

# 女川原子力発電所 2 号炉

## 静的機器の単一故障に係る設計上の考慮

### 説明資料

平成 26 年 8 月 5 日

東北電力株式会社

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

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 基準適合性確認

- 添付資料 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統の抽出について
- 添付資料 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果
- 添付資料 3 静的機器の故障率について
- 添付資料 4 格納容器スプレイ機能喪失時の代替機能について
- 添付資料 5 中央制御室換気空調系の静的機器単一故障時の運転員線量評価

- 別添 1 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率について
- 別添 2 安全解析に用いる気象条件の見直しについて
- 別添 3 空気流入率試験結果について

## <概 要>

1. において、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する女川原子力発電所2号炉における適合性を示す。

2. において、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
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。

## 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時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、長時間とは基本的に24時間以上とする。

ただし、静的機器については、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。さらに、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。

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275kV送電線4回線及び66kV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2系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1系統を設け、重要度の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。

## 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

設置許可基準規則第12条において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統について長期間では静的機器に対しても単一故障を仮定し、多重性又は多様性が要求されている。設置許可基準規則解釈の第12条第4項及び5項により、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器についても単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となった。

女川原子力発電所2号炉において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している系統を抽出した。設置許可基準規則の解釈の第12条第3項の表に規定された安全機能に対応する系統について、対象系統の抽出フロー（図1）に基づき対象系統を抽出した。抽出結果を添付資料1に、抽出結果を基にした分析結果を添付資料2に示す。

抽出の結果、対象系統は以下の3系統となった。

#### (1) 非常用ガス処理系

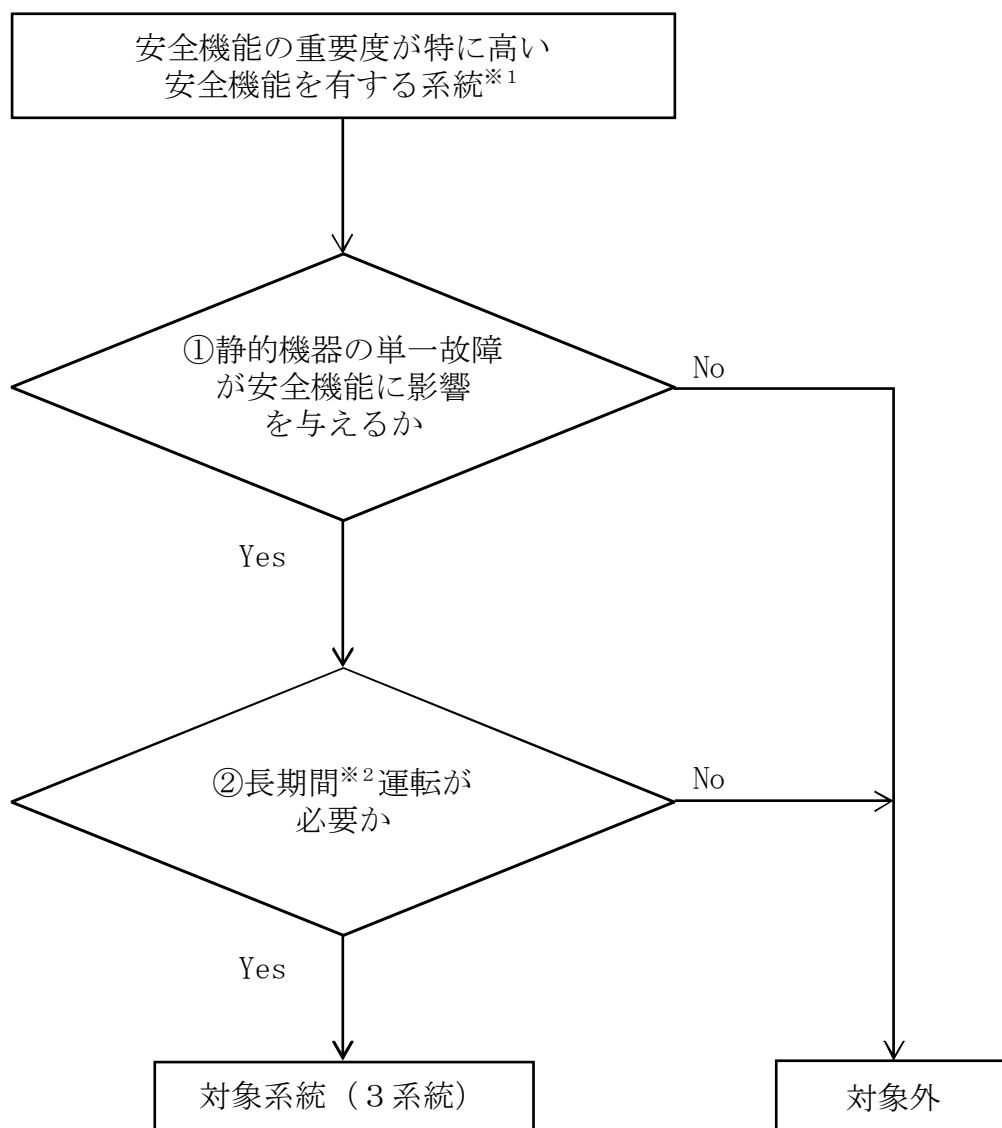
- ・フィルタ装置
- ・配管の一部

#### (2) 残留熱除去系 格納容器スプレイ冷却モード（以下、「格納容器スプレイ系」という。）

- ・ドライウェルススプレイ管
- ・サプレッションプールのスプレイ管

#### (3) 中央制御室換気空調系

- ・再循環フィルタ装置
- ・ダクトの一部



※1 設置許可基準規則の解釈の第12条第3項の表に規定された安全機能に対応する系統

※2 24時間以上もしくは運転モードの切替え以降

図1 対象系統の抽出フロー

## 2.2 基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第12条第5項において、単一故障を仮定しなくても良い場合、および多重性の要求が不要となる場合について、以下のとおり記載されている。

- 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れば、その単一故障を仮定しなくて良い。
- 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は、多重性の要求は適用しない。
- ③ 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、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。

以降に抽出された3システムに対する基準適合性を示す。



(1) 非常用ガス処理系の基準適合性確認

a. 非常用ガス処理系 系統概要

非常用ガス処理系は、事故時に格納容器内から漏れ出た放射性物質の濃度低減機能を有しており、通常待機状態である。

非常用ガス処理系の系統概要図を図2に示す。非常用ガス処理系は図に示すとおり非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタ装置、空気作動弁、電動弁および配管から構成されており、静的機器のうちフィルタ装置および配管の一部は単一設計となっている。

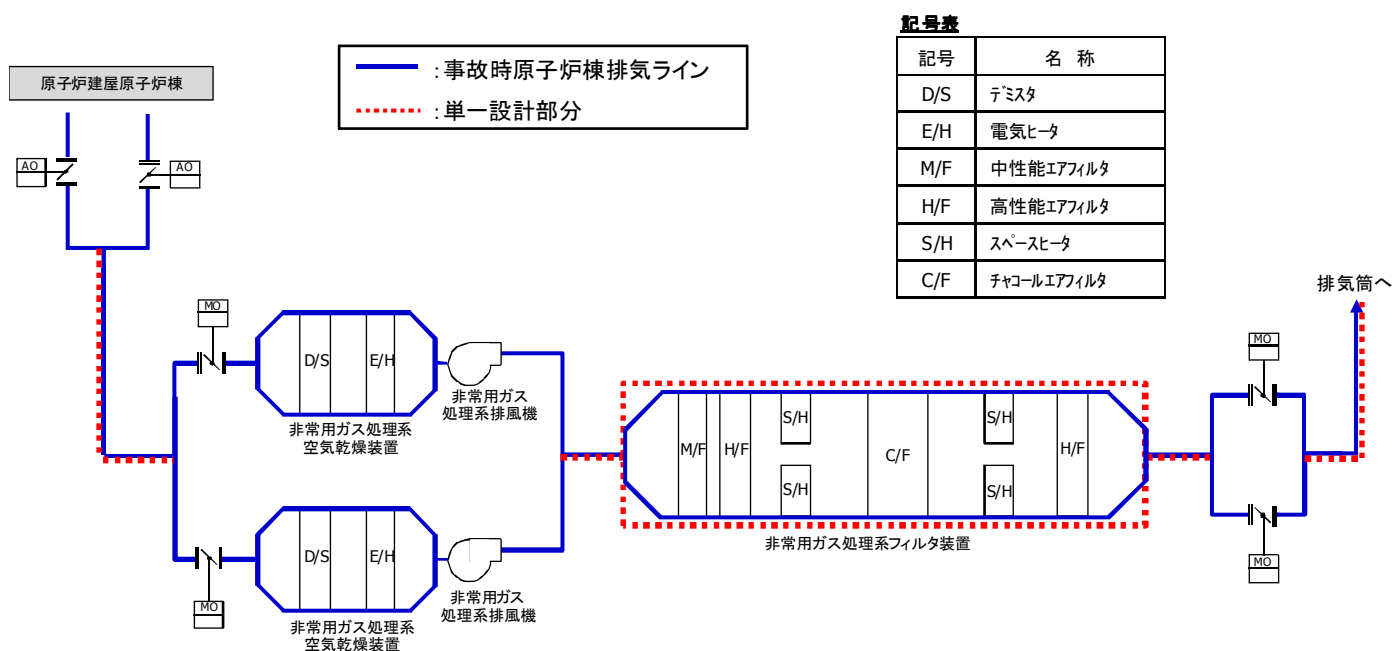


図2 非常用ガス処理系 系統概要図

b. 非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管の信頼性

非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管の信頼性について想定される経年劣化事象と使用環境，設計，保守管理ならびに過去の故障実績等の観点から確認した。

(a) 使用環境，設計の観点からの評価

非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管に想定される経年劣化事象に対する使用環境・設計上の考慮を表2に示す。

評価の結果，使用環境・設計の観点から非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管は十分な信頼性を有している。

表2 想定される経年劣化事象に対する使用環境・設計上の考慮

機 器	経年劣化事象	使用環境・設計上の考慮
フィルタ装置	腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>・屋内設置機器であるため腐食環境下に無い。</li> <li>・通常運転時はスペースヒータにより乾燥状態にある。</li> <li>・ステンレス鋼を用いていることから腐食の発生する可能性は極めて低い。</li> </ul>
	閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時においてフィルタ装置に流入するものは空気および放射性物質であり，閉塞が生じる可能性は無い。</li> </ul>
	性能劣化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・チャコールフィルタ性能を保証するベッド厚を有し，性能劣化を防止するため多重化されたスペースヒータによる温度管理を行っている。</li> <li>・事故時においては多重化された空気乾燥装置によりチャコールフィルタに流入する空気の湿分を低減しフィルタの性能を維持している。</li> </ul>
配管	腐食 疲労割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一部屋外設置の配管に関しては腐食防止用の塗装を施している。</li> <li>・耐震Sクラス設備として設計しており，信頼性が高い。</li> </ul>

(b) 保守管理および過去の故障実績の観点からの信頼性

i. 保守管理

非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管の保全計画に基づく保守管理状況について表3に、保安規定に基づく定期試験内容について表4に整理した。

現状、非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管に対しては適切な保守管理を実施しており、当該設備の健全性を確保・維持することが可能である。

表3 保全計画に基づく保守管理状況

機 器	保守管理内容
フィルタ装置	<b>【開放点検】</b> 各部の腐食、損傷等の有無を目視にて確認する。また、目視点検後に試運転を行いフィルタ差圧の確認を行う。 <b>【漏えい試験】</b> 運転状態において、各部からの漏えいの有無を確認する。 <b>【機能・性能試験】</b> チャコールのよう素除去効率およびチャコールフィルタのバイパスリーク量を測定することにより総合除去効率を確認する。
配管	<b>【外観点検】</b> 各部の腐食、損傷等の有無を目視にて確認する。 <b>【漏えい試験】</b> 運転状態において、各部からの漏えいの有無を確認する。

表4 保安規定に基づく定期試験内容

定期試験	試験内容
非常用ガス処理系手動起動試験 (1回/月)	運転中に非常用ガス処理系を手動で起動させ、系統流量が必要流量確保されていることを確認する。

ii. 過去の故障実績

女川2号炉の非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管の単一設計箇所に関して故障実績は無く、国内BWRプラントにおいても故障実績は無い。

また、故障率データからも静的機器の単一故障が発生する可能性は極めて低いことを確認した。(添付資料3参照)

c. 単一設計箇所の修復性について

単一設計としている非常用ガス処理系フィルタ装置および配管の一部に想定される過酷な条件として、経年劣化事象からは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として配管の全周破断およびフィルタ装置の閉塞について検討した。

(a) 全周破断の想定

i. 故障の想定

当該システムの配管に想定される経年劣化事象は腐食であり、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、現実的には配管の一部に腐食孔程度が生じることは考えられるが、全周破断にまで至ることは考え難い。しかし、腐食からの延長として最も過酷な条件を想定して、配管の全周破断を仮定する。

なお、フィルタ装置については、経年劣化事象、構造および運転条件等から、瞬時に全周破断に至ることはないため、全周破断の想定は不要である。

ii. 検知性

配管の全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（オペフロに設置されているエリア放射線モニタの指示値変動、建屋差圧変動、SGTS トレイン出口流量低下）および現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特定は可能である。（図3参照）

iii. 修復作業性

配管の修復作業は、全周破断箇所を特定した後、以下の手順で行う。

なお、具体的な手順については、今後 QMS 文書として整備するとともに、作業員を確実に召集できる体制を整備する。

(i) 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置）

(ii) 配管破断箇所の整形（クランプを容易にするため、破断面を切断し、整形する。）

(iii) 予め用意している予備配管を、修復箇所の寸法に合わせ切断する。

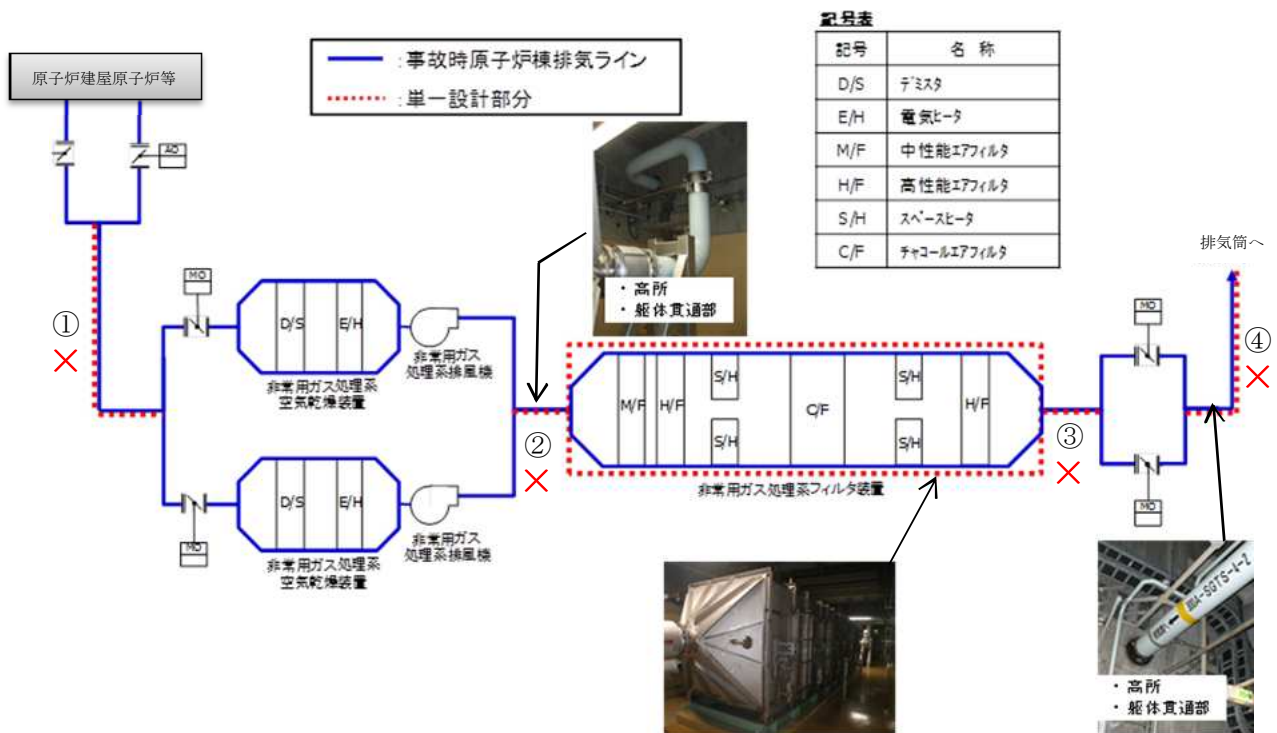
(iv) 配管の芯を合わせ、クランプにより固定する。その際、配管合わせ部分からの漏えいを防止するため、ガスケット等を施工する。

