)	外観点検 (腐食，フィルタの破損がないこと)	これまでの点検において異常は確認されていない

また，当該系統は耐震Sクラスであり，耐震計算を行って設計している。そのため，設計基準の範疇において，地震によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

津波については，設計基準の範疇において，建屋内の当該系統構成機器まで到達することはない。そのため，津波によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

地震・津波以外の外部事象（風（台風含む），竜巻，積雪，低温，落雷，火山，降水，外部火災）については，当該系統は防護対象ではないと整理しているが，設計基準の範疇において，建屋内の当該系統構成機器まで影響を及ぼすことは考えられない。そのため，地震・津波以外の外部事象によって

破損が発生する可能性は極めて小さい。

従って、

(b) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの外力による破損
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

事故時においても、内部流体は空気であるが、湿分とF Pを多く含む点が異なる。

湿分については、表2に示した通り、多重化した乾燥装置（湿分除去装置・加熱コイル）を設置している。これらの設備によって、直径数 μm の水滴を99%以上除去したうえで、相対湿度を70%以下にしているため、乾燥装置下流では湿分の影響はない。加えて、多重化したスペースヒータを設置して相対湿度を70%以下に保持し、フィルタユニットにおける湿分の影響を極力排除している。

一方、乾燥装置上流は湿分の多い空気であるが、非常用ガス処理系の機能に期待する設計基準事故の実効放出継続時間は最大でも360時間と限定的であり、当該事故期間中に腐食による配管の破損が発生する可能性は極めて小さい。

また、系統を通過するF P（希ガス、よう素等）については、気体または揮発性の高い物質であるため、物質の特性から、フィルタ閉塞の原因となる可能性は極めて小さい。

粒子状F Pについても、事故時に想定される通過量が非常に少ないことから、フィルタ閉塞の原因となる可能性は極めて小さい。

従って、事故時も通常時と同様に、

(a) 単一設計となっている一部の配管及びフィルタユニットの腐食による破損
(c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞
(d) フィルタユニットの異物による閉塞
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

一方、ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー）及びBWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会、電気事業連合会において共有している過去の故障事例を確認しても、当該単一設計箇所において該当する機器のトラブル事例はない。加えて、福島第二原子力発電所において東北地方太平洋沖地震後に以下の通り長期間連続運転を行っているものの、い

ずれの号機においても故障は発生していないという実績がある。

福島第二原子力発電所 1号炉：約4ヶ月連続運転（B系統）
2号炉：1週間毎に切替運転
（両系統とも約1週間連続運転）
3号炉：1週間毎に切替運転（同上）
4号炉：1週間毎に切替運転（同上）

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これらの評価結果は、有限責任中間法人 日本原子力技術協会（現 原子力安全推進協会）が2009年にとりまとめた「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21ヵ年データ）時間故障率（平均値）にて、

配管（3インチ未満）：リーク	6.6×10^{-10} [h] ^{※1}
配管（3インチ以上）：リーク	1.0×10^{-9} [h] ^{※1}
※1 機器，材質変更箇所や分岐によって区分される 1セクション間当たりの故障率	
ファン／ブローア	：起動失敗 1.3×10^{-7} [h]
	継続運転失敗 6.0×10^{-7} [h]

と整理されており、静的機器である配管の故障発生確率が、動的機器であるファン／ブローアの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。これらのデータを用いてシステム全体の信頼性を評価した結果を添付5に示す。

なお、上記配管故障率データは内部流体が液体のものであり、内部流体が気体である非常用ガス処理系においては、より小さい故障発生確率になると推測できる。

また、この知見は米国においても同様であり、NUREG/CR-6928「Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants」においては、

Pipe Non-Emergency service water (Mean)

external leak small : 2.53×10^{-10} [/h-ft]^{※2}

external leak large : 2.53×10^{-11} [/h-ft]^{※2}

※2 単位時間・単位長さあたりの故障率

Fan (Standby) (Mean)

fail to run for 1 hour of operation : 1.91×10^{-3} [/h]

fail to run after 1 hour of operation : 1.11×10^{-4} [/h]

と整理されているほか、EPRI TR-3002000079「Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments : Revision 3」においても、



とされている。

一方、石油・ガスの海洋施設の設備に関する信頼性データベースである OREDA (Offshore Reliability Data) においても、



と整理されており、この知見とも整合する。

なお、ドイツの PRA データベースである ZEDB や、スウェーデン及びフィンランドの PRA データベースである T-book においては、



ことを確認している。

このように、国内外の知見としても、静的機器の故障の発生の可能性は極めて小さく、系統全体の信頼性の支配的な要因にはならないと整理されていることを確認している。

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a)～(d)の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

仮にフィルタユニットの閉塞等の静的機器の単一故障が発生した場合を想定し、これによって非常用ガス処理系が使用できなくなった場合、第3層設備の1つが使用不可となるため、深層防護の観点から、第4層設備も含めてプラント全体として対応可能か否かを検討した。

設計基準事故の中で非常用ガス処理系の機能に期待しているのは、格納容器内にて発生したF Pが格納容器外に漏れ出る事象である原子炉冷却材喪失時である。このとき、非常用ガス処理系が使用不可となれば、耐圧強化ベント系（サプレッション・チェンバの排気ラインを使用する場合）や格納容器圧力逃がし装置を用いることで、格納容器内のF Pを直接濃度低減しつつ格納容器外に放出することができる。

また、設計基準事故の中では、原子炉区域運転階にてF Pが発生する燃料集合体の落下時にも非常用ガス処理系の機能に期待している。この事故は原子炉の燃料交換時に発生することを想定しているため、外部電源が健全な状態であると整理できる。このとき、非常用ガス処理系が使用不可となれば、原子炉・タービン区域換気空調系を用いることで、主排気筒を通じてF Pを含む空気を高所から放出することができる。これにより、周辺公衆への影響を低減することができる。

以上の通り、深層防護の観点から見たとき、非常用ガス処理系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能である。

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

(3)の通り、深層防護の観点からは非常用ガス処理系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能であるが、仮に事故発生から24時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった後はそのままF Pを地上放散したと仮定して、その影響度合いを確認した。

なお、このような状態は、発生の可能性が極めて小さいと評価できる単一故障をあえて想定した状態であるため、設計基準の範疇を超えるものであると評価できるが、影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

原子炉冷却材喪失時，格納容器の漏えい率に従って原子炉区域内に漏れ出したF Pは，事故発生から24時間までの間は非常用ガス処理系によって処理し，非常用ガス処理系の排気口から放出する。一方，24時間後以降は原子炉区域内から原子炉区域外に漏えいして地上放散すると仮定する。

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを表5に示す。

表5 非常用ガス処理系故障時影響評価条件（LOCA，変更点）

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24時間：0.5回/d（非常用ガス処理系） 24時間以降：0.5回/d（建屋漏えい）
よう素除去効率	0～24時間：99.99%（非常用ガス処理系） 24時間以降：0%（－）
実効放出継続時間	0～24時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 相対濃度 χ/Q [s/m ³]：10時間 相対線量 D/Q [Gy/Bq]：10時間 24時間以降（地上放散） χ/Q [s/m ³]：350時間 D/Q [Gy/Bq]：200時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件 (気象データは変更なし ^{※3} (1985年10月～1986年9月))	0～24時間（非常用ガス処理系の排気口放出） χ/Q [s/m ³]：6号炉 2.5×10^{-6} 7号炉 2.1×10^{-6} D/Q [Gy/Bq]：6号炉 1.0×10^{-19} 7号炉 8.9×10^{-20} 24時間以降（地上放散） χ/Q [s/m ³]：6号炉 7.2×10^{-6} 7号炉 5.6×10^{-6} D/Q [Gy/Bq]：6号炉 1.1×10^{-19} 7号炉 9.8×10^{-20}

※3 気象データの代表性については添付5に示す。

以上の条件を用いて評価した結果，敷地境界外の実効線量は6号炉では約 4.3×10^{-3} mSv，7号炉では約 3.4×10^{-3} mSv となった。

また，原子炉区域運転階にてF Pが発生する燃料集合体の落下時にも非常用ガス処理系の機能に期待していることから，仮に燃料集合体の落下から24

時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった場合の影響度合いをあわせて確認した。

原子炉停止から 3 日後の原子炉の燃料交換時に発生することを想定している燃料集合体の落下時，原子炉区域運転階に発生した F P は，事故発生から 24 時間までの間は非常用ガス処理系によって処理し，非常用ガス処理系の排気口から放出する。一方，24 時間後以降は原子炉区域内から原子炉区域外に漏えいして地上放散すると仮定する。

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを表 6 に示す。

表 6 非常用ガス処理系故障時影響評価条件 (F H A, 変更点)

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降：0.5 回/d (建屋漏えい)
よう素除去効率	0～24 時間：99.99% (非常用ガス処理系) 24 時間以降：0% (—)
実効放出継続時間	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) $\chi / Q [s/m^3]$: 10 時間 $D / Q [Gy/Bq]$: 10 時間 24 時間以降 (地上放散) $\chi / Q [s/m^3]$: 40 時間 $D / Q [Gy/Bq]$: 30 時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件 (気象データは変更なし ^{※3} (1985 年 10 月～1986 年 9 月))	0～24 時間 (非常用ガス処理系の排気口放出) $\chi / Q [s/m^3]$: 6 号炉 2.5×10^{-6} 7 号炉 2.1×10^{-6} $D / Q [Gy/Bq]$: 6 号炉 1.0×10^{-19} 7 号炉 8.9×10^{-20} 24 時間以降 (地上放散) $\chi / Q [s/m^3]$: 6 号炉 1.3×10^{-5} 7 号炉 9.9×10^{-6} $D / Q [Gy/Bq]$: 6 号炉 2.5×10^{-19} 7 号炉 2.2×10^{-19}
呼吸率	5.16[m ³ /d] (事故全体としての実効放出継続時間が 24 時間以上であるため，呼吸率は小児の 1 日平均の呼吸率を使用)

以上の条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 $4.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、7 号炉では約 $3.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となった。

以上の通り、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(5) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

(3) の通り、深層防護の観点からは非常用ガス処理系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能であるが、仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所の修復が可能か否かを確認した。

なお、上記単一故障発生時、プラントは既に停止状態にあり、本修復はあくまでも応急処置として実施するものである。事故収束後に、技術基準に適合する修復を改めて実施する。

①故障の想定

非常用ガス処理系において単一設計を採用している静的機器である配管及びフィルタユニットについて、表 2 に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

ただし、(2) の通り、配管閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することから、配管閉塞は想定不要とした。

また、破損の規模としては、構造及び運転条件等から瞬時に全周破断に至ることは考えにくいいため、配管及びフィルタユニットについて亀裂やピンホール等によるリークの発生を損傷モードとして想定する。ただし、配管については、損傷モードを保守的に考え、全周破断についても想定する。

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

- ・配管破損（リーク発生、全周破断）
- ・フィルタユニット破損（リーク発生）
- ・フィルタユニット閉塞

②配管破損（リーク発生、全周破断）時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用している配管を図 4 に示す。

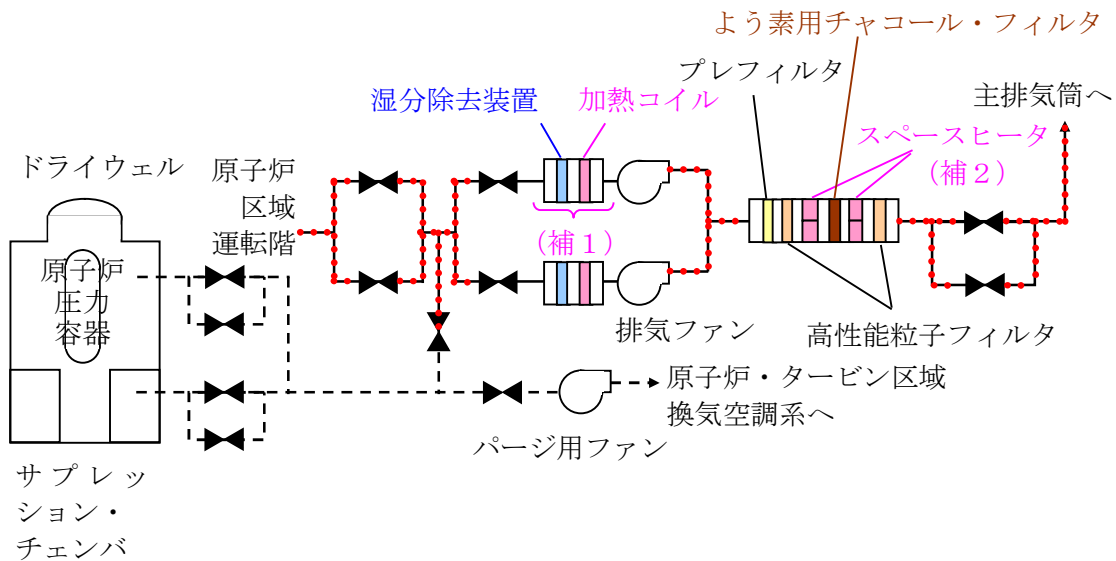


図4 非常用ガス処理系配管のうち単一設計箇所

図4に示す単一設計箇所のうち、排気ファンより上流側で配管破損が発生した場合は、原子炉建屋原子炉区域内からの給気が維持されるため、非常用ガス処理系の機能も維持されることから、修復は不要である。

また、フィルタユニットより下流側でかつ原子炉建屋原子炉区域外に出た後で配管破損が発生した場合は、原子炉建屋原子炉区域内からの給気及びフィルタユニットによるFPの濃度低減機能が維持されることから、同様に当該機能復旧のための修復は不要である。なお、この場合、放出高さが低所側に変化することとなるが、その影響は(4)の影響度合いに包絡される。

以上から、排気ファン下流側かつ原子炉建屋原子炉区域内の配管にリークあるいは全周破断が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 修復作業性

非常用ガス処理系の単一設計箇所の配管については、単一故障で損傷した場合は配管直管部、及び、壁貫通部、エルボ部、ティ継手部の配管破損箇所に応じた修復が可能である。配管の修復方法としては、損傷モードによって柔軟に対応できるように、ベロメタル補修、ホースバンド固定、耐圧ホース取付け等の複数の方法を準備している。配管の損傷を確認後、現場状況、損傷状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。

以下に、損傷状況に応じた方法の例として、「(a) 配管部にピンホール・亀裂が生じた場合」、「(b) 配管が全周破断した場合」について、

それぞれ修復方法を示す。

(a) 配管部にピンホール・亀裂が生じた場合
(補修方法の例)

配管部にピンホール・亀裂が生じた場合は、損傷部にベロメタル補修を実施することが妥当と考えている。作業方法は、図5に示すイメージの通り、配管破断位置を確認後に、破断位置についてガラスクロステープ等のテープ類を巻き付けて固定し、そのテープの上からベロメタルを塗り、硬化させることで配管破断部を埋め、配管機能を修復する方法である。図6に、小口径配管でのベロメタル補修の例を示す。

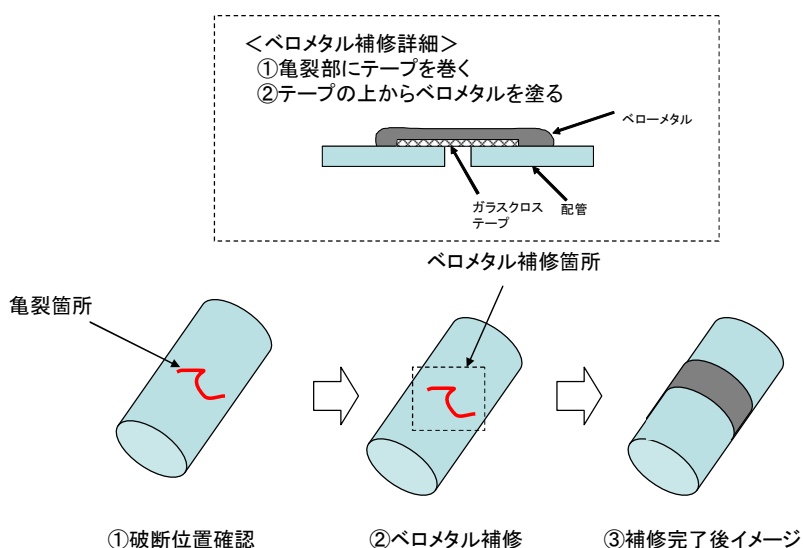


図5 ベロメタル補修の作業方法



図6 ベロメタル補修の例示

(修復方法の妥当性)

ベロメタル補修については一般的な配管補修方法であるため、配管機能を修復する方法として妥当と判断している。しかしながら、更なる知見拡充として、修復方法の妥当性を、モックアップ試験によって確認することも計画しているところである。図7にモックアップ試験の計画概要を示しているが、損傷した配管をベロメタル補修し、その後に耐圧試験を行い試験圧力に耐えられることを確認することを計画している。

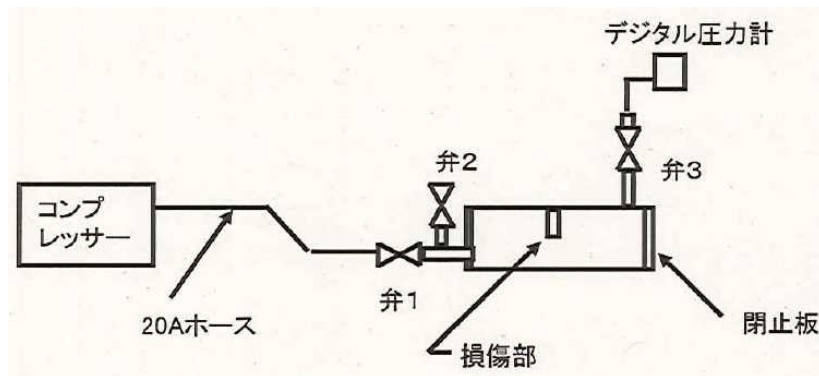


図7 ベロメタル補修のモックアップ試験計画概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を表7に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始1日目は、主に足場組立作業を実施し、ベロメタル補修作業のための環境を整える。2日目でベロメタル補修作業を行い、ベロメタル硬化を待つ。その後、漏えい確認を実施し修復作業を完了させる作業工程を考えている。

表7 亀裂補修時の作業工程の概略予定

作業開始からの日数	1日	2日	3日	4日
(1)亀裂補修				
・作業準備	■			
・足場組立		■		
・亀裂補修		■		
・補修材養生期間			■	
・漏えい確認			■	

(作業訓練)

ベロメタル補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に、当社社員で対応できるよう訓練を実施する計画を検討している。本作業に必要な訓練は、表7の作業工程でも示す通り足場組立作業とベロメタル補修作業であり、これらの作業について訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。修復作業訓練のうち、当社社員による足場組立の例を図8に示す。



図8 非常用ガス処理系 足場組立の例

(ただし、本訓練は直営力向上のために足場組立作業そのものの訓練を行ったものであるため、屋外の写真となっている。)

(b) 配管が全周破断した場合
(補修方法の例)

配管が全周破断した場合は、破断・損傷部を切断・撤去し、その間に耐圧ホースを取付ける「耐圧ホース取付補修」を実施することが妥当と考えている。作業方法は図9で直管部、エルボ部、ティ継手部がそれぞれ破断した場合について図示しているが、破断位置確認後、その破断面等の損傷部を配管切断装置等で切断し、切断したスペースに耐圧ホースをホースバンド等で取付けることで配管機能を修復する方法である。

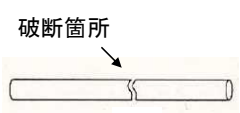
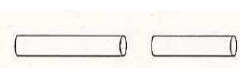
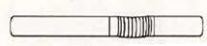
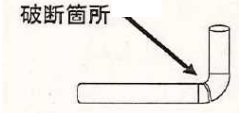
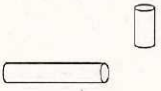
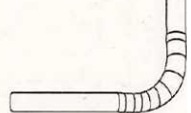
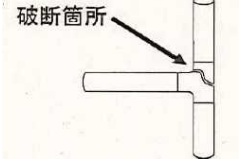
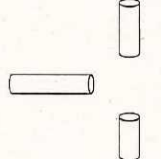
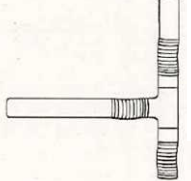
損傷位置	①破断位置確認	②損傷部を撤去 (配管切断作業)	③耐圧ホース取付 (ホースバンド等で取付)
直管部			
エルボ部			
ティ継手部			

図9 耐圧ホース取付補修イメージ

(修復方法の妥当性)

耐圧ホース取付補修作業は、非常用ガス処理系配管の系統設計圧力、温度に応じた耐圧ホースを選定するため、配管機能を修復する方法として妥当と判断している。しかしながら、更なる知見拡充として、修復方法の妥当性を、モックアップ試験によって確認することも計画しているところである。図10にモックアップ試験の計画概要を示しているが、損傷した配管を耐圧ホース取付により補修し、その後に耐圧試験を行い、問題ないことを確認することを計画している。

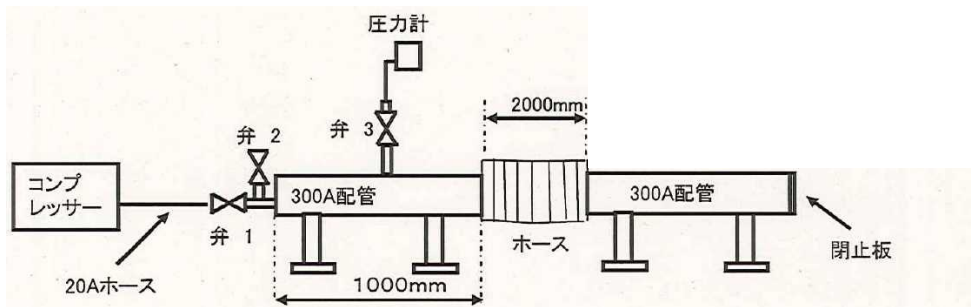


図10 耐圧ホース取付補修のモックアップ試験計画概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を表8に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始1日目は、主に足場組立作業を実施し、耐圧ホース取付補修作業のための環境を整える。2日目で損傷配管の切断及び干渉物撤去等を行い、3日目に耐圧ホースを取付け、漏えい確認を実施し修復作業を完了させる作業工程を考えている。

表8 全周破断時の作業工程の概略予定

作業開始からの日数	1日	2日	3日	4日
(2)全周破断補修				
・作業準備	■			
・足場組立		■		
・配管切断、干渉物撤去等		■		
・ホース取付			■	
・漏えい確認				■

(作業訓練)

耐圧ホース取付補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に、当社社員で対応できるよう訓練を実施する計画を検討している。本作業に必要な訓練は、表8の作業工程でも示す通り足場組立作業、配管切断作業、ホース取付作業等であり、これらの作業について訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、原子炉建屋原子炉区域内のFPによる被ばくに加えて、

フィルタに捕集されたF Pからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。このとき、原子炉建屋原子炉区域内は一定のF P濃度と考えると、(4)で示した設計基準事故(原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下)時において、作業員の被ばくの観点から最も過酷な条件となるのは、フィルタユニットを設置している部屋(S G T S室)での修復作業となることから、S G T S室における線量率の評価を実施した。

原子炉冷却材喪失時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを表9に、評価結果を表10に示す。

表9 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(L O C A, 変更点)

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0~24時間: 0.5回/d (非常用ガス処理系) 24時間以降: 0回/d (-)
よう素除去効率	0~24時間: 99.99% (内外部被ばく評価時) 100% (直接線評価時) 24時間以降: 0% (-)
修復作業開始時間	単一故障発生(24時間)時点
修復作業エリア容積	980[m ³] (S G T S室)
直接線評価点	フィルタ表面から1m
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131: 2.0×10^{-5} mSv/Bq I-132: 3.1×10^{-7} mSv/Bq I-133: 4.0×10^{-6} mSv/Bq I-134: 1.5×10^{-7} mSv/Bq I-135: 9.2×10^{-7} mSv/Bq
呼吸率	1.2m ³ /h (成人活動時の呼吸率)
マスクによる防護係数	DF1000

表10 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価結果 (LOCA)

被ばく経路	線量率(mSv/h)
原子炉建屋原子炉区域内F P 内部被ばく	約 4.4×10^{-3}
原子炉建屋原子炉区域内F P 外部被ばく	約 6.8×10^{-3}
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 6.0×10^{-1}
合計	約 6.1×10^{-1}

作業員1人当たりの作業時間を8時間とすると、表10より原子炉冷却材喪失時の配管修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約4.9mSvとなり、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、修復可能であることを確認した。

このとき、修復作業が3日間で完了すると仮定すると、(4)表5の条件で評価した総放出量のうち、希ガス約62%、よう素約81%が修復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス処理系の排気口放出に変わることとなる。その結果、大気拡散条件を表5の放出位置毎の値の通りとすると、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 8.6×10^{-4} mSv、7号炉では約 6.7×10^{-4} mSvとなり、修復作業によって実効線量が約5分の1になることを確認した。

また、燃料集合体の落下時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを表11に、評価結果を表12に示す。

表 1 1 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(FHA, 変更点)

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間 : 0.5 回/d (非常用ガス処理系) 24 時間以降 : 0 回/d (—)
よう素除去効率	0~24 時間 : 99.99% (内外部被ばく評価時) 100% (直接線評価時) 24 時間以降 : 0% (—)
修復作業開始時間	単一故障発生 (24 時間) から 30 日後時点
修復作業エリア容積	980[m ³] (SGTS室)
直接線評価点	フィルタ表面から 1m
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して, 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-5} mSv/Bq I-132 : 3.1×10^{-7} mSv/Bq I-133 : 4.0×10^{-6} mSv/Bq I-134 : 1.5×10^{-7} mSv/Bq I-135 : 9.2×10^{-7} mSv/Bq
呼吸率	1.2m ³ /h (成人活動時の呼吸率)
マスクによる防護係数	DF1000

表 1 2 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価結果 (FHA)

被ばく経路	線量率(mSv/h)
原子炉建屋原子炉区域内FP 内部被ばく	約 6.6×10^{-2}
原子炉建屋原子炉区域内FP 外部被ばく	約 8.3×10^{-2}
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 7.3
合計	約 7.4

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると, 表 1 2 より燃料集合体の落下時のダクト修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり, 緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても, 修復可能であることを確認した。

このとき, 修復作業が 3 日間で完了すると仮定すると, (4) 表 6 の条件で評価した総放出量のうち, 希ガス約 0.00000005%, よう素約 0.0000004% が修復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス

処理系の排気口放出に変わる事となる。その結果、大気拡散条件を表6の放出位置毎の値の通りとすると、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 $4.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、7号炉では約 $3.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、修復作業を行っても実効線量はほぼ変わらないことを確認した。

以上から、(4)で示した設計基準事故(原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下)時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統配管の破損により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

③ フィルタユニット破損(リーク発生)時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用しているフィルタユニットを図11に示す。

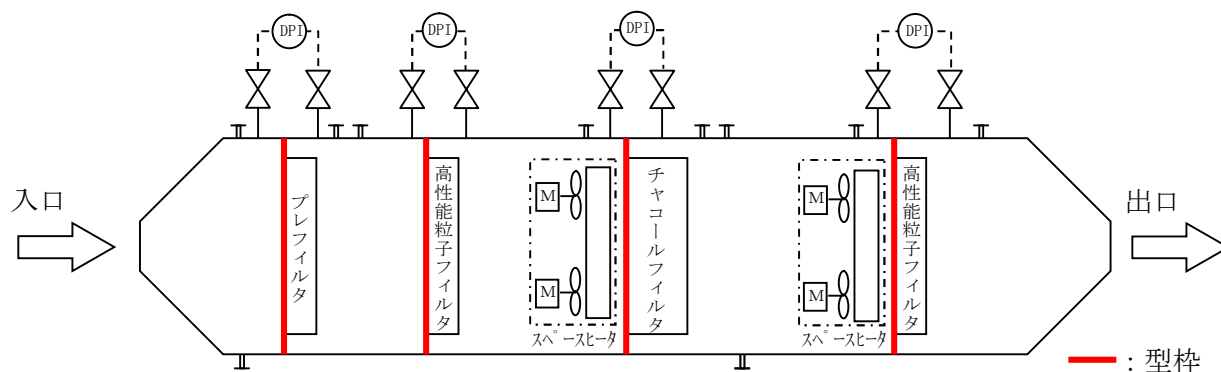


図11 非常用ガス処理系フィルタユニット

図11に示すフィルタユニットにリークが発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 修復作業性

フィルタユニットの破損に対する修復は、配管破損に対する修復と同様に、ベロメタル等による方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。イメージを図12に示す。

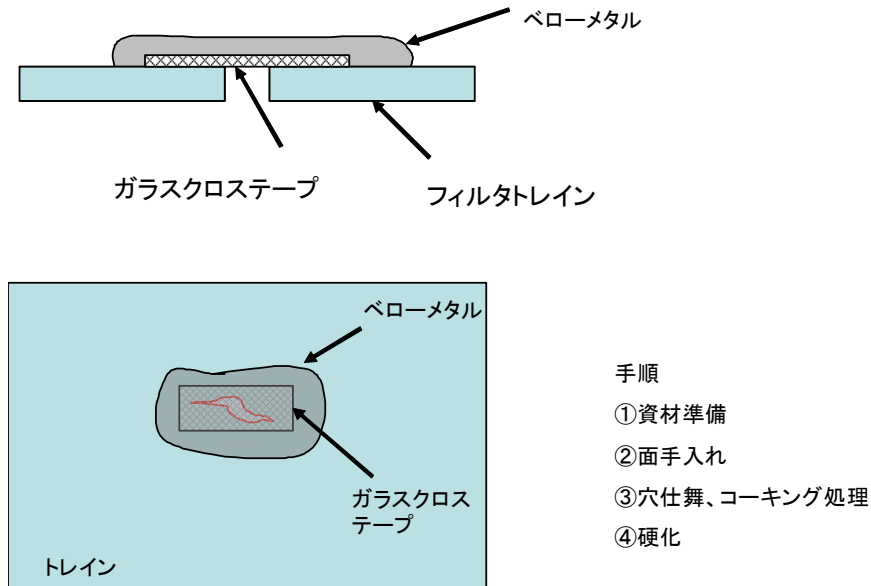


図12 フィルタユニットのベロメタル補修イメージ

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、表10及び表12となる。

作業員1人当たりの作業時間を8時間とすると、表10より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約4.9mSvとなり、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、修復可能であることを確認した。

また、表12より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約59mSvとなり、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(4)で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下）時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統フィルタユニットの破損（リーク発生）により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

④フィルタユニット閉塞時の修復可能性

図1-1に示すフィルタユニットに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 修復作業性

フィルタユニット閉塞時に対する修復箇所として、チャコールフィルタ、プレフィルタ、高性能フィルタがある。それらフィルタ交換作業のうち、最も時間を要するチャコールフィルタ取替作業を代表として、以下に手順を示す。

i. 作業準備（修復資機材運搬等）

フィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としており、台車等で運搬可能である。チャコール充填排出装置は非常用ガス処理系フィルタ装置室内で保管しており運搬不要である。

ii. チャコール充填用足場設置

iii. 充填排出装置設置

iv. フィルタユニット開放

v. 既設チャコール排出

vi. 新チャコール充填

vii. フィルタユニット復旧

チャコールフィルタの取り替えについては、検知後、3日間で可能である。（内訳：i ii iii 1日，iv v 1日，vi vii 1日，計3日間）

チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業（v）のイメージを図1-3に、チャコールフィルタ活性炭充填作業（vi）のイメージを図1-4に示す。

修復作業については、協力企業にて取替実績もあり施工手順も配備され

ている。

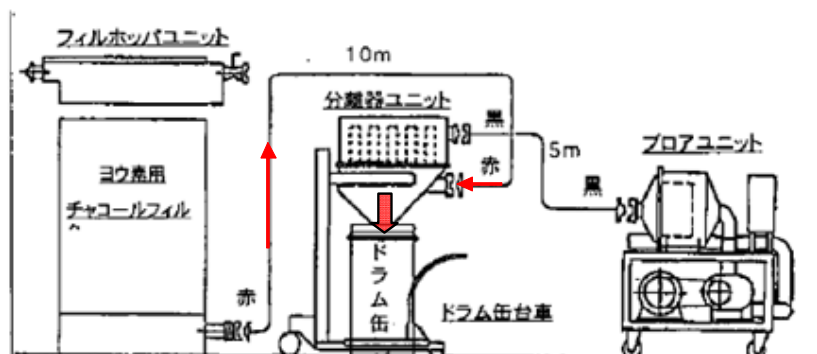


図 1 3 チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業

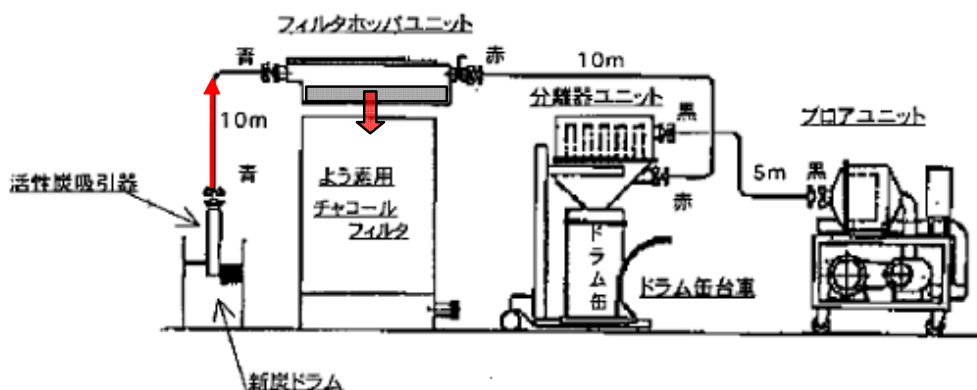


図 1 4 チャコールフィルタ活性炭充填作業

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、表 1 0 及び表 1 2 となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 1 0 より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

また、表 1 2 より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(4) で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失，燃料集合体の落下）時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統フィルタユニットの閉塞により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような閉塞については、各フィルタ差圧の傾向を確認することで位置を特定可能と考えている。

(6) 検討結果

(2) ～ (5) の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している非常用ガス処理系について、1.3 の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

2.2.2 基準適合性

2.2.1 (2) の通り、非常用ガス処理系の静的機器のうち単一設計を採用している配管及びフィルタにおいて、単一故障の発生の可能性は合理的に見て極めて小さいことを確認した。従って、2.1 の通り、設置許可基準規則第 12 条の解釈において静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

②単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合に該当する。

また、2.2.1 (5) の通り、同配管及びフィルタにおいて、非常用ガス処理系の機能に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、修復が可能であることを確認した。従って、同様に静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

①想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合に該当する。

以上から、非常用ガス処理系は設置許可基準規則に適合する。

2.3 格納容器スプレイ冷却系

2.3.1 安全確保方針に基づく検討結果

(1) 設備概要

格納容器スプレイ冷却系は、残留熱除去系のうち2系統が有する格納容器スプレイ冷却モードとしての機能であり、事故時の格納容器の冷却機能を有する系統である。

格納容器スプレイ冷却系の系統概略図を図15に示す。

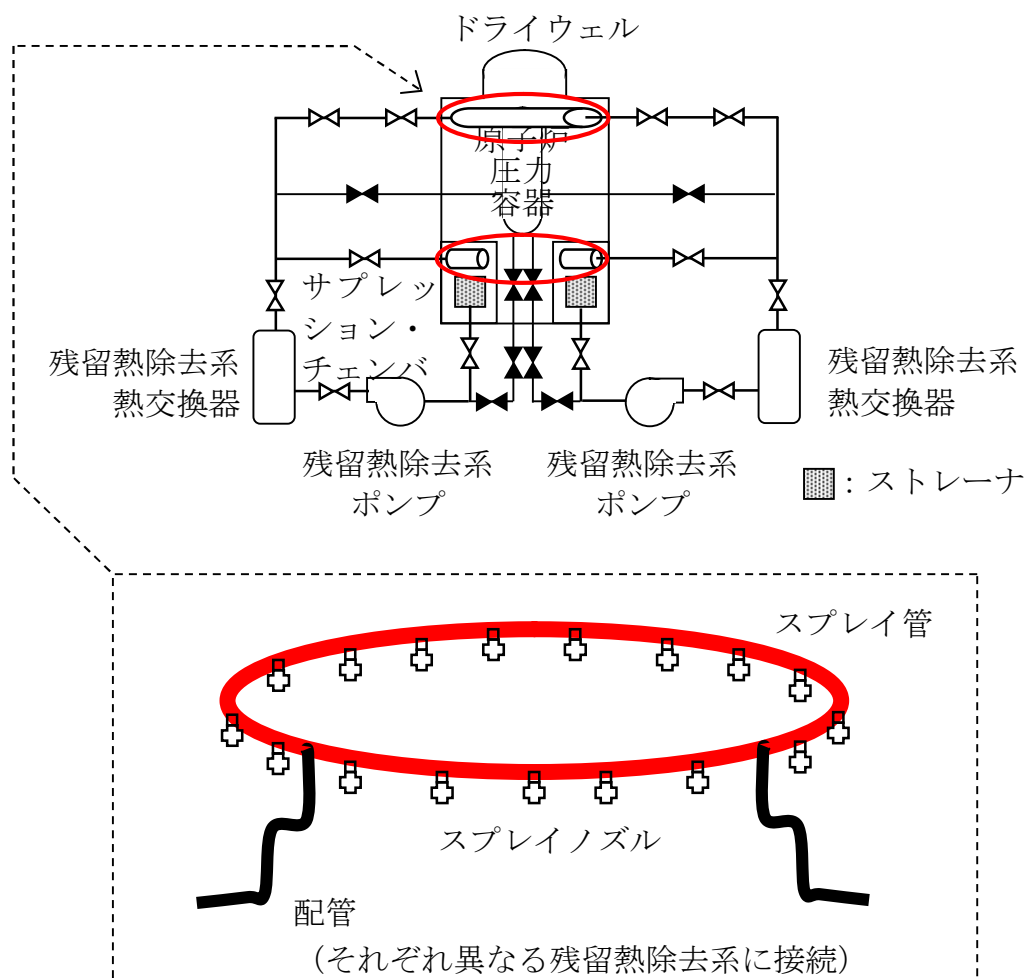


図15 格納容器スプレイ冷却系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 静的機器の単一故障の発生の可能性