故障箇所の特定は容易であり、足場設置場所が限定できることから、修復は3日間（足場設置※：1日、修復：2日）で可能である。

※ 足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする

#### iv. 故障箇所の仮定

非常用ガス処理系で考える故障箇所は、フィルタユニットの上流側と下流側を比較し、フィルタ効果が期待できず修復作業時の被ばく線量が厳しくなるフィルタユニット上流側と仮定している。(図3参照)



	検知性	故障箇所の仮定
①	中央制御室での確認（オペフロに設置されているエリア放射線モニタの指示値変動，建屋差圧変動），現場パトロール（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定が可能	破断想定箇所が排風機の上流側で二次格納施設内であるため，二次格納施設内は負圧に保たれ非常用ガス処理系は機能維持できる。（影響なし）
②	中央制御室での確認（SGTS トレイン出口流量低下，建屋差圧変動），現場パトロール（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定が可能	全周破断により，非常用ガス処理系は機能喪失する。
③		二次格納施設内の負圧は保てないが，フィルタ通過後であるため，評価は②に包絡されると考える。
④	中央制御室での確認（建屋差圧変動），現場パトロール（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定が可能	放射性物質が地上放出されるが，フィルタ通過後であるため評価結果は②に包絡される。

故障箇所（配管破断箇所）を②と仮定する。

図3 故障箇所の検知性と故障箇所の仮定

(b) 閉塞の想定

i. 故障の想定

閉塞については、フィルタ本体の閉塞の他、フィルタ装置の閉塞について、内部構成品の損傷に伴う閉塞の可能性について検討した。

(i) フィルタ本体の閉塞

フィルタ本体については、想定される経年劣化事象として「閉塞」を想定しており、フィルタ差圧を管理し、適切にフィルタ取替を行うことで、容易に「閉塞」を除去可能であることを確認している。

(ii) フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置は、7mm のステンレス板を溶接組立したケーシング（補強用に外面に型鋼を設置）、フィルタ装置内を各セクションに区切る仕切板およびスペースヒータ等で構成されている（図4参照）。

仕切板およびスペースヒータは溶接およびボルトにより強固に組み立てられており運転条件により脱落することは考え難い。万一脱落した場合でも金属製の重量物（数十キロ以上）であり、フィルタ装置の底部に留まるのみで流路を閉塞することは考えられない。

また、フィルタ装置内には温度計や湿度計の計器類も設置されているが、その大きさは、温度計はφ8mm×500mm、湿度計は約200mm×100mmであり、フィルタ装置の大きさや構造から流路を閉塞することは考えられない。

以上から、フィルタ本体の閉塞のみを想定して評価を実施した。

ii. 検知性

フィルタ本体の閉塞が発生した場合、中央制御室での確認（SGTSトレイン流量の指示値低下）および現場パトロール（フィルタ差圧の確認）により、閉塞の検知は可能である。

iii. 修復作業性

フィルタ取替については、予め必要な資機材を準備することにより、検知後2日間（チャコールフィルタ取替：2日※）で可能である。

なお、具体的な手順については、今後QMS文書として整備するとともに、作業員を確実に召集できる体制を整備する。

※ 実際の作業時間は32時間程度で完了するが保守的に2日とした

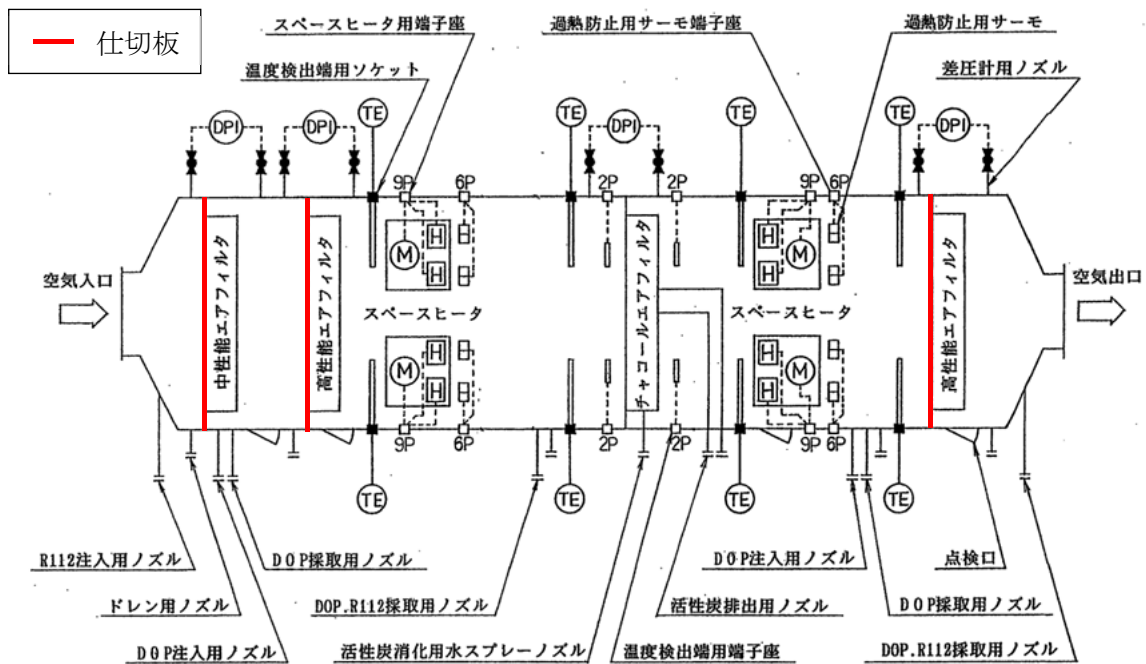


図4 SGT Sフィルタ装置概要図

(c) 線量評価

設置許可基準規則第12条における安全機能の重要度の特に高い安全機能に該当する非常用ガス処理系の静的機器に単一故障を想定し、設計基準事象として非常用ガス処理系の放射性物質の濃度低減機能に期待している原子炉冷却材喪失事故時の線量評価（一般公衆への線量影響および修復作業時の線量影響）を以下のとおり実施した。また、燃料集合体の落下事故の際にも、環境中へ放出される放射性物質放出の防止機能として、放射性物質の濃度低減機能である非常用ガス処理系に機能を期待していることから、原子炉冷却材喪失事故と同様に燃料集合体の落下事故に対しても、静的機器の単一故障を想定した線量評価を実施した。

i. 敷地境界線量評価

非常用ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、原子炉冷却材喪失および燃料集合体の落下を対象として、敷地境界線量を評価した。

線量評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち環境への放射性物質の放出の観点から最も過酷なものとする。図5に故障を想定する箇所の考え方を示す。この結果、最も過酷な条件として、非常用ガス処理系フィルタ閉塞事象を想定した。



( i ) 原子炉冷却材喪失

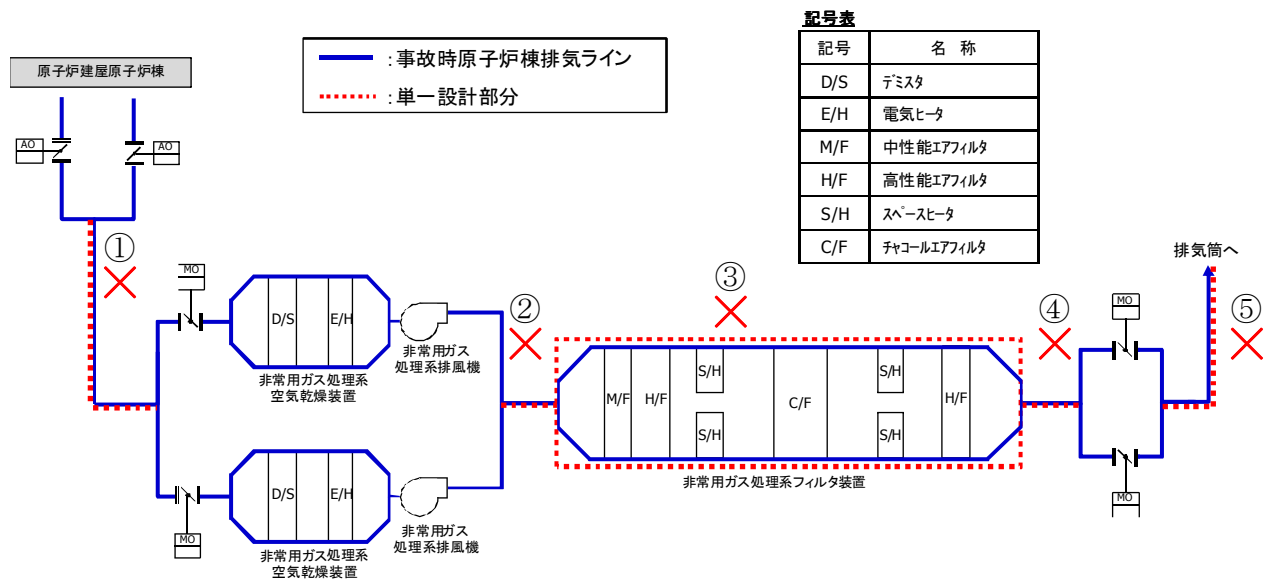
原子炉冷却材喪失では，事故発生 1 日後から無限時間，非常用ガス処理系の機能が喪失し，原子炉建屋の負圧が維持できず，原子炉格納容器より漏えいした放射性物質の全量が，原子炉建屋より地上放出されるとして敷地境界線量を評価した。評価条件を表 5 に示す。

評価の結果，敷地境界における実効線量は約  $2.0 \times 10^{-2}$  mSv であり，基準である 5 mSv を満足することを確認した。評価結果を表 6 および表 7 に示す。

( ii ) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下では，事故発生 1 日後から無限時間，非常用ガス処理系の機能が喪失し，原子炉建屋の負圧が維持できず，破損燃料から放出した放射線物質の全量が，原子炉建屋より地上放出されるとして敷地境界線量を評価した。評価条件を表 8 に示す。

評価の結果，敷地境界における実効線量は約  $9.8 \times 10^{-1}$  mSv であり，基準である 5 mSv を満足することを確認した。評価結果を表 9 および表 10 に示す。



- ①：配管の全周破断箇所が排風機の上流側で二次格納施設内であるため、二次格納施設内は負圧に保たれ非常用ガス処理系は機能維持できる。（影響なし）
- ②：全周破断により、放射性物質が二次格納施設内に全量放出され、二次格納施設内が負圧維持されず、建屋から地上放出される。（非常用ガス処理系の機能喪失）
- ③：フィルタの閉塞により非常用ガス処理系は機能喪失する。（評価結果は②と同じ）
- ④：配管の全周破断によりフィルタ通過後の放射性物質が二次格納施設内に全量放出され、二次格納施設内が負圧維持されず、建屋から地上放出される。（評価結果は②に包絡）
- ⑤：配管の全周破断箇所によりフィルタ通過後の放射性物質が二次格納施設内または二次格納施設外から地上放出される。（評価結果は②に包絡）

図5 単一故障箇所の選定（非常用ガス処理系の場合）

表5 原子炉冷却材喪失時の線量評価条件 (SGTS の静的機器単一故障時)

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約105%)
原子炉運転時間	2000日
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%, よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%, よう素 100%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内、原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
原子炉建屋からの換気率	0～24時間: 0.5回/day (SGTSによる換気) 24時間以降: 0.2回/day (建屋漏えい) ※1
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0～24時間: 99% 24時間以降: 考慮なし
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に、全放出量を1時間当たりの最大放出率で除した値から適切に設定 ・排気筒放出 (0～24時間) $\chi/Q$ : 10時間, $D/Q$ : 10時間 ・地上放出 (24時間以降) $\chi/Q$ : 450時間, $D/Q$ : 300時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・排気筒放出 (0～24時間) $\chi/Q$ : $2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ : $1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・地上放出 (24時間以降) $\chi/Q$ : $2.3 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q$ : $4.4 \times 10^{-19}$ Gy/Bq (2012年1月～2012年12月の気象データに基づき「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価した相対濃度および相対線量) ※2
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、小児実効線量換算係数を使用 I-131: $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132: $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133: $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134: $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135: $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5.16 m <sup>3</sup> /d

※1 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について別添1に示す。

※2 気象データの妥当性について別添2に示す。

表 6 原子炉冷却材喪失時の放出放射能量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目		評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量—小児実効 線量係数換算)	排気筒放出	約 $3.3 \times 10^7$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $8.9 \times 10^{10}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{10}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $3.7 \times 10^{11}$ Bq

表 7 原子炉冷却材喪失時の敷地境界線量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価結果
よう素の内部被ばくによる 実効線量	約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる 実効線量	約 $1.7 \times 10^{-4}$ mSv
直接線・スカイシャイン線による 実効線量	約 $4.8 \times 10^{-6}$ mSv
合 計	約 $2.0 \times 10^{-2}$ mSv

表 8 燃料集合体の落下時の線量評価条件 (SGTS の静的機器単一故障時)

項目	評価条件
想定事故	燃料集合体の落下
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
燃料取替作業開始	原子炉停止 3 日後
破損した燃料棒から水中への放出放射エネルギー	破損した燃料棒内の全蓄積量に対して 希ガス 10% よう素 5%
破損した燃料棒から水中に放出されるよう素の形態	有機よう素 1% 無機よう素 99%
水中から原子炉棟の空気中へ放出される割合	希ガス 100% 有機よう素 100% 無機よう素 0.2%
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間: 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降: 0.2 回/day (建屋漏えい) ※1
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0~24 時間: 99% 24 時間以降: 考慮なし
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	放射性物質の放出形態毎に、全放出量を 1 時間当たりの最大放出率で除した値から適切に設定 ・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q : 10$ 時間, $D/Q : 10$ 時間 ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q : 80$ 時間, $D/Q : 70$ 時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・排気筒放出 (0~24 時間) $\chi/Q : 2.9 \times 10^{-6}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q : 1.1 \times 10^{-19}$ Gy/Bq ・地上放出 (24 時間以降) $\chi/Q : 4.0 \times 10^{-5}$ s/m <sup>3</sup> , $D/Q : 7.4 \times 10^{-19}$ Gy/Bq 〔2012 年 1 月~2012 年 12 月の気象データに基づき〕 ※2 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」 に従って評価した相対濃度および相対線量
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、小児実効線量換算係数を使用 I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5.16 m <sup>3</sup> /d

※1 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について別添 1 に示す。

※2 気象データの妥当性について別添 2 に示す。

表 9 燃料集合体の落下時の放出放射能量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目		評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量—小児実効 線量係数換算)	排気筒放出	約 $2.5 \times 10^{10}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $2.5 \times 10^{12}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	排気筒放出	約 $7.4 \times 10^{13}$ Bq
	原子炉建屋からの放出	約 $6.3 \times 10^{13}$ Bq

表 10 燃料集合体の落下時の敷地境界線量 (SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価結果
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $9.3 \times 10^{-1}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $5.5 \times 10^{-2}$ mSv
合 計	約 $9.8 \times 10^{-1}$ mSv

## ii. 作業員の線量評価

### (i) 原子炉冷却材喪失時の作業員線量

フィルタ取替よりも修復期間を要する配管の修復を対象に、修復期間を3日間として、交替作業（12時間／人）およびマスク着用を考慮した被ばく評価を行った。評価条件を表11に示す。

評価の結果、3日間（72時間）の修復作業における被ばく量は、約78mSvとなり、緊急作業時における許容実効線量である100mSvを下回ることを確認した。評価結果を表12に示す。

### (ii) 燃料集合体の落下時の作業員線量

フィルタ取替よりも修復期間を要する配管の修復を対象に、修復期間を3日間として、交替作業（8時間／人）およびマスク着用を考慮した被ばく評価を行った。評価条件を表13に示す。

評価の結果、事故30日後から3日間（72時間）の修復作業における被ばく量は、約64mSvとなり、緊急作業時における許容実効線量である100mSvを下回ることを確認した。評価結果を表14に示す。

表 11 原子炉冷却材喪失時の作業員の線量評価条件  
(SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%, よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%, よう素 100%
原子炉格納容器に放出される よう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物の内, 原子炉格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等 による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
原子炉建屋からの換気率	0~24 時間: 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降: 0.2 回/day (建屋漏えい) *
非常用ガス処理系のよう素 除去効率	0~24 時間: 99% 24 時間以降: 考慮なし
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: $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132: $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133: $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134: $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135: $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※ 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について別添 1 に示す。

表 12 原子炉冷却材喪失時の作業員の線量率

被ばく経路	線 量 率
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 6.4 mSv/h
原子炉建屋内における外部被ばく	約 $5.1 \times 10^{-3}$ mSv/h
原子炉建屋内における内部被ばく*	約 $9.4 \times 10^{-2}$ mSv/h
合 計	約 6.5 mSv/h

※ マスク (DF50) を着用した評価



表 13 燃料集合体の落下時の作業員の線量評価条件  
(SGTS の静的機器単一故障時)

項 目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
燃料取替作業開始	原子炉停止 3 日後
破損した燃料棒から水中への放出放射エネルギー	破損した燃料棒内の全蓄積量に対して 希ガス 10% よう素 5%
破損した燃料棒から水中に放出されるよう素の形態	有機よう素 1% 無機よう素 99%
水中から原子炉棟の空気中へ放出される割合	希ガス 100% 有機よう素 100% 無機よう素 0.2%
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間： 0.5 回/day (SGTS による換気) 24 時間以降： 0.2 回/day (建屋漏えい) ※
非常用ガス処理系のよう素除去効率	0～24 時間： 99% 24 時間以降： 考慮なし
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： $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132： $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133： $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134： $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135： $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※ 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率の妥当性について別添 1 に示す。

表 14 燃料集合体の落下時の作業員の線量率

被ばく経路	線 量 率
フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 8.0 mSv/h
原子炉建屋内における外部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-4}$ mSv/h
原子炉建屋内における内部被ばく※	約 $2.6 \times 10^{-3}$ mSv/h
合 計	約 8.0 mSv/h

※ マスク (DF50) を着用した評価

d. 単一設計箇所の基準適合性について

これまで述べたように、非常用ガス処理系のフィルタ装置および配管については、想定される経年劣化事象に対して使用環境を考慮し設計していること、適切な保守管理を実施していること、さらには、過去の故障実績ならびに故障率データからも故障発生の可能性は極めて小さく、信頼性が高いことを確認した。

また、その単一故障を想定した場合でも、安全上支障のない期間に修復できることを確認した。

以上から、基準に適合している。

## (2) 格納容器スプレイ系の基準適合性確認

### a. 格納容器スプレイ系 系統概要

格納容器スプレイ系は、事故時の原子炉格納容器の冷却機能を有しており、図6に示すようにポンプ、熱交換器、スプレイ管、電動弁および配管等から構成されている。このうち、単一設計としている静的機器はドライウェルスプレイ管およびサブプレッションチェンバースプレイ管（以下、「格納容器スプレイ管」という。）である。

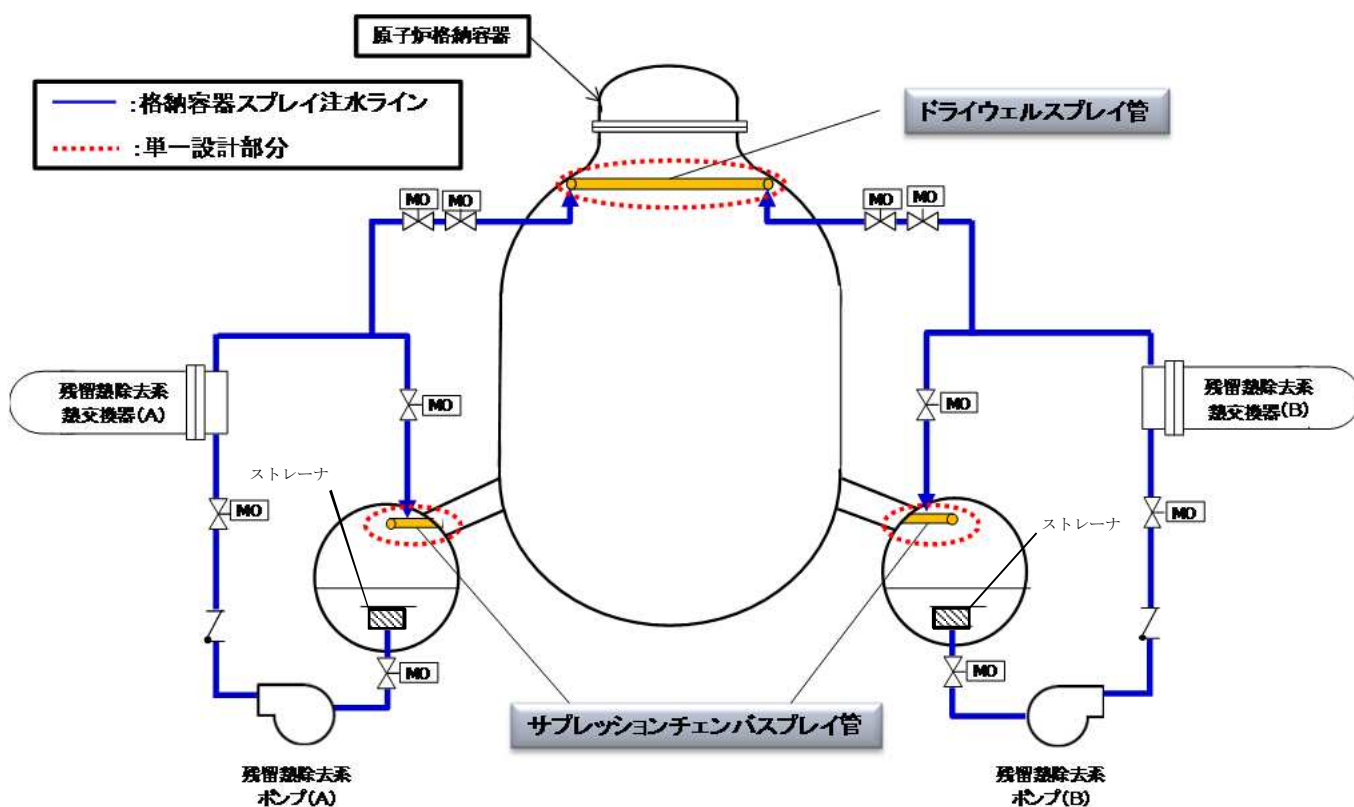


図6 格納容器スプレイ系 系統概要

### b. 格納容器スプレイ管の信頼性

格納容器スプレイ管の信頼性について使用環境，設計，保守管理および過去の故障実績等の観点から確認した。

#### (a) 使用環境，設計の観点からの信頼性

格納容器スプレイ管に想定される経年劣化事象に対する使用環境・設計上の考慮を表15に示す。

評価の結果，使用環境・設計の観点から格納容器スプレイ管は十分な信頼性を有している。

表 15 想定される経年劣化事象に対する使用環境・設計上の考慮

機 器	経年劣化事象	使用環境・設計上の考慮
・ドライウェル スプレイ 管 ・サプレッション チェン バスプレイ 管	腐食 疲労割れ	・通常運転時の環境は格納容器内雰囲気であり窒素ガスが充填されており，腐食環境には無い。 ・事故時においても使用環境を想定した設計としている。 ・耐震Sクラス設備として設計しており，信頼性が高い。
	閉塞	・格納容器スプレイ管の閉塞については，系統使用時の内部流体はサプレッションチェンバ吸込口に設置したストレーナを経由した流体であることから閉塞することは無い。 （ストレーナメッシュサイズはスプレイノズル孔 （2.5mm×1.75mm）を考慮し1.6mmとしている。）

(b) 保守管理および過去の故障実績の観点からの信頼性

i. 保守管理

格納容器スプレイ管の保全計画に基づく保守管理状況について表16に整理した。

現状，格納容器スプレイ管に対しては適切な保守管理を実施しており，当該設備の健全性を確保・維持することが可能である。

表 16 保全計画に基づく保守管理状況

機 器	保守管理内容
・ドライウェルスプレイ 管 ・サプレッションチェ ンバスプレイ管	<b>【外観点検】</b> 変形，塗装の剥離，スプレイノズル外面への付着物が無いことを目視にて確認する。

ii. 過去の故障実績

女川2号炉の格納容器スプレイ管に関して故障実績は無く，国内BWRプラントにおいても故障実績は無い。

また，故障率データからも静的機器の単一故障が発生する可能性は極めて低いことを確認した。（添付資料3参照）

c. 格納容器スプレイ系の代替性

(a) 格納容器スプレイ機能喪失時の影響評価について

格納容器スプレイ系は、事故時に原子炉格納容器を冷却する機能を有しているが、仮に、単一箇所であるスプレイ管の全周破断により、スプレイ機能の喪失を仮定しても格納容器の最高使用圧力（435kPa[gage]）および最高使用温度（D/W：171℃，S/C：104℃）を超えないことを確認した。

本来は、残留熱除去系2系統に期待できる状態にあり、1系統はサブプレッションプール冷却モードでの運用が可能であるが、解析上は、保守的に1系統のみを期待し全周破断状態で格納容器スプレイモードで運転している前提とした。解析条件を表17に、また、解析結果を表18および図7に示す。

なお、現実的な評価としては、低圧注水系から格納容器スプレイ系への切替後は、残留熱除去系2系統が使用でき、単一故障想定を行った格納容器スプレイ系の他に、他の1系統を用いて、サブプレッションプール冷却が行えるため、格納容器スプレイはスプレイ管が全周破断した状態で継続し、さらに1系統がサブプレッションプールの冷却モードで運転している条件での解析も実施した。解析条件および解析結果を添付資料4に示す。

表17 解析条件（格納容器スプレイ機能喪失）

項目	解析条件
事故条件	再循環配管の瞬時完全破断
原子炉出力	2,540MWt（定格熱出力の約105%）
静的機器の故障	格納容器（D/WおよびS/C）スプレイ管の全周破断
残留熱除去系ポンプ流量	約1,160 m <sup>3</sup> /h
格納容器スプレイ開始	事象発生15分後
原子炉格納容器自由体積	ドライウエル空間部：約7900 m <sup>3</sup> ウェットウエル空間部：約4700 m <sup>3</sup>
格納容器初期圧力	5kPa[gage]
ドライウエル初期温度	57℃
サブプレッションプール水量	約2800 m <sup>3</sup>
サブプレッションプール初期水温	32℃

表 18 解析結果（格納容器スプレイ機能喪失）

項 目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器最高温度	約 146 °C	171°C
原子炉格納容器最高圧力	約 330 kPa[gage]	435kPa [gage]
サブプレッションプール水最高水温	約 97 °C	104°C
サブプレッションプール最高圧力	約 210 kPa[gage]	435kPa [gage]

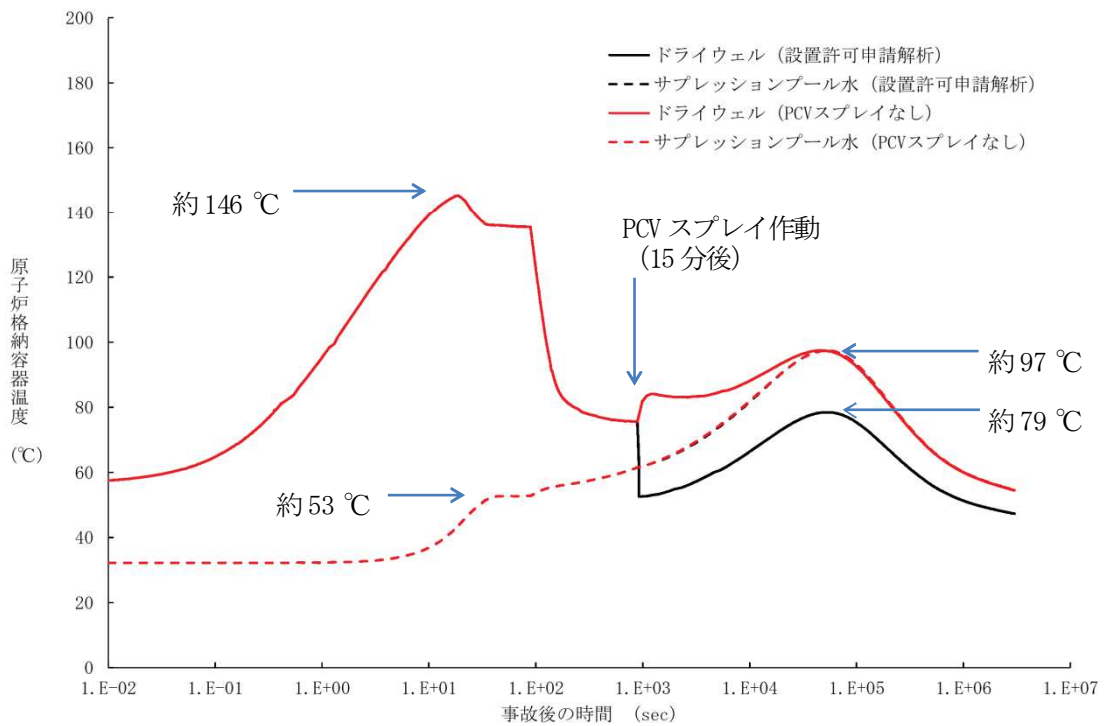
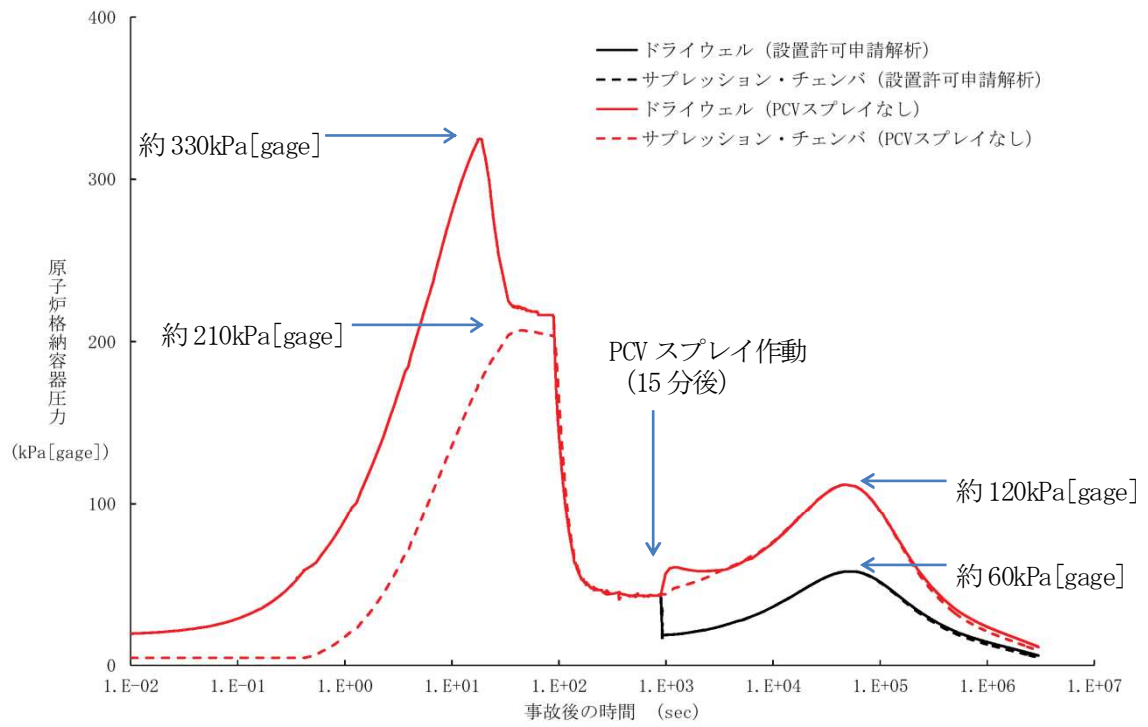