図15に示す通り、格納容器スプレイ冷却系の動的機器である残留熱除去系ポンプ・弁は全て二重化しており、スプレイ管（ドライウエル、サブプレッ

ション・チェンバ) が単一設計となっている。これらの設備について、事故時の格納容器の冷却機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表 1 3 に示す。

表 1 3 格納容器スプレイ冷却系 機能達成に必要な項目別の整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体 移送	配管	有				
	ポンプ	有				
	熱交換器	有				
	弁	有				
流体 放出	スプレイ 管 (ドラ イ ウェ ル)	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物	ストレー ナ	有
	スプレイ 管 (サブ レッシ ョン・チ ェンバ)	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物	ストレー ナ	有

表 1 3 の結果から、

(a) スプレイ管の腐食による破損

(b) スプレイ管の外力による破損

の発生可能性についての検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所の材質・塗装有無・内部流体（通常時、設計基準事故時）・設置場所を表 1 4 に示す。

表 1 4 格納容器スプレイ冷却系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		スプレイ管 (ドライウェル)	スプレイ管 (サブプレッ ション・チェン バ)	スプレイ管 (ドライウェ ル)	スプレイ管 (サブプレッシ ョン・チェン バ)
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)
内部 流体	通常時	窒素 (定検時は 室内空気)	窒素 (定検時は 室内空気) ただし定例試 験時 水 (サブレッ ション・プー ル水)	窒素 (定検時は 室内空気)	窒素 (定検時は 室内空気) ただし定例試 験時 水 (サブレッ ション・プー ル水)
	事故時	水 (サブレッ ション・プー ル水)	水 (サブレッ ション・プー ル水)	水 (サブレッ ション・プー ル水)	水 (サブレッ ション・プー ル水)
設置場所		原子炉格納容 器内	原子炉格納容 器内	原子炉格納容 器内	原子炉格納容 器内

表 1 4 の通り、通常時の内部流体は基本的に窒素である。従って、内部流体の特性から、通常時に

(a) スプレイ管の腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

なお、定期検査中の格納容器開放時の内部流体は屋内空気となるが、図 3 に示す鋼材の大気暴露試験結果から腐食量が非常に少ないことを確認できているため、同様に腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。(スプレイ管の呼び厚さは 8mm 以上)

また、スプレイ管 (サブプレッション・チェンバ) は定例試験において、水 (サブプレッション・プール水) を通水し、適切な流量が出ることを確認しているが、その時間は短時間であり、配管内部が腐食することは考えにくく、腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これは、表 1 5 に示す点検実績からも明らかである。

表 1 5 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 格納容器スプレイ冷却系
点検実績

	点検時期及び 頻度	点検内容	点検結果
スプレイ管（ドライ ウェル，サプレッシ ョン・チェンバ）	定期検査 （毎定検）	外観点検 （変形，腐食， 詰まりがない こと）	これまでの点 検において異 常は確認され ていない

また、当該系統は耐震 S クラスであり、耐震計算を行って設計している。そのため、設計基準の範疇において、地震によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

津波については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで到達することはない。そのため、津波によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

地震・津波以外の外部事象（風（台風含む）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山、降水、外部火災）については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで影響を及ぼすことは考えられない。そのため、地震・津波以外の外部事象によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

従って、

（b）スプレイ管の外力による破損
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

事故時においても、内部流体は水であるものの格納容器圧力、温度ともに 300 時間程度で静定し、その後は間欠的に格納容器の除熱を行うことで事象収束することから使用時間は限定的であるため、事故期間中に腐食によるスプレイ管の破損が発生する可能性は極めて小さい。従って、事故時も通常時と同様に、

（a）スプレイ管の腐食による破損
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

なお、表 1 3 に示した通り、事故時の閉塞による故障の発生の可能性については、吸込口にストレーナを設置し、かつ系統として二重化することで対応している。また、スプレイ管の閉塞を防止するために、吸込口のストレー

ナの孔径は最小通路サイズ(6号炉は格納容器スプレイ最小通路サイズ mm, 7号炉は残留熱除去系ポンプ付属サイクロンセパレータ入口オリフィス最小径 mm)以下の設計としている。

また, スプレイ管(サブプレッション・チェンバ)は定例試験において通水しており, 閉塞が発生していないことを確認する運用としている。

一方, ニューシア及びBWR事業者協議会(JBOG), 一般社団法人原子力安全推進協会, 電気事業連合会において共有している過去の故障事例を確認しても, 当該単一設計箇所該当する機器のトラブル事例はない。

従って, 運転実績からも, 故障が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これらの評価結果は, 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率(21ヵ年データ)時間故障率(平均値)にて,

配管(3インチ未満)	: リーク	6.6×10^{-10} [/h] ^{※1}
配管(3インチ以上)	: リーク	1.0×10^{-9} [/h] ^{※1}
電動ポンプ(非常用待機, 純水)	: 起動失敗	1.3×10^{-7} [/h]
電動ポンプ(常用運転, 純水)	: 継続運転失敗	1.1×10^{-6} [/h]

と整理されており, 静的機器である配管の故障発生確率が, 動的機器である電動ポンプの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。

また, この知見は米国においても同様であり, NUREG/CR-6928 においては,

Pipe Non-Emergency service water (Mean)

external leak small : 2.53×10^{-10} [/h-ft]^{※2}

external leak large : 2.53×10^{-11} [/h-ft]^{※2}

Motor-Driven Pump (Standby) (Mean)

fail to run for 1 hour of operation : 3.78×10^{-4} [/h]

fail to run after 1 hour of operation : 5.79×10^{-6} [/h]

と整理されているほか, EPRI TR-3002000079 においても,



とされている。

一方、OREDA においても、



と整理されており、この知見とも整合する。

なお、ドイツの PRA データベースである ZEDB や、スウェーデン及びフィンランドの PRA データベースである T-book においては、



ことを確認している。

このように、国内外の知見としても、静的機器の故障の発生の可能性は極めて小さく、系統全体の信頼性の支配的な要因にはならないと整理されていることを確認している。

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a)・(b)の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

仮にスプレイ管の閉塞が発生した場合においても、スプレイ管は円状に繋がっており、かつ流体を移送する二重化した系統は異なる箇所で接続しているため、閉塞箇所を迂回して流体を移送することが可能であり、影響はない。

従って、仮にスプレイ管の破損が発生した場合を想定し、これによって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなった場合、第3層設備の1つが使用不可となるため、深層防護の観点から、第4層設備も含めてプラント全体として対応可能か否かを検討した。

設計基準事故の中で格納容器スプレイ冷却系の機能に期待しているのは、

原子炉冷却材喪失時である。ただし、格納容器内圧力及びドライウェル内温度のピークは破断した配管からの高温の水の流出が終了するタイミングであり、非常用炉心冷却系によって原子炉圧力容器内に注水した低温の水が破断した配管から溢水し始めた時点で格納容器内圧力及びドライウェル内温度は大きく低下する。格納容器スプレイ冷却系に期待しているのは、この非常用炉心冷却系の水が溢水した後である。その後、格納容器内圧力、温度は緩やかに上昇し、格納容器スプレイ冷却系の除熱量と崩壊熱が等しくなる時点から緩やかに下降する。このタイミングがサブプレッション・チェンバ内温度のピークである。（図16、図17参照）

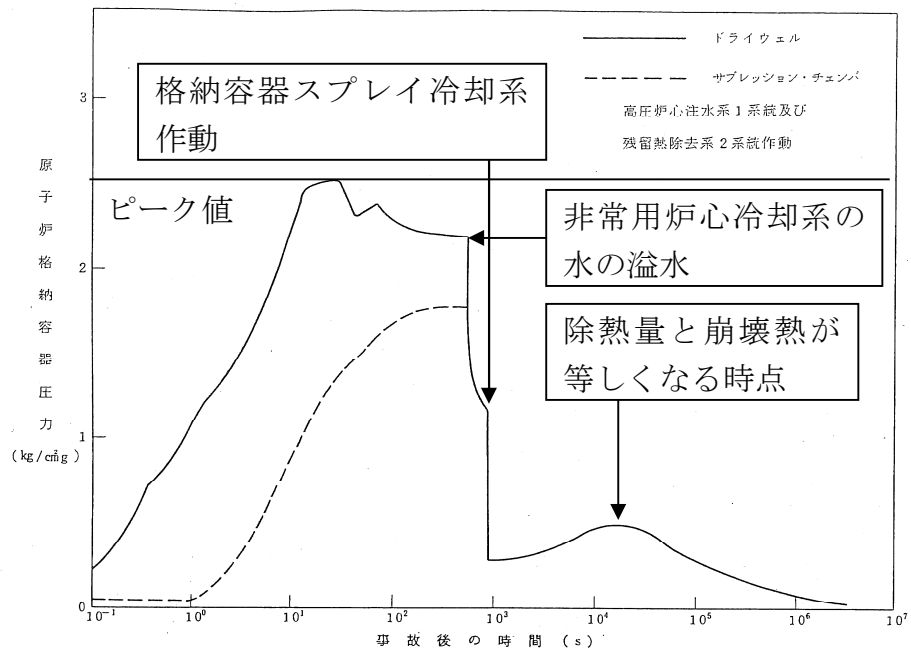


図 1 6 格納容器圧力変化 (設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

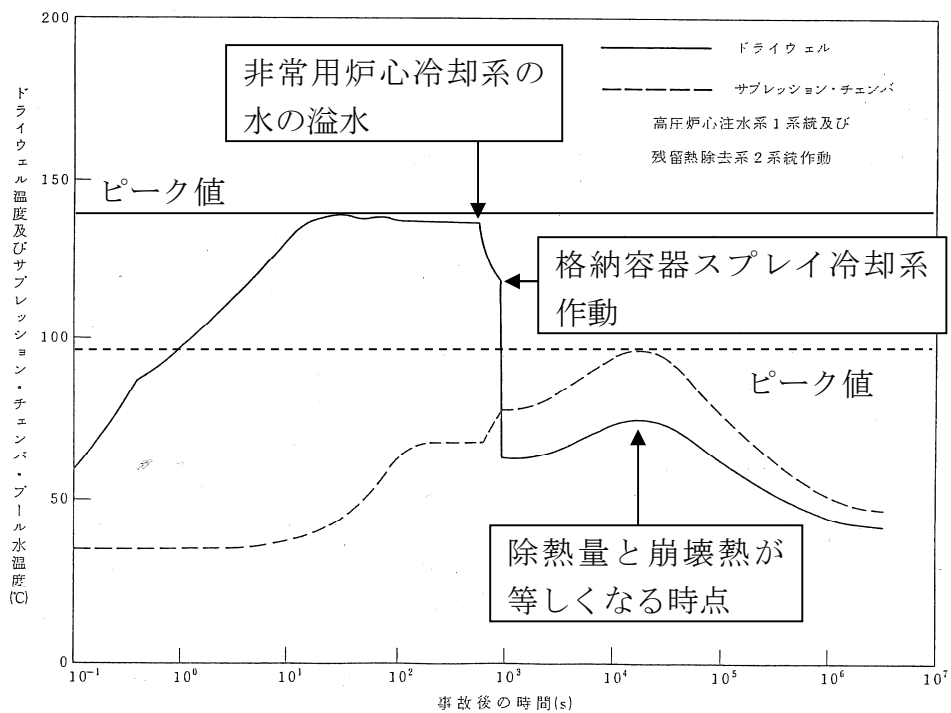


図 1 7 格納容器温度変化 (設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

このような事象の特徴から、スプレイ管の破損によって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用不可となっても、スプレイ管の破損箇所からそのまま格納容器内に注水することで格納容器内の除熱を行うことができる。

また、同様に残留熱除去系熱交換器を用いて除熱しつつ原子炉压力容器内に低圧注水を行うことでも、原子炉压力容器と格納容器が破断した配管を通じて繋がっているため、格納容器内の除熱を行うことができる。

加えて、耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置を用いることで、格納容器内の高温の気体を放出し、格納容器内の除熱を行うことも可能である。

以上の通り、深層防護の観点から見たとき、格納容器スプレイ冷却系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能である。

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

(3) の通り、深層防護の観点からは格納容器スプレイ冷却系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能であり、かつ格納容器内圧力、温度には影響はないが、スプレイ機能によるF P低減効果を期待している事象があることから、仮に事故発生から15分後の格納容器スプレイ冷却モードへの運転モード切替時に格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなったと仮定して、その影響度合いを確認した。

なお、このような状態は、発生の可能性が極めて小さいと評価できる単一故障をあえて想定した状態であるため、設計基準の範疇を超えるものであると評価できるが、影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

スプレイ機能によるF P低減効果を期待している事象は設計基準事故の中では原子炉冷却材喪失時である。スプレイ機能によるF P低減効果がなくなり、分配係数1になったと仮定する。その他の評価条件は全て原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更しないものとする。

この条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 1.6×10^{-5} mSv、7号炉では約 1.5×10^{-5} mSvとなった。

以上の通り、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(5) 検討結果

(2) ～ (4) の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器におい

て単一設計を採用している格納容器スプレイ冷却系について、1.3の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

なお、格納容器スプレイ冷却系において単一設計を採用している静的機器であるスプレイ管は格納容器内に存在し、かつ、当該設備の機能に期待するのは格納容器内において設計基準事故が発生している状態である。

従って、格納容器内にて修復作業を行うことは不可能である。

2.3.2 基準適合性

2.3.1 (2) の通り、格納容器スプレイ冷却系の静的機器のうち単一設計を採用しているスプレイ管において、単一故障の発生の可能性は合理的に見て極めて小さいことを確認した。従って、2.1の通り、設置許可基準規則第12条の解釈において静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている3条件のうちの

②単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合に該当する

また、2.3.1 (3) の通り、同スプレイ管において、スプレイ機能に影響を及ぼすような破損が発生した場合にも、格納容器の冷却機能は維持されることを確認した。従って、同様に静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている3条件のうちの

③単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合に該当する。

以上から、格納容器スプレイ冷却系は設置許可基準規則に適合する。

2.4 中央制御室換気空調系

2.4.1 安全確保方針に基づく検討結果

(1) 設備概要

中央制御室換気空調系は、事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を有する系統である。

中央制御室換気空調系の系統概略図を図18に示す。

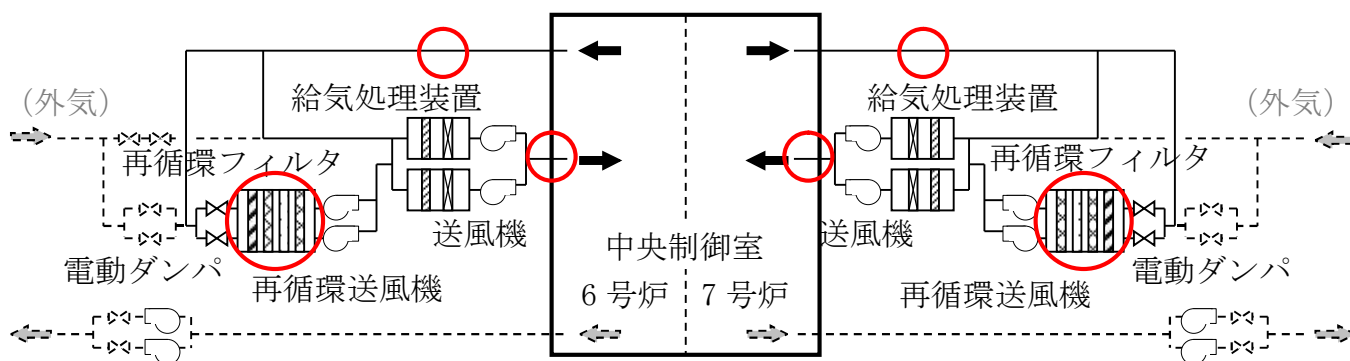


図18 中央制御室換気空調系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 静的機器の単一故障の発生の可能性

図18に示す通り、中央制御室換気空調系の動的機器である送風機・電動ダンパ及び静的機器である給気処理装置は全て二重化しており、静的機器であるダクトの一部と再循環フィルタが単一設計となっている。これらの設備について、事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表16に示す。

なお、事故時には酸欠防止のために外気取入れラインを用いて非常時外気取込運転を行う場合もあるが、当該機能は運転員の過度の被ばくを防止する機能ではなく、外気取入れライン破損時は破損箇所から外気が流入し、同ライン閉塞時は運転員が適宜扉を開放する等により酸欠を防止する。従って、外気取り入れラインは中央制御室換気空調系の事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を担保するラインからは除外する。

表 1 6 中央制御室換気空調系 機能達成に必要な項目別整理表

項目	部位	多重化／多様化	想定故障モード	故障原因	対応設備	対応設備の多重化／多様化
流体移送	ダクト	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	送風機	有				
	給気処理装置	有				
再循環送風機	有					
電動ダンパ	有					
F P 除去	再循環フィルタ	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	湿分 (d)	—	—
				異物 (e)	プレフィルタ	無
					高性能粒子フィルタ	無

表 1 6 の結果から、

- (a) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの腐食による破損
- (b) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの外力による破損
- (c) 単一設計となっている一部のダクトの異物による閉塞
- (d) 再循環フィルタの湿分による閉塞
- (e) 再循環フィルタの異物による閉塞

の発生可能性について検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を表17に示す。

表17 中央制御室換気空調系 単一設計静的機器

		ダクト	再循環フィルタ
材質		炭素鋼	[ケーシング] 炭素鋼 [フィルタ] 活性炭，ガラス繊維
塗装		無 (一部保温あり)	有(ケーシング) (外面)
内部 流体	通常時	空気	屋内空気
	事故時	空気 (F P 含む)	空気 (F P 含む)
設置場所		屋内	屋内

表17の通り，通常時の内部流体は空気又は屋内空気であることから，通常時に

- (c) 単一設計となっている一部のダクトの異物による閉塞
- (d) 再循環フィルタの湿分による閉塞
- (e) 再循環フィルタの異物による閉塞

が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これは，(c) (e) については閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することを設計の前提条件としているため，(d) については再循環フィルタの設計値である相対湿度 70%以下を維持できるように給気処理装置にて湿度調整することを前提条件としているためである。

同様に，通常時の内部流体が空気又は屋内空気であることから，腐食による故障についても軽微であり，適切に保全を実施することで機能喪失に至る故障が発生することはないと評価できる。従って，通常時に

- (a) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの腐食による破損

が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これは，図3に示す鋼材の大気暴露試験結果から腐食量が非常に少ないことを確認できているためである。

これらは，表18に示す点検実績からも明らかである。

表 1 8 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉
中央制御室換気空調系 点検実績

	点検時期及び頻度	点検内容	点検結果
ダクト	中越沖地震後点検	外観点検	異常なし
再循環 フィルタ	定期検査 (毎定検)	外観点検 (腐食、フィルタ の破損がないこ と)	これまでの点検に おいて異常は確認 されていない

また、当該系統は耐震 S クラスであり、耐震計算を行って設計している。そのため、設計基準の範疇において、地震によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

津波については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで到達することはない。そのため、津波によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

地震・津波以外の外部事象（風（台風含む）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山、降水、外部火災）については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで影響を及ぼすことは考えられない。そのため、地震・津波以外の外部事象によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

従って、

(b) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの外力による破損
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

事故時においても、内部流体は空気であるが、F P を多く含む点が異なる。

この系統を通過する F P（希ガス、よう素等）については、気体または揮発性の高い物質であるため、フィルタ閉塞の原因となる可能性は極めて小さい。

粒子状 F P についても、事故時に想定される通過量が非常に少ないことから、フィルタ閉塞の原因となる可能性は極めて小さい。

従って、事故時も通常時と同様に、

(a) 単一設計となっている一部のダクト及び再循環フィルタの腐食による破損
(c) 単一設計となっている一部のダクトの異物による閉塞
(e) 再循環フィルタの異物による閉塞
が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

また、非常用ガス処理系と異なり、乾燥装置やスペースヒータといった湿分に対応する設備は設置していないが、事故時に発生する水蒸気を直接吸い込む系統ではないことから、湿分がフィルタ閉塞の原因となる可能性は極めて小さい。従って、事故時も通常時と同様に、

(d) 再循環フィルタの湿分による閉塞が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

一方、ニューシア及びBWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会、電気事業連合会において共有している過去の故障事例を確認すると、以下の4件が発生していたことが分かるが、過去約50年分のニューシア登録情報5,811件(2014年3月末時点)のうちのわずか4件であり、故障の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

①ニューシア通番 3004

「中央操作室の換気空調系ダクトの一部破損について」
(2003年7月3日発生)

②ニューシア通番 10103

「中央制御室換気空調系外気取り入れダクトの腐食について」
(2008年12月11日発生)

③ニューシア通番 10991

「福島第一原子力発電所5号機 タービン建屋内における空調ダクトへの空気の吸い込みについて」
(2010年6月10日発生)

④ニューシア通番 11926

「中央制御室換気空調系ダクト腐食」
(2014年1月7日発生)

なお、これらの故障事例から、腐食のリスクが懸念される箇所は外気取り入れダクトであると整理できる。当該ダクトについては、これらの事象を鑑みて、点検長期計画を作成して定期的に点検・交換を行っていることから、同様の故障の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

また、福島第二原子力発電所において東北地方太平洋沖地震後に以下の通り長期間連続運転を行っているものの、故障は発生していないという実績がある。

福島第二原子力発電所 1号炉：約3ヶ月連続再循環運転

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これらの評価結果は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21ヵ年データ）時間故障率（平均値）にて、

配管（3インチ未満）：リーク	6.6×10^{-10} [h] ^{※1}
配管（3インチ以上）：リーク	1.0×10^{-9} [h] ^{※1}
ファン／ブロア：起動失敗	1.3×10^{-7} [h]
継続運転失敗	6.0×10^{-7} [h]

と整理されており、静的機器である配管の故障発生確率が、動的機器であるファン／ブロアの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。これらのデータを用いてシステム全体の信頼性を評価した結果を添付5に示す。

なお、この知見は米国においても同様であり、NUREG/CR-6928においては、

Pipe Non-Emergency service water (Mean)

external leak small : 2.53×10^{-10} [h-ft]^{※2}

external leak large : 2.53×10^{-11} [h-ft]^{※2}

Fan (Standby) (Mean)

fail to run for 1 hour of operation : 1.91×10^{-3} [h]

fail to run after 1 hour of operation : 1.11×10^{-4} [h]

と整理されているほか、EPRI TR-3002000079においても、



とされている。

また、OREDAにおいても、

[Redacted]

と整理されており，この知見とも整合する。

なお，ドイツの PRA データベースである ZEDB や，スウェーデン及びフィンランドの PRA データベースである T-book においては，

[Redacted]

ことを確認している。

このように，国内外の知見としても，静的機器の故障の発生の可能性は極めて小さく，系統全体の信頼性の支配的な要因にはならないと整理されていることを確認している。

以上の理由から，通常時・事故時を通して，（a）～（e）の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

仮に再循環フィルタの閉塞等の静的機器の単一故障が発生した場合を想定し，これによって中央制御室換気空調系が使用できなくなった場合，深層防護の観点から，第4層設備も含めてプラント全体として対応可能か否かを検討した。

なお，設計基準事故の中で中央制御室換気空調系の機能に直接期待している事象はないが，技術基準規則第38条の解釈において以下の記載があることから，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時について検討する。

- 1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mS

v以下にできるものであることをいう。

この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。

チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において、中央制御室換気空調系が使用不可となれば、中央制御室内に流入したFPを除去することができなくなる。

すなわち、深層防護の観点から見たとき、中央制御室換気空調系の静的機器の単一故障が発生した場合はFP除去のための代替手段がない状態となる。

ただし、6号炉及び7号炉は1つの中央制御室を共有しており、片方の号炉のFP除去機能が使用できない場合でも、残る号炉のFP除去機能に期待することが可能である。また、重大事故等時においても運転員が中央制御室内にとどまり必要な操作措置がとれるような構造とするため、一定の放射線防護措置をとることは可能である。

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

(3)の通り、深層防護の観点から見たとき、中央制御室換気空調系の静的機器の単一故障が発生した場合はFP除去のための代替手段がない状態となるため、仮に事故発生から24時間後に中央制御室換気空調系のFP除去機能が使用できなくなったと仮定して、その影響度合いを確認した。ただし、被ばく評価手法（内規）に基づき、仮想事故相当のソースタームを想定した。

なお、このような状態は、発生の可能性が極めて小さいと評価できる単一故障をあえて想定した状態であるため、設計基準の範疇を超えるものであると評価できるが、影響度合いを確認するための目安として、(3)に示した判断基準である運転員の線量限度100mSvとの比較を行った。

また、被ばく評価手法（内規）において以下の記載があることから、より大きな実効線量となる原子炉冷却材喪失時で代表する。

4.1 BWR 型原子炉施設

原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。

① 6号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モードを投入するまでの15分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気の取り入れ量を多くするため保守的に6号炉だけではなく7号炉の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から15分後に6号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で7号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から24時間後に6号炉の再循環フィルタのFP除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を表19に示す。

表 19 6号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ/Q [s/m ³]：340時間 D/Q [Gy/Bq]：110時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³]（よう素）：1.5×10 ⁻⁴ χ/Q [s/m ³]（希ガス）：1.8×10 ⁻⁴ D/Q [Gy/Bq]：1.4×10 ⁻¹⁸ 入退域時 χ/Q [s/m ³]：7.6×10 ⁻⁵ D/Q [Gy/Bq]：8.1×10 ⁻¹⁹ （気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{※3} （1985年10月～1986年9月））
呼吸率	1.2[m ³ /h] （成人の活動時の呼吸率を使用）
外気リークイン量	0.5[回/h] （2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値）
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] （2プラント通常運転状態） 15分～30日：500[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（中央制御室全体）
運転員勤務	5直2交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約 19mSv となった。

② 7号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モードを投入するまでの15分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気を取り入れ量を多くするため保守的に7号炉だけではなく6号炉

の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から15分後に7号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で6号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から24時間後に7号炉の再循環フィルタのF P除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を表20に示す。

表20 7号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ/Q [s/m ³]：340時間 D/Q [Gy/Bq]：110時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³]（よう素）： 2.7×10^{-4} χ/Q [s/m ³]（希ガス）： 3.0×10^{-4} D/Q [Gy/Bq]： 2.3×10^{-18} 入退域時 χ/Q [s/m ³]： 7.7×10^{-5} D/Q [Gy/Bq]： 8.2×10^{-19} （気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{※3} （1985年10月～1986年9月））
呼吸率	1.2[m ³ /h] （成人の活動時の呼吸率を使用）
外気リークイン量	0.5[回/h] （2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値）
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] （2プラント通常運転状態） 15分～30日：2,000[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（中央制御室全体）
運転員勤務	5直2交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約34mSvとなつ

た。

以上①②の通り、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、判断基準である運転員の線量限度 100mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(5) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

(3) の通り、深層防護の観点から見たとき、中央制御室換気空調系の静的機器の単一故障が発生した場合はF P除去のための代替手段がない状態となるため、仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所での修復が可能か否かを確認した。

なお、上記単一故障発生時、プラントは既に停止状態にあり、本修復はあくまでも応急処置として実施するものである。事故収束後に、技術基準に適合する修復を改めて実施する。

①故障の想定

中央制御室換気空調系において単一設計を採用している静的機器であるダクト及び再循環フィルタについて、表 1 6 に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

ただし、(2) の通り、ダクト閉塞の原因となりうるほこり等については運用管理の中で排除することから、ダクト閉塞は想定不要とした。

また、破損の規模としては、構造及び運転条件等から瞬時に全周破断に至ることは考えにくいいため、ダクト及び再循環フィルタケーシングについて亀裂やピンホール等によるリークの発生を損傷モードとして想定する。ただし、ダクトについては、損傷モードを保守的に考え、全周破断についても想定する。

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

- ・ダクト破損（リーク発生、全周破断）
- ・再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）
- ・再循環フィルタ閉塞

②ダクト破損（リーク発生、全周破断）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用しているダクトを図 1 9 に示す。

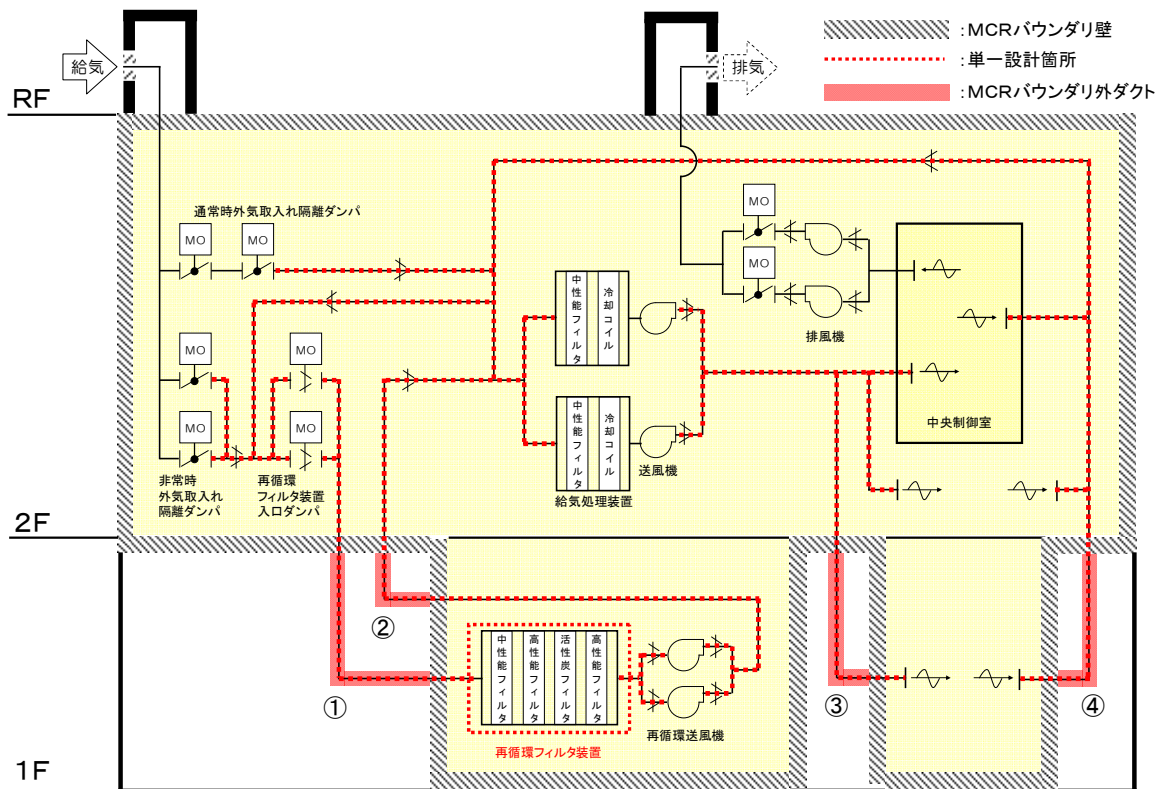


図19 中央制御室換気空調系ダクトのうち単一設計箇所

図19に示す単一設計箇所のうち、中央制御室バウンダリ内でダクト破損が発生した場合は、中央制御室バウンダリ内での給排気が可能であるため、中央制御室換気空調系の機能も維持されることから、修復は不要である。

従って、中央制御室バウンダリ外のダクト（7号炉）にリークあるいは全周破断が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

ここで、図19に示すバウンダリ外のダクト①～④の敷設状況を図20に示す。



図20 バウンダリ外ダクト敷設状況

(ア) 修復作業性

ダクト直管部，及び，ダクト貫通部，ダクトコーナー部等のダクト破損箇所に応じた修復が可能である。また，ダクトの修復は，ジャバラ内装ダクト工法，及び，紫外線硬化型FRPシート，不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで，確実な修復が可能である。

修復の概略工程を表2-1に，修復方法の例を表2-2に，修復作業のうち亀裂補修の例を図2-1に示す。

表2-1 ダクト修復の概略工程

作業内容	日付		1日目		2日目		3日目		4日目	
	日	付								
(1)ダクト補修										
・作業準備(補修材、工具類搬入)			■							
・足場組立(必要な場合)				■						
・保温取り外し(必要な場合)					■					
・亀裂補修						■				
・補修材養生期間							■			
・漏えい確認								■		

表 2 2 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (1 / 2)

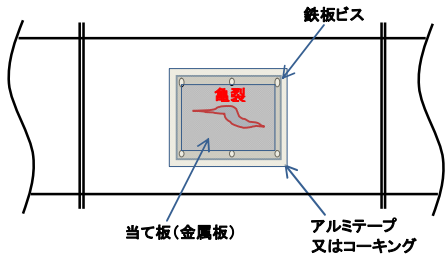
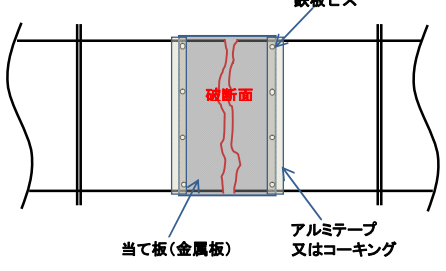
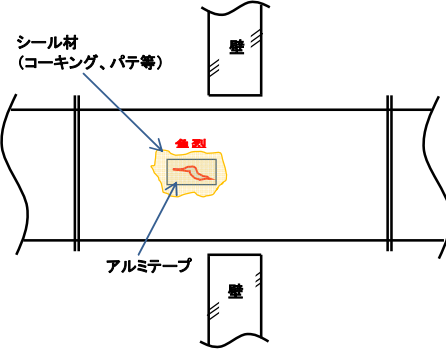
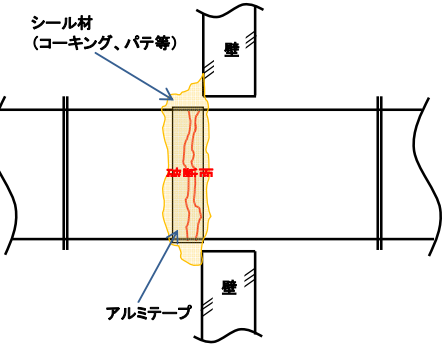
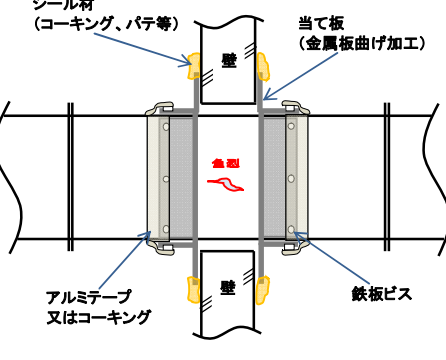
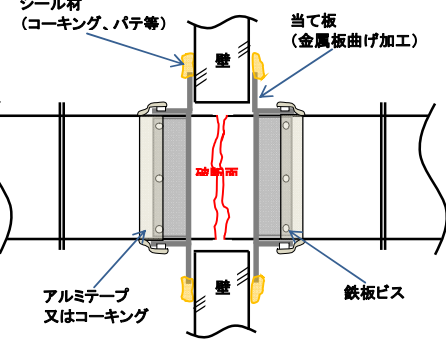
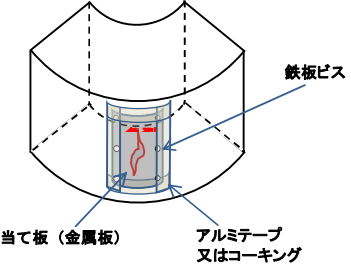
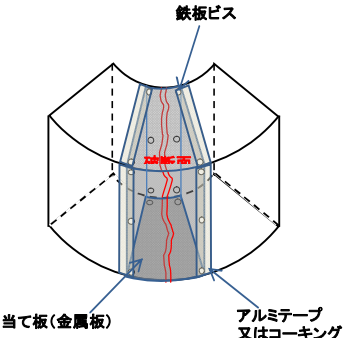
		ダクト破損状況	
		部分的な亀裂、穴あき	全周破断
ダクト破損箇所	ダクト直管部		
	ダクト貫通部 (周辺)		
	ダクト貫通部 (内部)		
	ダクトコーナー部		

表 2 2 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (2 / 2)

ダクト補修方法	
ジャバラ内装ダクト工法	<p>広範囲のダクト破損に対する補修方法案</p> <p>① ダクト破損</p> <p>② 換気系停止後、取替範囲の両端ダクトを撤去し、ジャバラを挿入します。</p> <p>③ ジャバラを引込みながら、順次ファスナ及び接続金具で繋いで行きます。</p> <p>④ ジャバラの引込みが完了したら、両端ホッパーを取付け、換気系を復旧します。</p>
紫外線硬化型FRPシート ダクト補修方法	<p>突起物(ダクトフランジ、ダクト補強、ダクトサポート等)周辺の破損に対する補修方法案 ⇒シート状のため、曲げ加工が不要。切断が容易。</p> <p>紫外線硬化型FRPシート</p> <p>ダクト破損</p> <p>ダクトフランジ部の</p>
不燃性樹脂シート	<p>軽微なダクト破損箇所に対する作業時間短縮方法案 ⇒樹脂層に粘着性があるため、破損部に張るだけで施工可能。</p> <p>亀裂</p> <p>不燃性樹脂シート</p>



(i)



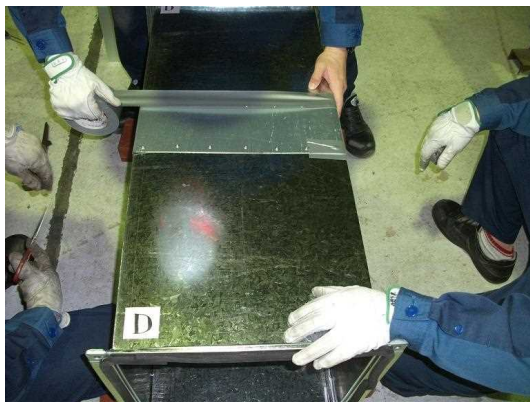
(ii)



(iii)



(iv)



(v)



(vi)

図 2 1 中央制御室換気空調系ダクト 亀裂補修の例

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、外気と同等と整理している中央制御室バウンダリ外のFPによる被ばくに加えて、再循環フィルタに補集されたFPからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。再循環フィルタからの直接ガンマ線の影響は距離に依存することから、各作業エリアにおける線量率の評価を実施した。なお、(4)同様、より大きな実効線量となる原子炉冷却材喪失時で代表して評価を実施した。

評価条件を表23に、評価結果を表24～表26に示す。

表23 中央制御室換気空調系ダクト(7号炉)修復時
線量率評価条件
(表20からの変更点)