図 7 原子炉格納容器健全性解析結果

(b) 格納容器スプレイ系の機能喪失時の敷地境界線量

深層防護の観点から静的機器の単一故障を想定し影響評価を実施した結果を以下に示す。

原子炉冷却材喪失時において格納容器スプレイ系のスプレイ機能喪失を想定した場合の敷地境界線量を評価した。

評価においては、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去される効果が単一故障発生後に機能喪失し、気液分配係数が0として、敷地境界線量を評価した。評価条件を表 19 に示す。

格納容器スプレイ系の機能喪失時において、敷地境界線量を評価した結果、実効線量は約  $2.5 \times 10^{-4}$  mSv であり、基準である 5mSv を満足することを確認した。評価結果を表 20 および表 21 に示す。



表 19 線量評価条件（格納容器スプレイ機能喪失時）

項目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt（定格熱出力の約 105%）
原子炉運転時間	2000 日
事故後，原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	燃料からの追加放出量の内 希ガス 100%， よう素 100% 冷却材中からの放出量の内 希ガス 0%， よう素 100%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内，原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減（分配係数）	単一故障発生前：無機よう素 100 単一故障発生後：考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	99%
非常用ガス処理系のよう素除去効率	非常用ガス処理系を通じて非常用ガス処理系の換気率にて排気筒放出（フィルタの効果を検討する）
事故の評価期間	無限期間
実効放出継続時間	よう素，希ガスともに 24 時間
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	・排気筒放出 $\chi/Q : 2.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ , $D/Q : 9.3 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 2012 年 1 月～2012 年 12 月の気象データに基づき 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」 に従って評価した相対濃度および相対線量
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して，小児実効線量換算係数を使用 I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ mSv/Bq I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ mSv/Bq I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ mSv/Bq I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ mSv/Bq I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$ mSv/Bq
呼吸率	5.16 m <sup>3</sup> /d

※ 気象データの妥当性について別添 2 に示す。

表 20 放出放射エネルギー (格納容器スプレイ機能喪失時)

項目		評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量－小児実効線量 係数換算)	0～24 時間	約 $3.3 \times 10^7$ Bq
	24 時間以降	約 $8.5 \times 10^9$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線 エネルギー 0.5MeV 換算)	0～24 時間	約 $7.4 \times 10^{10}$ Bq
	24 時間以降	約 $4.9 \times 10^{11}$ Bq

表 21 敷地境界線量 (格納容器スプレイ機能喪失時)

項目	評価結果
よう素の内部被ばくによる 実効線量	約 $2.0 \times 10^{-4}$ mSv
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる 実効線量	約 $5.2 \times 10^{-5}$ mSv
直接線・スカイシャイン線による 実効線量	約 $1.9 \times 10^{-6}$ mSv
合計	約 $2.5 \times 10^{-4}$ mSv

d. 単一設計箇所の基本適合性について

これまで述べたように、格納容器スプレイ管については、想定される経年劣化事象に対して使用環境を考慮し設計していること、適切な保守管理を実施していること、さらには、過去の故障実績ならびに故障率データからも故障発生の可能性は極めて低いことから信頼性が有るといえる。

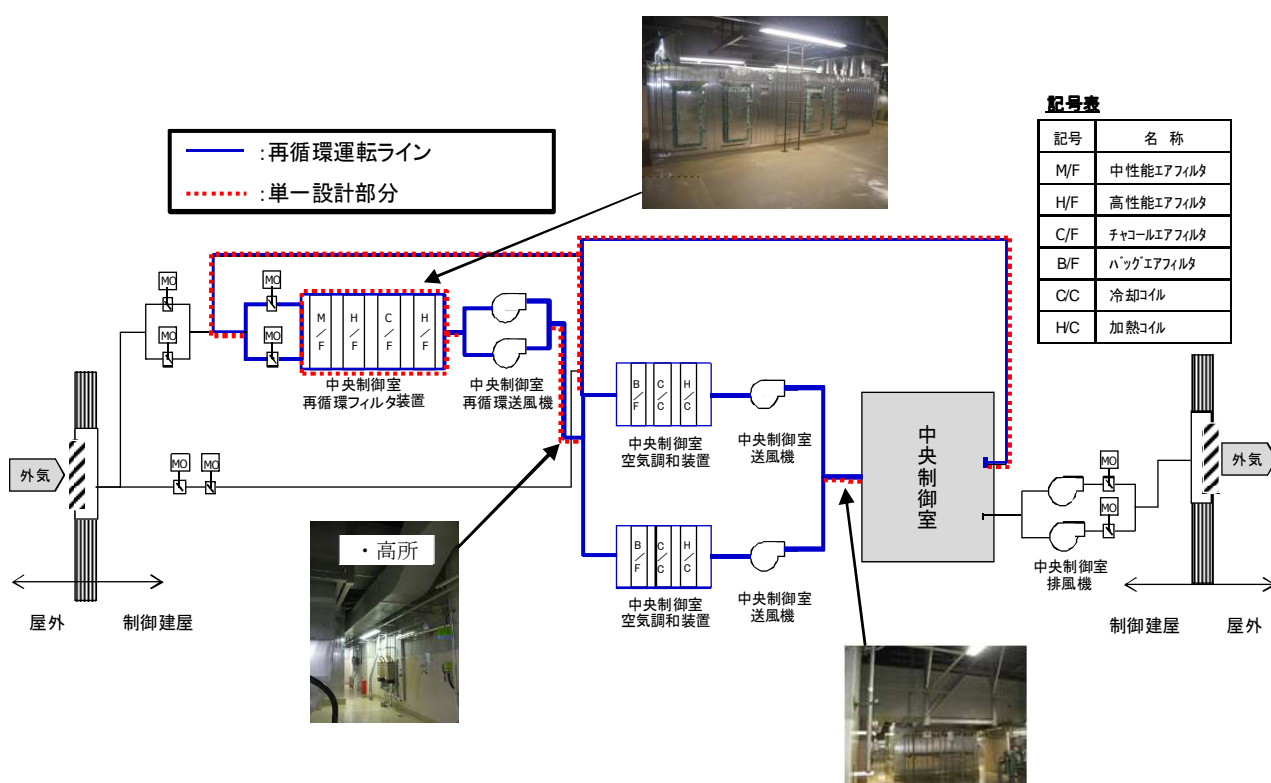
格納容器スプレイ管の単一故障を仮定しても、格納容器の最高使用圧力および最高使用温度を下回ることから、代替性があると判断しており、さらに、敷地境界での実効線量が 5 mSv を満足していることから、基準に適合している。

### (3) 中央制御室換気空調系の基準適合性確認

#### a. 中央制御室換気空調系 系統概要

中央制御室換気空調系は非常用の換気空調機能も有しており、事故時等に使用する再循環ラインは通常待機状態である。

中央制御室換気空調系の系統概要図を図8に示す。図に示すとおり、中央制御室換気空調系は中央制御室再循環フィルタ装置、中央制御室再循環送風機、中央制御室空気調和装置、中央制御室送風機、ダンパおよびダクトから構成されている。再循環運転ラインにおける静的機器のうち、再循環フィルタ装置およびダクトの一部は単一設計となっている。



#### ①通常運転時

- ✓ 再循環フィルタ装置をバイパスし、空気調和機を経由して室内の空気を再循環することにより、室内の温度等を調整している。また、一部は外気を給気している。

#### ②事故時

- ✓ 中央制御室隔離信号により外気取り入れライン、排気ラインを隔離するとともに室内空気の全量を再循環する。また、その際再循環空気の一部は再循環フィルタ装置にて処理する。

図8 中央制御室換気空調系 系統概要図

- b. 中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトの信頼性  
 中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトの信頼性について使用環境，設計，保守管理ならびに過去の故障実績等の観点から確認した。

(a) 使用環境，設計の観点からの信頼性

中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトに想定される経年劣化事象に対する使用環境，設計上の考慮を表 22 に示す。

評価の結果，使用環境・設計の観点から中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトは十分な信頼性を有している。

表 22 想定される経年劣化事象に対する使用環境・設計上の考慮

機 器	経年劣化事象	使用環境・設計上の考慮
再循環フィルタ装置	腐食	・屋内設置機器であるため腐食環境下に無い。
	閉塞	・事故時においてフィルタ装置に流入するものは空気および放射性物質であり，閉塞が生じる可能性は無い。
	性能劣化	・チャコールフィルタ性能を保証するチャコール量を有している。 ・事故時に発生する水蒸気を直接吸い込まない。
ダクト	腐食	・屋内設置機器であるため腐食環境下に無い。 ・耐震 S クラス設備として設計しており，信頼性が高い。

(b) 保守管理および過去の故障実績の観点からの信頼性

i. 保守管理

中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトの保全計画に基づく保守管理状況について表 23 に，保安規定に基づく定期試験内容について表 24 に整理した。

現状，中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトに対しては適切な保守管理を実施しており，当該設備の健全性を確保・維持することが可能である。

表 23 保全計画に基づく保守管理状況

機 器	保守管理内容
再循環フィルタ装置	<p>【開放点検】 各部の腐食，損傷等の有無を目視にて確認する。</p> <p>【漏えい試験】 運転状態において，各部からの漏えいの有無を確認する。</p> <p>【機能・性能試験】 チャコールのよう素除去効率およびチャコールフィルタのバイパスリーク量を測定することにより総合除去効率を確認する。</p>
ダクト	<p>【外観点検】 各部の腐食，損傷等の有無を目視にて確認する。</p> <p>【漏えい試験】 運転状態において，各部からの漏えいの有無を確認する。</p>

表 24 保安規定に基づく定期試験内容

定期試験	試験内容
中央制御室再循環送風機手動起動試験（1回／3月）	運転中に中央制御室再循環送風機を手動起動させ，フィルタ差圧等を確認する。

ii. 過去の故障実績

女川2号炉の中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトについては，過去に故障実績は無く信頼性は高い。

ただし，国内プラント（BWR，PWRプラント）においては，これまで，再循環フィルタ装置に関する故障実績は無いが，ダクトについては約50年間で4件の故障が報告されているため，修復性についても合わせて評価を行う。

c. 単一設計箇所の修復性について

単一設計としている中央制御室再循環フィルタ装置およびダクトの一部に想定される過酷な条件として、経年劣化事象からは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として全周破断もしくは閉塞について検討した。

(a) 全周破断の想定

i. 故障の想定

当該系統のダクトに想定される経年劣化事象は腐食であり、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、現実的にはダクトの一部に腐食孔程度が生じることは考えられるが、全周破断にまで至ることは考え難い。しかし、腐食からの延長として最も過酷な条件を想定して、全周破断を仮定する。

なお、フィルタ装置については、経年劣化事象、構造および運転条件等から、瞬時に全周破断に至ることはないため、全周破断の想定は不要である。

ii. 検知性

ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇、通風口からの破断音）および現場パトロール（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特定は可能である。

iii. 修復作業性

ダクトの修復作業は、全周破断箇所を特定した後、予め準備した修理用資機材を用いて、以下の手順で行う。

なお、具体的な手順については、今後 QMS 文書として整備するとともに、作業員を確実に召集できる体制を整備する。

(i) 修復箇所の作業性を確保する。（高所の場合は足場設置）

(ii) ダクト破断箇所の整形（当て板を容易にするため、破断部分の凸部位を切断または整形する）を実施する。

(iii) ダクトの芯合わせを行い、全周に当て板を設置し、鉄板ビスにて固定する。また、当て板とダクトの隙間からの漏えいを防止するため、コーキングを実施する。（図 9 参照）

中央制御室換気空調系のダクトは、足場設置も含め、検知後 2 日間（足場設置※：1 日、修復作業：1 日）での修復が可能である。

※足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする。

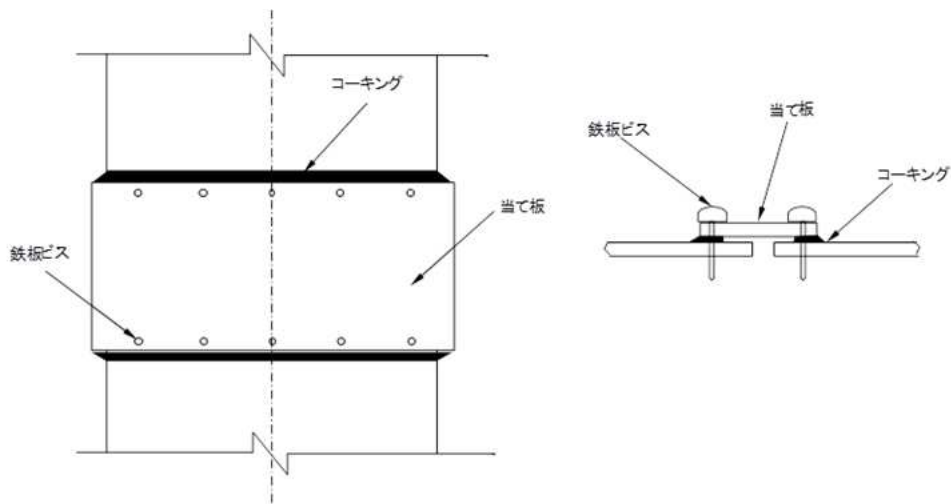


図9 全周破断ダクトの修復イメージ

(b) 閉塞の想定

i. 故障の想定

閉塞については、フィルタ本体の閉塞の他、フィルタ装置の閉塞について、内部構成品の損傷に伴う閉塞の可能性について検討した。

(i) フィルタ本体の閉塞

フィルタ本体については、想定される経年劣化事象として「閉塞」を想定しており、フィルタ差圧を管理し、適切にフィルタ取替を行うことで、容易に「閉塞」を除去可能であることを確認している。