項目	評価条件
よう素除去効率	0～15分 : 0% (通常運転状態) 15分～24時間 : 90% (内外部被ばく評価時) 100% (直接線評価時) 24時間～30日 : 0% (—)
修復作業開始時間	単一故障発生(24時間)時点
修復作業エリア容積	ダクト①, ② : 629.8[m ³] ダクト③ : 477.0[m ³] ダクト④ : 234.0[m ³]
直接線評価点	ダクト①, ② : フィルタ表面から350cm ダクト③ : フィルタ表面から1160cm ダクト④ : フィルタ表面から390cm
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-5} mSv/Bq I-132 : 3.1×10^{-7} mSv/Bq I-133 : 4.0×10^{-6} mSv/Bq I-134 : 1.5×10^{-7} mSv/Bq I-135 : 9.2×10^{-7} mSv/Bq
マスクによる防護係数	DF1000

表 2 4 中央制御室換気空調系ダクト①②修復時 線量率評価結果

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.8×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{-2}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.2×10^{-1}

表 2 5 中央制御室換気空調系ダクト③修復時 線量率評価結果

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.6×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-6}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.1×10^{-1}

表 2 6 中央制御室換気空調系ダクト④修復時 線量率評価結果

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 1.3×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.0×10^{-5}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.0×10^{-1}

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2 4～表 2 6 より原子炉冷却材喪失時のダクト修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 1.8mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

事故時の中央制御室換気空調系作動時において、中央制御室内では再循環流量を監視計器により確認するとともに、線量計による空間線量率の測定を実施する。当該系統ダクト（バウンダリ外）の破損により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、再循環流量に影響を与えるとともに、中央制御室内の空間線量率の上昇傾向を変化させるため、再循環流量を監視しつつ、異常発生時に空間線量率の上昇傾向をあわせて確認することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場においては目視等で破損位置を特定可能と考えている。

③再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用しているフィルタユニットを図22に示す。

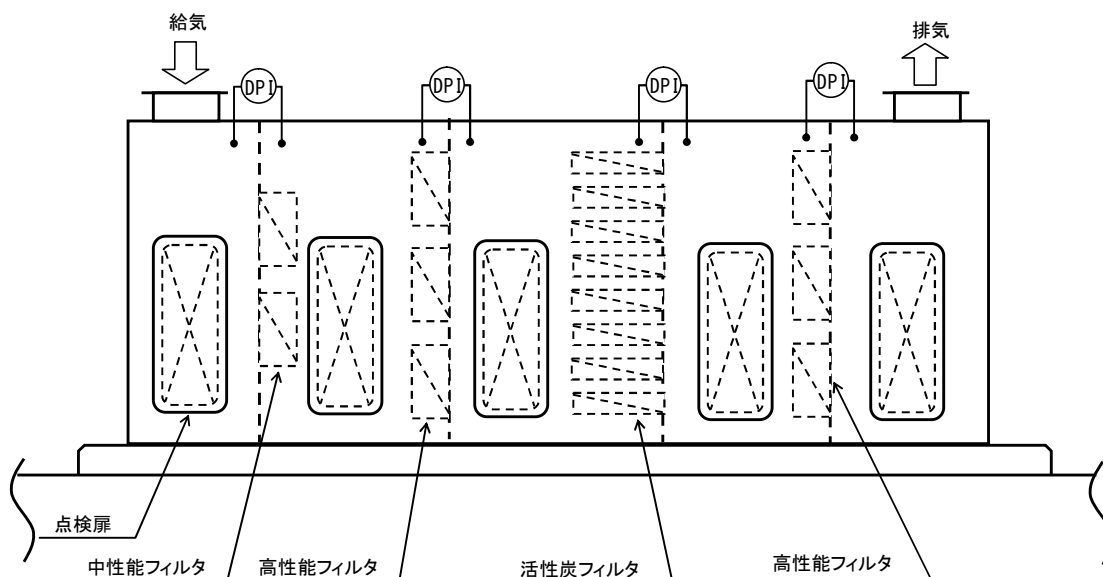


図22 中央制御室換気空調系再循環フィルタ

図22に示す再循環フィルタのケーシングにリークが発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 修復作業性

フィルタケーシングの破損に対する修復は、ダクト破損に対する修復と同様に、紫外線硬化型FRPシート、不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋（中央制御室バウンダリ内）での修復作業となる。7号炉について、②の評価条件である表23からの変更点を表27に、線量率の評価結果を表28に示す。

表27 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価条件（表23からの変更点）

項目	評価条件
修復作業エリア容積	20,800[m ³]
直接線評価点	フィルタ表面から50cm

表28 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（7号炉）

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 1.3×10^{-4}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 5.1×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 5.9×10^{-1}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.9×10^{-5}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
合計	約 6.4×10^{-1}

同様に6号炉についての線量率の評価結果を表29に示す。

表29 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（6号炉）

被ばく経路	線量率(mSv/h)
作業エリア内F P 内部被ばく	約 7.1×10^{-5}
作業エリア内F P 外部被ばく	約 3.1×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.8×10^{-1}
原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 5.6×10^{-4}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 9.4×10^{-4}
合計	約 3.1×10^{-1}

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、表 2 8 及び表 2 9 より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタケーシング修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 5.1mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

再循環フィルタは現場計器により常時差圧を測定している。中央制御室換気空調系再循環フィルタケーシングの破損（リーク発生）により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、定期的なパトロールによるフィルタ差圧の確認により、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような損傷については、現場において目視等で破損位置を特定可能と考えている。

④再循環フィルタ閉塞時の修復可能性

図 2 2 に示すフィルタユニットに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 修復作業性

再循環フィルタの仕様を表 3 0 に、再循環フィルタの取付け状態を図 2 3 に示す。活性炭フィルタ、及び、高性能フィルタ、中性能フィルタは寸法及び重量ともに、作業員 2 名により、1 日以内で運搬や取付け・取外しが可能である。

表 3 0 再循環フィルタの仕様

号 炉	フィルタ数量 (個)			フィルタ寸法 (mm)			フィルタ重量 (kg/個)		
	活性炭	高性能	中性能	活性炭	高性能	中性能	活性炭	高性能	中性能
6	16	10	5	654×700×197	610×610×292	594×594×150	約30	20	4.5
7	16	12	4	654×700×197	610×610×292	594×594×293	約30	18	8



(高性能フィルタの取付け状態)



(活性炭フィルタの取付け状態)

図23 再循環フィルタの取付け状態

(イ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋（中央制御室バウンダリ内）での修復作業となることから、線量率の評価結果は③と同様に、表28及び表29となる。

作業員1人当たりの作業時間を8時間とすると、表28及び表29より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタ修復における被ばく線量は作業員1人当たり最大約5.1mSvとなり、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、修復可能であることを確認した。

(ウ) 検知性

再循環フィルタは現場計器により常時差圧を測定している。中央制御室換気空調系フィルタの閉塞により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、定期的なパトロールによるフィルタ差圧の確認により、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

また、系統機能に悪影響を与えるような閉塞については、各フィルタ差圧の傾向を確認することで位置を特定可能と考えている。

(6) 検討結果

(2)～(5)の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している中央制御室換気空調系について、1.3の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

2.4.2 基準適合性

2.4.1 (2) の通り、中央制御室換気空調系の静的機器のうち単一設計を採用しているダクト及びフィルタにおいて、単一故障の発生の可能性は合理的に見て極めて小さいことを確認した。従って、2.1 の通り、設置許可基準規則第 12 条の解釈において静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

②単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合に該当する。

また、2.4.1 (5) の通り、同ダクト及びフィルタにおいて、中央制御室換気空調系の機能に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、修復が可能であることを確認した。従って、同様に静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

①想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実である場合に該当する。

以上から、中央制御室換気空調系は設置許可基準規則に適合する。

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		重要度が特に高い安全機能		
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恐れのある構築物、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	(対象外)		
				原子炉再循環系ポンプ	(対象外)		
				配管、弁	(対象外)		
				隔離弁	【No. 22】 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能		
				制御棒駆動機構ハウジング	(対象外)		
		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	【No. 2】 未臨界維持機能		
				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	(対象外)		
				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（上部タイププレート）							
燃料集合体（下部タイププレート）							
燃料集合体（スベーサ）							
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		【No. 1】 原子炉の緊急停止機能	
		制御棒案内管					
		制御棒駆動機構					
		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 イロット弁、スクラム弁、アキムレータ、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	【No. 2】 未臨界維持機能		
				制御棒カップリング			
				制御棒駆動機構カップリング			
				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）			【No. 2】 未臨界維持機能
		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）	【No. 3】 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能		
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（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）	【No. 4】 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能				
		残留熱除去系		熱交換器バイパス配管及び弁			
		原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブプレッシャブル、タービン、サブプレッシャブ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	【No. 5】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能		
				ポンプ ミニマフロー化配管、弁			
				サブプレッシャブル-スプレー			
				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	高圧炉心注水系（ポンプ、サブプレッシャブル、配管、弁、注入ヘッダ）	ポンプ ミニマフロー化配管、弁	【No. 5】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能		
				サブプレッシャブル-スプレー			
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）	逃がし安全弁（手動逃がし機能）	【No. 6】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能					
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（アキムレータ、アキムレータから逃がし安全弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能					

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	非常用炉心冷却系（低圧注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、自動減圧系）	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	【No. 6】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）	駆動用窒素源（7キェムレナ、7キェムレナから逃がし安全弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能
				残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ、サブレーション・ール、サブレーション・ールから注水先までの配管、弁（熱交換器ババイスライ含む）、注水ヘッド）		【No. 8】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				残留熱除去系	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁 サブレーション・ールストレート	
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブレーション・ール、タービン、サブレーション・ールから注水先までの配管、弁）		【No. 7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能
				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	
					サブレーション・ールストレート	
					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、サブレーション・ール、サブレーション・ールから注水先までの配管、弁、注水ヘッド）		【No. 7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No. 8】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				高圧炉心注水系	サブレーション・ールストレート	
					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み配管		
				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	【No. 9】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を動作させる機能
				自動減圧系（逃がし安全弁）	駆動用窒素源（7キェムレナ、7キェムレナから逃がし安全弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能
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、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	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）	ダイヤフラムフロア	(対象外)		
			原子炉格納容器		ベント管	
					スプレイ管	
					ベント管付き真空破壊弁	
					逃がし安全弁排気管のクエッチ	
		原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟）		(対象外)		
		原子炉建屋	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		【No. 23】 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能		
		原子炉格納容器隔離弁及び格納容器スプレイ冷却系（7キェムレナ、7キェムレナから主蒸気隔離弁までの配管、弁）		【No. 21】 圧縮空気供給機能		
		主蒸気流量制限器		(対象外)		
		残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ、熱交換器、サブレーション・ール、サブレーション・ールからスプレイ先（ドラフトセル及びサブレーション・ール気層部）までの配管、弁、スプレイヘッド（ドラフトセル及びサブレーション・ール））		【No. 11】 格納容器の冷却機能		
		残留熱除去系	ポンプ ミニマフローラインの配管、弁 サブレーション・ールストレート			
		非常用ガス処理系（乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁）		【No. 10】 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能		
		非常用ガス処理系	乾燥装置（乾燥機能部分） 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、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁）		【No. 12】 格納容器内の可燃性ガス制御機能				
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つかさどる部分）					
遮蔽設備（原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁）		(対象外)				
1) 工学的安全施設及び原子炉停止系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		【No. 24】 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能		
		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		【No. 25】 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能		

2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	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、直流電源系（いずれも、MS-1関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び回路）	燃料系 始動用空気系（機関～空気だめ） 吸気系 冷却水系	【No. 13】非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 15】非常用の交流電源機能				
			中央制御室及び中央制御室遮蔽			(対象外)			
			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）			【No. 20】原子炉制御室非常用換気空調機能			
			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）			【No. 18】補機冷却機能			
			原子炉補機冷却水系	タービン冷却系	【No. 19】冷却用海水供給機能				
			原子炉補機冷却海水系（ポンプ、配管、弁、ストレナ（MS-1関連））	ストレナ（異物除去機能をつかさどる部分） 取水路（屋外トレンチ含む）					
			原子炉補機冷却海水系						
			直流電源系（蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び回路）	計測制御電源系（蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び回路）	【No. 14】非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 16】非常用の直流電源機能				
			【No. 17】非常用の計測制御用直流電源機能						
			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恐れはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出の恐れのある構築物、系統、および機器	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	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	(対象外)	
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）									
3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	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）				放射性気体廃棄物処理系（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）	(対象外)	
						新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（減速材流入防止堰又は新燃料貯蔵ラック）			
						燃料交換機			燃料取扱設備
原子炉建屋クレーン									
1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	(対象外)						
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	2) 放射性物質放出の防止機能	非常用補給水系	残留熱除去系（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燃料プールまでの配管、弁）	ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サブプレッションプールストレナ	(対象外)				
			残留熱除去系						
			放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	放射性気体廃棄物処理系（OG系）隔離弁	排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外の部分）	燃料プール冷却材浄化系の燃料プール入口逆止弁	(対象外)	
						原子炉建屋原子炉棟			原子炉建屋 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁
						非常用ガス処理系			
			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	原子炉格納容器圧力 サブプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率	【No. 26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能			
						【No. 27】事故時の炉心冷却状態の把握機能			
						【No. 28】事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能			

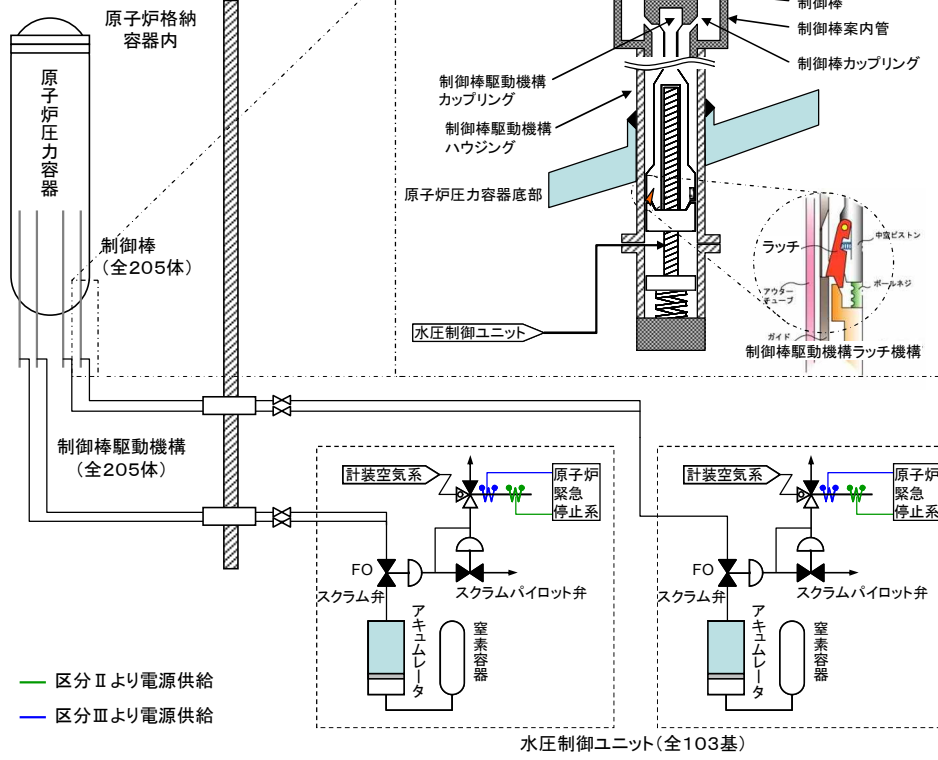
2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	【No. 29】 事故時のプラント操作のための情報の把握機能		
	2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし。		(対象外)		
	3) 制御室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)	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	(対象外)		
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, 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	(対象外)		
	2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ	(対象外)		
	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。	φプレッションプール排水系 (φプレッションプール水タンク)		(対象外)	
			復水貯蔵槽			
			液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽)			
			固体廃棄物処理系 (CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))			
			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)		(対象外)	
			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)			(対象外)
			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)			(対象外)
			復水系 (復水器含む)	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)			(対象外)
給水系	駆動用蒸気					
循環水系 (循環水ポンプ, 配管/弁)			(対象外)			
循環水系	取水設備 (屋外トレンチを含む)					
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))			(対象外)			
直流電源系 (蓄電池, 蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))			(対象外)			
計装制御電源系 (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))			(対象外)			
送電線			(対象外)			
変圧器 (所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器, 電路)			(対象外)			
変圧器	油劣化防止装置					
	冷却装置					
開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)			(対象外)			
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 (制御棒値値ミニマイザ), 原子炉格納計装の一部, 原子炉プラントプロセス計装の一部	・原子炉制御系 (制御棒値値ミニマイザを含む) ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装	(対象外)			
6) プラント運転補助機能	補助ボイラ設備, 計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備 (補助ボイラ, 給水タンク, 給水ポンプ, 配管/弁)		(対象外)		
		補助ボイラ設備	油系統 (重油サービスタンク, 重油ポンプ, 配管/弁)			
		所内蒸気系及び戻り系 (ポンプ, 配管/弁)				
		計装用圧縮空気設備 (空気圧縮機, 中間冷却器, 配管, 弁)				
		計装用圧縮空気設備	後部冷却器			
			気水分離器			
空気貯蔵						
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）			
				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）			
				復水補給水系 復水貯蔵槽			
	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の放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド	(対象外)		
		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）	(対象外)		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, 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）	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	(対象外)	
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用空素源（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）	(対象外)	
				タービンバイパス弁	タービンバイパス弁	(対象外)	
				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）	(対象外)	
				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）	(対象外)	
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能）、制御棒引抜監視装置	・原子炉再循環制御系 ・制御棒引抜阻止インターロック ・選択制御棒挿入系の操作回路		(対象外)	
		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	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）	制御棒駆動水圧系 ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管、弁	(対象外)	
				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）	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	(対象外)	
				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	(対象外)	
		4) 原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット		(対象外)	
		5) タービントリップ	BWRには対象機能なし。			(対象外)	
		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	原子炉発電所緊急時対策所、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	原子炉発電所緊急時対策所	情報収集設備 通信連絡設備 資料及び器材 遮へい設備	(対象外)
					試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの、原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、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）		(対象外)
					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）		(対象外)
					放射能監視設備		気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタのみ【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
事故時監視計器の一部					(対象外)		
消火系（水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等）					(対象外)		
消火系	消火ポンプ						
	ろ過水タンク						
	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）						
安全避難通路					(対象外)		
安全避難通路	安全避難用扉	(対象外)					
非常用照明		(対象外)					

重要度の特に高い安全機能を有する系統

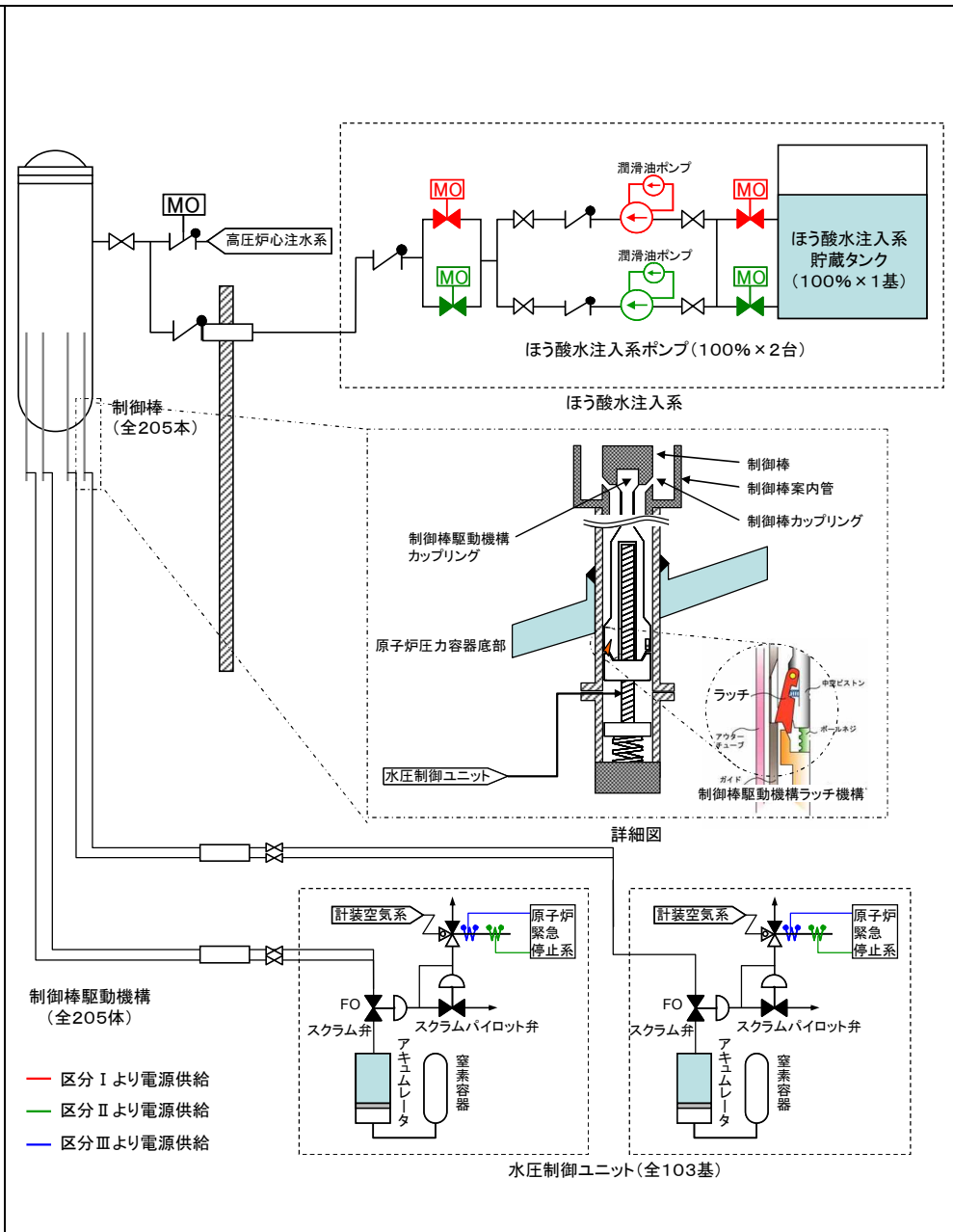
No.	1
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉の緊急停止機能
対象系統・機器	制御棒 及び 制御棒駆動系（制御棒駆動機構／水圧制御ユニット （スクラム機能））
多重性/ 多様性	<p>制御棒は 205 本，制御棒を動作させる制御棒駆動機構は 205 体，制御棒をスクラム動作させる水圧制御ユニットは 103 基（水圧制御ユニット 1 基に対し制御棒 2 本が動作（1 基だけ制御棒 1 本を動作させるものがある））設置されている。</p> <p>制御棒駆動機構は 1 本の制御棒に対して 1 体ずつ設けられており，他の制御棒駆動機構との接続箇所はない。また，水圧制御ユニットは当該ユニットがスクラム動作させる制御棒とのみ接続しており，ユニット毎に分離している。さらに，スクラム動作を行うためのスクラム弁，及びスクラムパイロット弁は各水圧制御ユニットに個別に設けられている。</p> <p>上記より，制御棒及び制御棒駆動系は，独立した複数個の停止機能を持ち，その数が高温停止に必要な数に対し十分な余裕を持っており，実質的に幾つかの独立した停止機能とみなせることから，多重性を有している。</p>
独立性	<p>（1）制御棒及び制御棒駆動系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）制御棒及び制御棒駆動系は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水，火災による機器の損傷が発生した場合でも制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており，スクラム機能への影響はない。</p> <p>（3）電源喪失が発生した場合でも制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており，スクラム機能への影響はない。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間はスクラム挿入時間である 2.80 秒以下（短期間）

系統概略図



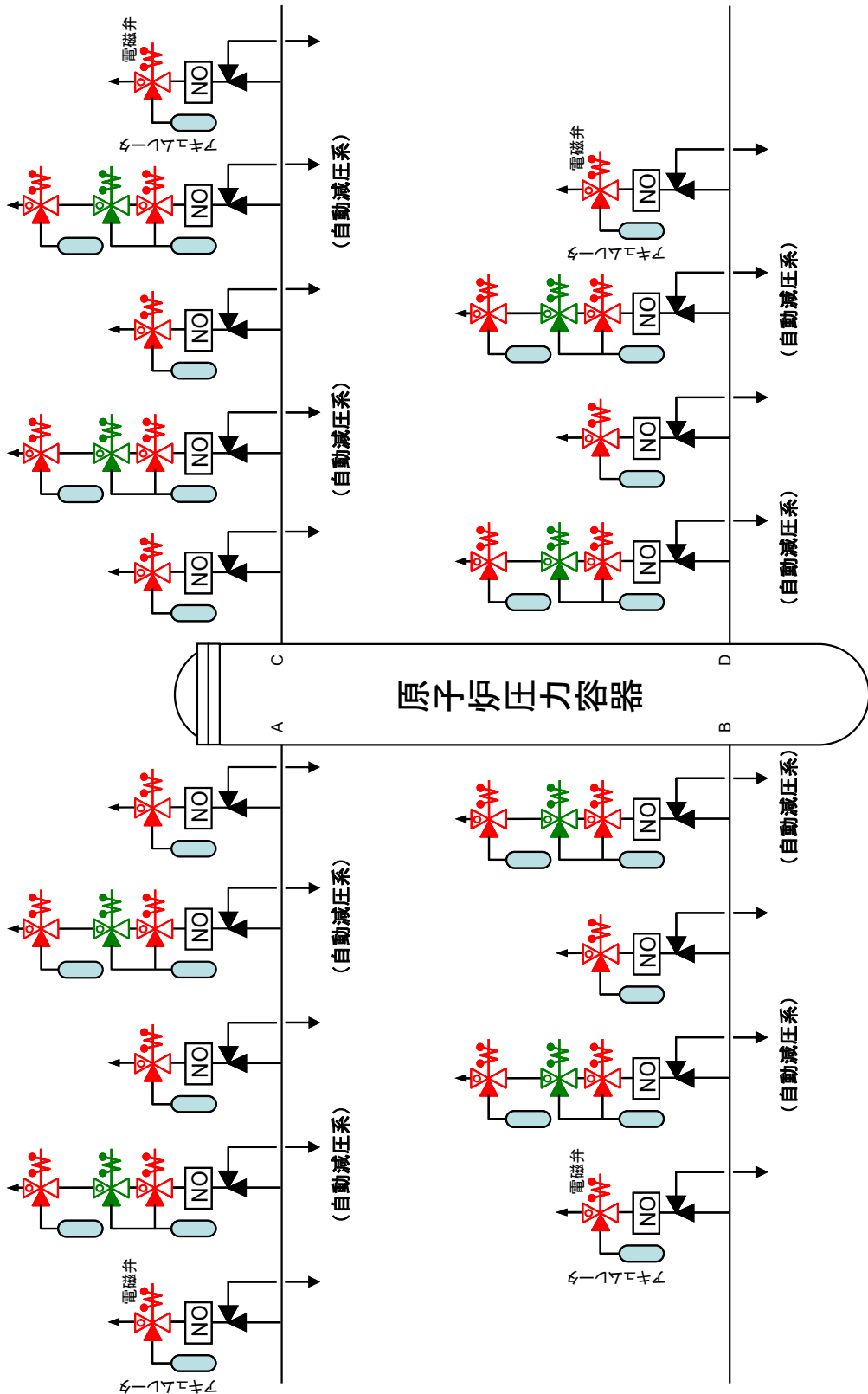
No.	2
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 未臨界維持機能
対象系統・機器	制御棒 ほう酸水注入系
多重性/多様性	<p>制御棒は内部に固体状のボロンカーバイドが充填されており、中性子を吸収する構造となっている。原子炉スクラムにより挿入された制御棒は、ラッチ機構により機械的に全挿入位置に保持される。</p> <p>一方、ほう酸水注入系は、制御棒の後備設備として、五ほう酸ナトリウム水溶液を高圧ポンプにより原子炉内に注入し、五ほう酸ナトリウム水溶液が原子炉内全域に行き渡ることにより中性子を吸収する構造となっている。</p> <p>制御棒とほう酸水注入系は異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており、多様性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 制御棒及びほう酸水注入系は、想定される最も過酷な環境条件（制御棒：原子炉冷却材喪失事故時，ほう酸水注入系：制御棒が炉心に挿入できない状態が生じた事象初期）において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒及びほう酸水注入系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水，火災については，制御棒とほう酸水注入系の位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) ほう酸水注入系のサポート系については，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	<p>制御棒の使用時間は挿入後その位置を維持する時間となるため 24 時間以上（長期間）</p> <p>ほう酸水注入系の使用時間はタンク内のほう酸水を全て注入するまでの 3 時間（短期間）</p>

系統概
略図



No.	3
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
対象系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
多重性/多様性	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）は 18 弁あり，各弁に対して個別に駆動用バネが設置されており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）逃がし安全弁は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）逃がし安全弁は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>（3）逃がし安全弁は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としており，また，安全弁としての機能は各弁に個別に設置された駆動バネにより確保しており，サポート系を必要としない設計としている。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	1 回あたりの使用時間は極短時間であり，事象全体での使用時間も24 時間未満（短期間）
系統概略図	添 2-3-2 ページ参照

— 区分 I より電源供給
 — 区分 II より電源供給

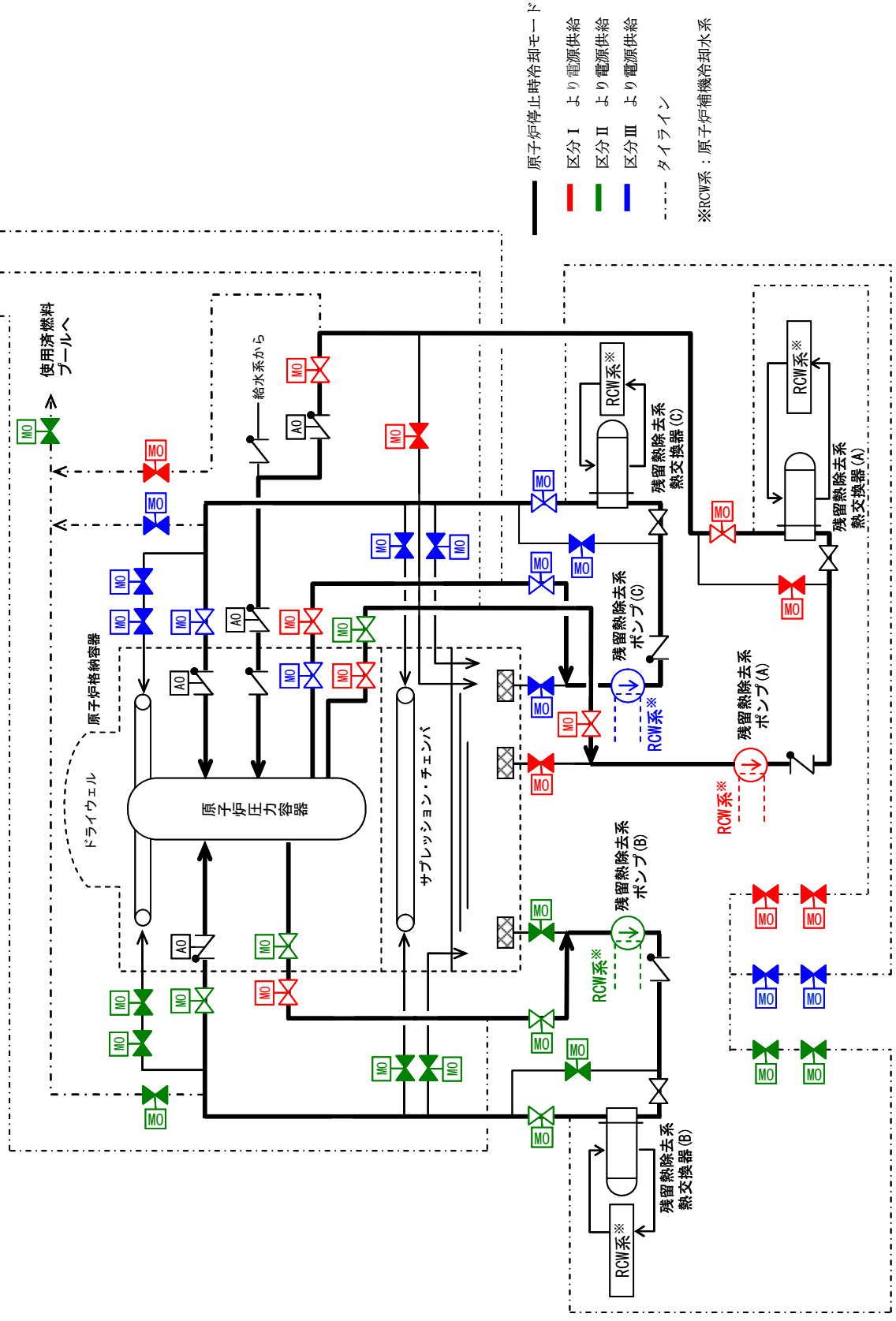


No.	4
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
対象系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
多重性/多様性	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は3系統あり，それぞれの系統を用いて崩壊熱の除去が可能であることから，多重性を有している。
独立性	<p>（1）残留熱除去系は3系統とも，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）残留熱除去系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，3系統が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は，1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は位置的分散を図るように配置する設計としている。サポート系についても，電源については基本的にはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>なお，格納容器外側隔離弁の電源区分については，残留熱除去系による注水機能よりも格納容器バウンダリ機能を優先することから，主系統と電源を分離している。そこで，主系統が他の系統の故障により機能喪失することを防ぐために，格納容器外側隔離弁については手動操作ができるよう設計している。この手動操作性について簡易評価したところ，原子炉停止時冷却モードが必要な状況下において，弁操作場所の線量率は1mSv/hを下回り，弁開操作も20分程度の作業であることから，弁操作時の被ばく線量は100mSvを下回ることを確認している。</p> <p>また，残留熱除去系にはタイラインがあるが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており，その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p>

	前述（１）～（３）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-4-3 ページ参照

空調機
 残留熱除去系(A),(B),(C)各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている

スキマサージ
 タンクから



- 原子炉停止時冷却モード
- 区分 I より電源供給
- 区分 II より電源供給
- 区分 III より電源供給
- - - タイライン

※RCW系：原子炉補機冷却水系

No.	5
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
対象系統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系
多重性/多様性	原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、いずれも高圧で原子炉への注水を行う系統であるが、原子炉隔離時冷却系は、原子炉で発生する蒸気を用いてタービンを回転させ、このタービンにより駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う。一方、高圧炉心注水系は、電動機により駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、2系統設置されている。 これら異なる駆動原理により、複数の高圧注水手段を確保していることから、多重性/多様性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、3系統が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 3系統の設備は、1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源については、原子炉隔離時冷却系の原子炉格納容器隔離弁を除きそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系の原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器バウンダリ機能を持つことから、内側隔離弁と外側隔離弁の電源を分離している。しかし、高圧炉心注水系の1系統は、原子炉格納容器隔離弁と異なる区分から給電しており、少なくとも1系統の高圧注水機能を確保できる設計としている。</p>

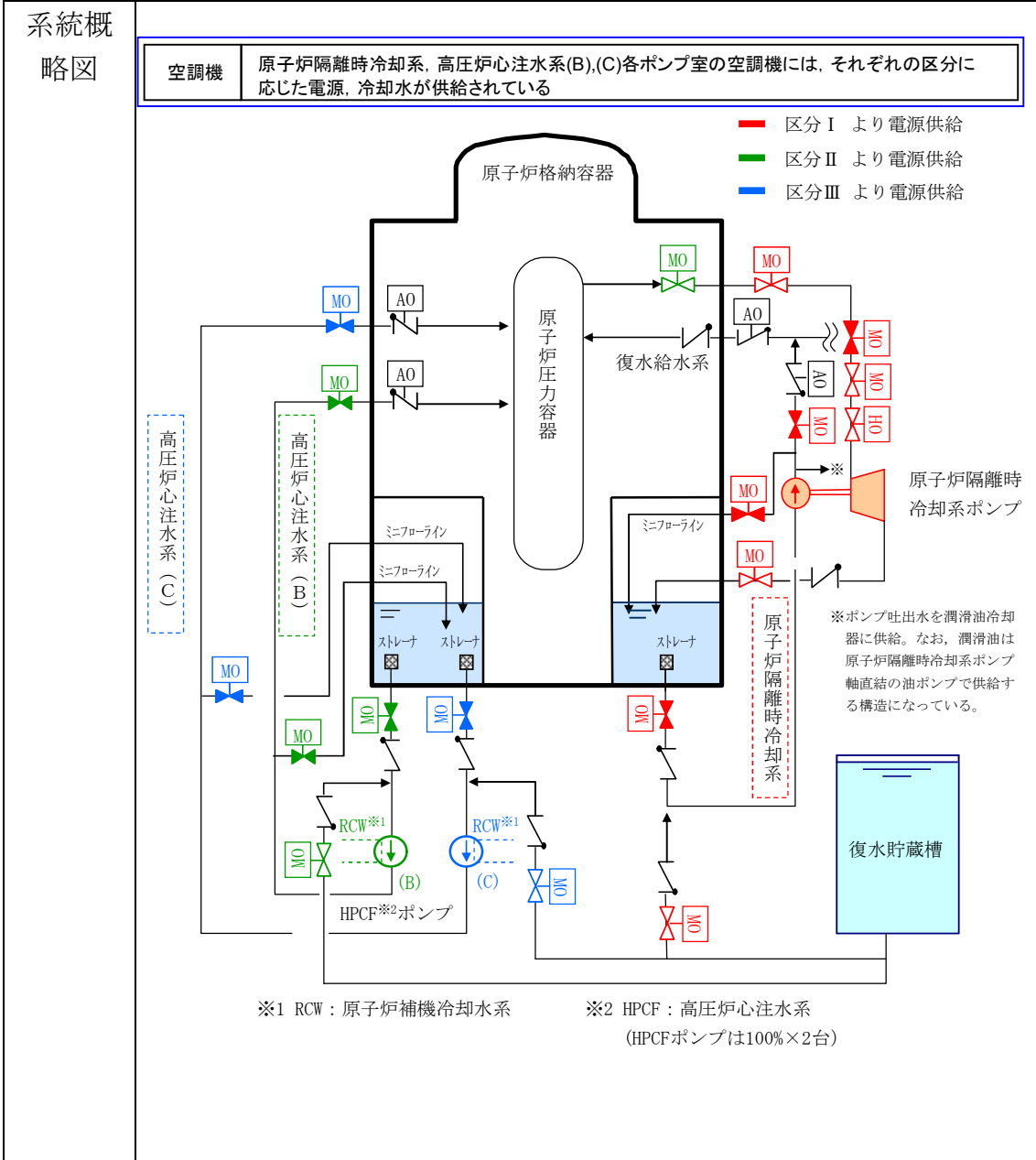
	<p>前述（１）～（３）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。 なお，水源はサプレッション・プール及び復水貯蔵槽の独立した２つの水源を有している。</p>
<p>期間</p>	<p>使用時間は 24 時間未満（短期間）</p>
<p>系統概略図</p>	<div data-bbox="383 705 1348 772" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>空調機 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系(B),(C)各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている</p> </div> <div data-bbox="383 784 1348 1702"> <p style="text-align: right;"> ■ 区分Ⅰより電源供給 ■ 区分Ⅱより電源供給 ■ 区分Ⅲより電源供給 </p> <p style="text-align: right;"> <small>※ポンプ吐出水を潤滑油冷却器に供給。なお、潤滑油は原子炉隔離時冷却系ポンプ軸直結の油ポンプで供給する構造になっている。</small> </p> </div> <div data-bbox="502 1713 1125 1780" style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div> <p>※1 RCW：原子炉補機冷却水系</p> </div> <div> <p>※2 HPCF：高圧炉心注水系 (HPCFポンプは100%×2台)</p> </div> </div>