(ii) フィルタ装置の閉塞

フィルタ装置は、4.5mmの鋼板を溶接組立したケーシング（外面に補強リブを設置）、フィルタ本体を固定する取付枠から構成されている（図10参照）。

これらは溶接で強固に組み立てられており運転条件により脱落することは考え難い。万一脱落した場合でも金属製の重量物（数十キロ以上）であり、フィルタ装置の底部に留まるのみで流路を閉塞することは考えられない。

以上から、フィルタ本体の閉塞のみを想定して評価を実施した。

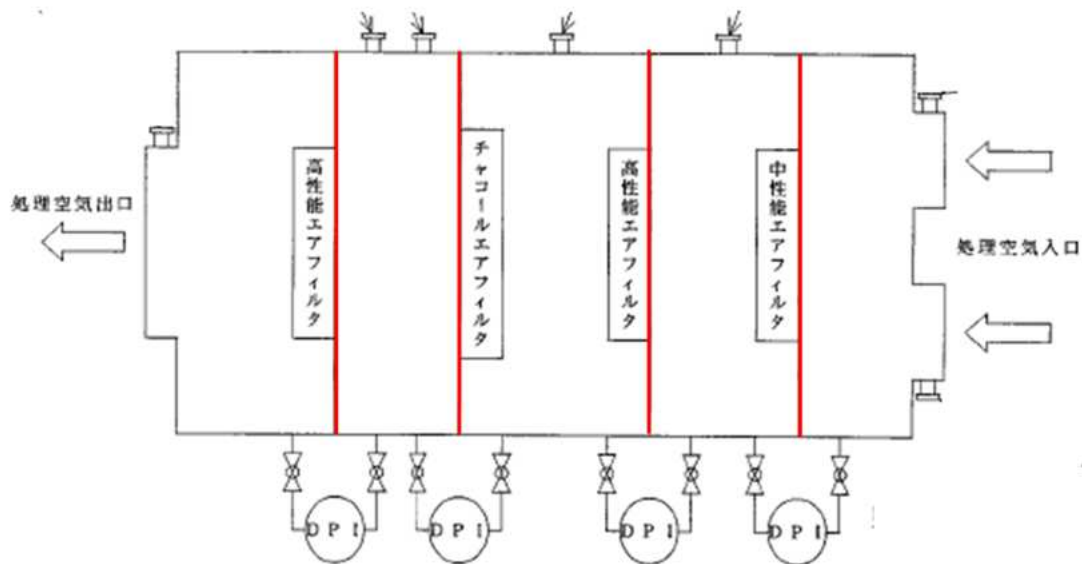


図 10 中央制御室換気空調系再循環フィルタユニット概要図

ii. 検知性

フィルタ本体の閉塞が発生した場合、中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇）および現場パトロール（フィルタ差圧の確認）により、閉塞の検知は可能である。

iii. 修復作業性

フィルタ取替については、予め必要な資機材を準備することにより、検知後 1 日間（フィルタ取替：1 日<sup>※</sup>）で可能である。

なお、具体的な手順については、今後 QMS 文書として整備するとともに、作業員を確実に召集できる体制を整備する。

※ 実際の作業時間は 4 時間程度で完了するが保守的に 1 日とした。

iv. 作業時の被ばく評価

フィルタ取替よりも修復期間を要するダクトの修復を対象に、中央制御室換気空調系のダクトを修復する際の影響について、原子炉冷却材喪失（仮想事故ベース）を対象とし、2 日間の作業を考慮して被ばく評価を行った。評価条件を表 25 に示す。



事故期間中（30日間）、放出される放射性よう素、大気拡散条件等から求めた中央制御室内のよう素濃度を踏まえ、事故期間中における中央制御室非常用給気フィルタユニット（フィルタ表面およびフィルタ表面から1 m離れた場所）の線量率を評価した。評価結果を表 26 および表 27 に示す。

評価結果より、現場での2日間（48時間）の修復作業における被ばく量は、保守的にフィルタ表面での線量率を基に評価した場合で約38 mSv であるが、実際の修復作業を考慮し、フィルタ表面から1 m離れた場所での線量率を基に評価した結果は約8.2mSv であり、緊急作業時における許容実効線量100mSv を下回ることを確認した。

実際には、作業員を交替しての作業となり、さらに被ばく量を低減できると考える。

なお、運転員の被ばく評価についても実施しているため、結果について、添付資料5に示す。

#### d. 単一設計箇所の基準適合性について

これまで述べたように、中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置およびダクトについては、想定される経年劣化事象に対して使用環境を考慮し設計していること、適切な保守管理を実施していること、さらには、女川2号炉における実績からも信頼性は高い。また、想定される最も過酷な条件下での故障を、安全上支障のない期間に修復できるため、基準に適合していると判断する。

表 25 中央制御室換気空調系修復時の線量評価に係る評価条件

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故ベース）
原子炉熱出力	2,540MWt（定格熱出力の約 105%）
原子炉運転時間	2000 日
事故後，原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内，原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減（分配係数）	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	$\chi/Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012 年 1 月～2012 年 12 月の気象データに基づき〕※1 〔NISA 内規※2 に従って評価された相対濃度，相対線量〕
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h

※1 気象データの妥当性について別添 2 に示す。

※2 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）

表 26 中央制御室換気空調系修復時の線量評価に係る大気放出量

項目	評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量)	約 $3.1 \times 10^{14}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 05MeV 換算)	約 $1.7 \times 10^{16}$ Bq

表 27 中央制御室換気空調系修復時の線量率

想定事故	被ばく経路	線量率	
		表面	at 1 m
原子炉冷却材喪失 (仮想事故ベース)	フィルタからの直接ガンマ線 による被ばく	約 $7.0 \times 10^{-1}$ mSv/h	約 $9.3 \times 10^{-2}$ mSv/h
	原子炉建屋からの直接ガンマ線 およびスカイシャインガンマ線 による被ばく※	約 $7.1 \times 10^{-2}$ mSv/h	
	大気中へ放出された放射性物質 による被ばく※	約 $5.4 \times 10^{-3}$ mSv/h	
	合計	約 $7.8 \times 10^{-1}$ mSv/h	約 $1.7 \times 10^{-1}$ mSv/h

※中央制御室換気空調系は屋内に設置しているが、修復時には空調ガラリ等の開口部を考慮し、保守的に屋外と同じ環境として評価

## 重要度の特に高い安全機能を有する系統の抽出について

重要度分類指針			女川原子力発電所 2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おそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉圧力容器 原子炉再循環ポンプ 配管、弁 隔離弁	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 (対象外)
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カッピング	制御棒駆動機構ハウジング 中性子束計装管ハウジング 制御棒カッピング 制御棒駆動機構カッピング
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	1) 原子炉の緊急停止機能	炉心シュラウド シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング 燃料集合体(上部タイプレート) 燃料集合体(下部タイプレート) 燃料集合体(スベーパー) 燃料集合体 制御棒	原子炉の緊急停止機能 (対象外)
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒カッピング) 原子炉停止系の制御棒による系(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)	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器
MS-1	<p>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造物, 系統及び機器</p>	<p>3) 原子炉冷却材バウンダリの過圧防止機能</p>	<p>逃がし安全弁 (安全弁開機能)</p>
		<p>4) 原子炉停止後の除熱機能</p>	<p>逃がし安全弁 (安全弁開機能)</p> <p>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)</p> <p>残留熱除去系</p> <p>熱交換器バイパス配管及び弁</p> <p>原子炉隔離時冷却系 (ポンプ, サプレッションプール, タービン, サプレッションプールから注水先までの配管, 弁)</p> <p>タービンへの蒸気供給配管, 弁</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁</p> <p>サプレッションプールストレーナ</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>復水貯蔵タンク 出口水源切替弁</p> <p>ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管, 弁</p> <p>潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管</p> <p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>高圧炉心スプレイ系 (ポンプ, サプレッションプール, サプレッションプール先までの配管, 弁, スプレイヘッド)</p> <p>高圧炉心スプレイ系</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管, 弁</p> <p>サプレッションプールストレーナ</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>復水貯蔵タンク 出口水源切替弁</p> <p>ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管, 弁</p>
			<p>重要度が特に高い安全機能</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</p> <p>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p> <p>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</p>

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能
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造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	<p>重要度が特に高い安全機能</p> <p>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</p> <p>圧縮空気供給機能</p>
		5) 炉心冷却機能	<p>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</p> <p>圧縮空気供給機能</p>
		<p>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、高圧炉心スプレイ系、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））</p>	
		<p>逃がし安全弁（手動逃がし機能）</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>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）</p> <p>自動減圧系（手動逃がし機能）</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>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）</p> <p>低圧炉心スプレイ系（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スプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド）</p> <p>低圧炉心スプレイ系配管、弁</p> <p>サブプレッションプール配管、弁</p> <p>ポンプミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サブプレッションプール配管、弁</p> <p>ポンプミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サブプレッションプール配管、弁</p> <p>高圧炉心スプレイ系（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スプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド）</p>	<p>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</p>

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
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、原子炉冷却材圧力パワnda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造物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	高圧炉心スプレイス系 非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系）
		6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	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ス系、原子炉建屋、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系
			重要度が特に高い安全機能
			事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のため原子炉内低圧時ににおける注水機能
			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
			圧縮空気供給機能
			(対象外)
			原子炉格納容器パワndaダリを構成する配管の隔離機能

添付 1-4

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉			
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉格納容器を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンスの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	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、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンス配管	重要度が特に高い安全機能 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	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、サブプレッションポンプ、サブプレッションポンプ先 (ドラライウエル及びびサブプレッヘッド (ドラライウエル及びびサブプレッポンプ))	格納容器の冷却機能
			ボンプミニマムフローラインの配管、弁		
			サブプレッポンプストレーナ	非常用ガス処理系 (乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒までの配管、弁)	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
			非常用ガス処理系	非常用ガス処理系 (乾燥装置 (乾燥機能部分))	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	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)	
			残留熱除去系	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)	(対象外)
			遮へい設備	遮へい設備 (原子炉遮へい壁、一次遮へい壁、二次遮へい壁)	
			原子炉緊急停止の安全保護回路	原子炉緊急停止の安全保護回路	原子炉緊急停止の安全保護回路
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	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	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	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		
2) 安全上必要なその他の構造物、系統及び機器	安全保護系	安全保護系	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		

添付 1-5



重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	構造物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能
MS-1	2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	<p>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電路)</p> <p>燃料系</p> <p>始動用空気系 (機関～空気だめ)</p> <p>吸気系</p> <p>冷却水系</p> <p>中央制御室及び中央制御室遮へい</p> <p>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、ダクト及びびダンパ)</p> <p>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 (MS-1関連))</p> <p>原子炉補機冷却水系 サージタンク</p> <p>原子炉補機冷却海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ (MS-1関連))</p> <p>原子炉補機冷却海水系 (異物除去機能をつかさどる部分)</p> <p>取水路 (屋外トレンチ含む)</p> <p>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電路 (MS-1関連))</p> <p>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電路 (MS-1関連))</p>	<p>非常用の交流電源機能</p> <p>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</p> <p>(対象外)</p> <p>原子炉制御室非常用換気空調機能</p> <p>補機冷却機能</p> <p>冷却用海水供給機能</p> <p>非常用の直流電源機能</p> <p>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</p> <p>非常用の計測制御用直流電源機能</p>
	機能		

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
PS-2	<p>1) その損傷又は故障により発生する事象によつて、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構造物、系統及び機器</p>	<p>1) 原子炉冷却材を内蔵する機能を果たし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のダリに直接接続されていないものは除く。)</p>	<p>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）</p> <p>主蒸気系</p> <p>原子炉隔離時冷却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つて外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）</p>
		<p>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つて、放射性物質を貯蔵する機能</p>	<p>放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホルドアップ装置）</p> <p>使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）</p> <p>新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）</p>
MS-2	<p>2) 通常運転時及び運転時の異質な過渡変化時に作動を要求されるものであつて、その故障により炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物、系統及び機器</p>	<p>燃料を安全に取り扱う機能</p>	<p>燃料交換機</p> <p>原子炉建屋クレーン</p> <p>燃料取扱設備</p> <p>原子炉ウエル</p>
		<p>1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能</p>	<p>逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）</p>
MS-2	<p>1) PS-2の構造物、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造物、系統及び機器</p>	<p>1) 燃料プール水の補給機能</p>	<p>残留熱除去系（ポンプ、サブレッションプール、サブレッションプールから燃料プールまでの配管、弁）</p> <p>残留熱除去系</p> <p>ポンプミニマムフローラインの配管、弁</p> <p>サブレッションプールストレーナ</p>
		<p>非常用補給水系</p>	<p>残がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）</p>

(対象外)

重要度分類指針				女川原子力発電所 2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		
MS-2	1) PS-2の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器  2) 異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁，排気筒  燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 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 非常用ガス処理系 乾燥装置 排気筒	放射性気体廃棄物処理系（OG系）隔離弁  排気筒  燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 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 非常用ガス処理系 乾燥装置 排気筒	（対象外）  （対象外）	
		1) 事故時のプラント状態の把握機能  2) 異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系  事故時監視計器の一部	・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 ・サブレクションプール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）	・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 ・サブレクションプール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）	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
		2) 異常状態の緩和機能	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） [ドライイヴェルズブレイ] ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 [サブレクションプール冷却] ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サブレク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	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	（対象外）

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	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) の操作回路
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管, 弁 計装配管, 弁 試料採取管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉冷却材再循環系 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ サブレーションプール水貯蔵系 (サブレーションプール水貯蔵タンク) 復水貯蔵タンク 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)
		3) 放射性物質の貯蔵機能	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。)	発電機及びその励磁装置 (発電機, 励磁機) 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) 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)

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉		
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能	
PS-3	1) 異常状態の起因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	4) 電源供給機能(非常用を除く。)	構築物、系統又は機器 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) 給水系 駆動用蒸気 循環水系 (循環水ポンプ、配管/弁) 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)) 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)) 計測制御電源系 (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)) 送電線 変圧器 (所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路) 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 (制御棒値ミニマイザを含む。)、原子炉炉核計装の一部、原子炉プラントプロセス計装の一部	
	6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、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) 補助ボイラ設備 電気設備 (変圧器) 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 空気貯槽		

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉		重要度が特に高い安全機能
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	
PS-3	<p>1) 異常状態の起因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</p> <p>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</p>	<p>6) プラント運転補助機能</p> <p>所内ボイラ，計装用圧縮空気系</p>	<p>原子炉補機冷却水系（MS-1関連以外）（配管／弁）</p> <p>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）</p> <p>タービン補機冷却水系</p> <p>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）</p> <p>復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）</p> <p>復水補給水系</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>燃料被覆管</p> <p>上／下部端柱</p> <p>タイロッド</p>	(対象外)
		<p>1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能</p> <p>2) 原子炉冷却材の浄化機能</p>	<p>原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，CUWポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）</p> <p>復水浄化系（復水ろ過装置，復水脱塩装置，配管，弁）</p>	
MS-3	<p>1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1，MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器</p>	<p>1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能</p>	<p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）</p> <p>原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管</p> <p>駆動用窒素源（アキユムレータ，アキユムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）</p> <p>タービンバイパス弁</p> <p>タービンバイパス弁</p> <p>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</p> <p>駆動用油圧源（アキユムレータ，アキユムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）</p>	