No.	6
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能
対象系 統・機器	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）
多重性/ 多様性	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は 18 弁設置されており、このうち 8 弁は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。これらの弁には、全ての弁に対してそれぞれ個別にアキュムレータが設けられ、個別に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）逃がし安全弁及び自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）自動減圧系（手動逃がし機能）は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、逃がし安全弁が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>（3）逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。サポート系について、自動減圧系（手動逃がし機能）の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は減圧状態維持のため 24 時間以上（長期間）
系統概 略図	添 2-3-2 ページ参照

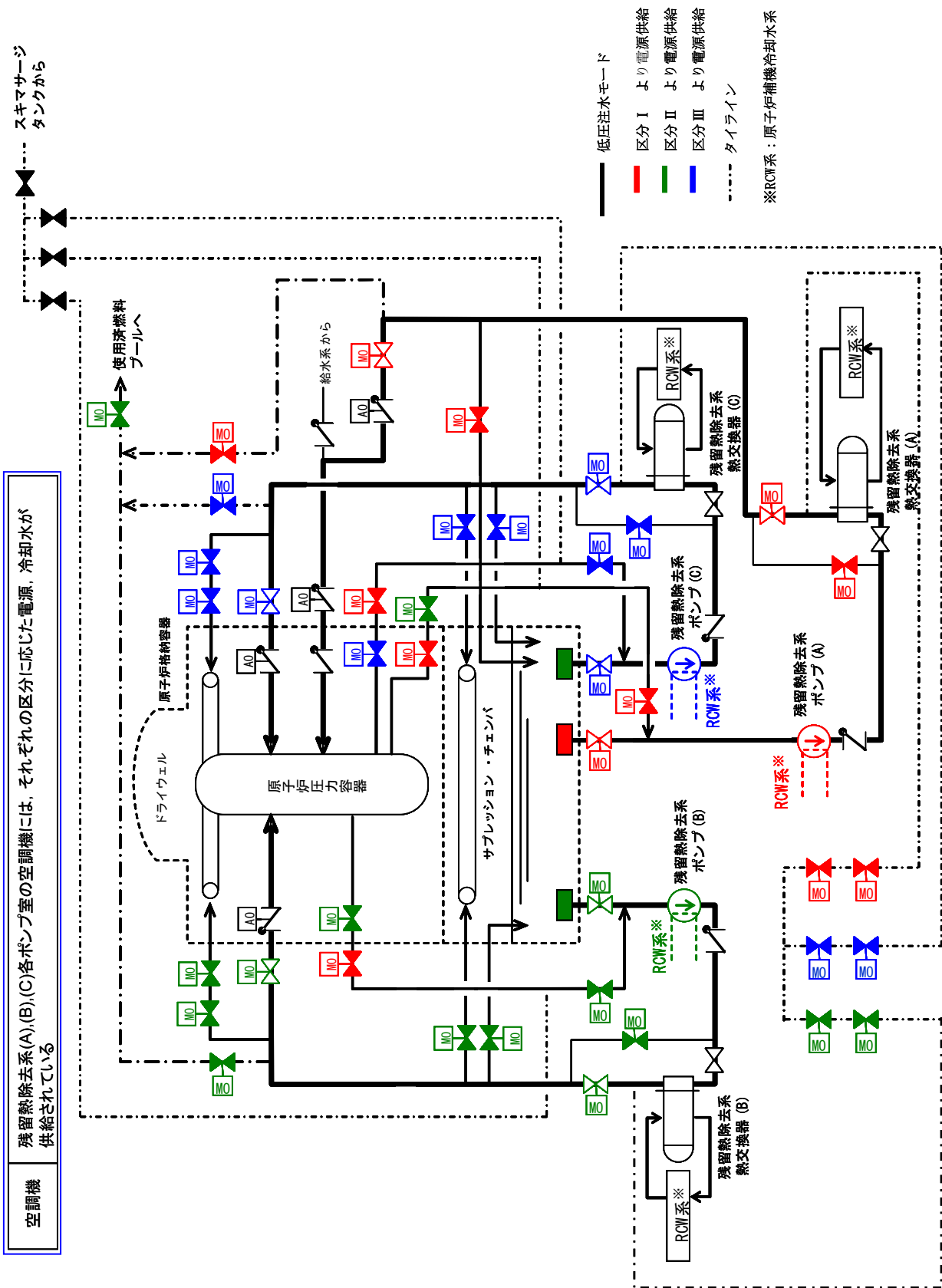
No.	7
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における注水機能
対象系統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系
多重性/多様性	原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、いずれも高圧で原子炉への注水を行う系統であるが、原子炉隔離時冷却系は、原子炉で発生する蒸気を用いてタービンを回転させ、このタービンにより駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う。一方、高圧炉心注水系は、電動機により駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、2系統設置されている。 これら異なる駆動原理により、複数の高圧注水手段を確保していることから、多重性/多様性を有している。
独立性	(1) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 (2) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、3系統が同時に機能喪失しないよう設計している。 (3) 3系統の設備は、1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源については、原子炉隔離時冷却系の原子炉格納容器隔離弁を除きそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 なお、原子炉隔離時冷却系の原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器バウンダリ機能を持つことから、内側隔離弁と外側隔離弁の電源を分離している。しかし、高圧炉心注水系の1系統は、原子炉格納容器隔離弁と異なる区分から給電しており、少なくとも1系統の高圧注水機能を確保できる設計としている。

前述（１）～（３）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
 なお，水源はサプレッション・プール及び復水貯蔵槽の独立した２つの水源を有している。

期間 使用時間は 24 時間未満（短期間）

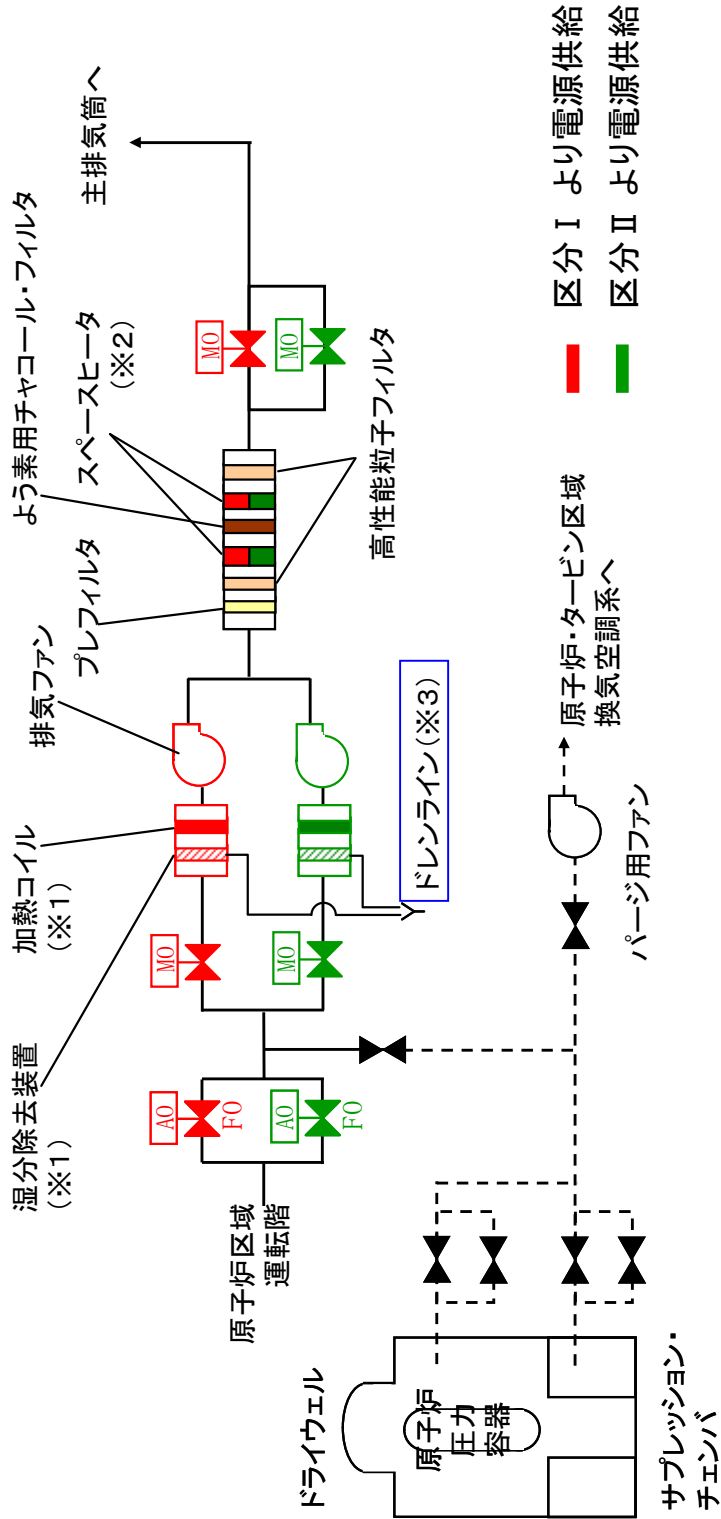


No.	8
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内低圧時における注水機能
対象系統・機器	残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心注水系
多重性/多様性	残留熱除去系（低圧注水モード）は3系統，高圧炉心注水系は2系統あり，それぞれの系統を用いて原子炉への注水が可能であることから，多重性を有している。
独立性	<p>（1）残留熱除去系と高圧炉心注水系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）残留熱除去系と高圧炉心注水系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，3系統がすべて機能喪失しないよう位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）各系統の設備は，1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は位置的分散を図るよう配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>また，残留熱除去系にはタイラインがあるが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており，その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	残留熱除去系は添 2-8-2 ページ参照 高圧炉心注水系は添 2-7-2 ページ参照



No.	9
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能
対象系統・機器	自動減圧系
多重性/多様性	逃がし安全弁は 18 弁設置されており，このうち 8 弁は自動減圧系（自動逃がし機能）を兼ねている。これらの弁には，全ての弁に対してそれぞれ個別にアキュムレータが設けられ，個別に動作させることが可能な設計としており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）自動減圧系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）自動減圧系は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁が窒素充填された格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。サポート系について，自動減圧系の電源については 2 区分から供給しており，1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	逃がし安全弁（手動逃がし機能）にて減圧維持後は使用しないため，使用時間は 24 時間未満（短期間）
系統概略図	添 2-3-2 ページ参照

No.	10
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の 雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
対象系統・機器	非常用ガス処理系
多重性/ 多様性	非常用ガス処理系排風機及び出入口弁は2系統設置されており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（配管の一部、フィルタユニット）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	（1）非常用ガス処理系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 （2）非常用ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計している。 （3）2系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-10-2 ページ参照



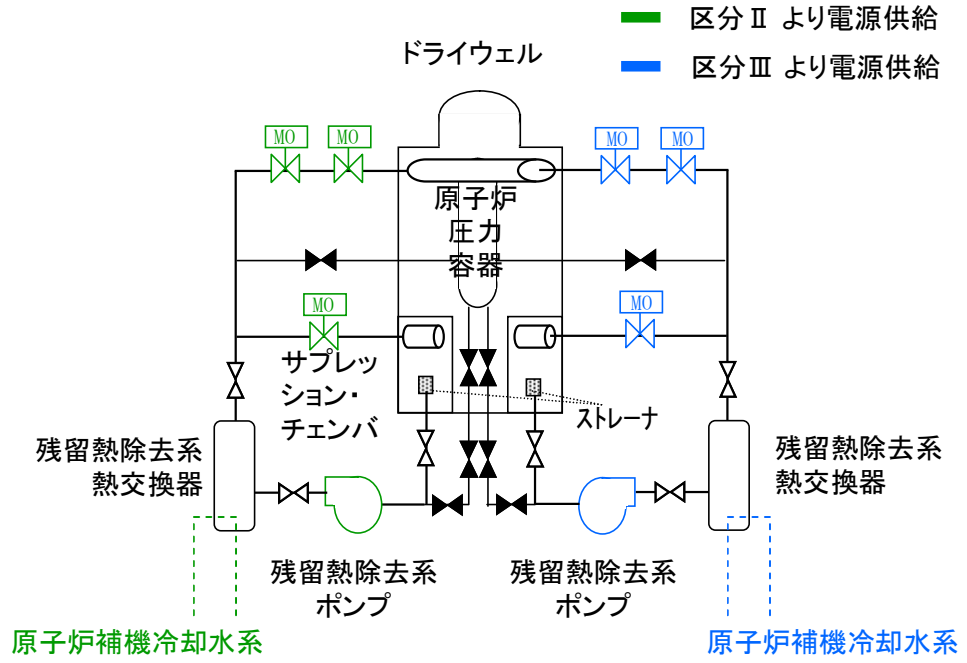
(※1) SGT5乾燥装置 (湿分除去装置、加熱コイル)は100% × 2系列
 (※2) スペースヒータは100% × 2系列(よう素用チャコール・フィルタの上流及び下流に2式、合計4個)
 (※3) 乾燥装置ドレンラインは、A系及びB系で独立配管によりファンネルヘッドレン水を移送するため、ドレン配管閉塞により乾燥装置が同時に機能喪失することはない。

空調機	非常用ガス処理系室の空調機には、A系B系それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	---

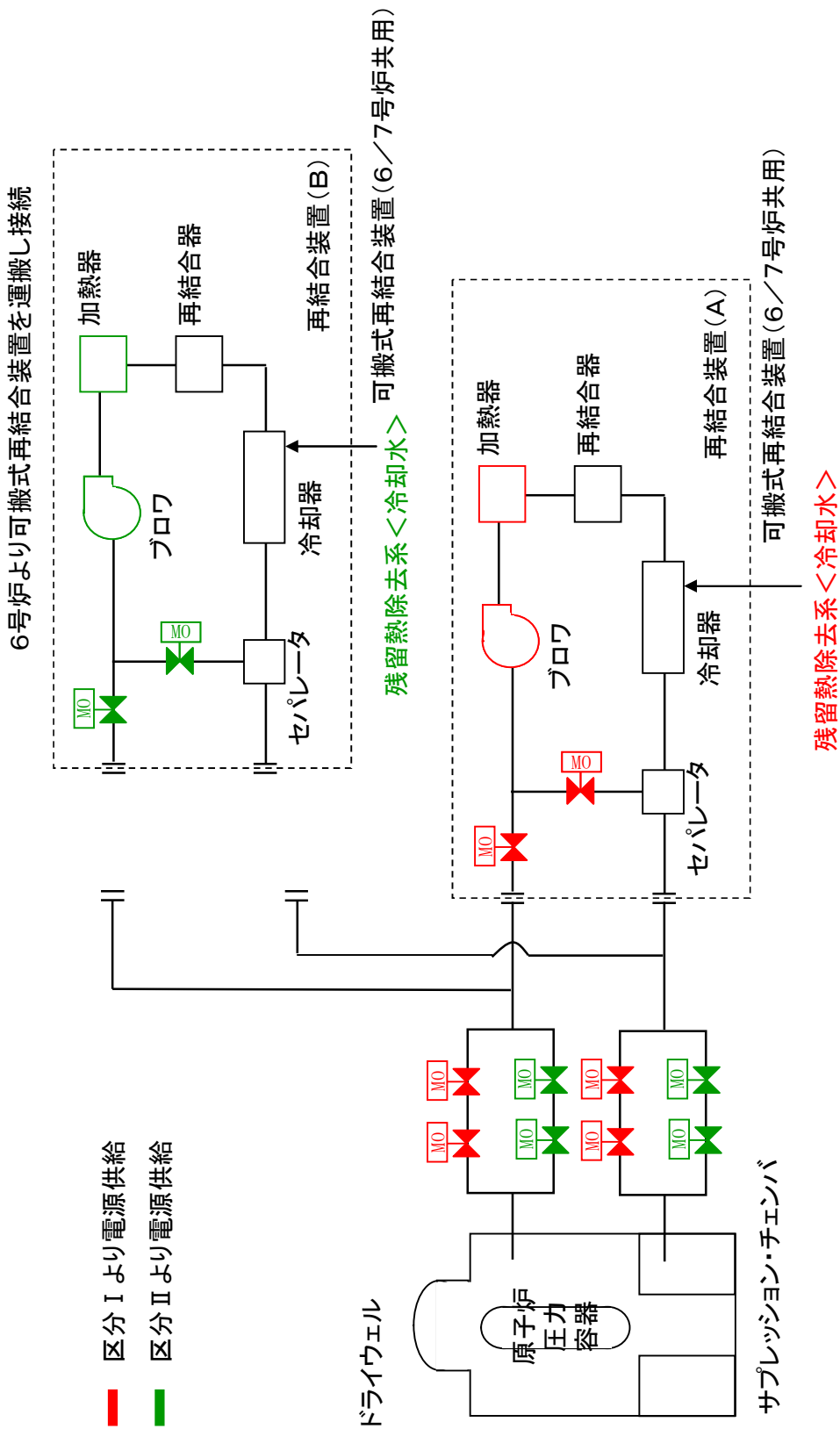
No.	11
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器の冷却機能
対象系統・機器	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))
多重性/多様性	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) は 2 系統あり、それぞれの系統を用いて格納容器スプレイ冷却が可能であることから、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部 (スプレイ管 (ドライウェル, サプレッション・チェンバ)) は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	(1) 格納容器スプレイ冷却系は、2 系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 (2) 格納容器スプレイ冷却系は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、原子炉建屋内の機器は 2 系統がすべて機能喪失しないよう位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。 (3) 2 系統の設備は、1 系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は位置的分散を図るよう配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1 系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 前述 (1) ~ (3) により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
期間	使用時間は 24 時間以上 (長期間)

系統概
略図

空調機	残留熱除去系(B),(C)各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	--



No.	12
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 格納容器内の可燃性ガス制御機能
対象系統・機器	可燃性ガス濃度制御系
多重性/多様性	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（配管の一部）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 2系統の再結合装置は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ6号炉及び7号炉に位置的分散を考慮して配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添2-12-2 ページ参照

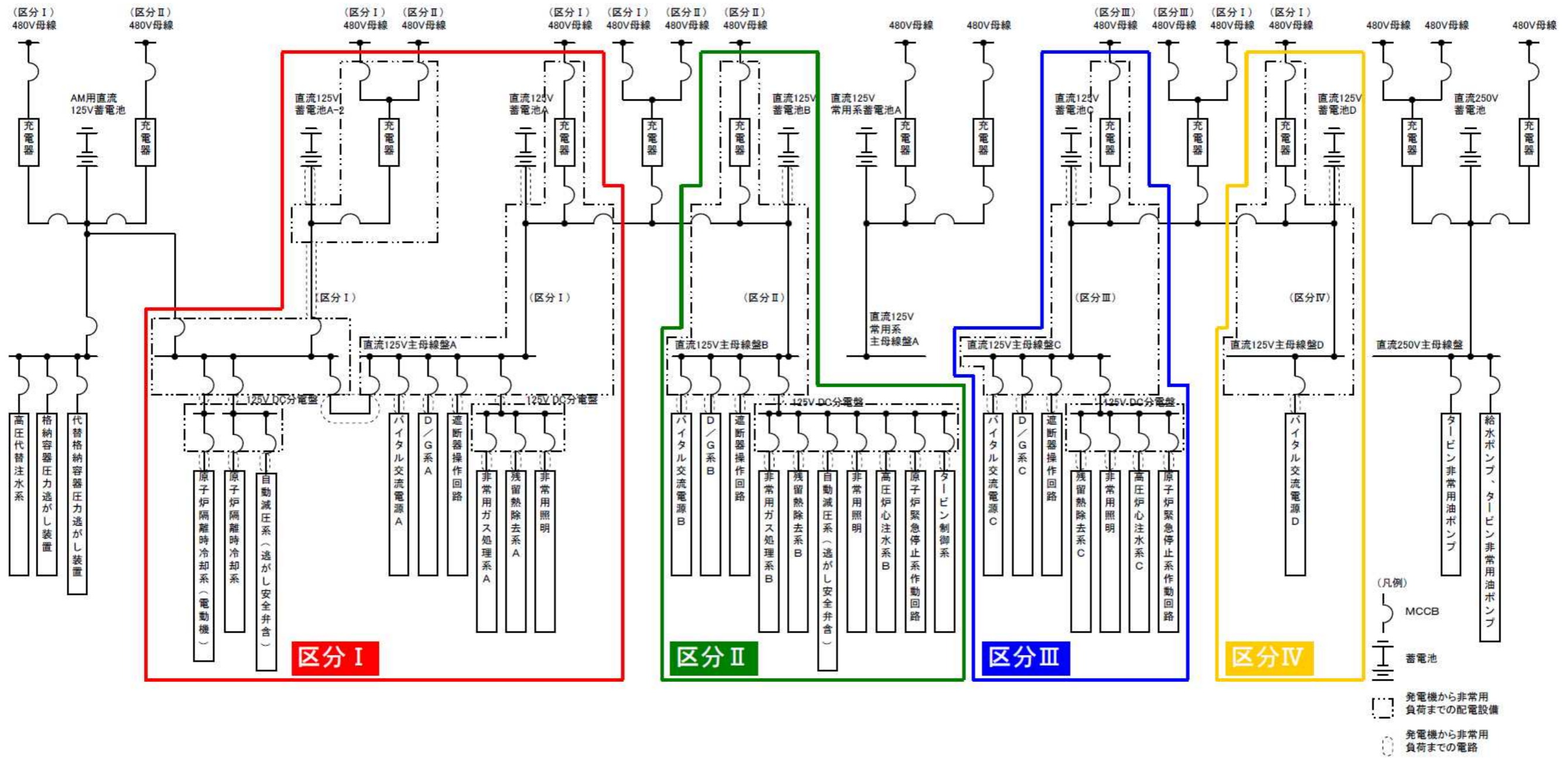


※本図は7号炉に再結合装置(A)を接続している場合の例を示す

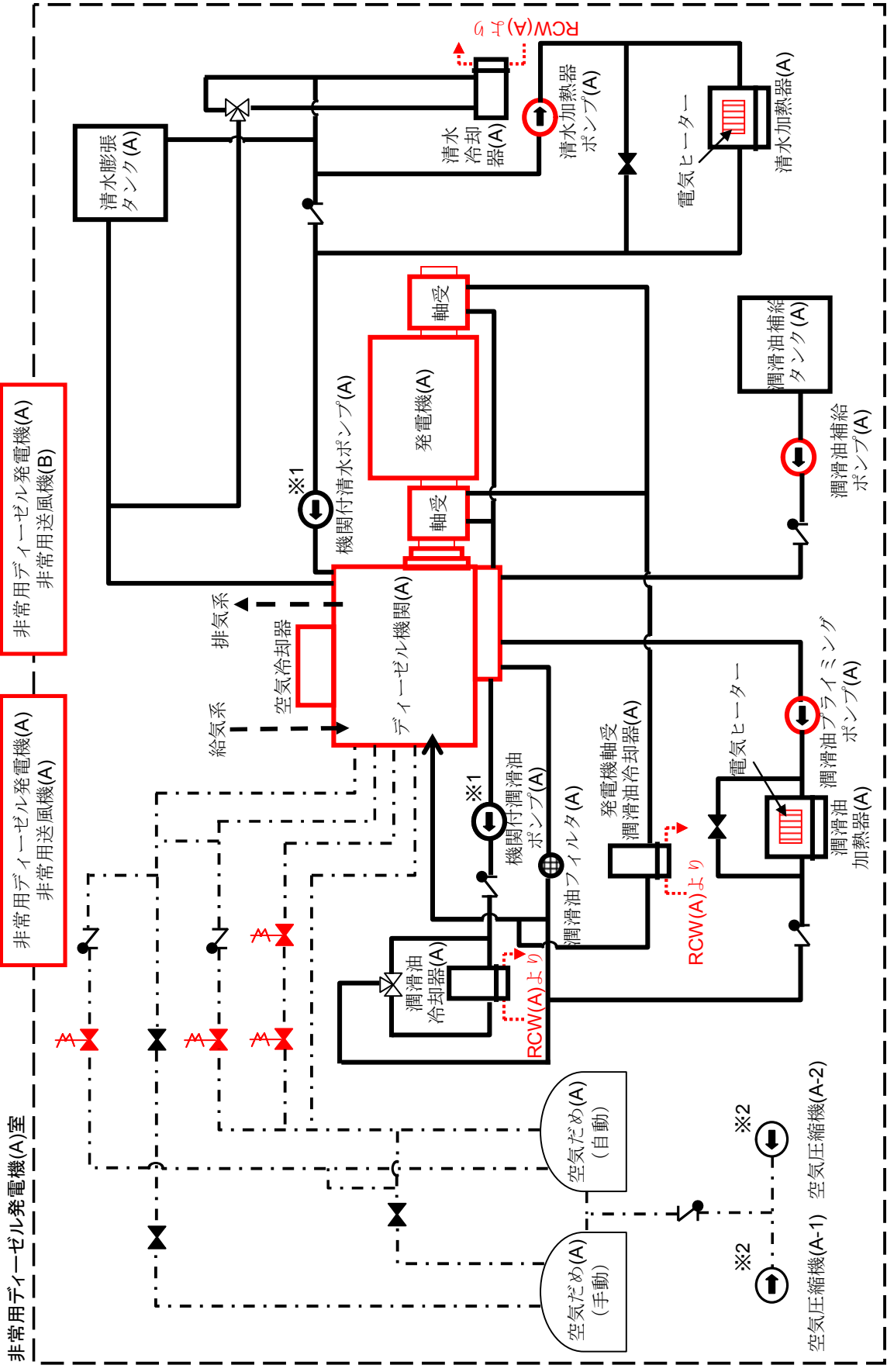
空調機	可燃性ガス濃度制御系室の空調機には、A系B系それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	---

No.	13
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	非常用電源系
多重性/多様性	非常用電源系は3区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 3系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また，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，他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系についても，空調系についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	添2-13-2 ページ参照

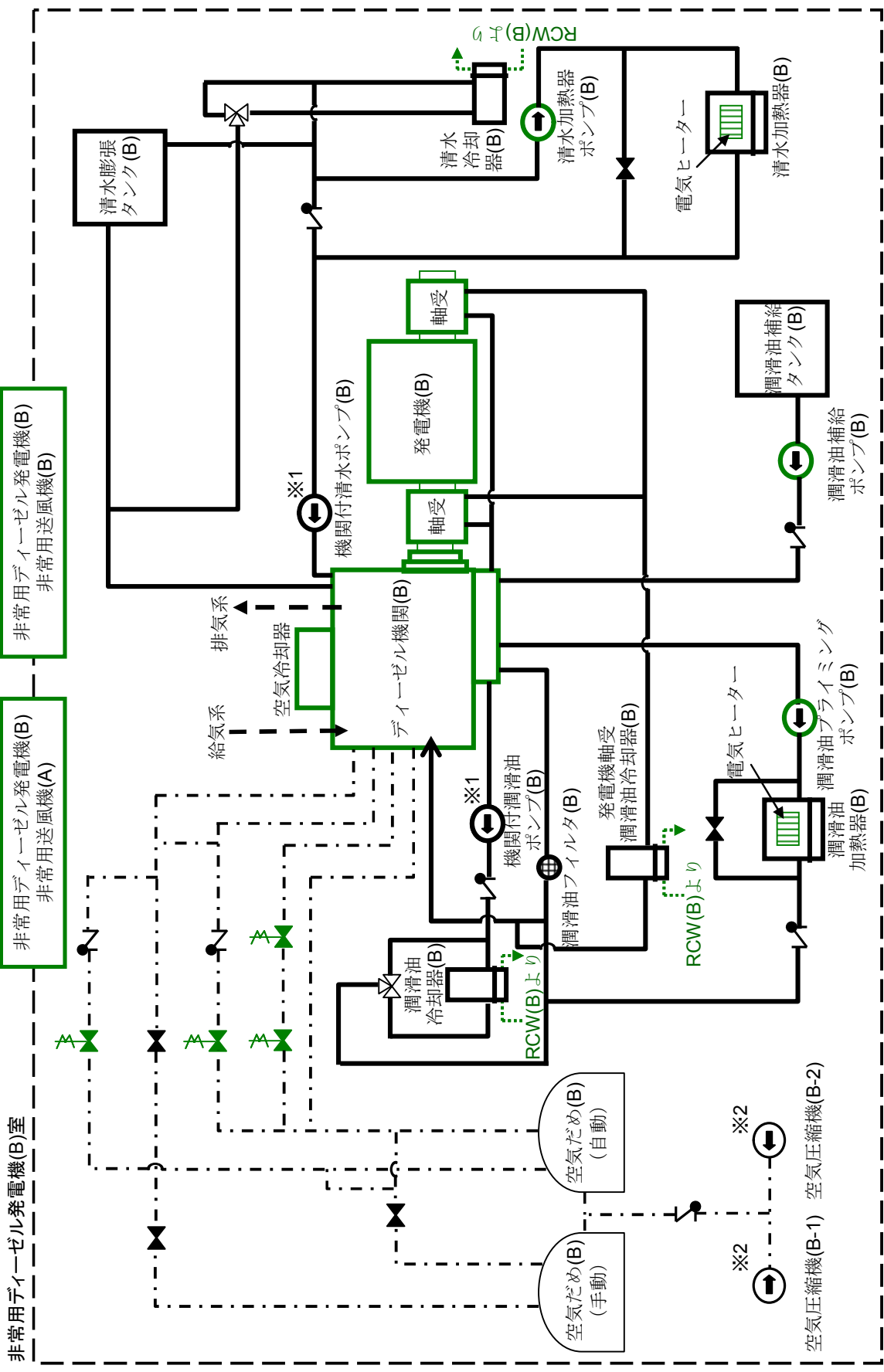
No.	14
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	直流電源系
多重性/多様性	直流電源系は4区分あり、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 直流電源系は、いずれも二次格納施設外の環境条件として、非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については、想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 直流電源系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、4系統のうち2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 4系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また、異なる区分の非常用電源系を接続する場合、充電器に遮断器を設け、電気事故が発生した場合、故障箇所を隔離し、他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系の空調系については、1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	添2-14-2 ページ参照



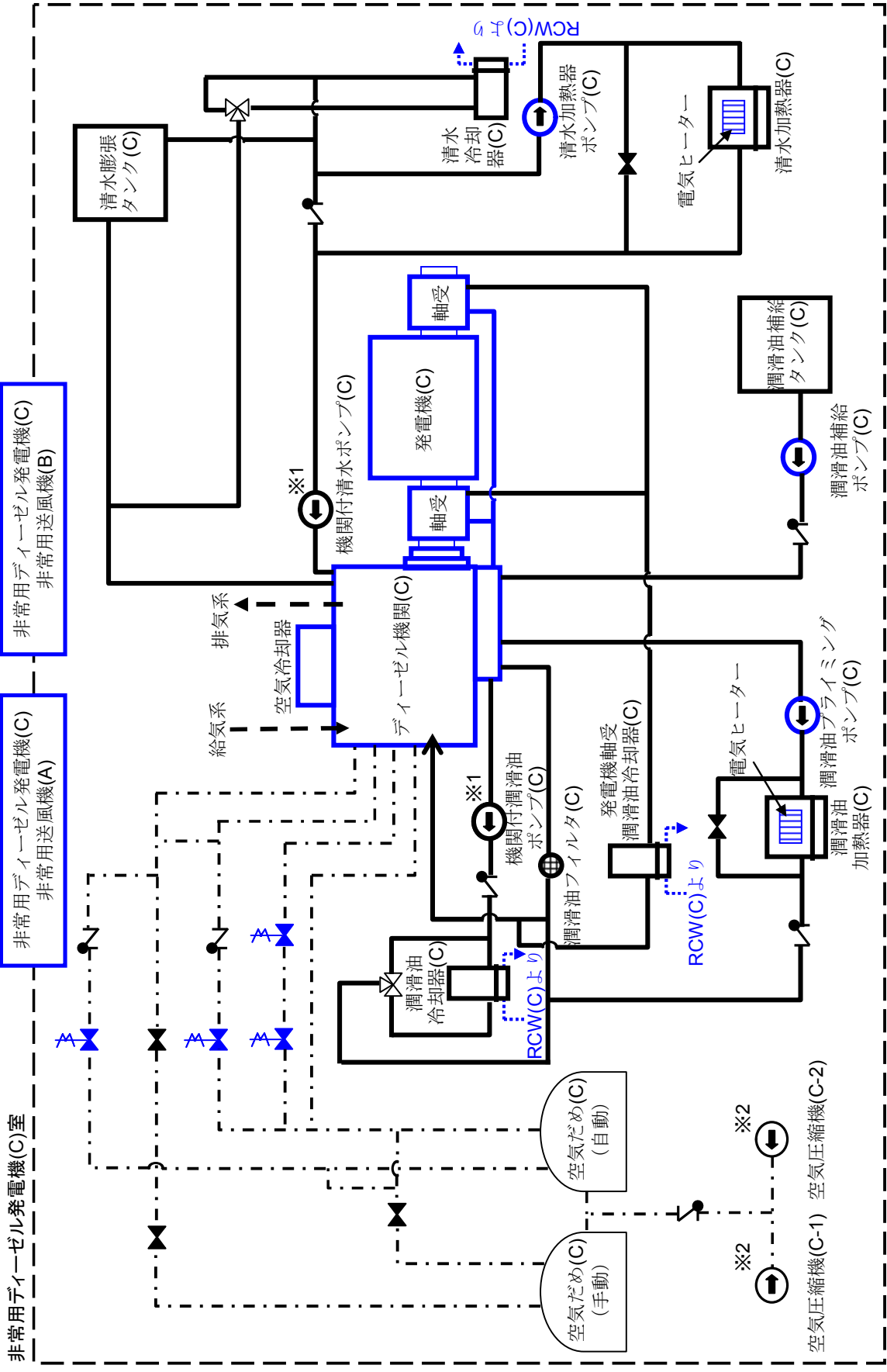
No.	15
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 非常用の交流電源機能
対象系統・機器	非常用ディーゼル発電機
多重性/多様性	非常用ディーゼル発電機は3系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用ディーゼル発電機は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用ディーゼル発電機は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用ディーゼル発電機は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から，空調系についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	添2-15-2～添2-15-5 ページ参照



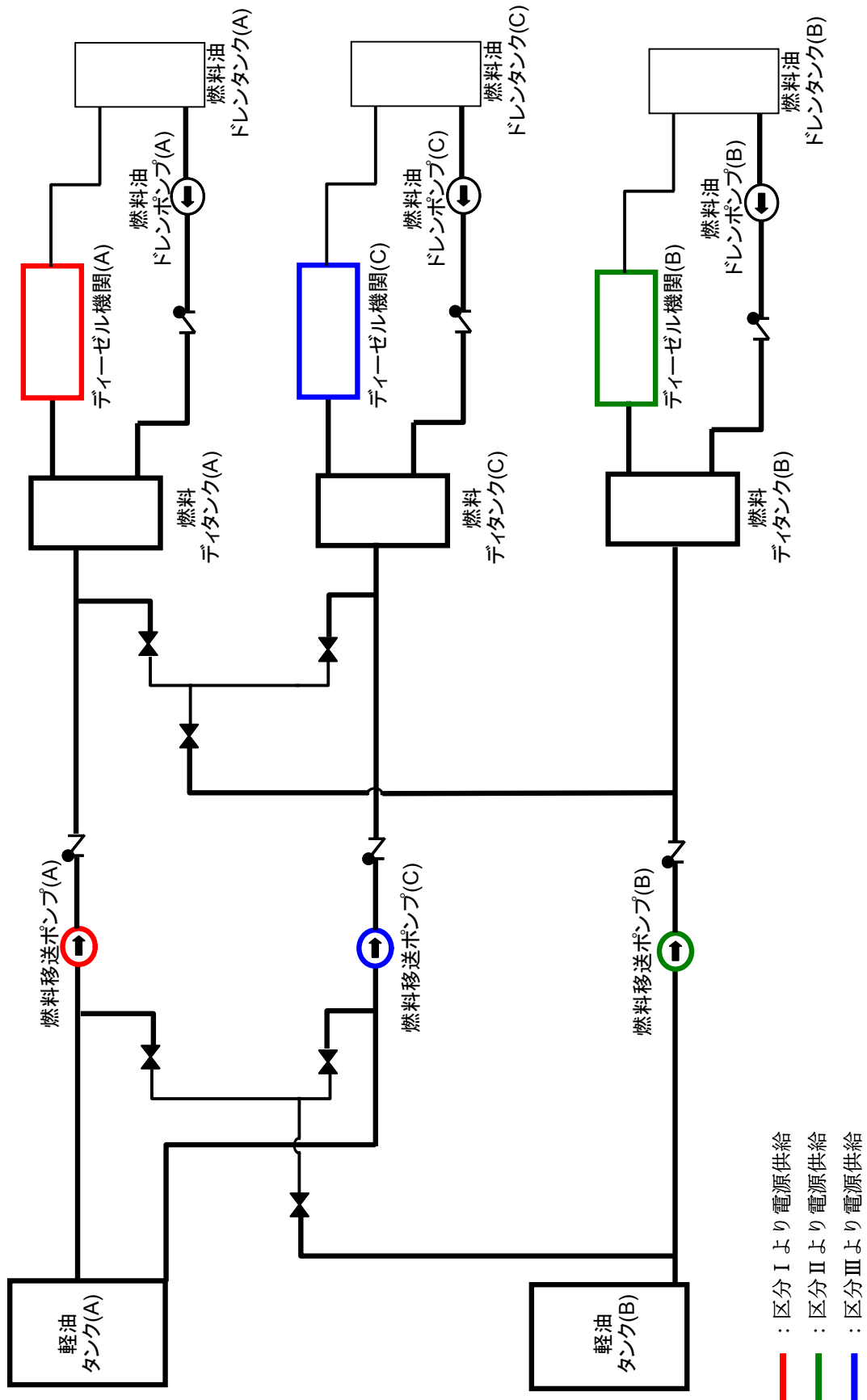
--- : 始動空気系
 --- : 区分Iより電源供給 (ディーゼル発電機(A)起動後は、ディーゼル発電機(A)より電源供給)
 --- : 始動空気系
 --- : 区分Iより電源供給 (ディーゼル発電機(A)起動後は、ディーゼル発電機(A)より電源供給)
 ※1: ディーゼル機関の軸動力にて駆動 RCW: 原子炉補機冷却水系
 ※2: ディーゼル機関運転には必須とならない設備



- - - : 始動空気系
 ——— : 区分IIより電源供給 (ディーゼル発電機(B)起動後は、ディーゼル発電機(B)より電源供給)
 ※1: ディーゼル機関の軸動力にて駆動 RCW: 原子炉補機冷却水系
 ※2: ディーゼル機関運転には必須とならない設備

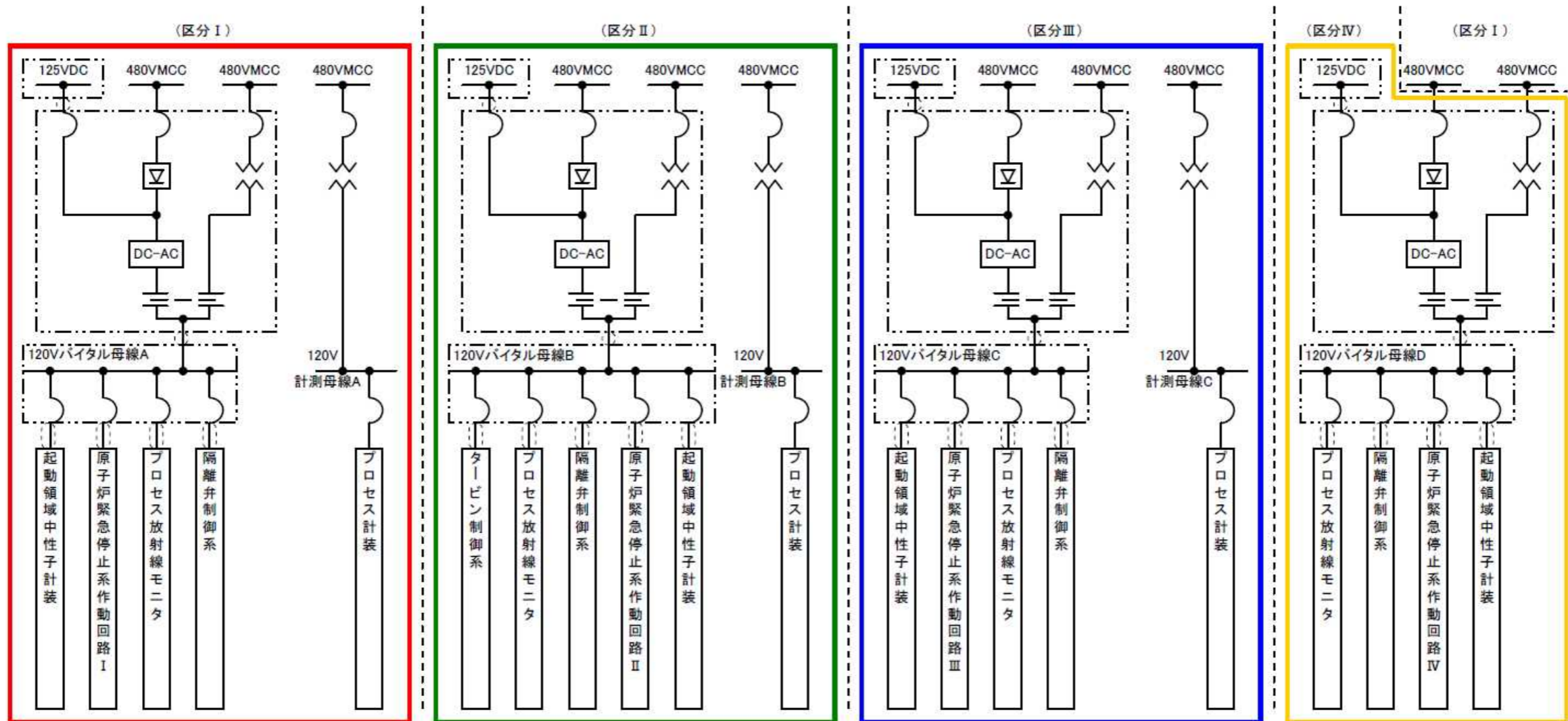


--- : 始動空気系
 --- : 区分Ⅲより電源供給 (ディーゼル発電機(C)起動後は、ディーゼル発電機(C)より電源供給)
 --- : 始動空気系
 --- : 区分Ⅲより電源供給 (ディーゼル発電機(C)起動後は、ディーゼル発電機(C)より電源供給)
 ※1: ディーゼル機関の軸動力にて駆動 RCW: 原子炉補機冷却水系
 ※2: ディーゼル機関運転には必須とならない設備



No.	16
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 非常用の直流電源機能
対象系統・機器	直流電源系（非常用所内電源）
多重性/多様性	直流電源系（非常用所内電源）は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>（1）直流電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）直流電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，4系統のうち2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）4系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また，異なる区分の非常用電源系を接続する場合，充電器に遮断器を設け，電気事故が発生した場合，故障箇所を隔離し，他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系の空調系については，1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添2-14-2 ページ参照

No.	17
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 非常用の計測制御用直流電源機能
対象系統・機器	計測制御電源系
多重性/多様性	計測制御電源系は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 計測制御電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 計測制御電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 4系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。サポート系の空調系については，1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	添2-17-2 ページ参照










区分 I

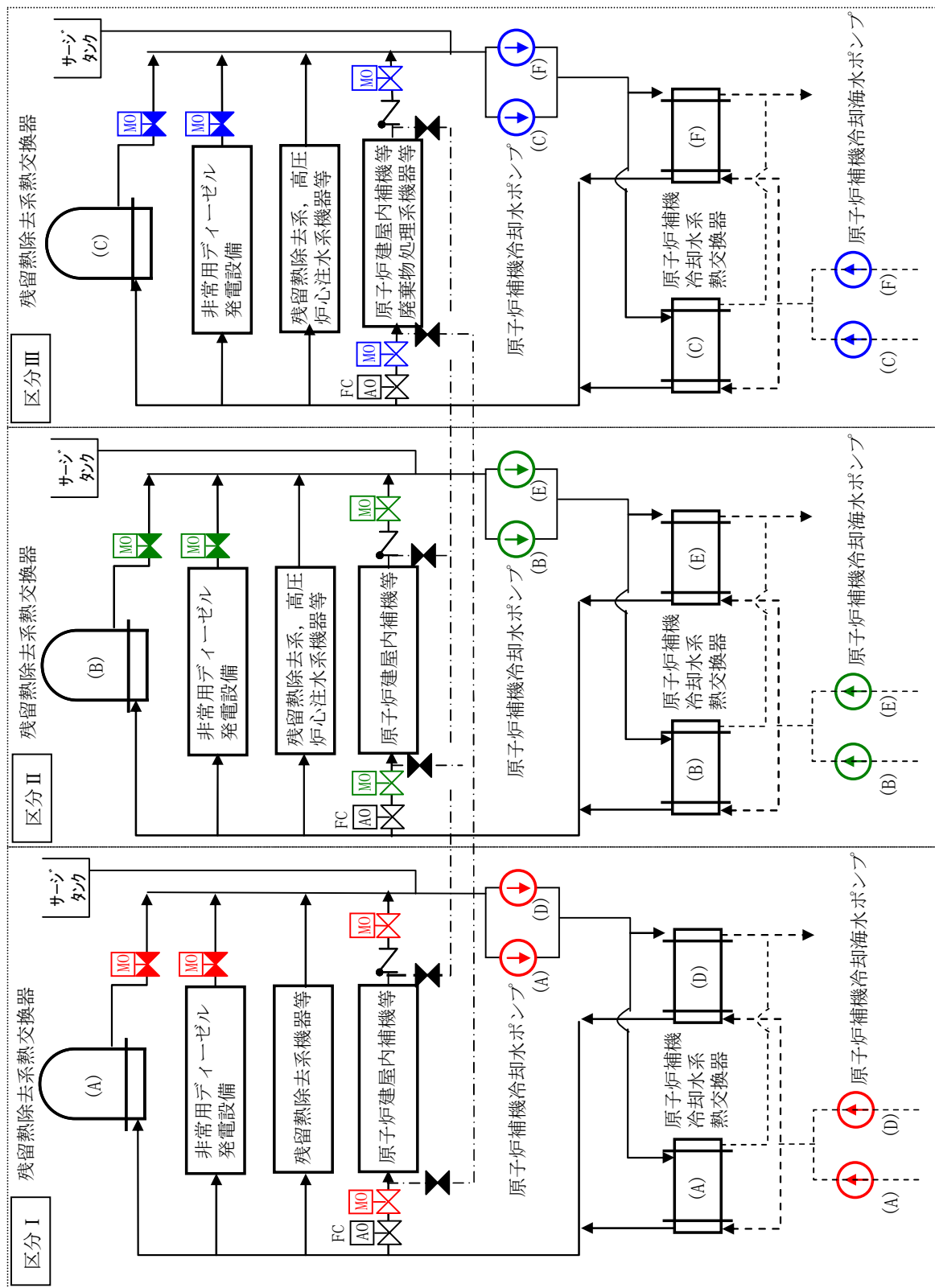
区分 II

区分 III

区分 IV

- (凡例)
-  MCCB
 -  変圧器
 -  整流器
 -  静止型交直変換器
 -  サイリスタスイッチ
 -  蓄電池から非常用負荷までの配電設備
 -  蓄電池から非常用負荷までの回路

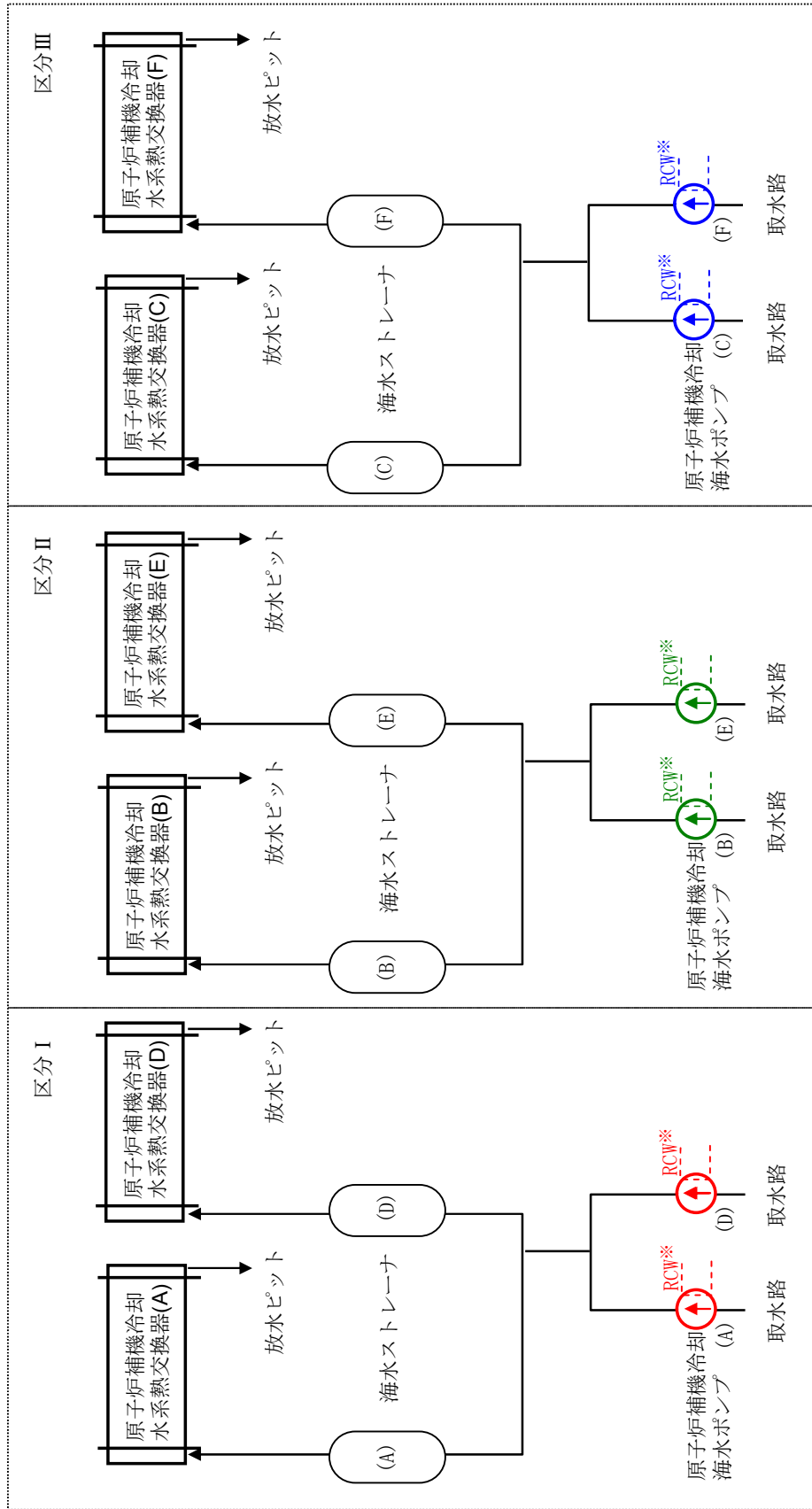
No.	18
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 補機冷却機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却水系
多重性/多様性	原子炉補機冷却水系は3系統あり、それぞれの系統を用いて補機の冷却が可能であることから、多重性を有している（なお、1区分あたりポンプは2台（1台は通常時予備））。
独立性	<p>（1）原子炉補機冷却水系は、二次格納施設内外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉補機冷却水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水（海水系）については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。また、原子炉補機冷却水系にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており、その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添2-18-2 ページ参照



— 区分 I 電源供給
 — 区分 II 電源供給
 — 区分 III 電源供給
 - - - - - タイライン

空調機	原子炉補機冷却水系ポンプ (A/D), (B/E), (C/F) の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	---

No.	19
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 冷却用海水供給機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却海水系
多重性/多様性	原子炉補機冷却海水系は3系統あり、それぞれの系統を用いて補機の除熱が可能であることから、多重性を有している（なお、1区分あたりポンプは2台（1台は通常時予備））。
独立性	<p>（1）原子炉補機冷却海水系は、二次格納施設外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉補機冷却海水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>また、残留熱除去系にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており、その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添2-19-2 ページ参照

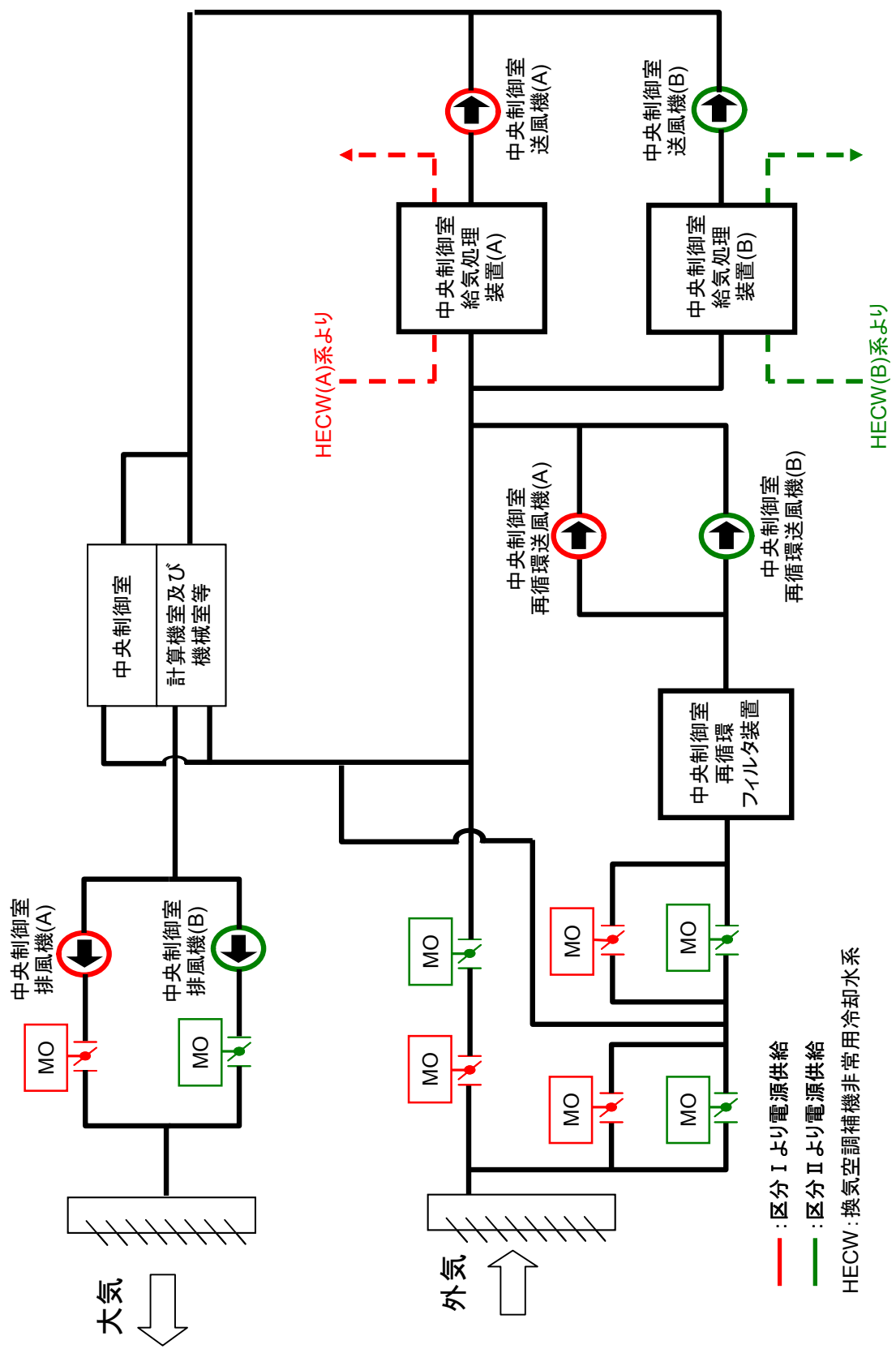


※ RCW：原子炉補機冷却水系

- 区分Ⅰ 電源供給
- 区分Ⅱ 電源供給
- 区分Ⅲ 電源供給

空調機
原子炉補機冷却海水系ポンプ(A/D), (B/E), (C/F)の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている

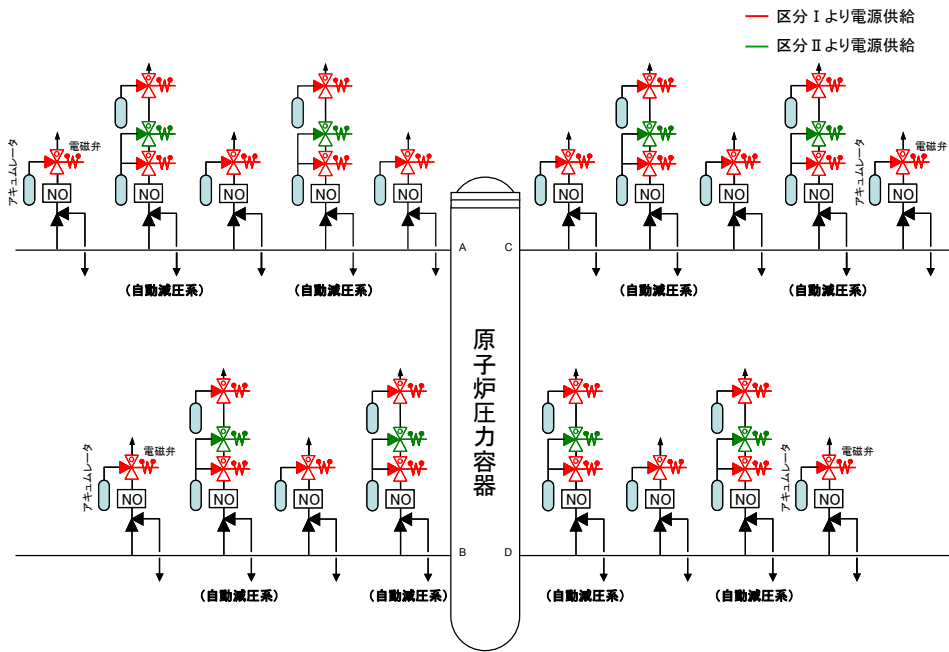
No.	20
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉制御室非常用換気空調機能
対象系統・機器	中央制御室換気空調系
多重性/多様性	中央制御室換気空調系送排風機及び出入口ダンパは二重化しており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（ダクトの一部、再循環フィルタ）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>（1）中央制御室換気空調系は、二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）中央制御室換気空調系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）中央制御室換気空調系のサポート系は、電源についてそれぞれ異なる区分から、冷却水について主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添2-20-2 ページ参照



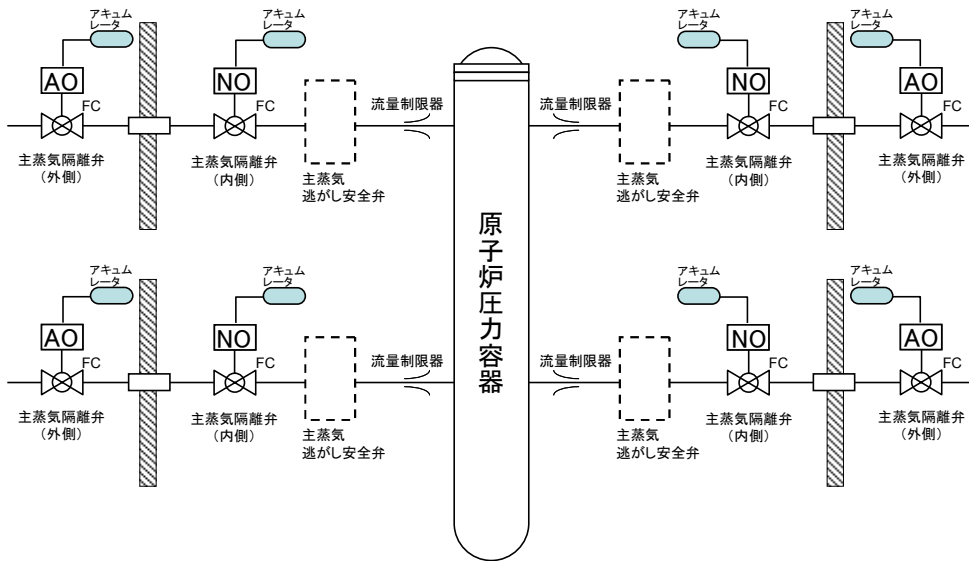
— : 区分 I より電源供給
 — : 区分 II より電源供給
 HECW : 換気空調補機非常用冷却水系

No.	21
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 圧縮空気供給機能
対象系統・機器	駆動用窒素源（逃がし安全弁への供給，主蒸気隔離弁への供給）
多重性/多様性	<p>駆動用窒素源（アキュムレータ）は逃がし安全弁，主蒸気隔離弁ともに個別についており，逃がし安全弁，主蒸気隔離弁そのものが多重性を有しているため，駆動用窒素源も多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離弁については，アキュムレータが機能喪失した場合は，バネ力にて自動で動作可能な設計としており，駆動源として多様性を有している。</p>
独立性	<p>（１）アキュムレータは逃がし安全弁（自動減圧系），主蒸気隔離弁ともに，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（２）アキュムレータは逃がし安全弁，主蒸気隔離弁ともに，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>（３）アキュムレータは逃がし安全弁，主蒸気隔離弁ともにそれぞれ分離しており，４本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。サポート系についても，逃がし安全弁（自動減圧系），主蒸気隔離弁の電源については２区分から供給しており，１区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（１）～（３）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	<p>駆動用窒素源（逃がし安全弁への供給）の使用時間は 24 時間以上（長期間）</p> <p>駆動用窒素源（主蒸気隔離弁への供給）の使用時間は 24 時間未満（短期間）</p>

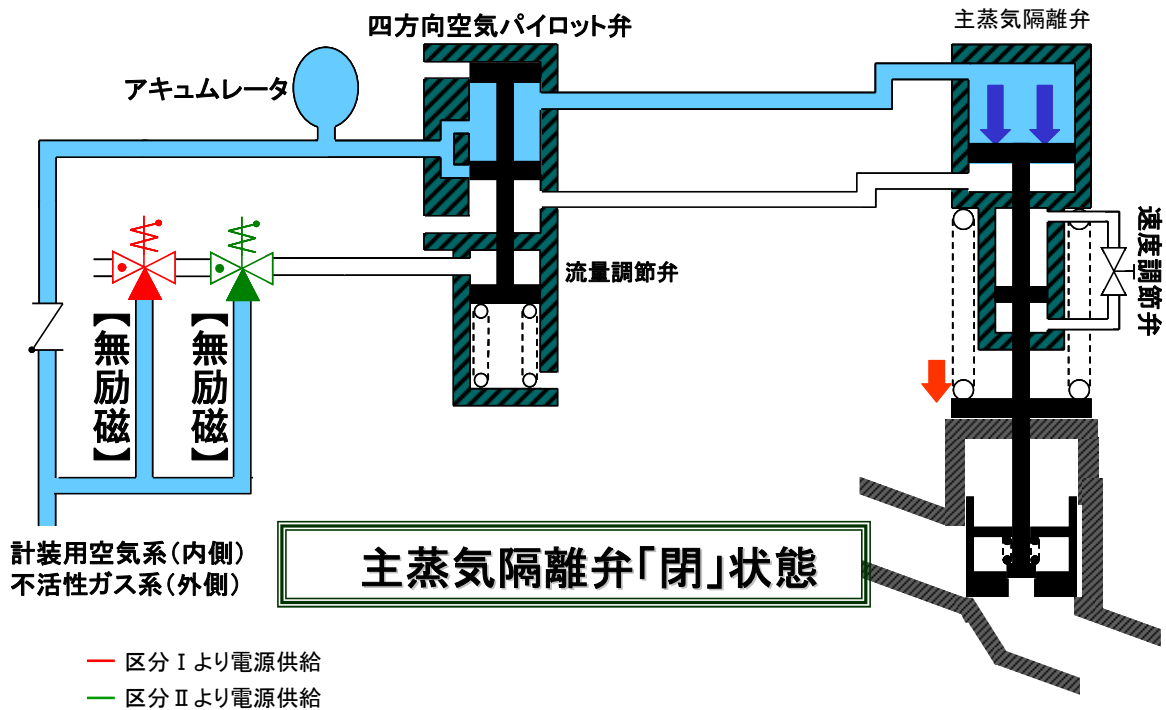
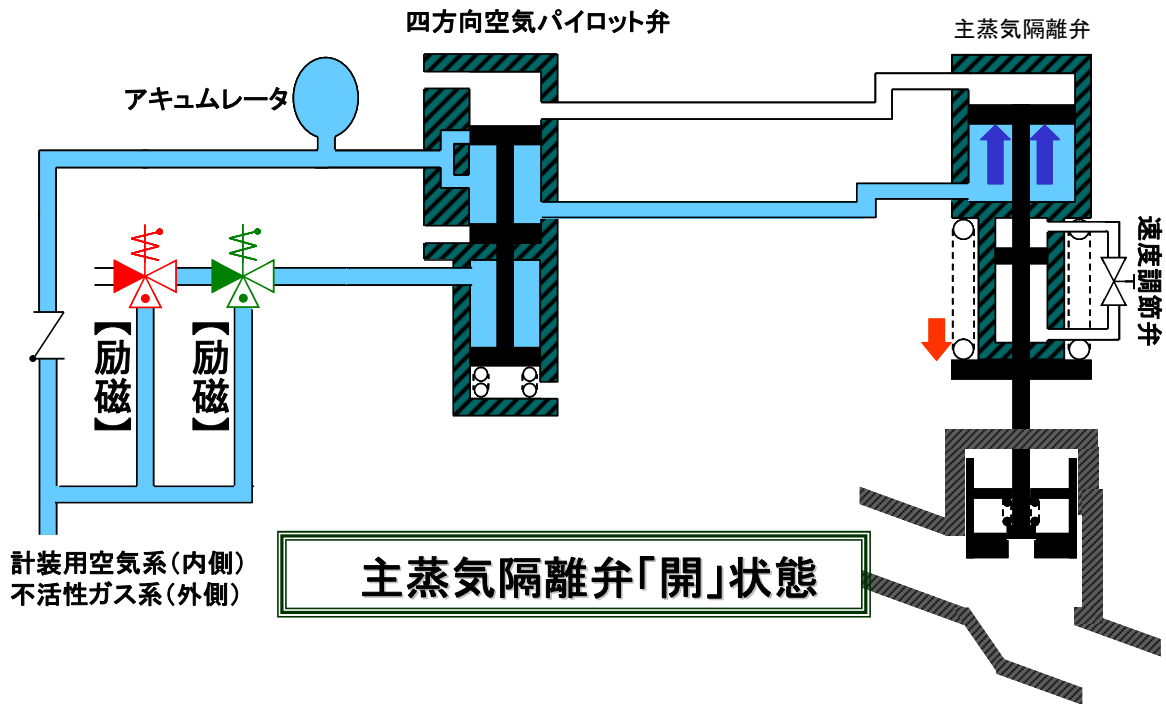
系統概略図



駆動用窒素源（逃がし安全弁への供給）

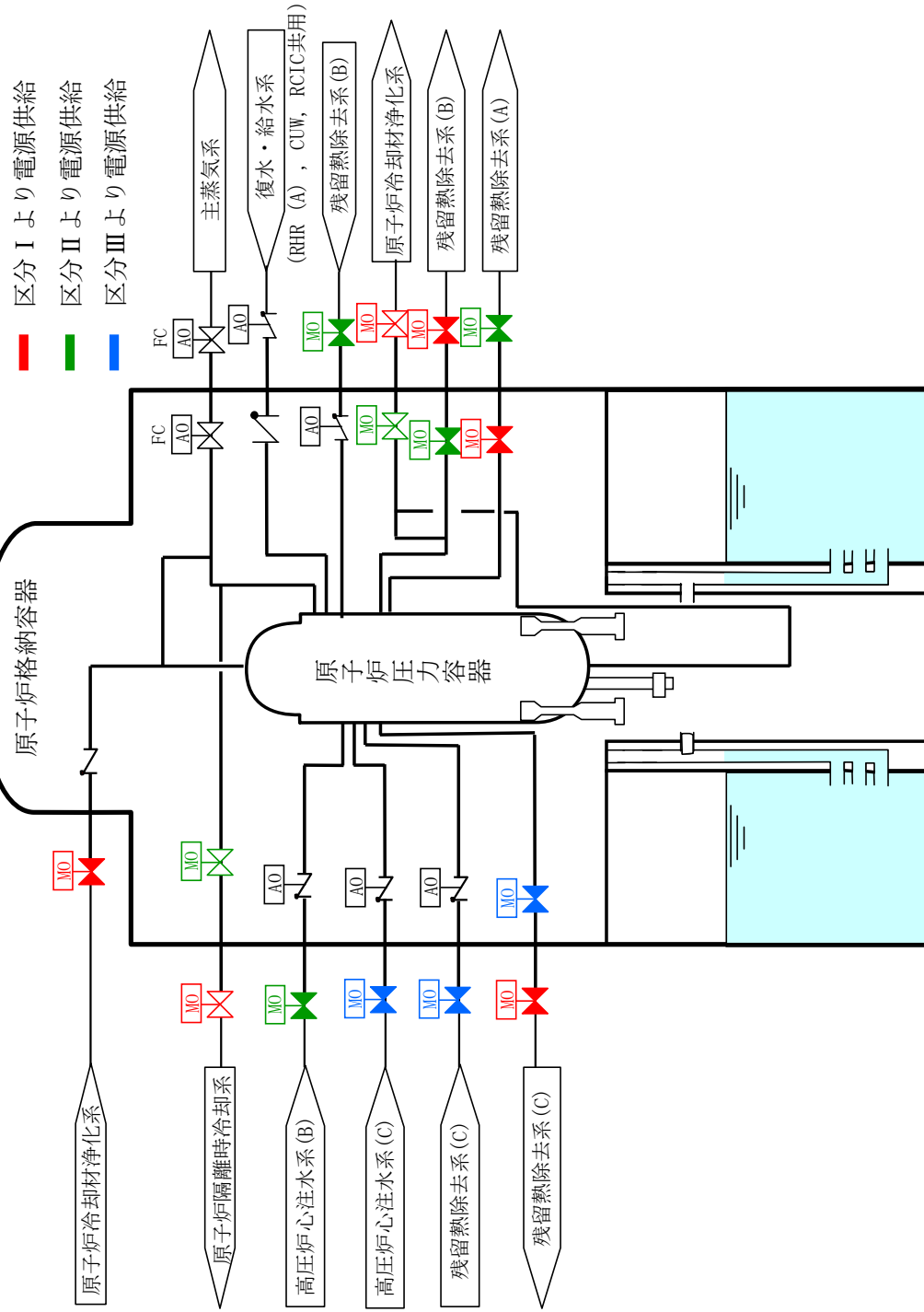


駆動用窒素源（主蒸気隔離弁への供給（動作原理については添2-21-3 参照））



No.	22
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁
多重性/多様性	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されており、かつ、設置許可基準規則 17 条への適合性を有していることから多重性/多様性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するように設計している。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁（第 1 隔離弁、第 2 隔離弁）の位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁（第 1 隔離弁、第 2 隔離弁）は、弁駆動源である電源、空気が単一故障で喪失した場合でも、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう、下記のとおり駆動方法を分離した設計にしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第 1 隔離弁、第 2 隔離弁がともに電動弁の場合には、互いに電源の区分を分離するよう設計している。 ・第 1 隔離弁、第 2 隔離弁がともに空気作動弁の場合には、駆動源喪失時にフェイルクローズとするよう設計している。 ・第 1 隔離弁、第 2 隔離弁のうち、いずれかに逆止弁がある場合は、もう一方の隔離弁駆動源が喪失した場合でも、逆止弁で隔離機能が確保可能となるよう設計している。 <p>前述 (1) ~ (3) により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は極短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は 24 時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-22-2 ページ参照

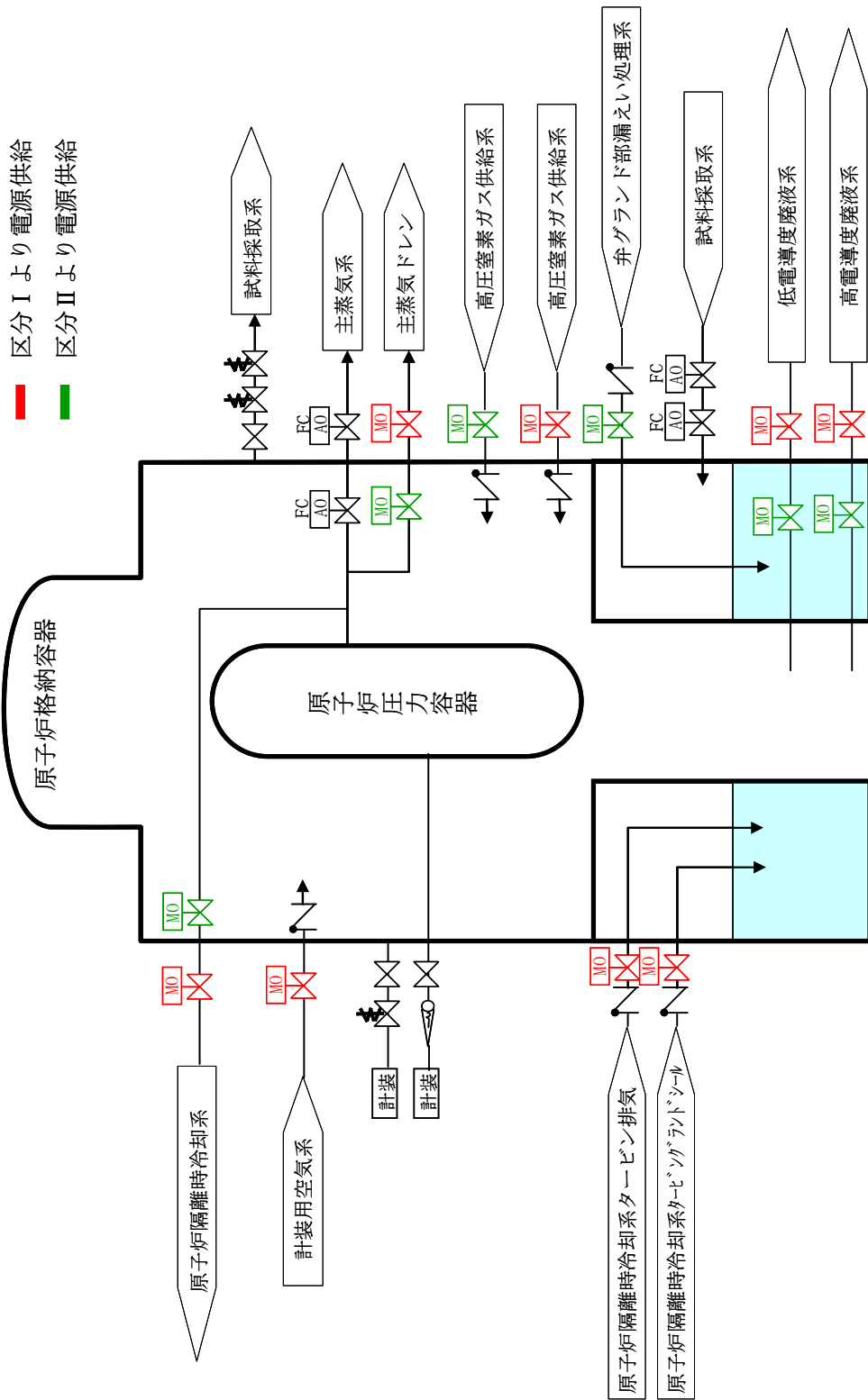
原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁概要図