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器
MS-3	<p>1) 運転時の異常な過渡変化があつても、MS-1, MS-2とあいまって、事象を緩和する構造物、系統及び機器</p> <p>2) 異常状態への対応上必要な構造物、系統及び機器</p>	<p>2) 出力上昇の抑制機能</p>	<p>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</p>
		<p>3) 原子炉冷却材の補給機能</p>	<p>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</p>
			<p>原子炉再循環制御系</p> <p>・制御棒引抜阻止インターロック</p> <p>・選択制御棒挿入系の操作回路</p>
			<p>制御棒駆動水圧系（ポンプ、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管、弁）</p> <p>ポンプサクションフィルタ</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管、弁</p>
			<p>原子炉隔離時冷却系（ポンプ、タービン、復水貯蔵タンク、復水貯蔵タンクから注水先までの配管、弁）</p>
			<p>タービンへの蒸気供給配管、弁</p> <p>ポンプミニマムフローライン配管、弁</p> <p>潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管</p>
			<p>原子炉緊急時対策所</p>
			<p>原子力発電所緊急時対策所</p>
			<p>情報収集設備</p> <p>通信連絡設備</p> <p>資料及び器材</p> <p>遮へい設備</p>
			<p>原子力発電所緊急時対策所</p>
			<p>原子力発電所緊急時対策所、燃料採取系、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</p>
			<p>試験採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射能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）</p>
			<p>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）</p>

(対象外)

重要度分類指針		女川原子力発電所 2号炉		
分類	定義	機能	重要度が特に高い安全機能	
MS-3	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  原子力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	構築物、系統又は機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</li> <li>・事故時のプラント操作のための情報の把握機能</li> </ul>
			放射能監視設備	
		事故時監視計器の一部		
		消火系（水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等）	消火ポンプ	(対象外)
		消火系	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	
			非常用照明	



重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果 (1 / 5)

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒・制御棒駆動系	有	多重性有	-	-	有
2	未臨界維持機能	ほう酸水注入系	無	多様性有	-	-	有
		制御棒・制御棒駆動系	有		-	-	有
3	原子炉冷却材圧力バウダリの過圧防止機能	主蒸気逃がし安全弁(安全弁機能)	有	多重性有	-	-	有
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(停止時冷却モード)	有		-	-	有
		・ 高圧炉心スプレイス	無		-	-	有
		・ 主蒸気逃がし安全弁(逃がし弁機能, 自動減圧系)	有		-	-	有
		・ 残留熱除去系(サブレッツションプールの冷却モード)	有	多様性有	-	-	有
		・ 原子炉隔離時冷却系	無		-	-	有
		・ 主蒸気逃がし安全弁(逃がし弁機能, 自動減圧系)	有		-	-	有
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	原子炉隔離時冷却系	無	多様性有	-	-	有
		高圧炉心スプレイス	無		-	-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（2 / 5）

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出		独立性			
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所		使用期間	対象系統	
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	主蒸気逃がし安全弁(逃がし弁機能, 自動減圧系) ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系) ・ 低圧炉心スプレイ系	有	多重性有	-	-	長期	-	有	
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	・ 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)	有	多重性有	高圧炉心スプレイ系, 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系) + 低圧炉心スプレイ系または主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系) + 残留熱除去系(低圧注水モード)で多様性を有している。	-	短期	-	有	
		・ 低圧炉心スプレイ系	無							
		・ 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)	有							
		・ 残留熱除去系(低圧注水モード)	有							
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	低圧炉心スプレイ系	無	多重性有	低圧炉心スプレイ系, 高圧炉心スプレイ系または残留熱除去系(低圧注水モード)で多様性を有している。	-	長期	-	有	
		高圧炉心スプレイ系	無							
		残留熱除去系(低圧注水モード)	有							
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高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	有	多重性有	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)は6弁あり, 多重性を有している。	-	長期	-	有	
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	静的機器の一部に多重性なし	無	動的機器については多重化されているが, フィルタ装置および配管の一部は単一設計となっている。	○	・ フィルタ装置 ・ 配管の一部	長期	○	有
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	静的機器の一部に多重性なし	無	動的機器については多重化されているが, ドライウェルスプレイ管, サブレーションチェンバ管は単一設計となっている。	○	・ ドライウェルスプレイ管 ・ サブレーションチェンバ管	長期	○	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（3 / 5）

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出			独立性	
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器単一設計箇所	使用期間		対象系統
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	有	多重性有 可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
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	非常用所内電源設備	有	多重性有 非常用電源系は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
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	非常用所内電源設備 (直流電源系)	有	多重性有 非常用所内電源設備(直流電源系)は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
15	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電設備	有	多重性有 非常用ディーゼル発電設備は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有 直流電源設備は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
17	非常用の計測制御用直流電源機能	計装用電源設備	有	多重性有 計測制御用電源設備は2区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
18	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系	有	多重性有 原子炉補機冷却水系は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
19	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系	有	多重性有 原子炉補機冷却海水系は3区分あり、多重性を有している。	-	-	長期	-	有
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	静的機器の一部に多重性なし	無 動的機器については多重化されているが、再循環フィルタ装置およびダクトの一部は単一設計となっている。	○	再循環フィルタ装置 ・ダクトの一部	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源	有	多重性有 多重化された主蒸気逃がし安全弁が各々駆動用の圧縮空気源(アキユムレータ)を有している。	-	-	長期	-	有
		主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源	有	多重性有 多重化された主蒸気隔離弁が各々駆動用の圧縮空気源(アキユムレータ)を有している。	-	-	短期	-	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（4 / 5）

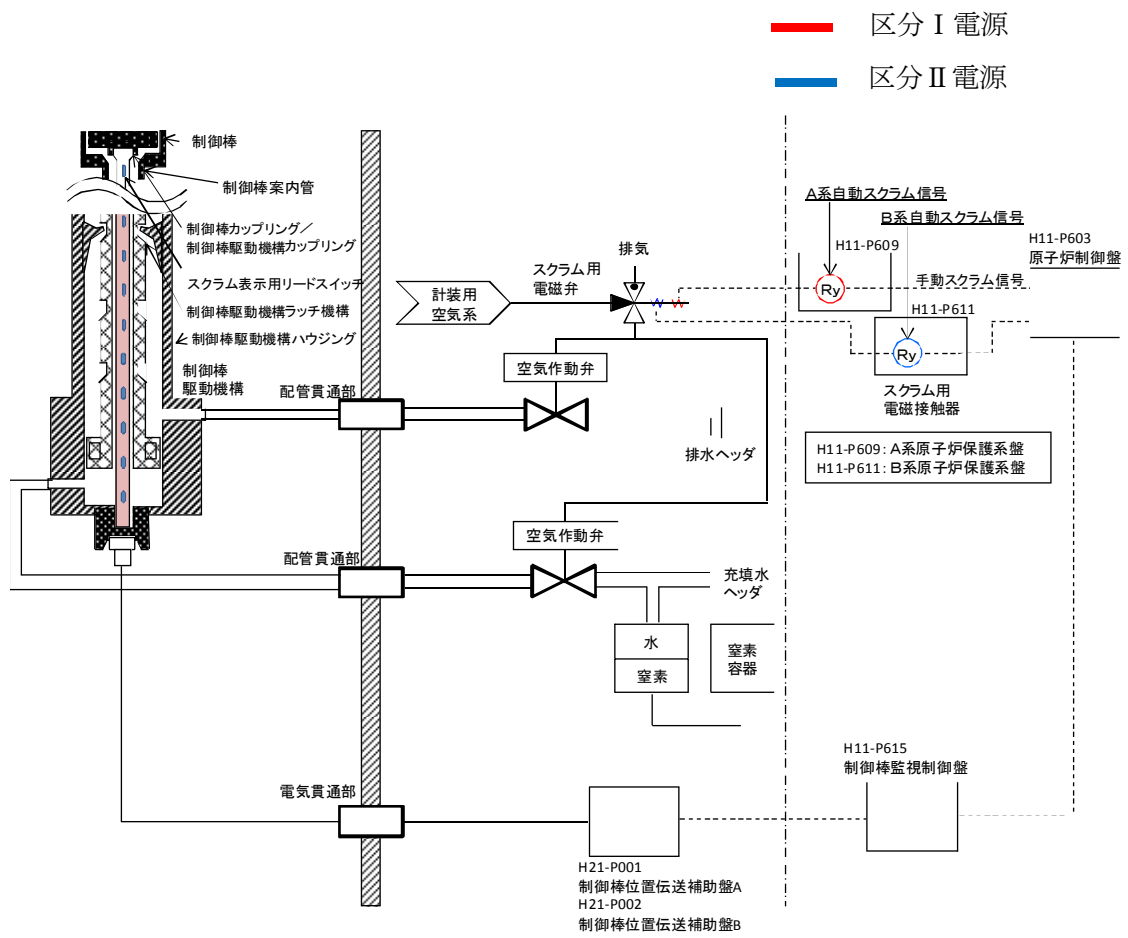
No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出		フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間	
22	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	有	多重性有	—	—	—	有
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	有	多重性有	—	—	—	有
24	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系	有	多重性有	—	—	—	有
25	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	安全保護系 (工学的安全施設作動設備)	有	多重性有	—	—	—	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域中性子束モニタ (SRNM)	有	多重性有	—	—	—	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置	有	多様性有	—	—	—	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位	有	多重性有	—	—	—	有
		原子炉圧力	有	多重性有	—	—	—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果（5 / 5）

No.	安全機能 (設置許可基準第12条記載)	対象系統または機器	フロー①に係わる抽出			フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の多重性の有無	安全機能の多重性または多様性の有無	フロー①対象機器	静的機器 単一設計箇所	使用期間	対象系統	
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力	有	多重性有 原子炉格納容器圧力は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		サブレーションプールの水温度	有	多重性有 サブレーションプールの水温度は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		格納容器内雰囲気気モニタ (放射線レベル)	有	多重性有 格納容器内雰囲気気モニタは2チャンネルあり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ	有	多重性有 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは、2チャンネルあり、多重性を有している。	-	-	-	有	
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉水位	有	多重性有 原子炉水位（広帯域、燃料域）は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		原子炉圧力	有	多重性有 原子炉圧力は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		原子炉格納容器圧力	有	多重性有 原子炉格納容器圧力は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		サブレーションプールの水温度	有	多重性有 サブレーションプールの水温度は2区分あり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		格納容器内雰囲気気モニタ (水素・酸素濃度)	有	多重性有 格納容器内雰囲気気モニタは2チャンネルあり、多重性を有している。	-	-	-	有	
		気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ	有	多重性有 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは、2チャンネルあり、多重性を有している。	-	-	-	有	

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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・制御棒駆動系
多重性/多様性	制御棒駆動系のスクラム機能である水圧制御ユニットはスクラム信号に応答して制御棒を急速挿入させるため、制御棒毎に 137 台あり多重性を有している。
独立性	<p>(1) 制御棒・制御棒駆動系は、二次格納施設および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時(二次格納施設内)や原子炉冷却材喪失事故時(原子炉格納容器内)においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒・制御棒駆動系は、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水および火災が発生した場合においても、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安全機能には影響ない。</p> <p>(3) 各制御棒駆動機構は独立した駆動系(水圧制御ユニット)を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	スクラム挿入時間(全ストロークの 75%挿入)は 1.62 秒以下(短期間)
容量	—
系統概略図	制御棒・制御棒駆動系：添付 2-7



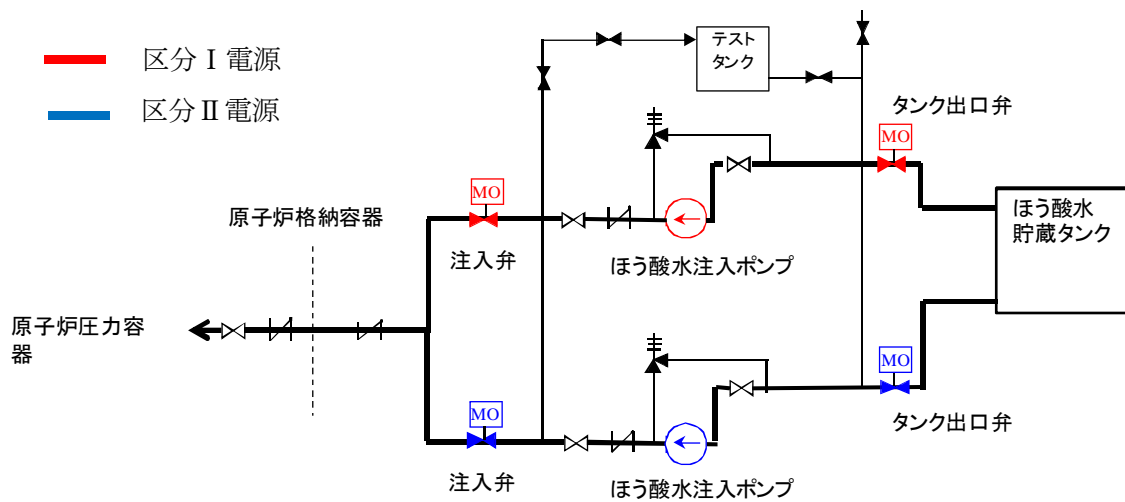
制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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・制御棒駆動系 ほう酸水注入系
多重性/多様性	<p>制御棒・制御棒駆動系は、137 台の制御棒にそれぞれに独立した制御棒駆動系を有し、制御棒を炉心に挿入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒が挿入不能となった場合に中性子吸収材を原子炉に注入し、原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統であり、ポンプ、電動弁は多重化されているもののタンク、配管の一部は単一設計となっている。</p> <p>未臨界維持機能についてはこれら複数の系統により、多様性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 制御棒・制御棒駆動系は二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒・制御棒駆動系とほう酸水注入系は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 制御棒駆動機構は独立した駆動系（水圧制御ユニット）を有しており、ほう酸水注入系についても多重化されているポンプ等の電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系の使用時間は、ほう酸水貯蔵タンク内のほう酸水を全て原子炉圧力容器に注入するまでの時間となるため、150 分以内（短期間）</li> <li>・制御棒・制御棒駆動系は、制御棒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）</li> </ul>



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
容量	ほう酸水注入系：100%×1 系統（ポンプ容量：100%×2 台）
系統概略図	制御棒・制御棒駆動系：添付 2-7 ほう酸水注入系：添付 2-9



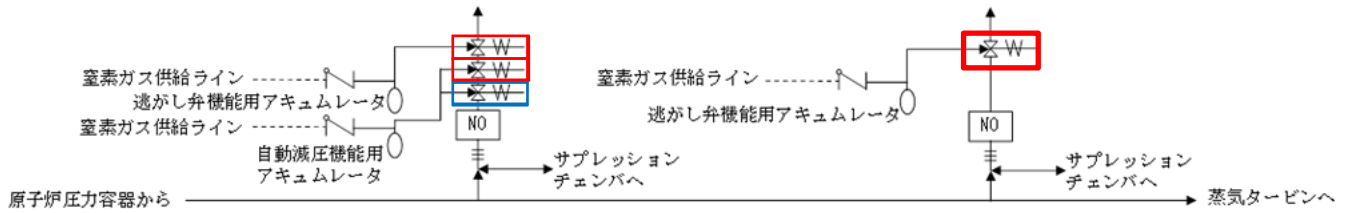
ほう酸水注入系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	主蒸気逃がし安全弁（安全弁機能）
多重性/多様性	主蒸気逃がし安全弁は 11 弁設置しており，その全てが安全弁機能を有しており多重性を有している。
独立性	<p>(1) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉格納容器内に設置しており，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も健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置されている。</p> <p>(3) 溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし，火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記 (1) ～ (3) により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	24 時間未満（短期間）
容量	—
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11

— 区分 I 電源  
 — 区分 II 電源

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能有）：6 弁      主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能無）：5 弁



- 主蒸気逃がし安全弁は独立した 11 個の弁から構成される。
- 11 弁全てが安全弁機能および逃がし弁機能を有する。
- 11 弁のうち 6 弁が自動減圧系機能を有する。
- 各々の弁は逃がし弁機能，自動減圧機能用の独立した圧縮空気源（アキュムレータ）を有している。