本図で示す原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、「通常運転時の原子炉冷却材補給系によって通常停止等の安全上十分な措置がとれるまでの間、原子炉冷却材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」のものについては省略している。また、通常時または事故時に開となるおそれがないものについても省略している。

No.	23
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
多重性/多様性	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されており、多重性/多様性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについて、弁駆動源である電源供給、空気供給が単一故障で喪失した場合でも、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう、下記の通り駆動方法を分離するよう設計している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁の場合には、互いに電源の区分を分離するよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに空気作動弁の場合には、駆動源喪失時にフェイルクローズとするよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁のうち、いずれかに逆止弁がある場合は、もう一方の隔離弁駆動源が喪失した場合でも、逆止弁で隔離機能確保可能となるよう設計している。 ・原子炉圧力容器に接続される計装配管の場合には、エクセスフローチェック弁（過流量阻止弁）、又は駆動源喪失時にフェイルクローズとなる電磁弁により、隔離できるよう設計している。 <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は極短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-23-2 ページ参照

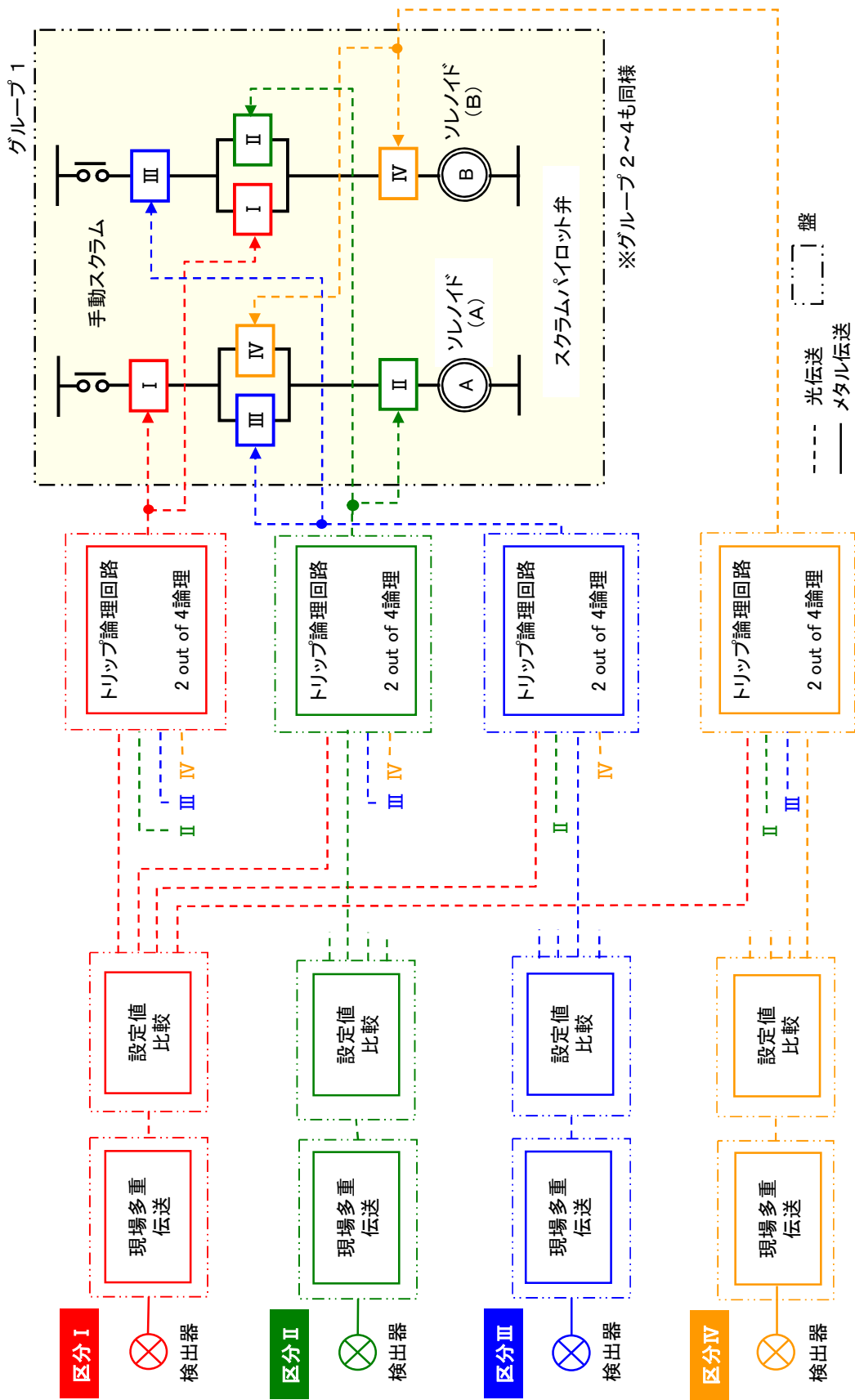
原子炉格納容器バウンダリ隔離弁概要図



本図で示す原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、原子炉格納容器を貫通する配管のうち、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき隔離弁が2弁要求されるもので、通常時間、事故時間、事故時間のものを抜粋して記載している。

原子炉格納容器バウンダリ隔離弁で「通常時間、事故時間」のもの、「原子炉格納容器の内側、外側、又は内外で閉じた系を構成する配管」のものについては隔離弁が1弁要求であり、本図では省略している。

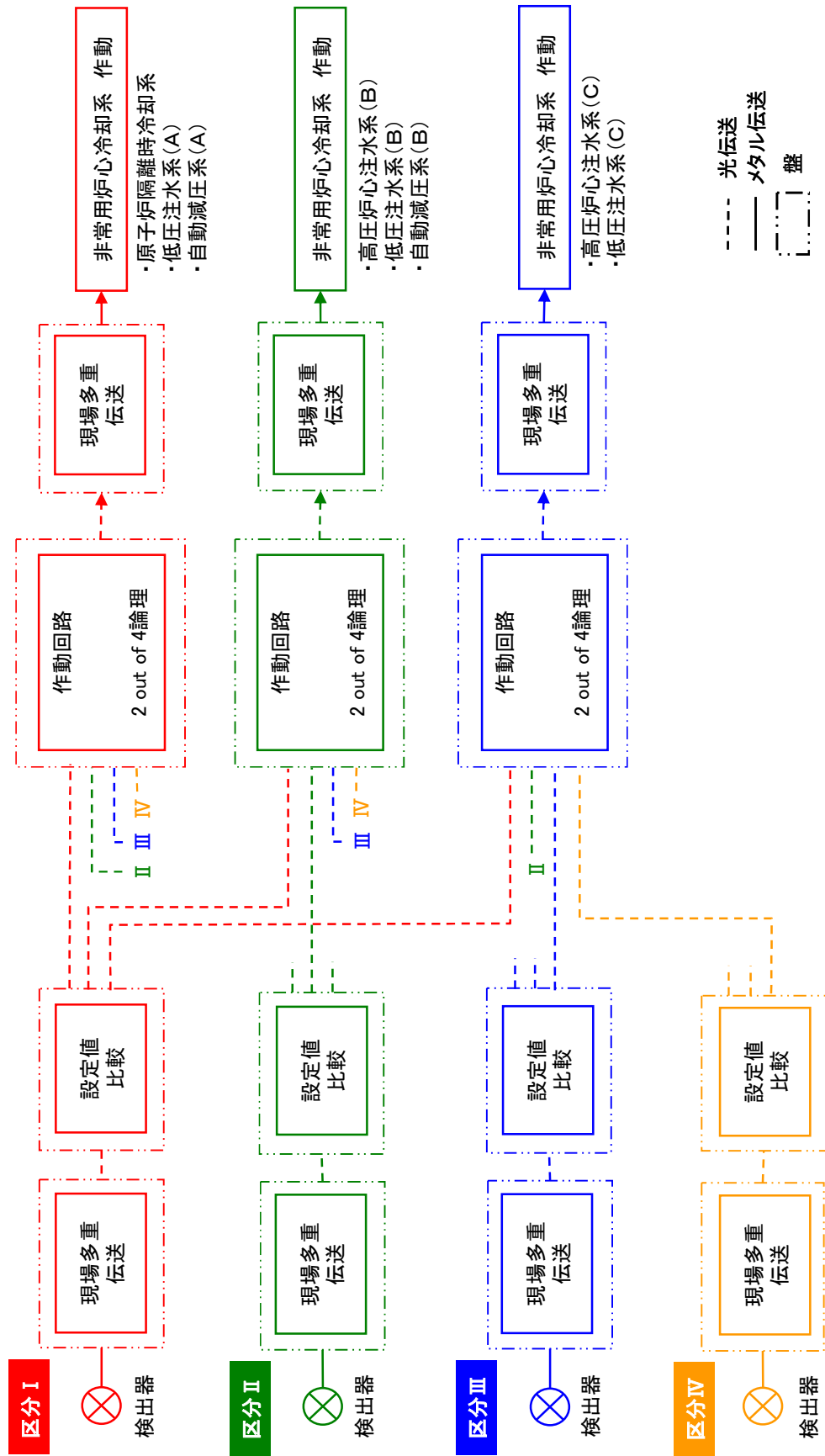
No.	24
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
対象系統・機器	原子炉緊急停止の安全保護回路
多重性/多様性	原子炉緊急停止の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、4区分のトリップ論理回路（2 out of 4）を通じてトリップ信号を発生させており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）原子炉緊急停止の安全保護回路は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉緊急停止の安全保護回路は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災による機器の損傷が発生した場合においてもトリップさせるフェイルセーフ設計となっており、機能への影響はない。</p> <p>（3）原子炉緊急停止の安全保護回路は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な離隔距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。また、他区分で故障が生じて影響がないよう、信号の取り合いは光伝送により電氣的な分離が図られている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間はスクラムのタイミングのみ（短期間）
系統概略図	添 2-24-2 ページ参照



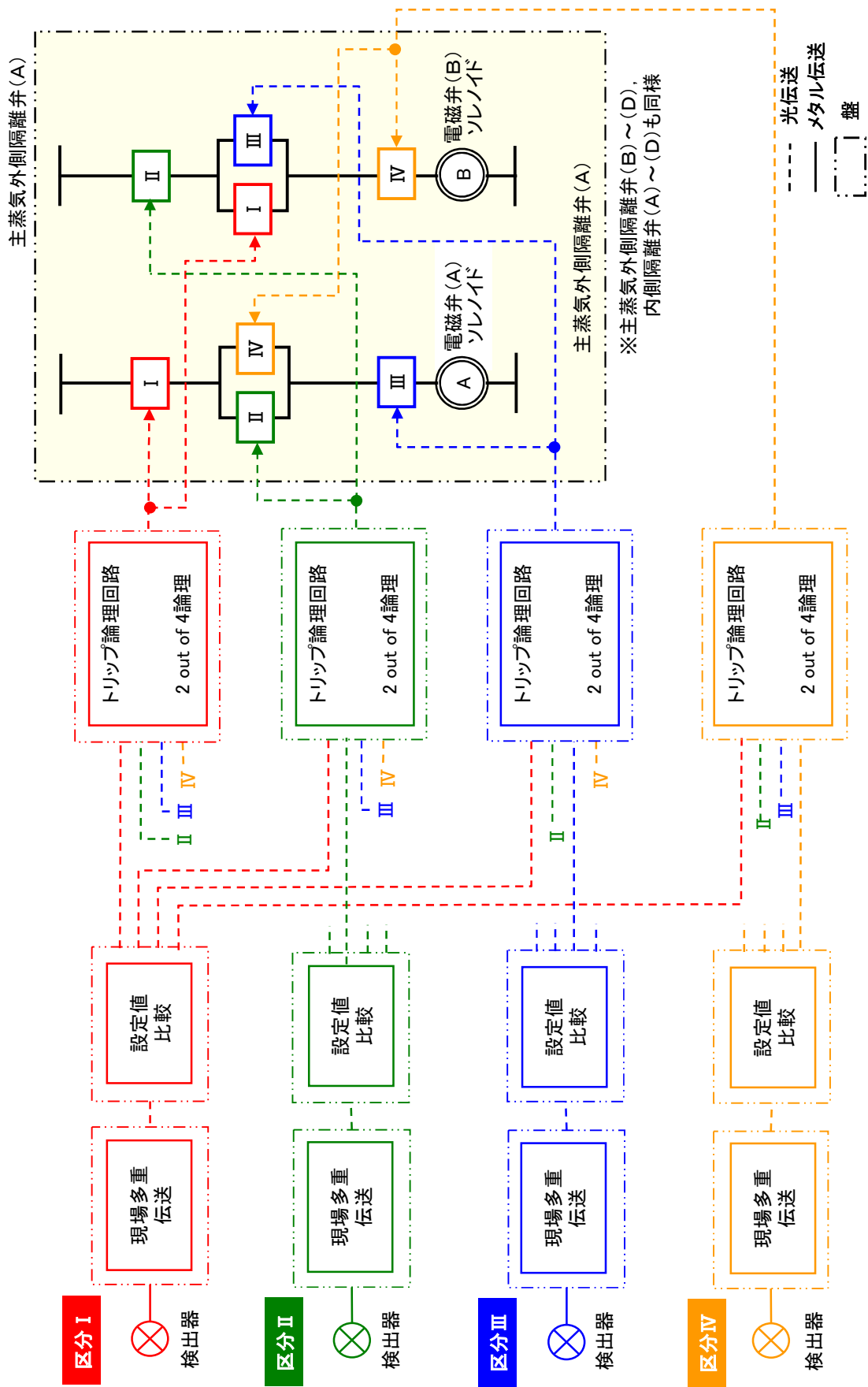
No.	25
安全機能	<p>《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <p>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</p>
対象系統・機器	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路</p> <p>非常用ガス処理系作動の安全保護回路</p>
多重性/多様性	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、3区分の安全論理回路(2 out of 4)を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、4区分の論理回路(2 out of 4)を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、2区分の論理回路(2 out of 4)を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>非常用ガス処理系作動の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、2区分の論理回路(2 out of 4)を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 各回路は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 各回路は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、下記のいずれかの対策を行い、溢水、火災の影響により機能喪失しないよう設計している。</p> <p>①機器の損傷が発生した場合においてもトリップさせるフェイルセーフ設計とする。</p> <p>②4区分のうち2区分以上(可燃性ガス濃度制御系については、2区分のうち1区分)が機能喪失しないよう溢水、火災の影響軽減対策等を実施する。</p> <p>(3) 各回路は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な隔離距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。また、</p>

	<p>他区分で故障が生じても影響がないよう、信号を取り合う場合は光伝送により電氣的な分離が図られている。</p> <p>サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-25-3～添 2-25-6 ページ参照

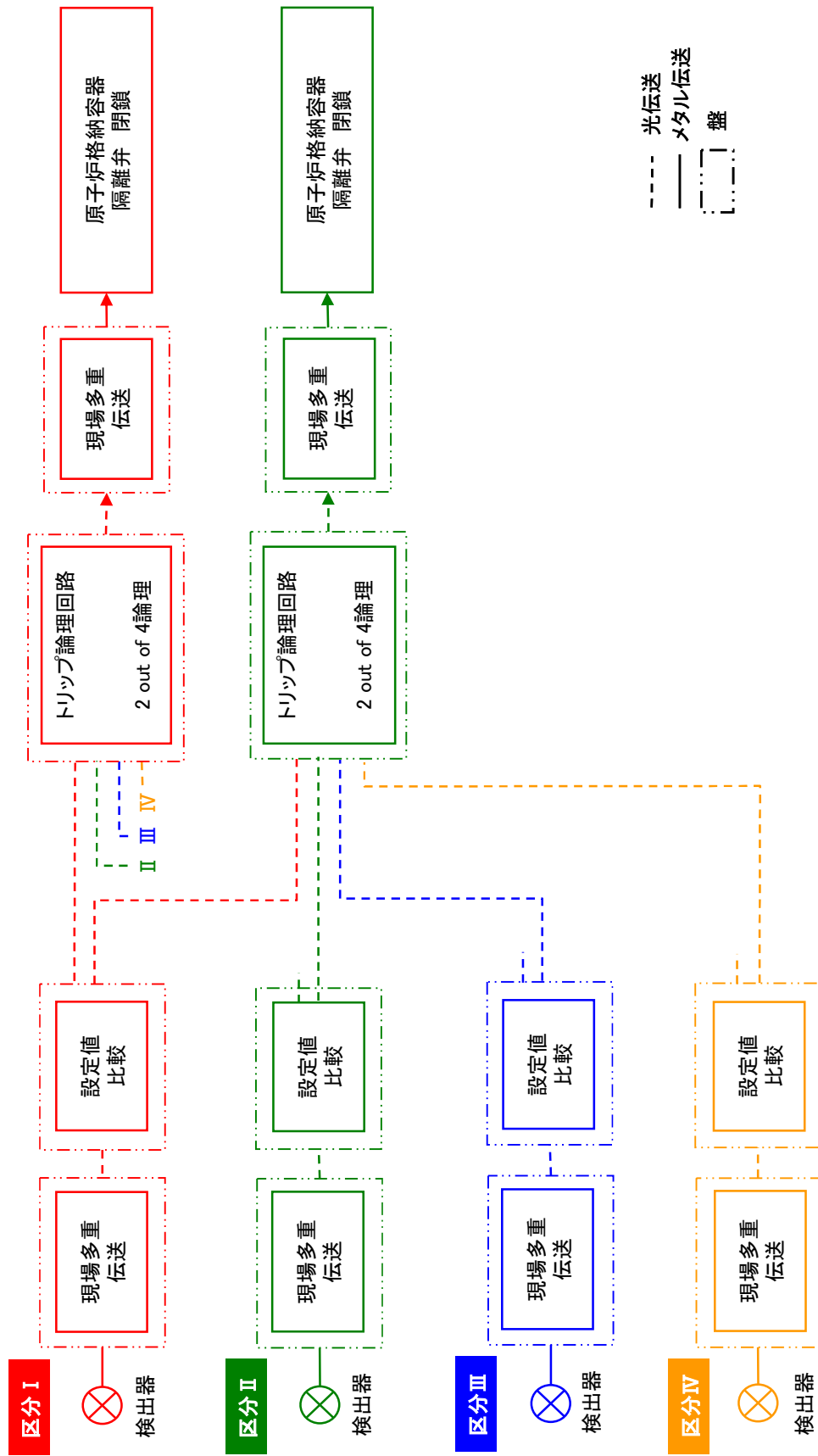
(非常用炉心冷却系作動の安全保護回路)



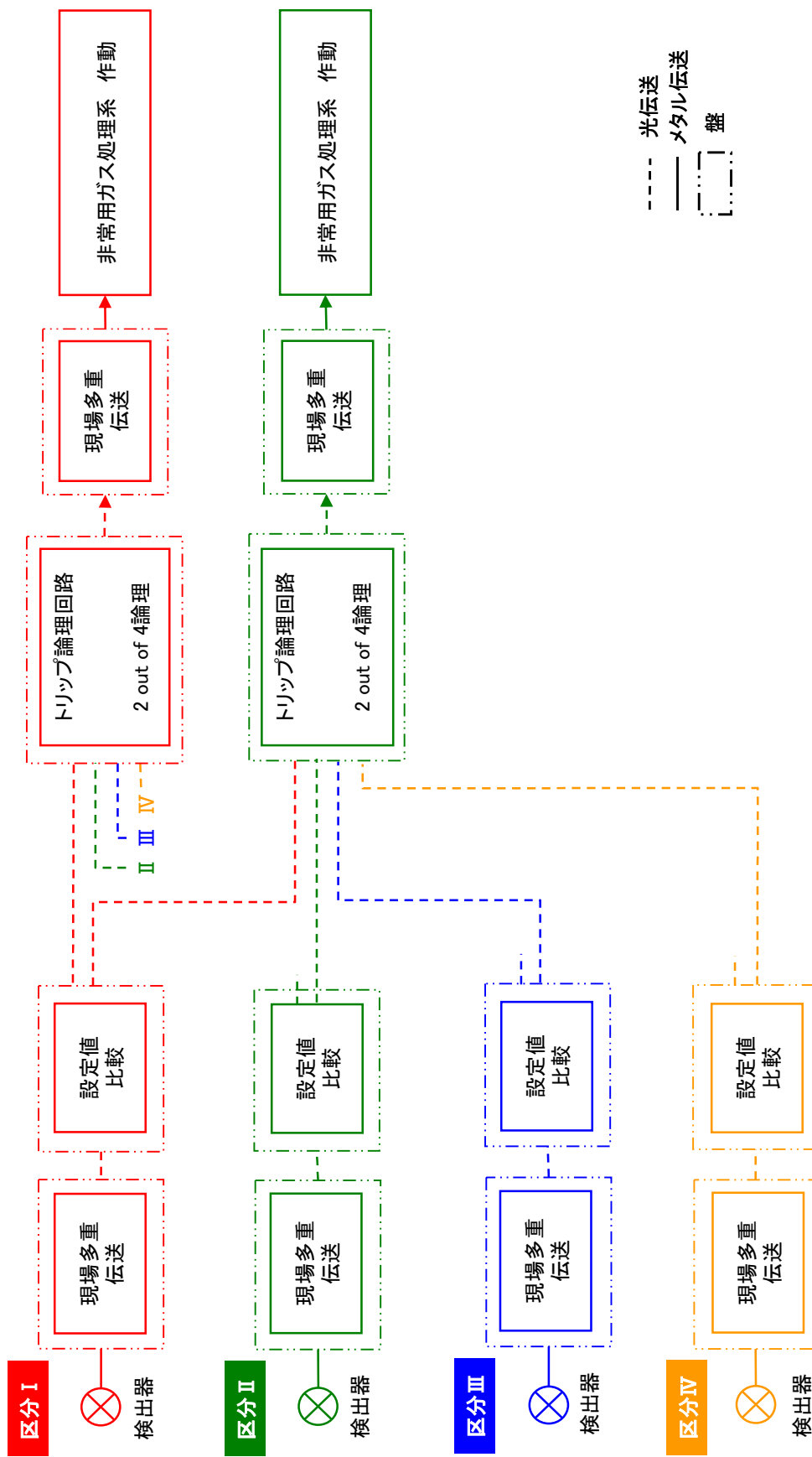
(主蒸気隔離の安全保護回路)



(原子炉格納容器隔離の安全保護回路)



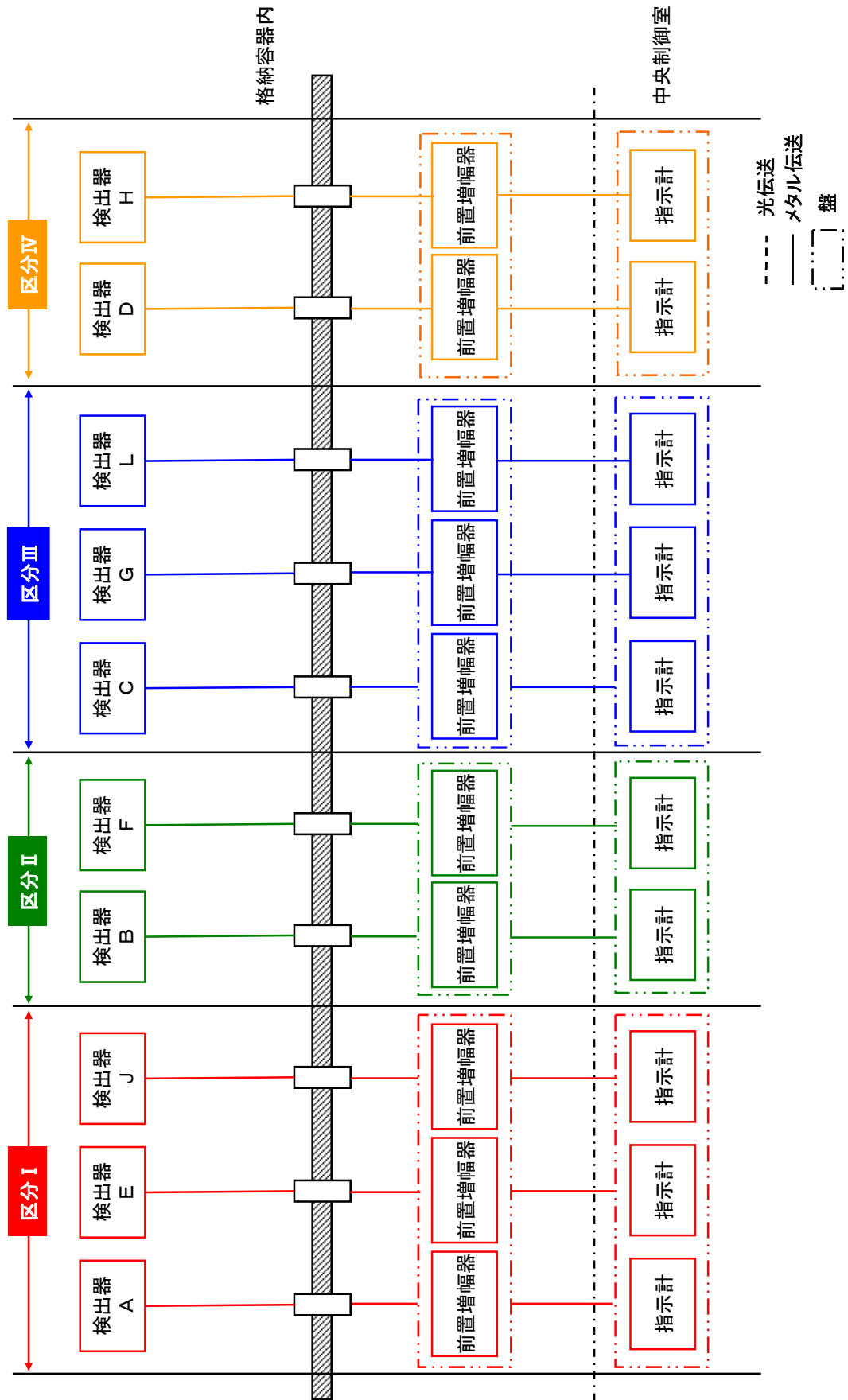
(非常用ガス処理系作動の安全保護回路)



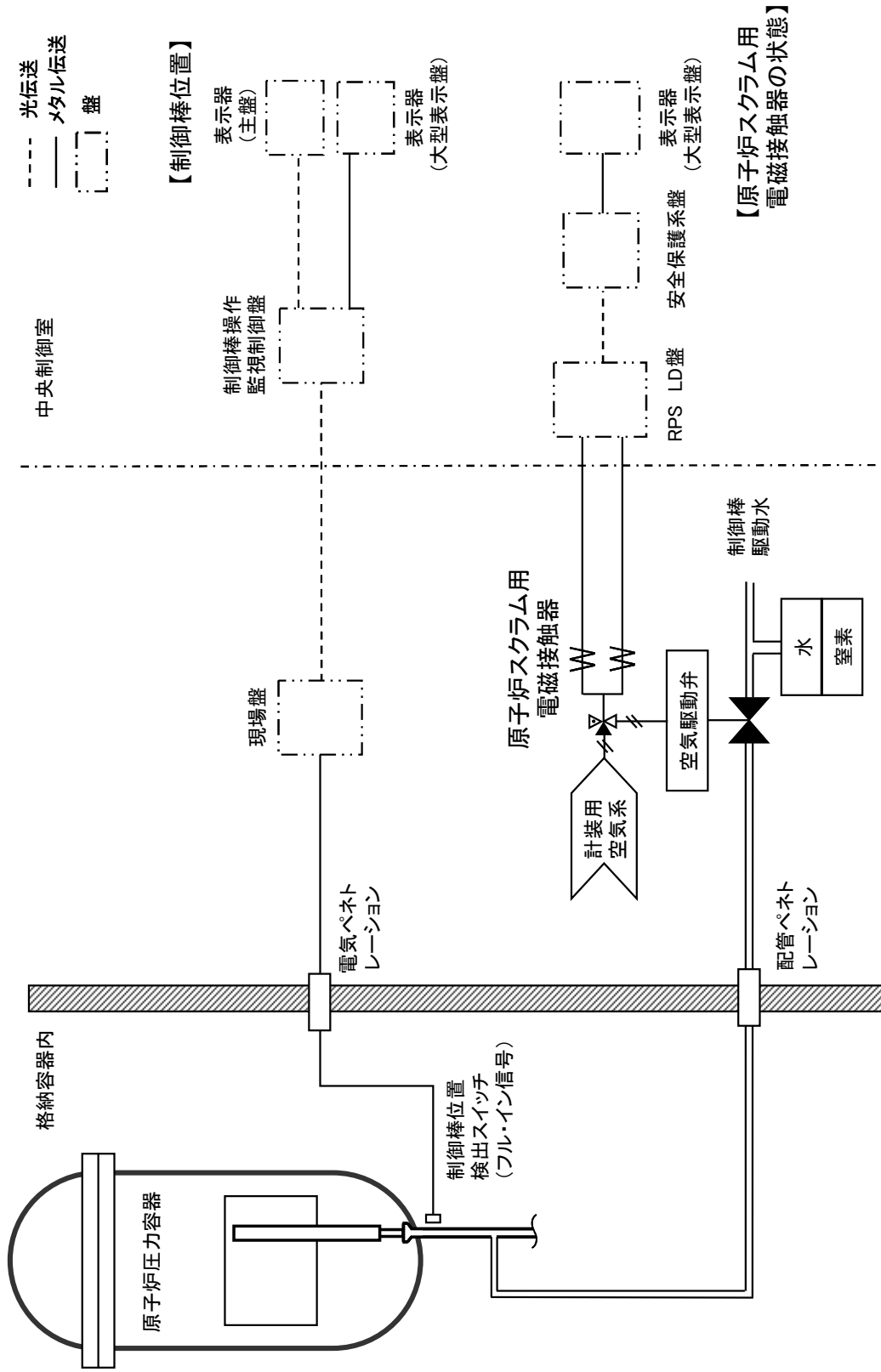
No.	26
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
対象系統・機器	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置
多重性/多様性	中性子束（起動領域モニタ）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置は，この2種で多様性を有している。
独立性	<p><中性子束（起動領域モニタ）></p> <p>（1）起動領域モニタは，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）起動領域モニタは，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計している。</p> <p>（3）起動領域モニタは，それぞれ区画されたエリアに設置，又は必要な離隔距離を確保して配置しており，物理的分離を行っている。</p> <p>サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>

	<p><原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置> 原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより、炉心の停止状態を把握する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 制御棒位置は、通常運転時の環境条件下において動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。 制御棒位置は、耐震Cクラス設備として設計している。</p> <p>(3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態は、区分毎に盤筐体に収納し、物理的分離を行っている。 サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 制御棒位置と原子炉スクラム用電磁接触器の状態を監視するために必要な設備とは、物理的分離を行っている。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
<p>期間</p>	<p>使用時間は24時間以上(長期間)</p>
<p>系統概略図</p>	<p>中性子束(起動領域モニタ)は添2-26-3ページ参照 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置は添2-26-4ページ参照</p>

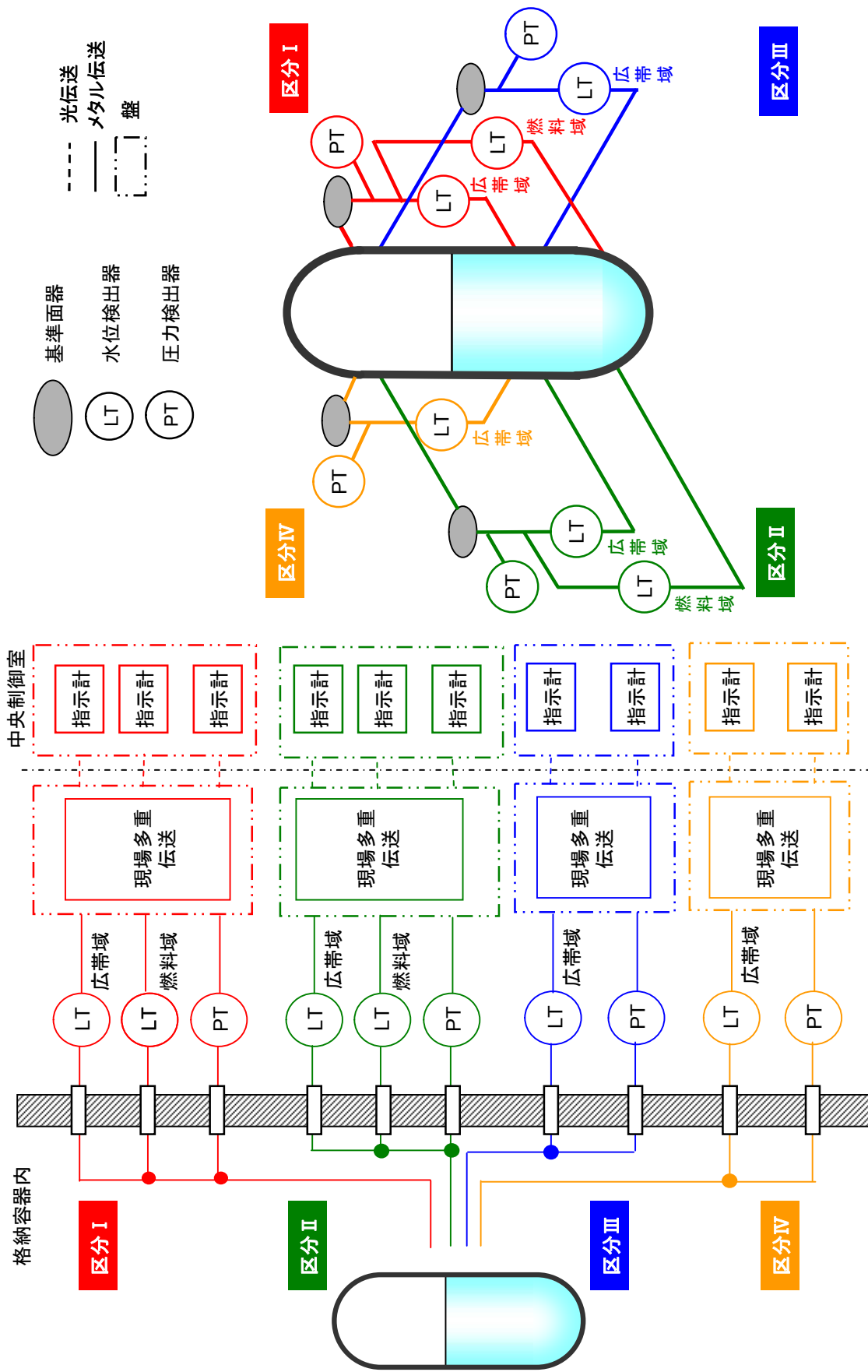
(中性子束 (起動領域モニタ))



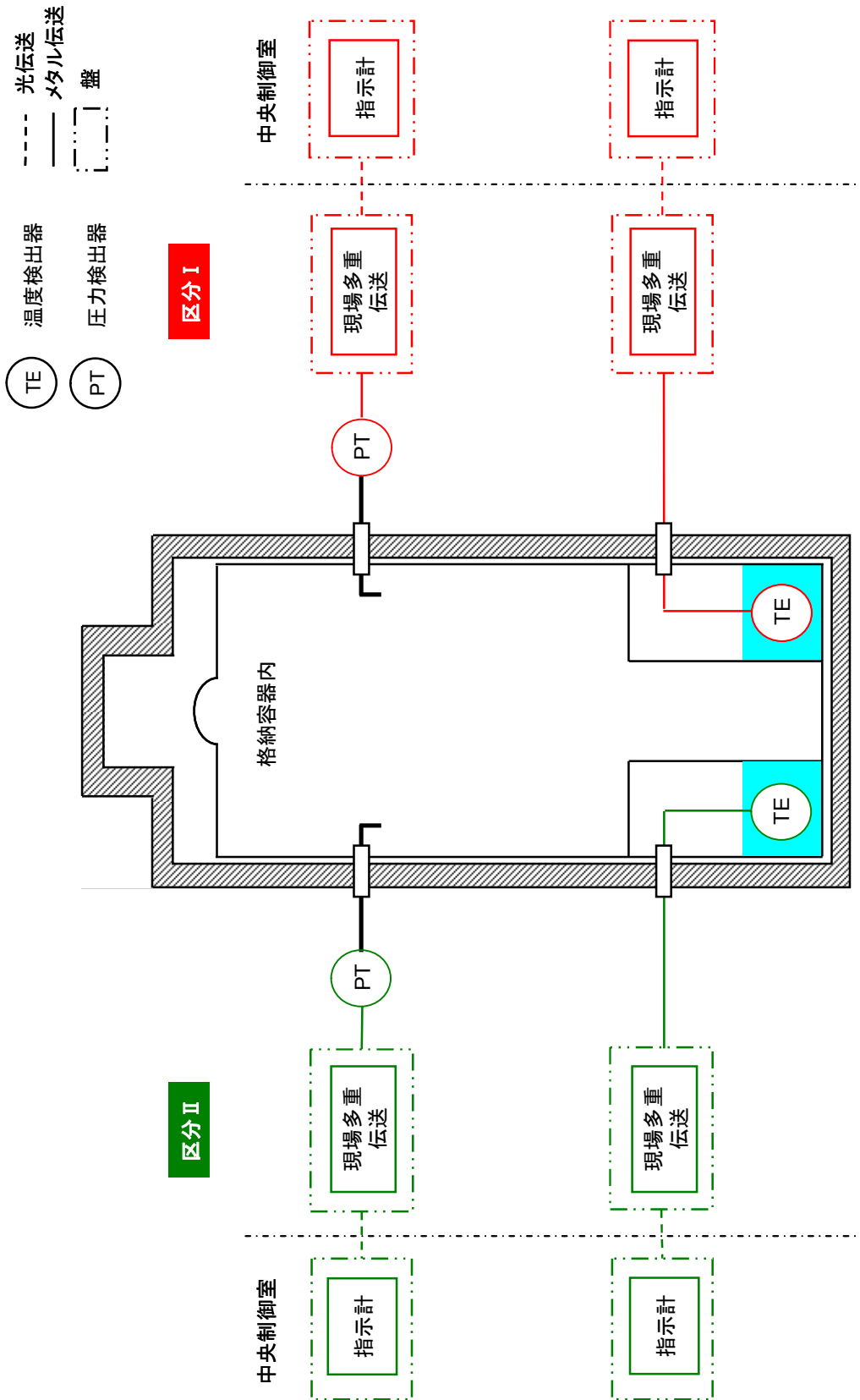
(原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置)



No.	27
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の炉心冷却状態の把握機能
対象系統・機器	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
多重性/多様性	原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 原子炉圧力は4区分あり，多重性を有している。
独立性	（1）各計装は，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 （2）各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計している。 （3）各計装は，それぞれ区画されたエリアに設置，又は必要な隔離距離を確保して配置しており，物理的分離を行っている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	添 2-27-2 ページ参照



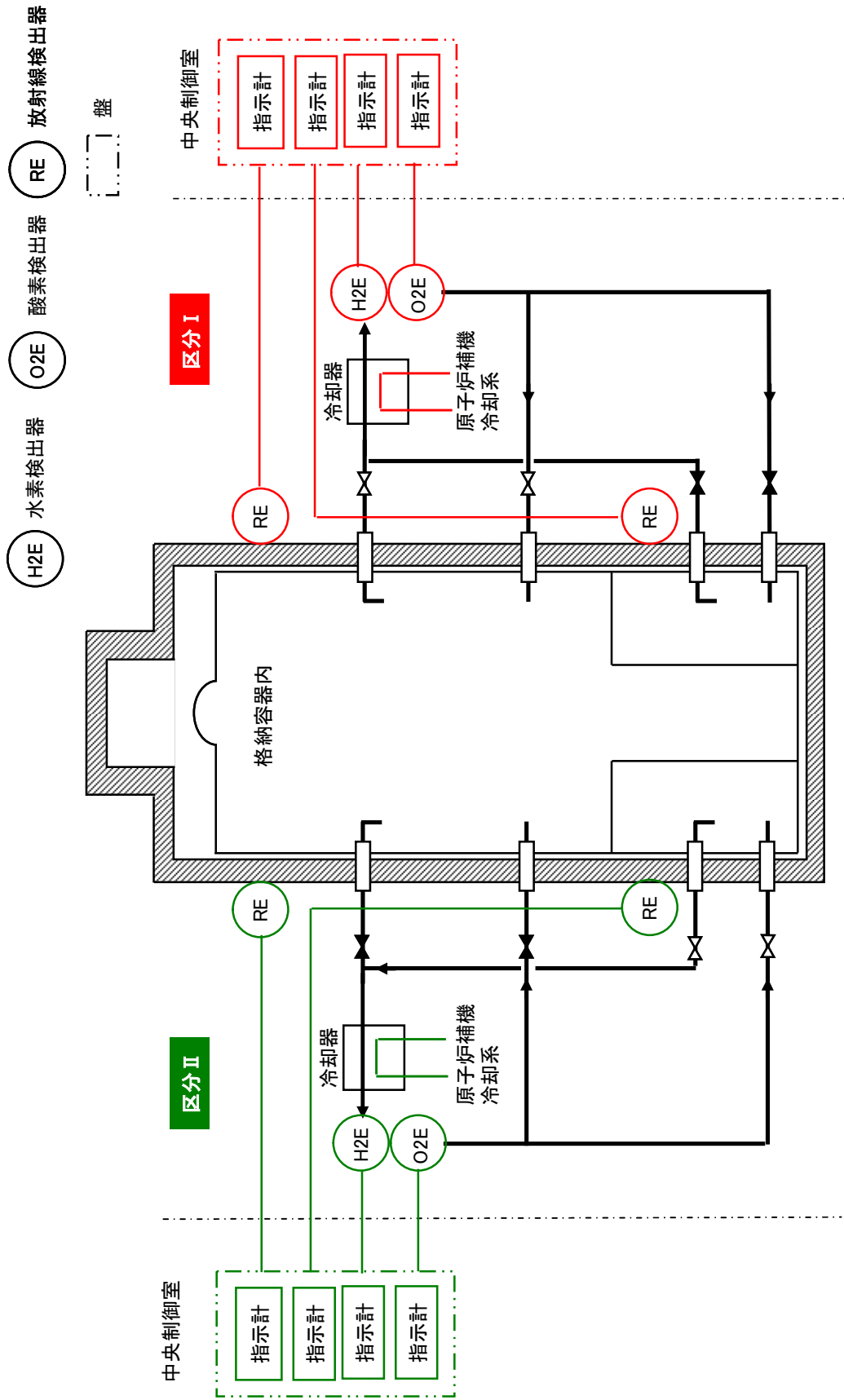
No.	28
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
対象系統・機器	原子炉格納容器圧力 サブプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率
多重性/多様性	原子炉格納容器圧力は2区分あり、多重性を有している。 サブプレッション・プール水温度は2区分あり、多重性を有している。 原子炉格納容器エリア放射線量率は2区分あり、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 各計装は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 各計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計している。</p> <p>(3) 各計装は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な隔離距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	原子炉格納容器圧力、サブプレッション・プール水温度は 添 2-28-2 ページ参照 原子炉格納容器エリア放射線量率は添 2-29-4 ページ参照



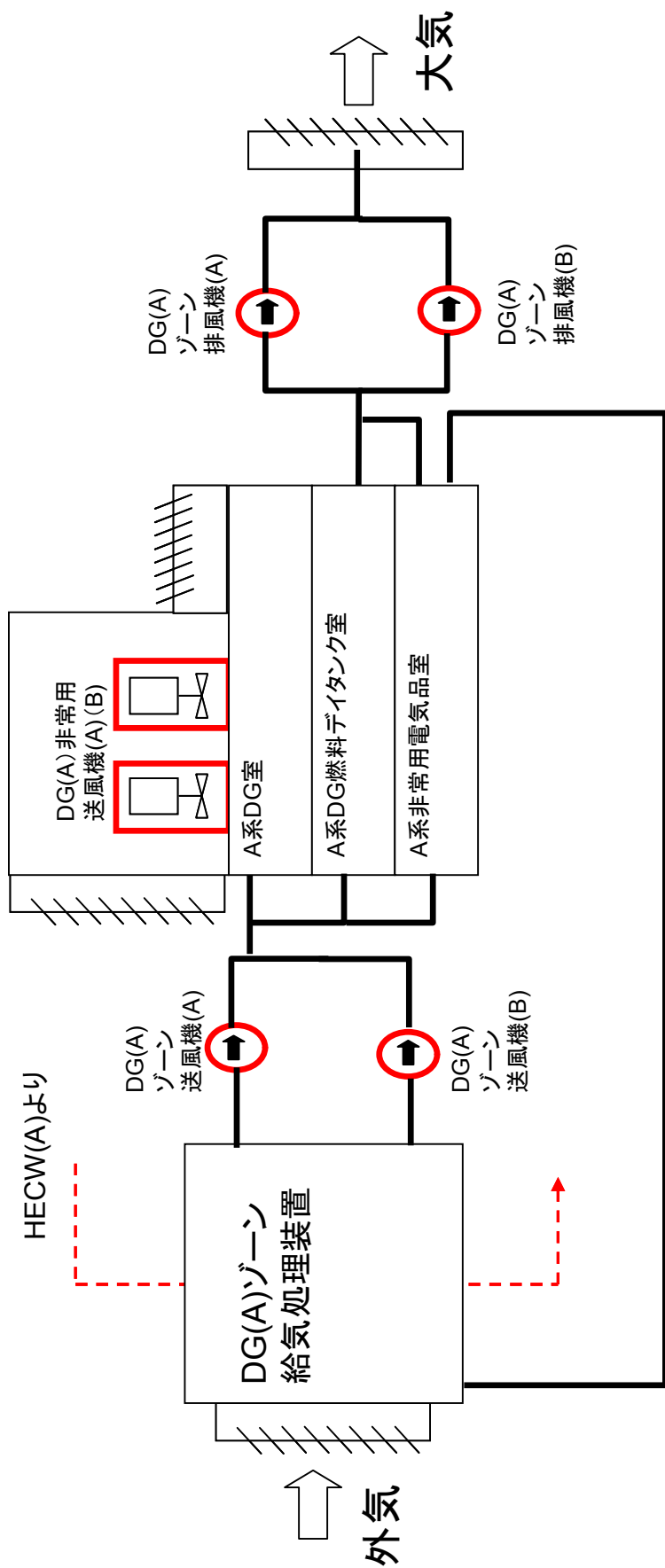
No.	29
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時のプラント操作のための情報の把握機能
対象系 統・機器	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射性気体廃棄物処理系の隔離] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ
多重性/ 多様性	[低温停止への移行] 原子炉圧力は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 原子炉格納容器圧力は2区分あり，多重性を有している。 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 サプレッション・プール水温度は2区分あり，多重性を有している。 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度は2区分あり，多重性を有している。 原子炉格納容器酸素濃度は2区分あり，多重性を有している。 [放射性気体廃棄物処理系の隔離] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは2区分あり，多重性を有している。

<p>独立性</p>	<p>(1) 各計装は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、放射性気体廃棄物処理施設の破損時に想定される状態)</p> <p>なお、原子炉格納容器水素濃度及び酸素濃度は、格納容器内のガスを除湿、冷却及び減圧して計器に導き、格納容器内の温度の影響を直接受けない設計としている。</p> <p>(2) 各計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計している。</p> <p>(気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、上記の対応を今後計画する)</p> <p>(3) 各計装は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な隔離距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。</p> <p>サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、上記の対応を今後計画する)</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
<p>期間</p>	<p>使用時間は24時間以上(長期間)</p>
<p>系統概略図</p>	<p>[低温停止への移行]</p> <p>原子炉圧力は添 2-27-2 ページ参照</p> <p>原子炉水位(広帯域)は添 2-27-2 ページ参照</p> <p>[ドライウェルスプレイ]</p> <p>原子炉水位(広帯域)は添 2-27-2 ページ参照</p> <p>原子炉水位(燃料域)は添 2-27-2 ページ参照</p> <p>原子炉格納容器圧力は添 2-28-2 ページ参照</p> <p>[サブプレッション・プール冷却]</p> <p>原子炉水位(広帯域)は添 2-27-2 ページ参照</p>

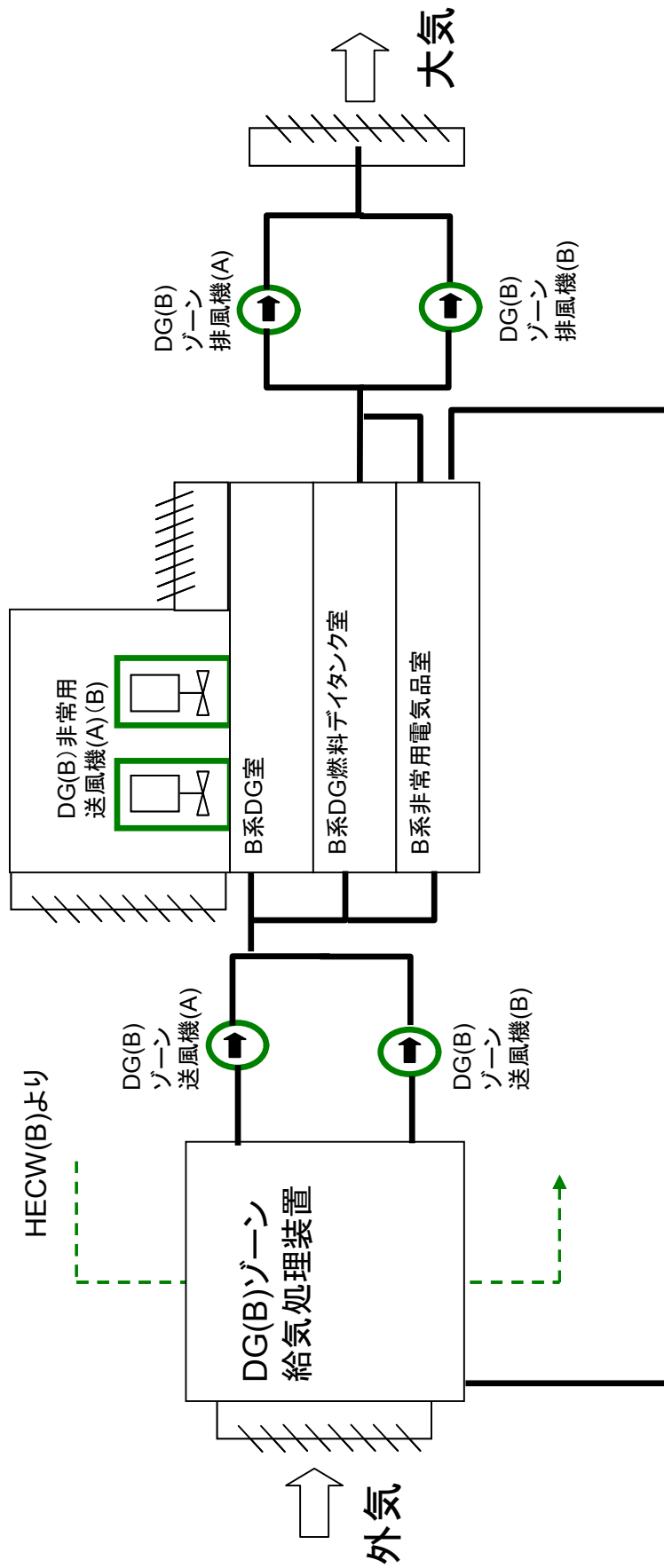
	<p>原子炉水位（燃料域）は添 2-27-2 ページ参照 サプレッション・プール水温度は添 2-28-2 ページ参照 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度は添 2-29-4 ページ参照 原子炉格納容器酸素濃度は添 2-29-4 ページ参照</p>
--	---



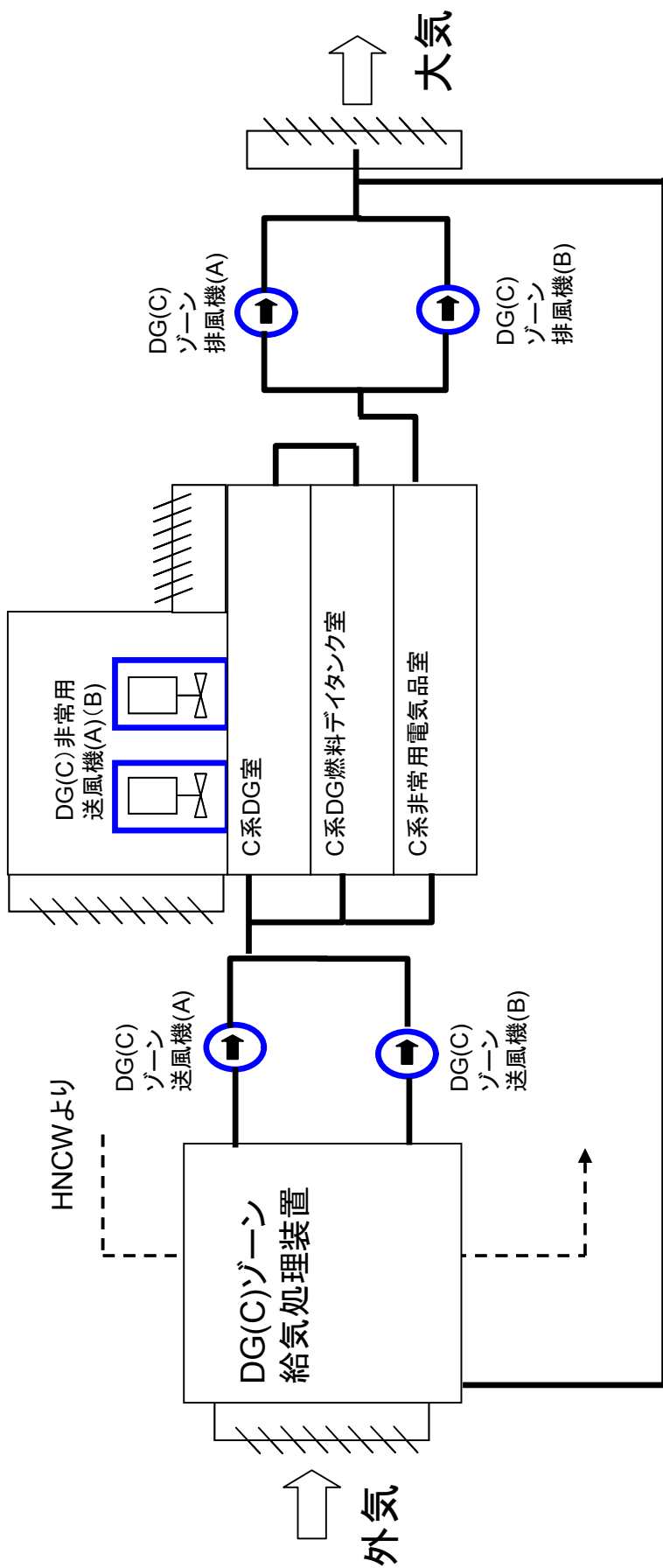
No.	その他 1
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
対象系統・機器	非常用電気品区域換気空調系
多重性/多様性	非常用電気品区域換気空調系は 3 系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用電気品区域換気空調系は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2) 非常用電気品区域換気空調系は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水，火災については，影響軽減対策等を実施することにより，同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用電気品区域換気空調系は，1 系統の故障が他の系統に波及しないよう，位置的分散を考慮して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述 (1) ～ (3) により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は 24 時間以上 (長期間)
系統概略図	添 2-その他-2～添 2-その他-4 ページ参照



- : 区分 I より電源供給
- DG: 非常用ディーゼル発電機
- HECW: 換気空調補機非常用冷却水系

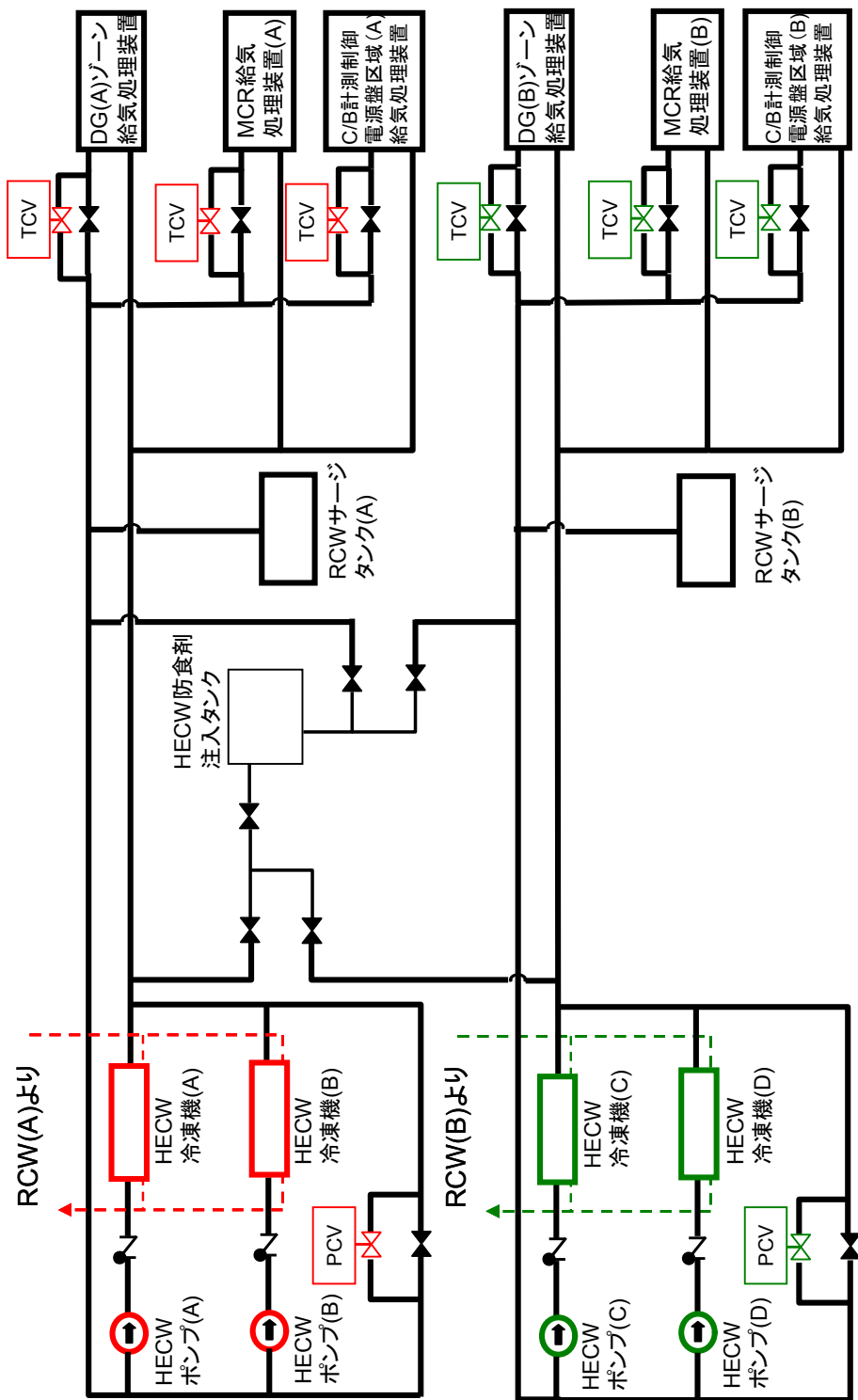


- : 区分Ⅱより電源供給
- DG : 非常用ディーゼル発電機
- HECW : 換気空調補機非常用冷却水系



- : 区分Ⅲより電源供給
- DG: 非常用ディーゼル発電機
- HNCW: 換気空調補機常用冷却水系

No.	その他 2
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
対象系統・機器	換気空調補機非常用冷却水系
多重性/多様性	換気空調補機非常用冷却水系は 2 系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 換気空調補機非常用冷却水系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 換気空調補機非常用冷却水系は，耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2 系統が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 換気空調補機非常用冷却水系は，1 系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述 (1) ~ (3) により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は 24 時間以上 (長期間)
系統概略図	添 2-その他-6 ページ参照



DG: 非常用ディーゼル発電機
 HECW: 換気空調補機非常用冷却水系
 MCR: 中央制御室換気空調系
 RCW: 原子炉補機冷却水系
 C/B: コントロール建屋

—: 区分 I より電源供給
 —: 区分 II より電源供給
 PCV: 圧力調整弁
 TCV: 温度調整弁

設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系

1. 確認方針

設計基準事故解析においては、異常状態緩和系によって、原則として運転員の介在なしで事象が収束することを確認している。安全保護回路等が動作することで必要な機能は満足され、プラント状態把握は事象収束のためには必要とならない。ただし、運転員の介在をもって事象を収束させる設計基準事故もあり、このためにプラント状態把握を行う場合もある。

これら設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系について、全て添付 1、添付 2 に含まれていることを確認する。

2. 確認結果

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の設計基準事故解析において、期待する異常状態緩和系を以下に示す。

設計基準事故	期待する異常状態緩和系	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化		
・原子炉冷却材喪失	制御棒 及び 制御棒駆動系 原子炉緊急停止の安全保護回路 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 (※) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 自動減圧系 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 非常用電源系, 非常用ディーゼル発電機	MS-1
・原子炉冷却材流量の喪失	制御棒 及び 制御棒駆動系 原子炉緊急停止の安全保護回路 逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1

<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の喪失 (続き) 	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	MS-1
	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)	
	非常用電源系, 非常用ディーゼル発電機	
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 	制御棒 及び 制御棒駆動系	MS-1
	原子炉緊急停止の安全保護回路	
	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)	
	非常用電源系, 非常用ディーゼル発電機	
環境への放射性物質の異常な放出		
<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理施設の破損 	気体廃棄物処理系設備エリア 排気放射線モニタ	MS-3
	気体廃棄物処理系隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能以外の部分)	MS-2
<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気管破断 	制御棒 及び 制御棒駆動系	MS-1
	原子炉緊急停止の安全保護回路	

<p>・主蒸気管破断 (続き)</p>	原子炉格納容器隔離弁 (主蒸気隔離弁)	MS-1
	主蒸気隔離の安全保護回路	
	主蒸気流量制限器	
	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	
	高压炉心注水系	
	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)	
	非常用電源系, 非常用ディーゼル発電機	
<p>・燃料集合体の落下</p>	原子炉建屋原子炉棟	MS-2
	非常用ガス処理系	
	排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)	
	非常用ガス処理系作動の安全保護回路	
<p>・原子炉冷却材喪失</p>	原子炉格納容器	MS-1
	原子炉格納容器隔離弁	
	原子炉建屋原子炉棟	
	非常用ガス処理系	
	非常用ガス処理系作動の安全保護回路	
	排気筒 (非常用ガス処理系排気管の支持機能)	
<p>・制御棒落下</p>	主蒸気隔離の安全保護回路	MS-1
原子炉格納容器内圧力, 雰囲気等の異常な変化		
<p>・原子炉冷却材喪失</p>	原子炉格納容器 (真空破壊装置)	MS-1
	格納容器スプレイ冷却系	
	事故時監視計器 (原子炉格納容器圧力)	MS-2

・原子炉冷却材喪失（続き）	非常用電源系，非常用ディーゼル発電機	MS-1
・可燃性ガスの発生	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
	事故時監視計器（原子炉格納容器水素濃度，原子炉格納容器酸素濃度）	MS-2
	原子炉格納容器（真空破壊装置）	MS-1
	非常用電源系，非常用ディーゼル発電機	

(※)燃料被覆管温度が最大となるよう一系統は配管両端破断を想定しており，残る一系統は給電するディーゼル発電機の単一故障によって機能を喪失すると仮定している系統

これらの設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系は全て添付1，添付2に含まれていることを確認した。

なお，設計基準事故解析において期待するMS-3の異常状態緩和系は，

気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ
(MS-3，事故時のプラント操作のための情報の把握機能)

のみである。

可燃性ガス濃度制御系に関する検討結果

(1) 設備概要

可燃性ガス濃度制御系は、事故時の格納容器内の可燃性ガス制御機能を有する系統である。

可燃性ガス濃度制御系の系統概略図を図 1 に示す。

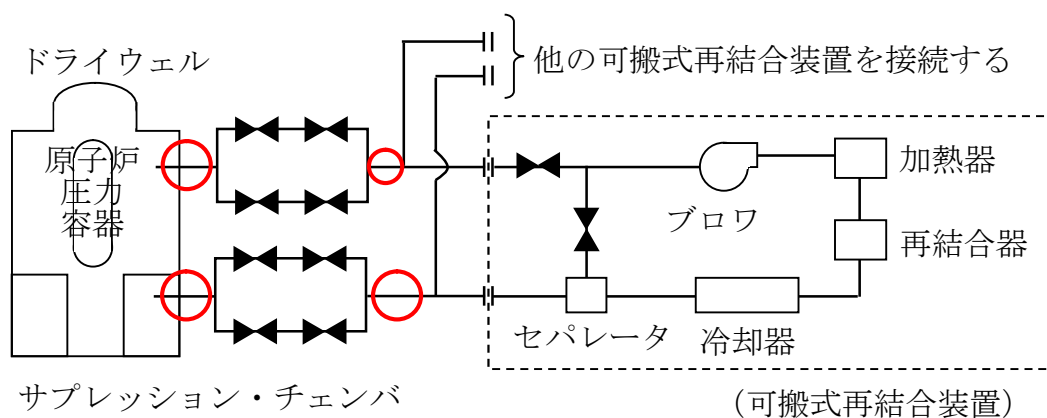


図 1 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図
(○：単一設計の静的機器)

(2) 静的機器の単一故障の発生の可能性

図 1 に示す通り、可燃性ガス濃度制御系の動的機器である可搬式再結合装置・弁は全て二重化しており、配管の一部が単一設計となっている。これらの設備について、事故時の格納容器内の可燃性ガス制御機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表 1 に示す。

表1 可燃性ガス濃度制御系 機能達成に必要な項目別の整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原 因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体 移送	配管	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	弁	有				
ガス 処理	可搬式再 結合装置	有				

表1の結果から、

- (a) 単一設計となっている一部の配管の腐食による破損
 - (b) 単一設計となっている一部の配管の外力による破損
 - (c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞
- の発生可能性についての検討が必要であると整理できる。

当該単一設計箇所の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を表2に示す。

表2 可燃性ガス濃度制御系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		配管（格納容器側）	配管（再結合装置側）	配管（格納容器側）	配管（再結合装置側）
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)
内部流体	通常時	[上流] 窒素 [下流] 窒素 ただし定検時 [上流] 室内空気 [下流] 冷却器スプレ イ水及び室内 空気	[上流] 窒素 [下流] 窒素 ただし定検時 [上流] 室内空気 [下流] 冷却器スプレ イ水及び室内 空気	[上流] 窒素 [下流] 窒素 ただし定検時 [上流] 室内空気 [下流] 冷却器スプレ イ水及び室内 空気	[上流] 窒素 [下流] 窒素 ただし定検時 [上流] 室内空気 [下流] 冷却器スプレ イ水及び室内 空気
	事故時	[上流] 水蒸気の多い 気体（水素， 酸素，F P 含 む） [下流] 水及び再結合 処理後の気体 （F P 含む）	[上流] 水蒸気の多い 気体（水素， 酸素，F P 含 む） [下流] 水及び再結合 処理後の気体 （F P 含む）	[上流] 水蒸気の多い 気体（水素， 酸素，F P 含 む） [下流] 水及び再結合 処理後の気体 （F P 含む）	[上流] 水蒸気の多い 気体（水素， 酸素，F P 含 む） [下流] 水及び再結合 処理後の気体 （F P 含む）
設置場所		屋内	屋内	屋内	屋内

表2の通り，通常時の内部流体は基本的に窒素である。従って，内部流体の特性から，通常時に

(a) 単一設計となっている一部の配管の腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

なお，下流側の配管については，定期検査時に実施する可燃性ガス濃度制御系機能検査（定期事業者検査）において，再結合装置構成機器である冷却

器に残留熱除去系（又は純水補給水系）の水を使用しているが、その時間は短時間であり、配管内部が腐食することは考えにくく、かつ適切に保全を実施することで機能喪失に至る故障が発生することはないと評価できる。

また、試験時を除いて隔離しており、かつ吸込口は気中に存在することから、

（c）単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これらは、表3に示す点検実績からも明らかである。

表3 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 可燃性ガス濃度制御系
点検実績

	点検時期及び頻度	点検内容	点検結果
配管（格納容器側）	定期検査 （毎定検）	漏えい検査 （原子炉格納容器漏えい率検査）	これまでの点検において異常は確認されていない
	中越沖地震後点検	外観，運転圧漏えい確認	異常なし
配管（再結合装置側）	供用期間中検査	漏えい検査	これまでの点検において異常は確認されていない
	中越沖地震後点検	外観，運転圧漏えい確認	異常なし

また、当該系統は耐震Sクラスであり、耐震計算を行って設計している。そのため、設計基準の範疇において、地震によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

津波については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで到達することはない。そのため、津波によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

地震・津波以外の外部事象（風（台風含む）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山、降水、外部火災）については、設計基準の範疇において、建屋内の当該系統構成機器まで影響を及ぼすことは考えられない。そのため、地震・津波以外の外部事象によって破損が発生する可能性は極めて小さい。

従って、

(b) 単一設計となっている一部の配管の外力による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

事故時においても、内部流体が水となる部分はあるものの格納容器内水素濃度、酸素濃度ともに 1000 時間程度で静定し、その後は間欠的に格納容器の可燃性ガス処理を行うことで事象収束することから使用時間は限定的であるため、事故期間中に腐食による配管の破損が発生する可能性は極めて小さい。従って、事故時も通常時と同様に、

(a) 単一設計となっている一部の配管の腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

加えて、吸込口は気中に存在することから、事故時も通常時と同様に、

(c) 単一設計となっている一部の配管の異物による閉塞が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

一方、ニューシア及びBWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会、電気事業連合会において共有している過去の故障事例を確認しても、当該単一設計箇所に該当する機器のトラブル事例はない。

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

これらの評価結果は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」における国内一般故障率（21 ヶ年データ）時間故障率（平均値）にて、

配管（3インチ未満）	：リーク	6.6×10^{-10} [h] ^{※1}
配管（3インチ以上）	：リーク	1.0×10^{-9} [h] ^{※1}
ファン／ブロア	：起動失敗	1.3×10^{-7} [h]
	継続運転失敗	6.0×10^{-7} [h]

と整理されており、静的機器である配管の故障発生確率が、動的機器であるファン／ブロアの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。これらのデータを用いてシステム全体の信頼性を評価した結果を添付5に示す。

また、この知見は米国においても同様であり、NUREG/CR-6928 においては、

Pipe Non-Emergency service water (Mean)

external leak small : 2.53×10^{-10} [/h-ft]^{※2}

external leak large : 2.53×10^{-11} [/h-ft]^{※2}

Fan (Standby) (Mean)

fail to run for 1 hour of operation : 1.91×10^{-3} [/h]

fail to run after 1 hour of operation : 1.11×10^{-4} [/h]

と整理されているほか、EPRI TR-3002000079 においても、



とされている。

一方、OREDA においても、



と整理されており、この知見とも整合する。

なお、ドイツの PRA データベースである ZEDB や、スウェーデン及びフィンランドの PRA データベースである T-book においては、



ことを確認している。

このように、国内外の知見としても、静的機器の故障の発生の可能性は極めて小さく、系統全体の信頼性の支配的な要因にはならないと整理されていることを確認している。

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a) ~ (c) の発生の可能性は極めて小さいと評価できる。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

仮に配管（再結合装置側）の破断等の静的機器の単一故障が発生した場合を想定し、これによって可燃性ガス濃度制御系が使用できなくなった場合、第3層設備の1つが使用不可となるため、深層防護の観点から、第4層設備も含めてプラント全体として対応可能か否かを検討した。

設計基準事故の中で可燃性ガス濃度制御系の機能に期待しているのは、可燃性ガスの発生時である。このとき、可燃性ガス濃度制御系が使用不可となれば、耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置を用いることで、格納容器内の水素、酸素を格納容器外に放出し、格納容器内で可燃限界に達することを防ぐことができる。

なお、配管（格納容器側）が破断した場合は、格納容器バウンダリが崩れることになるため、格納容器内の水素、酸素も格納容器内に滞留せず格納容器外に放出され、可燃限界に達することはない。

以上の通り、深層防護の観点から見たとき、可燃性ガス濃度制御系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能である。

また、動的機器である可搬式再結合装置についても、6号炉及び7号炉で合計2台を共有している（1台にて1プラント分の必要処理容量の100%を有している）状態であるが、深層防護の観点から更なる安全性向上を図るため、2台追加配備し、1プラントあたり2台（200%）とする予定である。

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

(3)の通り、深層防護の観点からは可燃性ガス濃度制御系の静的機器の単一故障が発生した場合でも対応可能であるが、仮に可燃性ガス濃度制御系投入から24時間後に可燃性ガス濃度制御系が使用できなくなったと仮定して、その影響度合いを確認した。

可燃性ガスの発生時、可燃性ガス濃度制御系の機能が発揮されるのは事故発生から40時間後としているが、この24時間後、事故発生から64時間後以降は可燃性ガス濃度制御系が機能を失うと仮定する。このとき、初期の金属-水反応による水素発生及び継続的な水の放射線分解による水素、酸素の発生はあるものの、事象初期より大量の水蒸気が発生しており、かつ水蒸気による対流によって格納容器内が攪拌されるため、格納容器スプレイ冷却系等

の格納容器内除熱設備の運転を適切に制御することで、格納容器内水素濃度、酸素濃度は可燃限界に至らない。

(仮に 64 時間後以降、水の放射線分解で水素、酸素が増え続ける場合、30 日後の水蒸気を除いた体積パーセント濃度としては、保守的に見て水素 20vol%程度、酸素 10vol%程度と考えられる。このとき、30 日間分の崩壊熱に相当する水蒸気は格納容器内を最高使用圧力 3.16kg/cm²g (約 310kPa (ゲージ圧)) にするのに十分余裕のある量であるため、最高使用圧力付近で圧力制御を行っているとは仮定すると、水素濃度は 7vol%程度、酸素濃度は 4vol%程度で制御されることとなるため、可燃限界 (水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%) に至らない。)

このような状態は、発生の可能性が極めて小さいと評価できる単一故障をあえて想定した状態であるため、設計基準の範疇を超えるものであると評価できるが、それでもなお設計基準事故時の判断基準である可燃限界未満を維持できることを確認した。

(5) 検討結果

(2) ~ (4) の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している可燃性ガス濃度制御系について、安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

なお、可燃性ガス濃度制御系の機能に期待する可燃性ガスの発生時において、仮に配管に破断が生じた場合、破断口からは格納容器内の水素、酸素が放出されていると考えられる。このような環境下においては、修復を行うことは非常に困難である。

(6) 静的機器の二重化

(3) ~ (5) を踏まえ、以下の理由から、更なる安全性向上を図るため、可燃性ガス濃度制御系において単一設計となっている配管を二重化する。

- ・ 格納容器内で可燃限界に達することを防ぐことはできるものの水素そのものを処理することはできなくなる
- ・ 水蒸気の効果によって可燃限界に至らないものの水蒸気を凝縮させてしまうと可燃限界に至ってしまう
- ・ 単一故障が発生した場合の修復は非常に困難である

配管二重化の概念図を図 2 に示す。

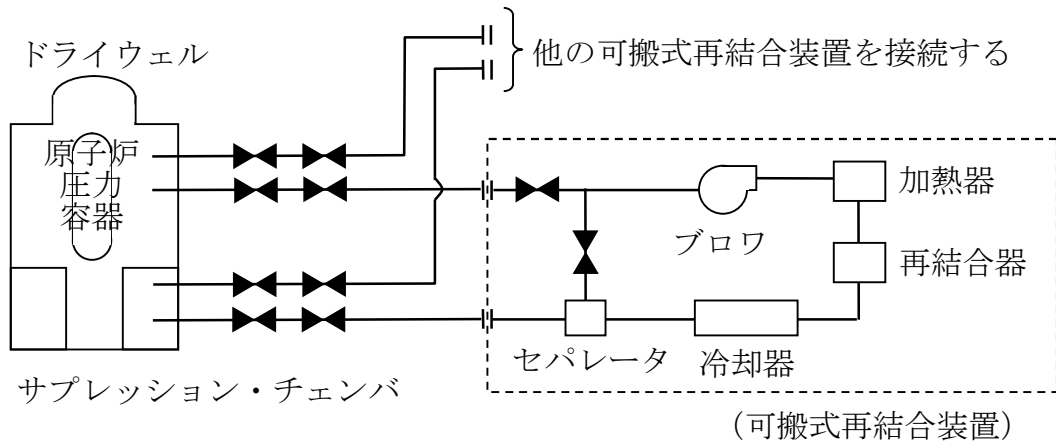


図2 可燃性ガス濃度制御系 配管二重化 概念図

非常用ガス処理系・可燃性ガス濃度制御系・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

1. 概要

単一の静的機器関連の系統について、確率論的リスク評価 (PRA) を参考にシステム信頼性及び事故シーケンス頻度の概略評価を実施した。得られた結果及び考察をまとめたものを表1に示す。