主蒸気逃がし安全弁 系統概略図  
 (安全弁機能，逃がし弁機能，自動減圧系)

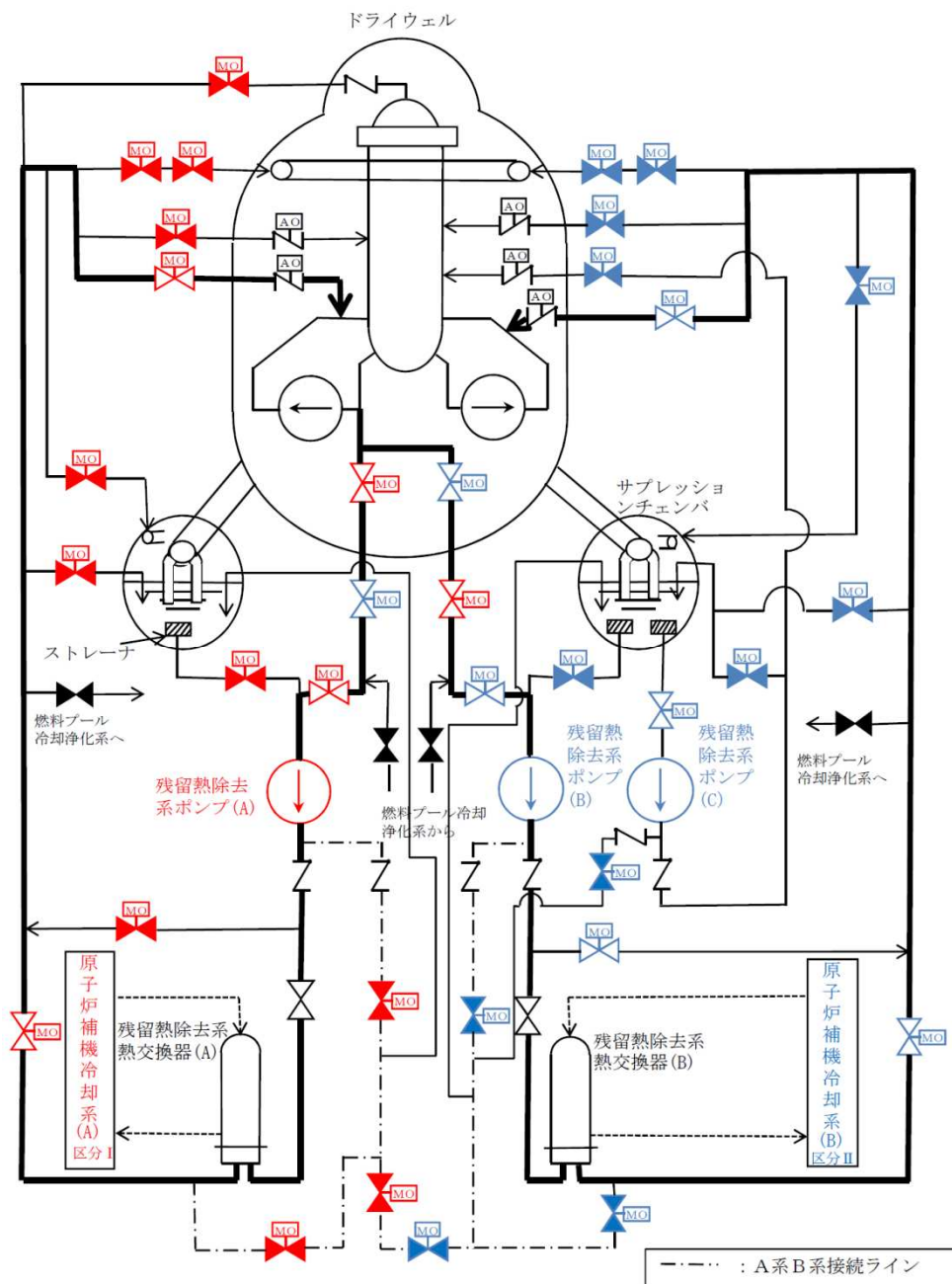
重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	4
安全機能	<p>《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》</p> <p>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</p>
対象系統・機器	<p>残留熱除去系（停止時冷却モード）</p> <p>高圧炉心スプレイ系</p> <p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能，自動減圧系）</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）</p>
多重性/多様性	<p>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能については、以下に示す系統の組合せによる複数の崩壊熱除去手段を有していることから、多様性を有している。</p> <p>①残留熱除去系（停止時冷却モード）</p> <p>②高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉への注水後、主蒸気逃がし安全弁によりサプレッションチェンバ内のプール水に移行した崩壊熱および残留熱を残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）により除去する。</p> <p>なお、原子炉冷却材喪失事故時において非常用炉心冷却系や原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉の冷却状態について評価を行っており、破断口の大小のいずれにおいても燃料被覆管の最高温度が 1200℃を下回ることを確認している。</p>
独立性	<p>(1) 残留熱除去系（停止時冷却モード）、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系および残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）は二次格納施設内および原子炉格納容器内に、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能，自動減圧系）は原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統は全て耐震Sクラス設備として設計している。また、残留熱除去系（停止時冷却モード）、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系および残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計しており、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能，自動減圧系）は、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p>

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
	<p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ残留熱除去系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁*をそれぞれ2弁設置している。</p> <p>※耐震Sクラス設計としている。</p> <p>(4) 残留熱除去系（停止時冷却モード）の吸込み側の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実にを行うという観点から、隔離弁の電源区分を分離している（A系は区分Ⅱ電源、B系は区分Ⅰ電源）。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離していることから、一方の区分の電源が喪失することにより多重化された残留熱除去系（停止時冷却モード）が同時に機能を失うが、当該隔離弁のうち格納容器外側に設置されている弁については原子炉冷却材喪失事故時においても手動での開操作が可能である。</p> <p>(5) 原子炉隔離時冷却系の蒸気供給配管の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実にを行うという観点から、その電源区分を分離している。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離しているが、一方の区分の電源が喪失した場合でも開状態が保持されることから注水機能が喪失することはない。</p> <p>上記（1）～（5）により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は、原子炉の崩壊熱を除去する時間となるため、24 時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	残留熱除去系（停止時冷却モード）：添付 2-14 高圧炉心スプレイ系：添付 2-15 原子炉隔離時冷却系：添付 2-16 主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能、自動減圧系）：添付 2-11 残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）：添付 2-17

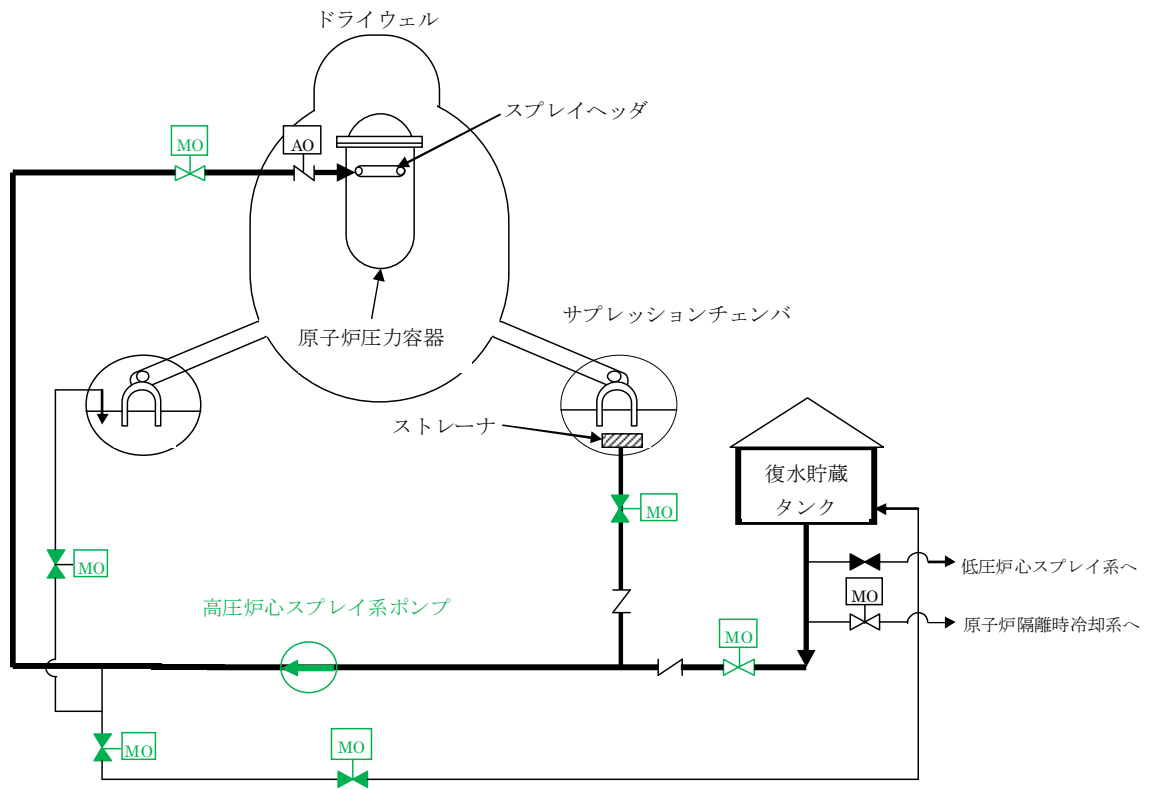
— 区分Ⅰ電源

— 区分Ⅱ電源



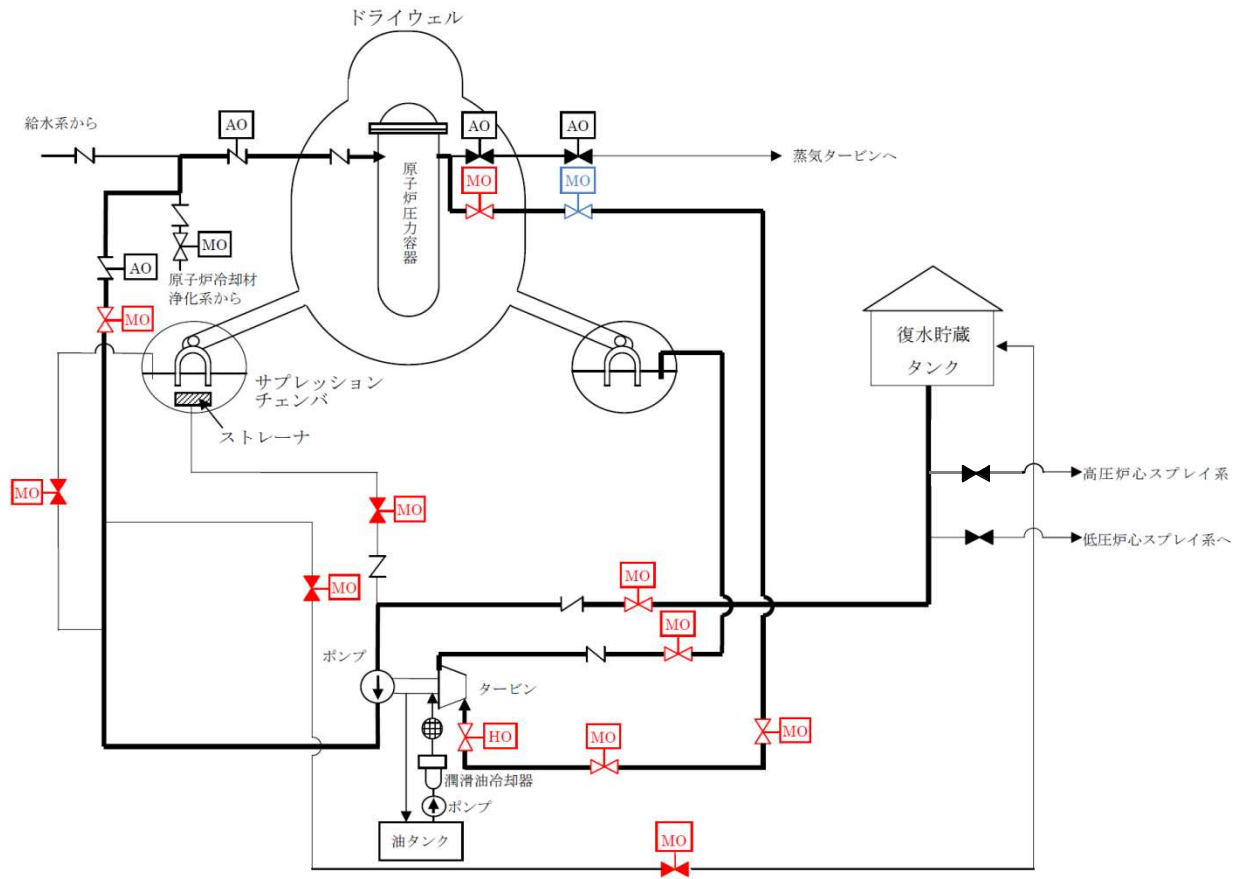
残留熱除去系（停止時冷却モード） 系統概略図

— 区分Ⅲ電源



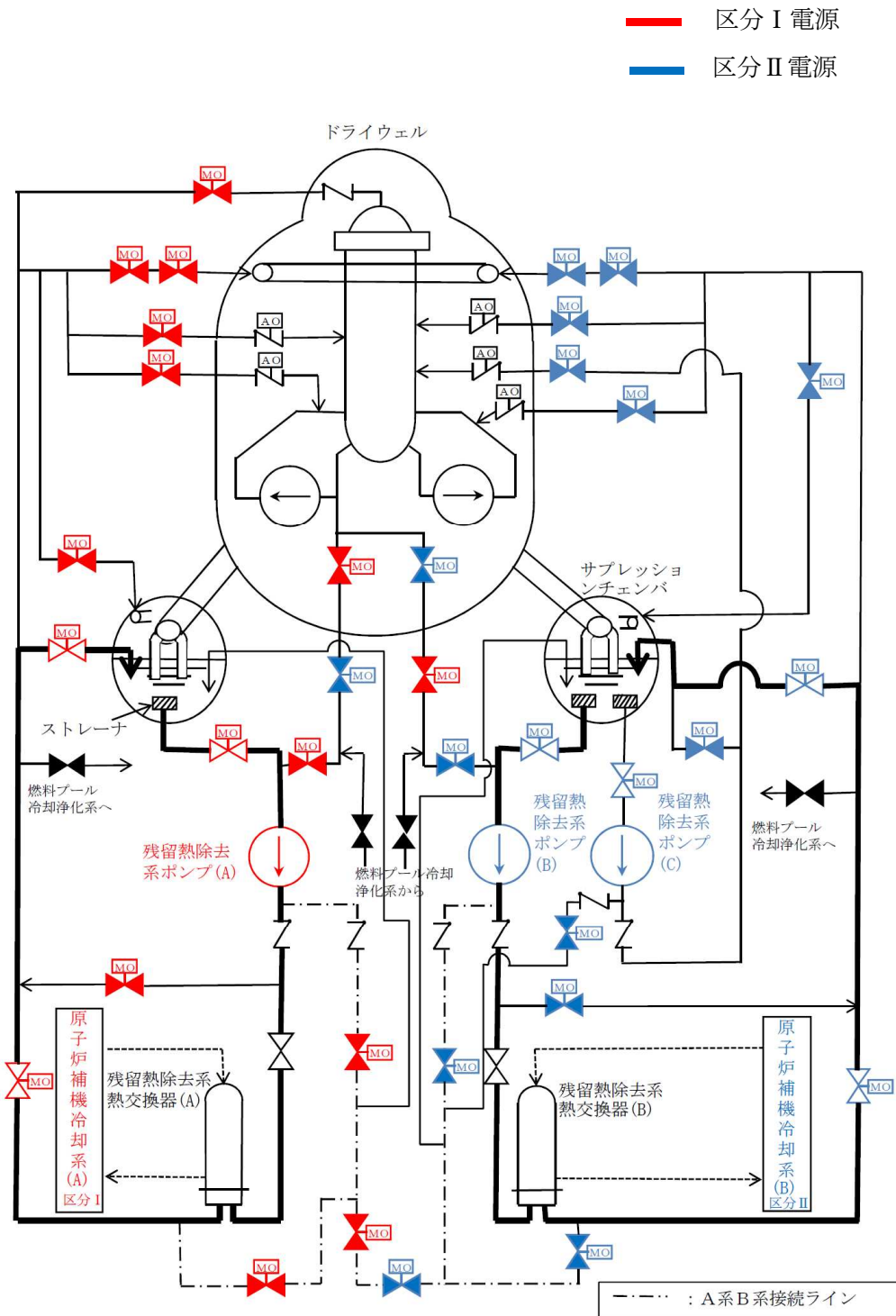
高圧炉心スプレイ系 系統概略図

- 区分 I 電源
- 区分 II 電源



原子炉隔離時冷却系 系統概略図





残留熱除去系 (サプレッションプール冷却モード) 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	5
安全機能	<p>《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》</p> <p>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</p>
対象系統・機器	<p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>高圧炉心スプレイ系</p>
多重性/多様性	<p>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復水貯蔵タンクの復水またはサプレッションチェンバ内のプール水を原子炉へ注水する機能を有する系統である。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、電動機駆動のポンプにより復水貯蔵タンクの復水またはサプレッションチェンバ内のプール水を原子炉へ注水する機能を有する系統である。</p> <p>原子炉が隔離された場合の注水機能はこれら複数の系統により、多様性を有している。</p>
独立性	<p>(1) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するように設計している。</p> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給している。</p> <p>(4) 原子炉隔離時冷却系の蒸気供給配管の隔離弁（格納容器内弁、外弁）は、隔離を確実に行うという観点から、その電源区分を分離している。ここで、隔離弁の電源区分を内側と外側で分離しているが、一方の区分の電源が喪失した場合でも開状態が保持されることから注水機能が喪失することはない。</p> <p>上記（1）～（4）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>