表1 システム信頼性及び事故シーケンス頻度評価結果のまとめ

			SGTS	FCS	MCR 空調	考察
ランダム	システム 非信頼度	単一の 静的機器	5.2E-5	1.3E-5	1.5E-4	単一の静的機器は冗長化 機器と同等の信頼性を有 する
		冗長化 機器	2.5E-4	5.2E-4	5.4E-4	
	LOCA 時事故 シーケンス 頻度	単一の 静的機器	1.8E-9 (/炉年)	1.7E-10 (/炉年)	1.8E-9 (/炉年)	単一の静的機器関連の事 故シーケンス頻度は極め て小さい
地震	フラジリティ 最弱機器	単一の 静的機器	HCLPF 1.66	HCLPF 1.28	HCLPF 1.27	単一の静的機器は地震に 対して十分な耐性を有す る

2. ランダム要因

2.1 システム信頼性

非常用ガス処理系 (SGTS) 及び可燃性ガス濃度制御系 (FCS), 中央制御室換気空調系 (MCR 空調) のランダム要因の非信頼度を概略評価した結果, 点推定値で SGTS が 3.0×10^{-4} , FCS が 5.3×10^{-4} , MCR 空調が 6.8×10^{-4} (単位無し)¹ となった。内訳は以下の通り。

表2 ランダム要因の非信頼度

	SGTS	FCS	MCR 空調
単一の静的機器 (配管・フィルタ ^{*1})	5.2E-5	1.3E-5	1.5E-4
冗長化機器 ^{*2} (ポンプ・弁等)	2.5E-4	5.2E-4	5.4E-4
合計	3.0E-4	5.3E-4	6.8E-4

*1: SGTS, MCR 空調のみ

*2: 冗長化機器の非信頼度の値は, 冗長化ラインがすべて機能喪失する確率を記載している。

非信頼度の概略評価のイメージをフォールトツリーとして表したものを図 1 (SGTS), 図 2 (FCS), 図 3 (MCR 空調) に示す。評価に使用したパラメータを表 4, 表 5 に示す。

上記の値算出の際, 単一の静的機器 (配管・フィルタ) の故障率として, 国内 21 カ年データ記載の液体輸送の機器故障率を用いているが, SGTS 及び FCS, MCR 空調は気体輸送 (SGTS, MCR 空調については大気圧) であるため, 実際の故障発生事例の環境等を考慮すると, 上記の単一の静的機器 (配管・フィルタ) の非信頼度は更に小さい値になると予想される。[☆]

SGTS 及び FCS, MCR 空調は動的機器について冗長化されているため, 冗長化機器と単一の静的機器の非信頼度 (冗長化機器については, 冗長化ラインが全て機能喪失する確率) は同等となっており, 図 1, 図 2, 図 3 に示したとおり機

¹ SGTS の使命時間としては, 設計基準事故で想定している SGTS の使用時間で最長のものである, 360 時間を採用。FCS の使命時間としては, 安全設計審査指針で定められている評価日数 30 日 (720 時間) に余裕をみた時間として 1000 時間を採用。MCR 空調の使命時間としては, 技術基準で定められている評価日数 30 日 (720 時間) に余裕をみた時間として 1000 時間を採用。

器・設備毎に見ても特に寄与が高いものは存在せず、バランスのとれたシステム構成となっている。また、SGTS, FCS, MCR 空調共に、システム全体としての非信頼度は 10^{-4} オーダーとなっており、他のシステムの非信頼度（表 6 参照）と比較しても小さい値であり、現状で十分な信頼性を有しているものと考えられる。

2.2 事故シーケンス評価

SGTS, FCS, MCR 空調はそれぞれ LOCA 時に機能要求されるため、LOCA が発生した場合に単一の静的機器が故障することにより系統が機能喪失する事故シーケンス（単一の静的機器関連事故シーケンス）の発生頻度評価を実施した。事故シーケンス評価の使命時間については、内的事象運転時 L1PRA 評価（以下、内運 L1PRA 評価）と同様の仮定²において 24 時間を設定した。更に以下の事故シーケンスの発生頻度との比較を実施した。

<比較①>

LOCA 発生時に炉心損傷に至るシナリオ（TW, TC, LOCA 時注水不能シーケンス（AE, S1E, S2E））

<比較②>

仮に SGTS の動的機器（ファン）が冗長化されていない（単一の）場合、その動的機器の故障により系統が機能喪失する事故シーケンス

事故シーケンス評価結果を表 3 に示す。

LOCA 発生時の単一の静的機器関連事故シーケンスの発生頻度は 10^{-9} /炉年オーダーとなり、極めて小さい³ことがわかる。また比較①の結果から、LOCA 発生時の事故シーケンスとしては、炉心損傷シーケンス（TW シーケンス, LOCA 時注水不能シーケンス（AE, S1E, S2E））の発生頻度と比較しても単一の静的機器関連事故シーケンスの発生頻度が小さいことがわかる。

² 事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、設定した使命時間中に安定したプラント状態をもたらすことが可能。更に内的事象は、設備のランダム故障を取り扱っており、地震等の外的事象に比べて設備の復旧に期待しやすい。また、単独プラントの事象であることが想定されるため、同じサイト内からの支援(物的, 人的)にも期待できる。

³ 航空機落下評価や海外の PRA 基準でスクリーニング基準としている 10^{-7} /年より小さい。

表3 LOCA 時事故シーケンス評価 (単位: /炉年)

起因事象	単一の静的機器関連事故 Sq			<比較①> 炉心損傷 Sq			<比較②> 単一の動的機器が存在した 場合の当該機器による SGTS 機能喪失
	SGTS 機能喪失 (3.5E-6)	FCS 機能喪失 (3.2E-7)	MCR 空調 機能喪失 (3.5E-6)	TW	TC	AE/S1E /S2E	
大 LOCA	7.0E-11	6.4E-12	7.0E-11	3.0E-9	5.2E-15	5.0E-10	1.2E-9
中 LOCA	7.0E-10	6.4E-11	7.0E-10	3.0E-8	5.2E-14	4.0E-9	1.2E-8
小 LOCA	1.1E-9	9.6E-11	1.1E-9	5.0E-8	7.9E-14	4.0E-12	1.8E-8
LOCA 合計	1.8E-9	1.7E-10	1.8E-9	8.3E-8	1.4E-13	4.5E-9	3.2E-8

※ 起因事象発生頻度 大 LOCA:2.0E-5, 中 LOCA:2.0E-4, 小 LOCA:3.0E-4 (/炉年)

※ TW, TC, LOCA 時注水不能シーケンス (AE, S1E, S2E) の頻度は内運 L1PRA 評価結果より

☆ 実際の故障事例

<配管リーク>

連番	件名	概要・原因
192	再生熱交換器連絡配管からの一次冷却材漏えいについて	バイパス流と主流の混合による比較的短周期の温度ゆらぎが発生し、熱疲労割れ
239	余熱除去系配管破断に伴う原子炉手動停止について	水素爆発
1714*	補機冷却水系海水配管からの海水漏えいに伴う原子炉手動停止について	貝等の異物によりライニングに傷ができ、海水による材料の腐食減肉が進行

*登録日の関係で、21 カ年データの実績には入っていない。

<ストレーナ/フィルタ（海水）閉塞>

※システム信頼性評価では、本実績を考慮した故障率は使用していない。

（ストレーナ/フィルタ（淡水）の故障率を使用）

連番	件名	概要・原因
924	高圧注水系ストレーナ清掃に伴う待機除外について	貝殻等の付着
1876	タービン機器冷却水海水系（TCWS）渦流ストレーナ（B）洗浄ラインの詰まりについて	砂・貝等の流入

表 4 評価に使用した主なパラメータ一覧 (故障率)

		時間故障率 [/h]
配管 3 インチ以上*1	リーク	1.0E-9
	閉塞	3.2E-10
電動弁 (淡水)	作動失敗	4.8E-8
	閉塞	9.7E-9
	外部リーク	2.5E-9
空気作動弁	作動失敗	1.1E-7
	閉塞	1.0E-8
	外部リーク	1.0E-8
逆止弁	開失敗	7.1E-9
	外部リーク	2.8E-9
電動ポンプ (純水)	起動失敗 (常用待機)	2.6E-7
	継続運転失敗	1.1E-6
ファン/ブロワ	起動失敗	1.3E-7
	継続運転失敗	6.0E-7
ダンパ	作動失敗	1.1E-8
	閉塞	5.5E-9
	外部リーク	5.5E-9
	内部リーク	5.5E-9
ヒータ	機能喪失	1.3E-8
熱交換機	伝熱管破損	2.6E-8
	外部リーク	8.8E-9
	伝熱管閉塞	7.1E-8
ストレーナ/フィルタ (淡水)	外部リーク	9.9E-9
	内部破損	9.9E-9
	閉塞	9.9E-9
放射線検出器	不動作	3.4E-8
	高出力/低出力	7.3E-8
コントローラ	不動作	4.0E-9
	高出力/低出力	1.4E-8

*1 機器, 材料変更箇所や分岐によって区分される 1 セクション当たりの故障率

表 5 評価に使用した主なパラメータ一覧 (共通原因故障因子)

	β	γ	備考
弁/ダンパ	0.13	0.565	代用 (弁)
ポンプ/ファン/ブロワ/ヒータ	0.039	0.52	代用 (ポンプ)
計装/制御機器	0.082	0.67	

表 6 KK-7 号機 内の事象運転時 L1
 代表的なフォールトツリーの非信頼度 (平均値)

システム	非信頼度	備考
スクラム系	3.9E-7	スクラム電気系の非信頼度
	5.9E-4	ARI の非信頼度
	2.6E-11	スクラム機械系の非信頼度
再循環ポンプトリップ	6.9E-10	RPT の非信頼度
高圧炉心冷却系	4.0E-2	給水系の非信頼度 (隔離事象時)
	1.5E-2	給水系の非信頼度 (非隔離事象時)
	3.2E-3	HPCF-B 非信頼度 (過渡変化時)
	3.2E-3	HPCF-C 非信頼度 (過渡変化時)
	5.8E-3	RCIC 非信頼度 (過渡変化時)
	6.0E-3	HPCF-B 非信頼度 (LOCA 時)
	6.5E-3	HPCF-C 非信頼度 (LOCA 時)
原子炉減圧系	1.2E-2	手動減圧の非信頼度 (過渡変化時)
	6.8E-6	自動減圧及び手動減圧の非信頼度 (LOCA 時)
低圧炉心冷却系	3.5E-2	復水系の非信頼度
	6.2E-3	LPFL-A 非信頼度 (過渡変化時)
	6.4E-3	LPFL-B 非信頼度 (過渡変化時)
	6.8E-3	LPFL-C 非信頼度 (過渡変化時)
	6.4E-3	LPFL-A 非信頼度 (LOCA 時)
	6.5E-3	LPFL-B 非信頼度 (LOCA 時)
崩壊熱除去系	1.3E-2	PCS の非信頼度 (過渡変化時)
	6.7E-3	RHR-A の非信頼度 (過渡変化時)
	6.6E-3	RHR-B の非信頼度 (過渡変化時)
	7.0E-3	RHR-C の非信頼度 (過渡変化時)
非常用電源系	1.5E-4	非常用電源 C 系の非信頼度
	1.6E-4	非常用電源 D 系の非信頼度
	1.6E-4	非常用電源 E 系の非信頼度
SLC	3.4E-1	SLC の非信頼度

※使命時間は 24 時間

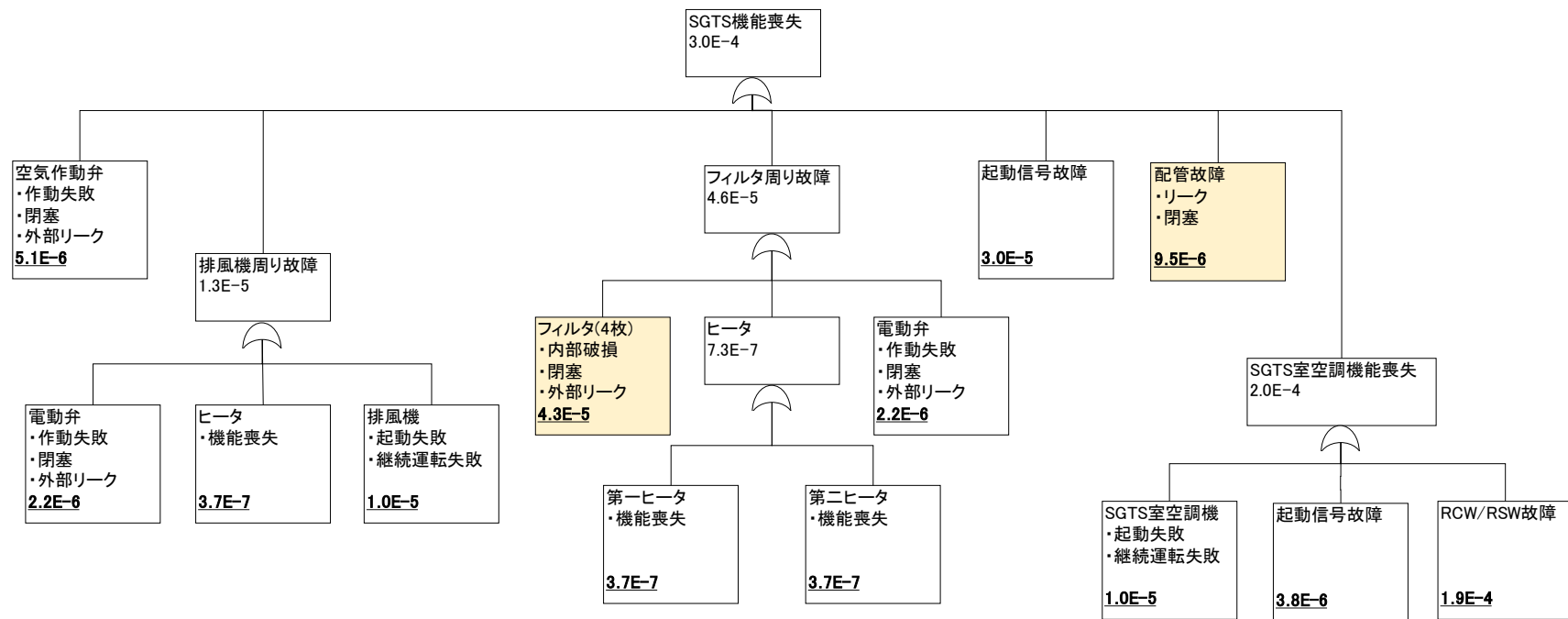


図1 概略フォールトツリー (SGTS)

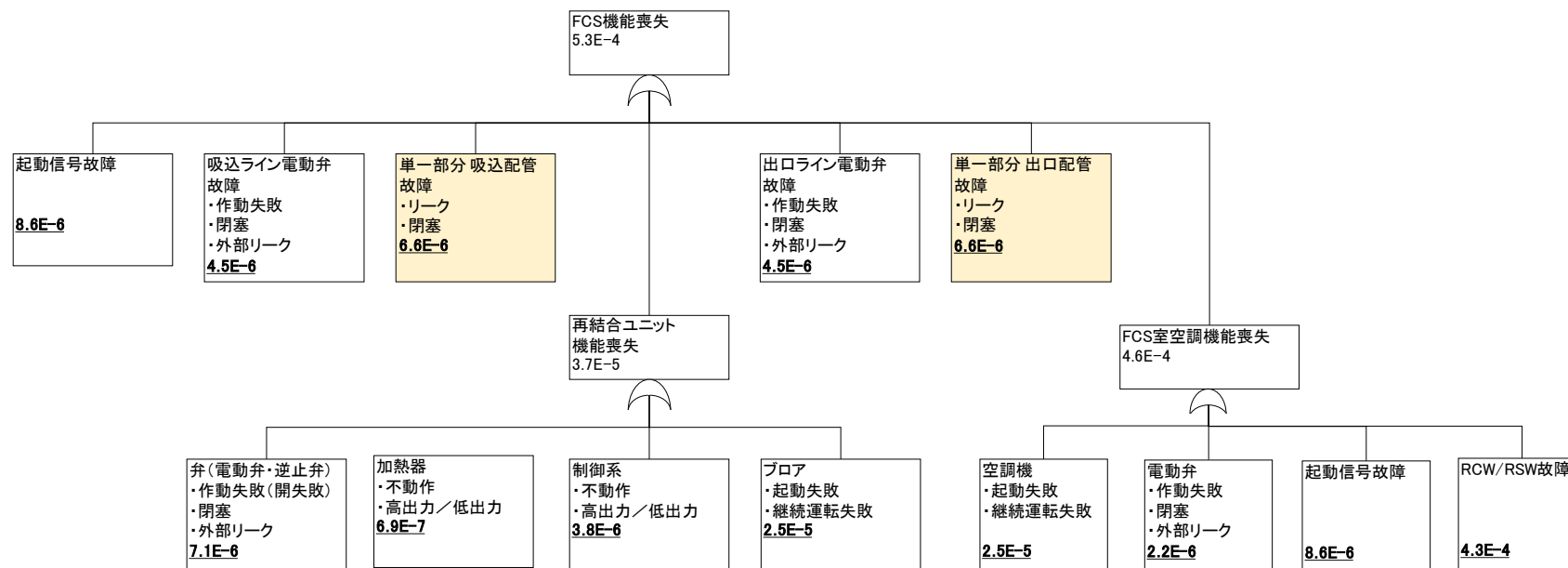


図 2 概略フォールトツリー (FCS)

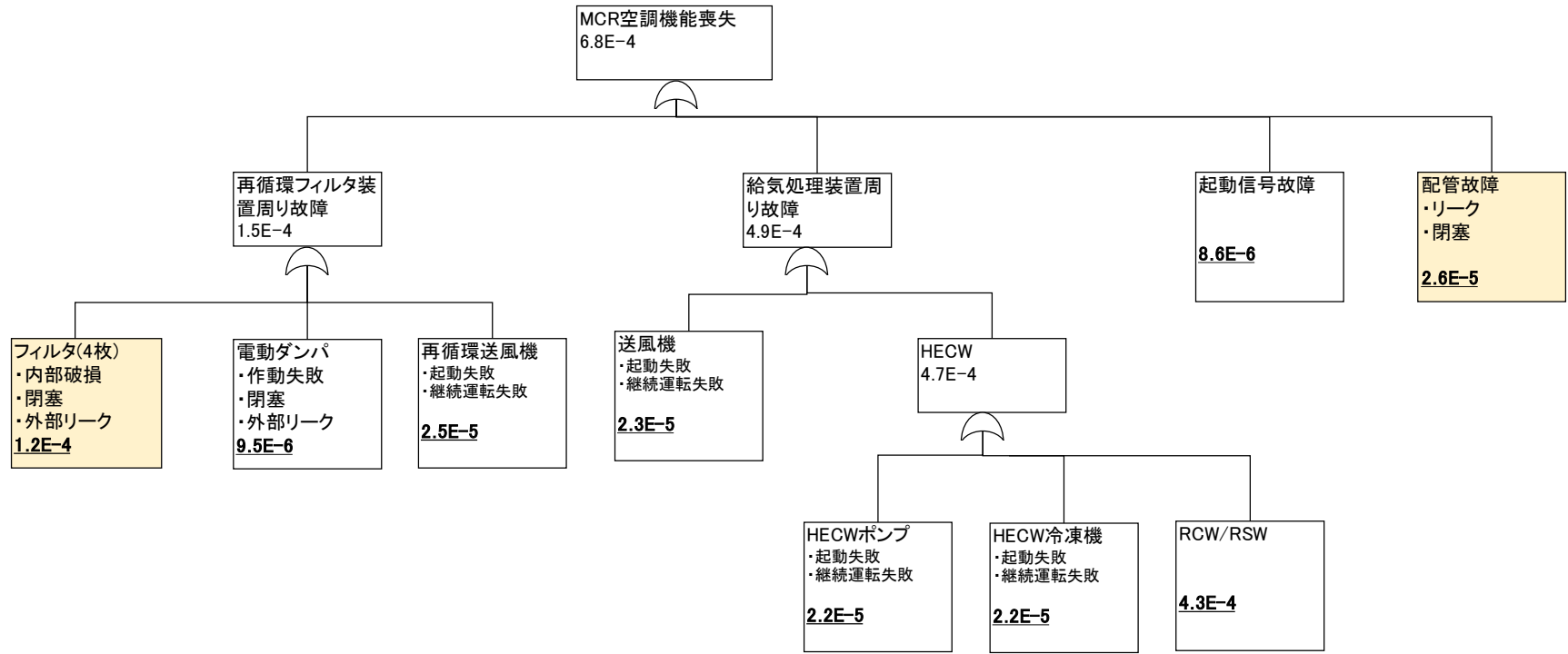


図 3 概略フォールトツリー (MCR 空調)

3. 地震要因非信頼度

SGTS 及び FCS, MCR 空調の地震要因の非信頼度を評価した。それぞれの評価結果を図 4～図 6 に示す。非信頼度評価に使用したフラジリティ評価結果については表 7 に示す。

図 4～図 6 に示したとおり地震要因については、SGTS, FCS, MCR 空調共に冗長化機器の非信頼度がシステム全体の非信頼度に対して支配的となっている⁴。

機器・設備毎に見ると、表 7 に示したとおり、静的機器のフラジリティについては SGTS フィルタ装置の HCLPF が 1.66, FCS 配管の HCLPF が 1.28, MCR 空調ダクトの HCLPF が 1.27 となっており、冗長化機器と比べて特段弱くはない。また、RCW 熱交換器の HCLPF が 0.98 と小さく、SGTS, FCS, MCR 空調共に、支配的な要因となっている。

主要なシナリオは、RCW 熱交換器が機能喪失し、SGTS, FCS についてはローカル空調の冷却、MCR 空調については HECW の冷却ができなくなり、システムの機能喪失となるシナリオである。

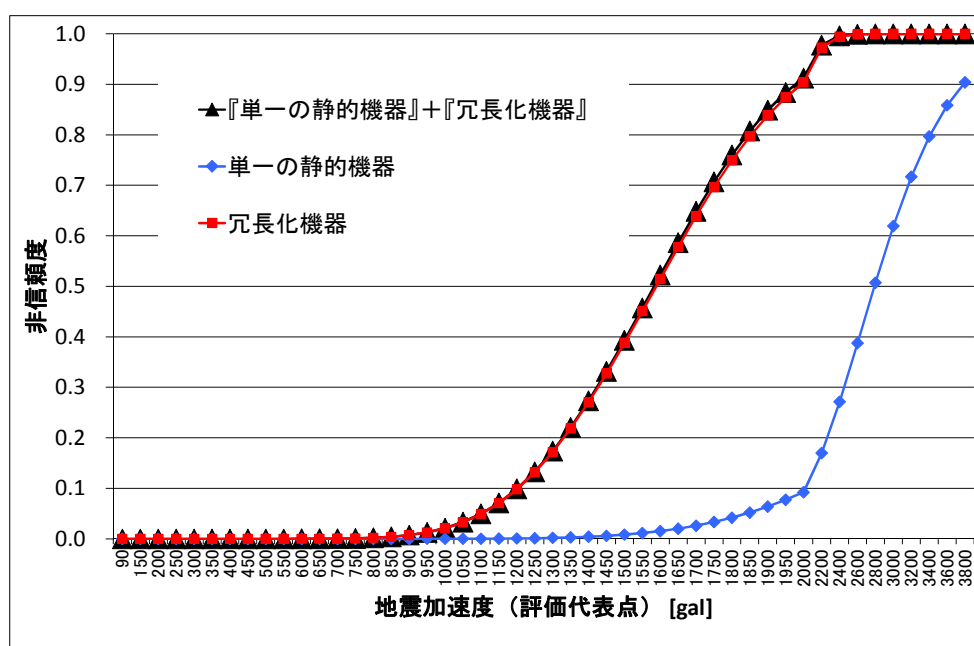


図 4 地震要因の非信頼度 (SGTS)

⁴ 機器の相関性の評価手法については、研究レベルの検討がなされている段階であるため、多重化されている機器については地震 PRA と同様に完全相関を想定している。したがって、例えば RCW 熱交換器を多重化している効果は結果に現れていないため、冗長化機器の非信頼度は実際よりも大きめに算定されている可能性がある。

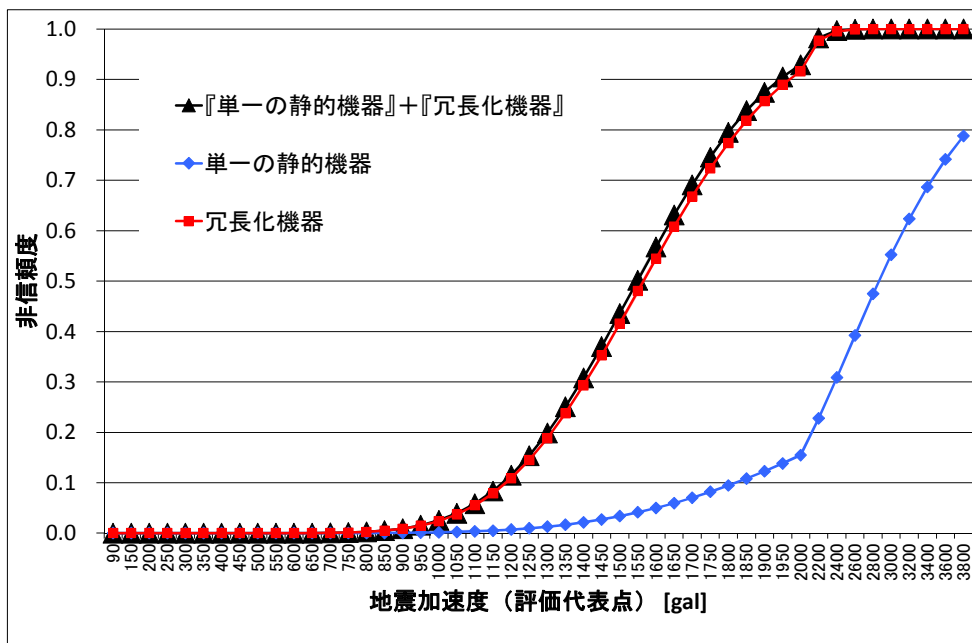


図 5 地震要因の非信頼度 (FCS)

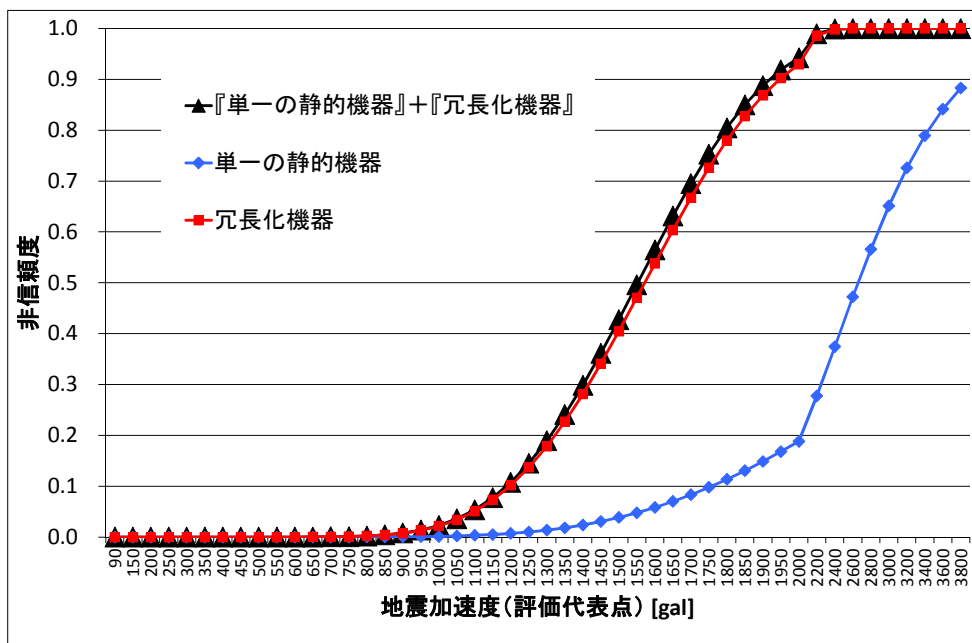


図 6 地震要因の非信頼度 (MCR 空調)

表7 フラジリティ評価結果

		対象設備				フラジリティ評価結果						
系統名	単一ラ イン/ 冗長ラ イン	機器名称	損傷モード	評価部位	評価項目 (応力分類)	Am (G)	β_c	β_r	β_u	HCLPF (G)		
SGTS	単一	SGTS配管	構造損傷	配管サポート	組合せ	3.95	0.36	0.26	0.25	1.70		
		フィルタ装置	構造損傷	取付ボルト	組合せ	3.06	0.26	0.20	0.17	1.66		
	冗長	排風機	機能損傷	ファン	水平加速度	3.01	0.25	0.20	0.15	1.69		
		乾燥装置	構造損傷	取付ボルト	組合せ	4.02	0.26	0.20	0.17	2.18		
		SGTS弁	機能損傷	弁駆動部	水平加速度	8.01	0.36	0.26	0.25	3.45		
		SGTS室空調機	機能損傷	ファン	鉛直加速度	3.59	0.18	0.10	0.15	2.38		
		タービン建屋(T/B)	-	-	-	2.65	0.20	0.13	0.15	1.67		
		非常用取水路	せん断 WCOM	隔壁	-	2.20	0.25	0.07	0.24	1.33		
		RCWポンプ	機能損傷	ポンプ	鉛直加速度	3.92	0.18	0.10	0.15	2.60		
		RCW熱交換器	構造損傷	耐震強化サポート	組合せ	1.81	0.26	0.20	0.17	0.98		
		RCWサージタンク	構造損傷	基礎ボルト	組合せ	4.87	0.26	0.20	0.17	2.64		
		RCW配管	構造損傷	配管本体	一次応力	2.58	0.36	0.26	0.25	1.11		
		RCW弁	機能損傷	弁駆動部	水平加速度	3.62	0.36	0.26	0.25	1.56		
		RSWポンプ	機能損傷	モータ	水平加速度	2.75	0.25	0.20	0.15	1.54		
		RSWストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	組合せ	75.45	0.26	0.20	0.17	40.98		
		RSW配管	構造損傷	配管サポート	曲げ引張+軸引張	3.34	0.36	0.26	0.25	1.44		
		RSW弁	機能損傷	弁駆動部	水平加速度	5.44	0.36	0.26	0.25	2.34		
		FCS	単一	FCS配管	構造損傷	配管サポート	組合せ	2.92	0.35	0.25	0.25	1.28
再結合装置	構造損傷			配管本体	一次応力	2.85	0.37	0.27	0.26	1.19		
冗長	FCS弁		機能損傷	弁駆動部	水平加速度	10.39	0.35	0.25	0.24	4.63		
	FCS室空調機		機能損傷	ファン	鉛直加速度	3.70	0.18	0.10	0.15	2.45		
	タービン建屋(T/B)		-	-	-	2.65	0.20	0.13	0.15	1.67		
	非常用取水路		せん断 WCOM	隔壁	-	2.20	0.25	0.07	0.24	1.33		
	RCWポンプ		機能損傷	ポンプ	鉛直加速度	3.92	0.18	0.10	0.15	2.60		
	RCW熱交換器		構造損傷	耐震強化サポート	組合せ	1.81	0.26	0.20	0.17	0.98		
	RCWサージタンク		構造損傷	基礎ボルト	組合せ	4.87	0.26	0.20	0.17	2.64		
	RCW配管		構造損傷	配管本体	一次応力	2.58	0.36	0.26	0.25	1.11		
	RCW弁		機能損傷	弁駆動部	水平加速度	3.62	0.36	0.26	0.25	1.56		
	RSWポンプ		機能損傷	モータ	水平加速度	2.75	0.25	0.20	0.15	1.54		
	RSWストレーナ		構造損傷	基礎ボルト	組合せ	75.45	0.26	0.20	0.17	40.98		
	RSW配管		構造損傷	配管サポート	曲げ引張+軸引張	3.34	0.36	0.26	0.25	1.44		
	RSW弁		機能損傷	弁駆動部	水平加速度	5.44	0.36	0.26	0.25	2.34		
	MCR 空調		単一	ダクト	構造損傷	ダクト本体	曲げ座屈	2.72	0.33	0.24	0.22	1.27
				中央制御室再循環フィルタ装置	構造損傷	基礎ボルト	組合せ	5.04	0.26	0.20	0.17	2.74
			冗長	中央制御室再循環送風機	機能損傷	ファン	鉛直加速度	2.64	0.18	0.10	0.15	1.75
中央制御室送風機		機能損傷		ファン	水平加速度	2.71	0.25	0.20	0.15	1.52		
MCR給気処理装置		構造損傷		MCR外気処理装置	引張+せん断	3.93	0.26	0.20	0.17	2.13		
MCR再循環フィルタ装置入口ダンパ		機能損傷		ダンパ	水平加速度	5.61	0.25	0.20	0.15	3.15		
HECW配管		構造損傷		配管本体	一次応力	3.21	0.35	0.25	0.25	1.41		
HECWポンプ		機能損傷		ポンプ	鉛直加速度	2.91	0.18	0.10	0.15	1.93		
HECW冷凍機		機能損傷		HECW冷凍機	鉛直加速度	2.91	0.18	0.10	0.15	1.93		
HECW弁		機能損傷		弁駆動部	水平加速度	5.15	0.35	0.25	0.24	2.29		
タービン建屋(T/B)		-		-	-	2.65	0.20	0.13	0.15	1.67		
非常用取水路		せん断 WCOM		隔壁	-	2.20	0.25	0.07	0.24	1.33		
RCWポンプ		機能損傷		ポンプ	鉛直加速度	3.92	0.18	0.10	0.15	2.60		
RCW熱交換器		構造損傷		耐震強化サポート	組合せ	1.81	0.26	0.20	0.17	0.98		
RCWサージタンク		構造損傷		基礎ボルト	組合せ	4.87	0.26	0.20	0.17	2.64		
RCW配管		構造損傷		配管本体	一次応力	2.58	0.36	0.26	0.25	1.11		
RCW弁		機能損傷		弁駆動部	水平加速度	3.62	0.36	0.26	0.25	1.56		
RSWポンプ		機能損傷		モータ	水平加速度	2.75	0.25	0.20	0.15	1.54		
RSWストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	組合せ	75.45	0.26	0.20	0.17	40.98				
RSW配管	構造損傷	配管サポート	曲げ引張+軸引張	3.34	0.36	0.26	0.25	1.44				
RSW弁	機能損傷	弁駆動部	水平加速度	5.44	0.36	0.26	0.25	2.34				

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 4 月～2013 年 3 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 9 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわず

かに超えた程度であることから，評価に使用している気象データは，長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお，標高 20m の観測データについては，有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの，排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データにより代表性は確認できていることから，当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表 1 から表 4 に示す。

第1表 棄却検定表（風向）

検定年：敷地内C点（標高85m，地上高51m）1985年10月～1986年9月

統計期間：敷地内A点（標高85m，地上高75m）2004年4月～2013年3月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

第2表 棄却検定表（風速）

検定年：敷地内C点（標高85m，地上高51m）1985年10月～1986年9月

統計期間：敷地内A点（標高85m，地上高75m）2004年4月～2013年3月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

第3表 棄却検定表（風向）

検定年：敷地内A点（標高20m，地上高10m）1985年10月～1986年9月

統計期間：敷地内A点（標高20m，地上高10m）2004年4月～2013年3月
(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

第4表 棄却検定表（風速）

検定年：敷地内A点（標高20m，地上高10m）1985年10月～1986年9月

統計期間：敷地内A点（標高20m，地上高10m）2004年4月～2013年3月
（%）

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

福島第二原子力発電所の知見
(サブプレッションプール水温度検出器中継端子箱について)

福島第二原子力発電所1号機は、東北地方太平洋沖地震により原子炉除熱機能喪失ならびに圧力抑制機能喪失に陥り、格納容器内の環境が通常とは異なる状態になった。

事故後に、計測設備の点検を実施したところ、サブプレッションプール水温度検出器の絶縁抵抗低下が確認された。絶縁抵抗低下の原因は、格納容器内に設置されている中継端子箱の浸水により、端子台の吸湿及び発錆によるものであった。端子台を使用しない直ジョイント部については絶縁抵抗低下の程度が低く判定基準を満足していた。中継端子箱への浸水は、事故対応中のサブプレッションプール水位上昇によるものであった。

柏崎刈羽原子力発電所6，7号機のサブプレッションプール水温度検出器中継端子箱設備状況について確認した内容を以下に整理する。

	6号機	7号機
中継端子箱設置高さ	TMSL <input type="text"/> (箱上端)	TMSL <input type="text"/> (箱上端)
W/W ベント配管高さ	TMSL <input type="text"/> (配管中央)	TMSL <input type="text"/> (配管中央)
W/W ベント配管高さ －1 m	TMSL <input type="text"/>	TMSL <input type="text"/>
S/C水位計 (NWL)	TMSL <input type="text"/>	TMSL <input type="text"/>
中継端子箱内ケーブル 接続方法	端子台 (直ジョイント化に変更 中)	直ジョイント

設計基準事故時には、サブプレッションプールを水源とする残留熱除去系が運転するため、サブプレッションプール水位が上昇し中継端子箱が水没することはない。

重大事故等発生時は、外部水源からの注水により、サブプレッションプール水位が上昇する可能性がある。その場合、W/Wベント配管高さ－1 m到達時に外部水源による格納容器スプレイを停止することになっている。この水位と比べ、サブプレッションプール水温度計中継端子箱は低い位置にあるため水没することになる。このため、端子台を使用している6号機については、直ジョイントに変更することで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。

また、サブプレッションプール水温度が測定不能になった場合は、他のパラメータにより推定することができる。

以上