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
期間	使用時間は 24 時間未満（短期間）
容量	（定格流量） 原子炉隔離時冷却系：約 90 m <sup>3</sup> /hr 高圧炉心スプレイ系：約 320 m <sup>3</sup> /hr～1070 m <sup>3</sup> /hr
系統概略図	原子炉隔離時冷却系：添付 2-16 高圧炉心スプレイ系：添付 2-15

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

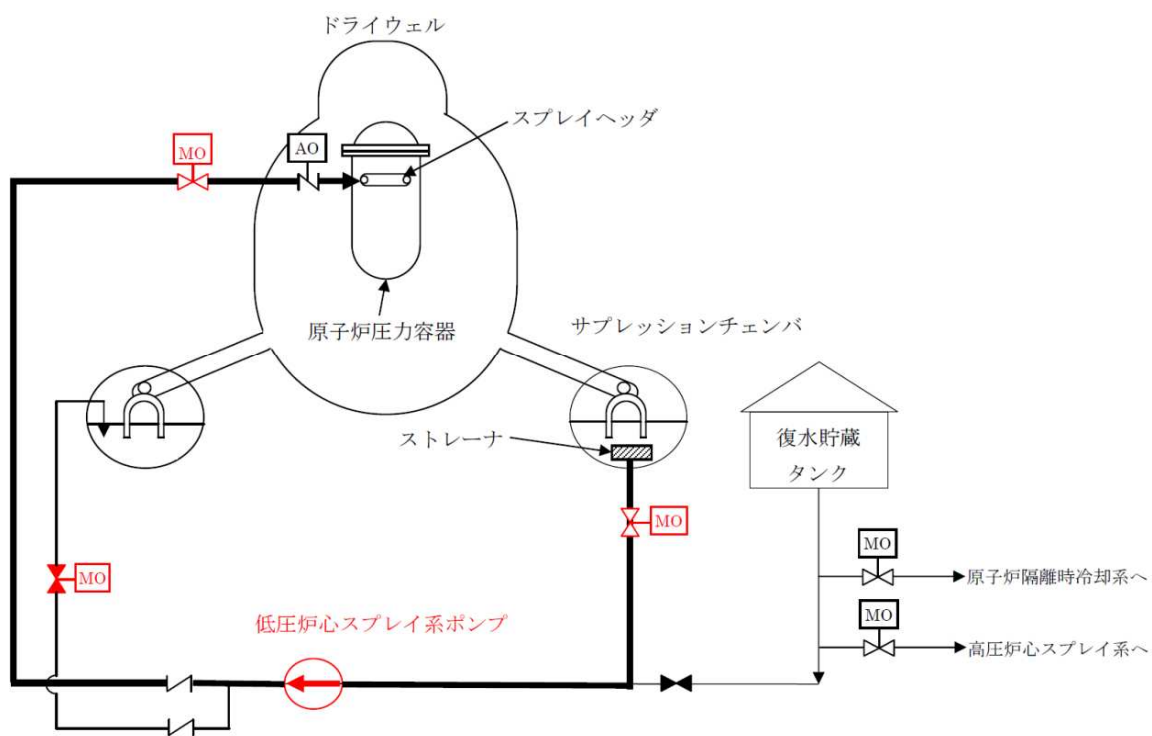
No.	6
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能
対象系 統・機器	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能，自動減圧系）
多重性/ 多様性	主蒸気逃がし安全弁は 11 弁設置しており，その全てが逃がし弁機能を有しており多重性を有している。また，自動減圧機能については主蒸気逃がし安全弁 11 弁のうち 6 弁が機能を有しており多重性を有している。
独立性	<p>(1) 主蒸気逃がし安全弁は，原子炉格納容器内に設置しており，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置しており，電源についても異なる区分から供給されている。</p> <p>(3) 溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし，火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記 (1) ～ (3) により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，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 2 4 時間以上（長期間）
容量	—
系統 概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）
多重性/多様性	<p>原子炉内高圧時における注水機能については、以下に示す系統の組合せによる複数の炉心へ注水する手段を有していることから、多様性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）＋低圧炉心スプレイ系</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）＋残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul> <p>なお、既許可済みの原子炉冷却材喪失事故時（中小破断）の事故解析において、高圧炉心スプレイ系に単一故障を想定し、上記に示す低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）が作動した場合の解析を実施している。</p> <p>この結果、燃料被覆管の最高温度は約 600℃であり、燃料被覆管温度が著しく上昇することはないことを確認している。</p>
独立性	<p>(1) 高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は二次格納施設内および原子炉格納容器内に、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）は原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統は全て耐震 S クラス設備として設計している。また、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計しており、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧系）は、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p>

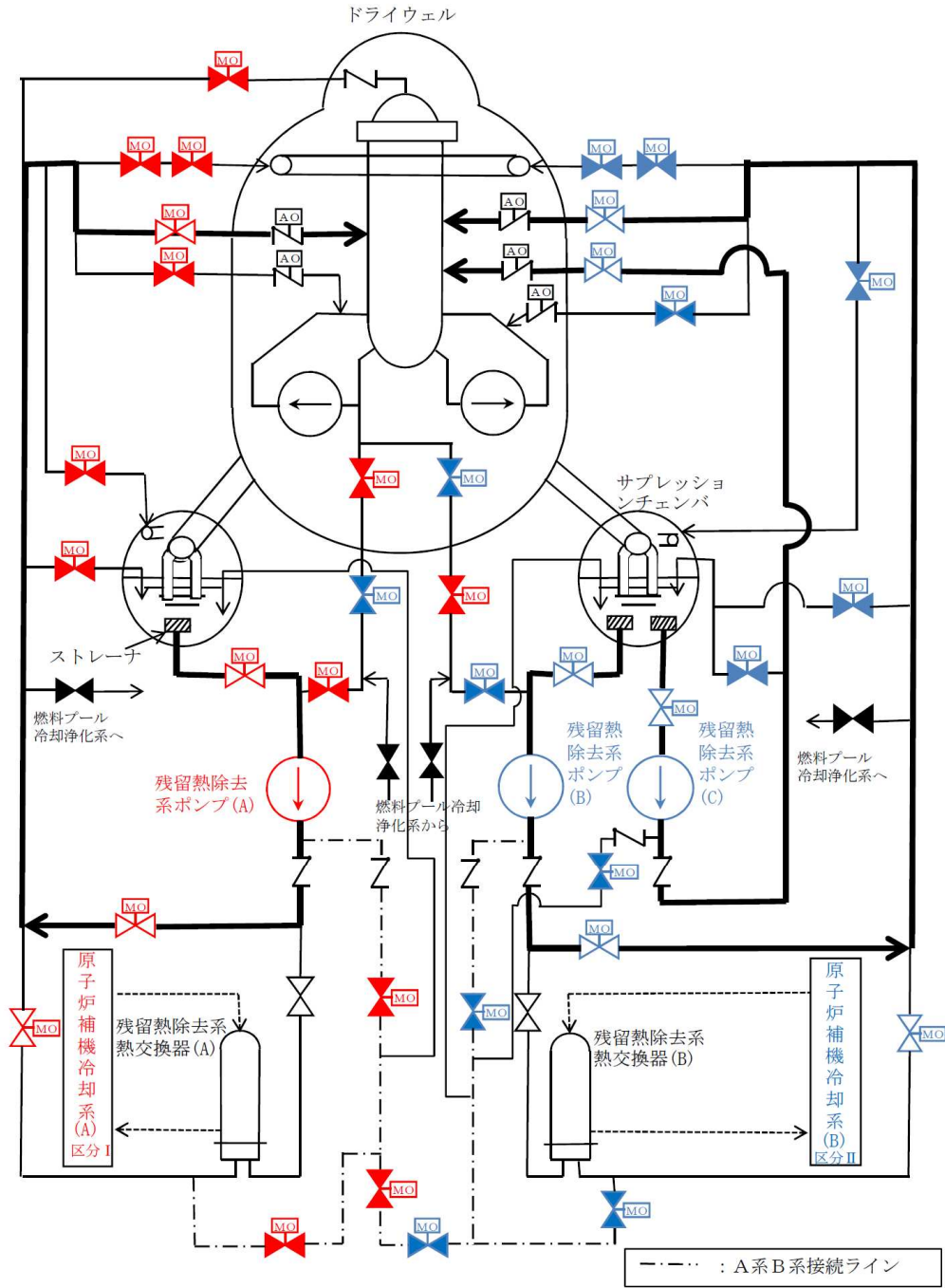
No.	7
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における注水機能
独立性	<p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰおよび残留熱除去系（低圧注水モード）A系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>をそれぞれ2弁設置している。</p> <p>※耐震Sクラス設計としている。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間未満（短期間）
容量	<p>（定格流量）</p> <p>高圧炉心スプレイ系：約 320 m<sup>3</sup>/hr～1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>低圧炉心スプレイ系：約 1070 m<sup>3</sup>/hr</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）：約 1160 m<sup>3</sup>/hr</p>
系統概略図	<p>高圧炉心スプレイ系：添付 2-15</p> <p>低圧炉心スプレイ系：添付 2-23</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）：添付 2-24</p> <p>主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11</p>

— 区分 I 電源



低圧炉心スプレイ系 系統概略図

— 区分 I 電源  
— 区分 II 電源



残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード）
多重性/多様性	原子炉内低圧時の注水機能は以下に示す複数の系統で達成可能であり、多様性を有している。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul>
独立性	<p>(1) 低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および残留熱除去系（低圧注水モード）は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 対象系統はすべて耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、残留熱除去系（低圧注水モード）のA系が区分Ⅰ、B系およびC系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にプラント運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>をそれぞれ2弁設置している。</p> <p style="text-align: center;">※耐震Sクラス設計としている。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>

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
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
容量	（定格流量） 低圧炉心スプレイ系：約 1070 m <sup>3</sup> /hr 高圧炉心スプレイ系：約 320 m <sup>3</sup> /hr～1070 m <sup>3</sup> /hr 残留熱除去系（低圧注水モード）：約 1160 m <sup>3</sup> /hr
系統概略図	低圧炉心スプレイ系：添付 2-23 高圧炉心スプレイ系：添付 2-15 残留熱除去系（低圧注水モード）：添付 2-24

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

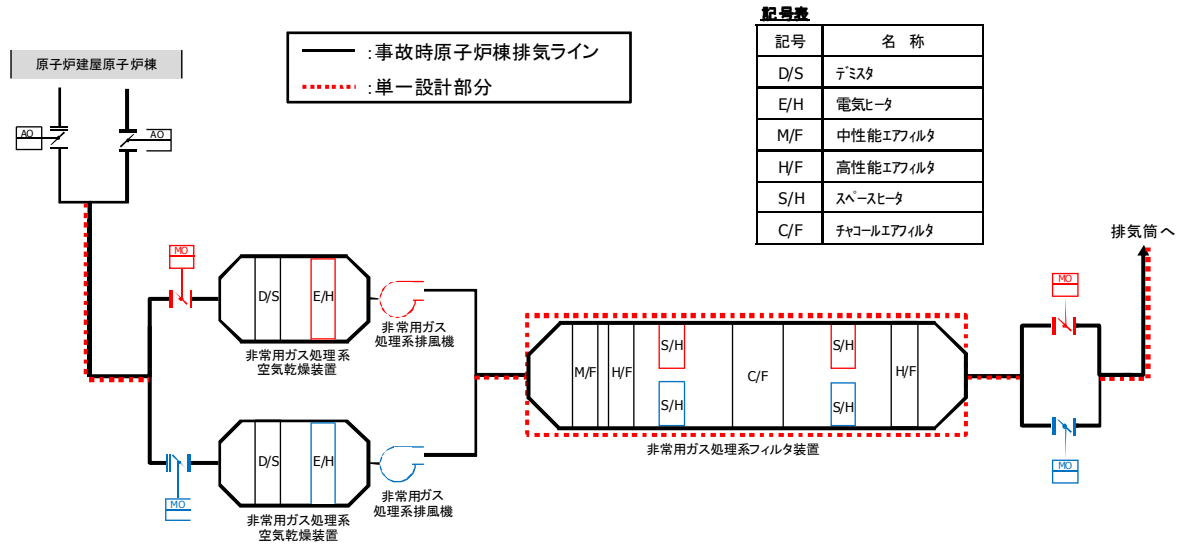
No.	9
安全機能	<p>《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》</p> <p>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</p>
対象系統・機器	自動減圧系
多重性/多様性	主蒸気逃がし安全弁は 11 弁設置しており、そのうち 6 弁が自動減圧機能を有しており、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、主蒸気逃がし安全弁は複数の主蒸気管に分散して配置しており、電源についても異なる区分から供給されている。</p> <p>(3) 溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。</p> <p>上記 (1) ~ (3) により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、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)
容量	—
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁：添付 2-11

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	非常用ガス処理系のうち、排風機等の動的機器については多重化されているが、フィルタ装置および配管の一部は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 非常用ガス処理系は二次格納施設内に設置しており、非常用ガス処理系の機能が必要となる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) 非常用ガス処理系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、動的機器は異なるエリアに分離して配置しており、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。また、火災についても、機能喪失しないよう火災の発生防止、火災の感知・消火対策を実施している。</p> <p>(3) 多重化されている排風機等の動的機器の電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給している。</p> <p>上記（1）～（3）により、動的機器については共通要因または従属要因によって全ての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとして、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）
容量	排風機：100%×2台 フィルタ装置：100%×1台
系統概略図	非常用ガス処理系：添付 2-29

— 区分 I 電源

— 区分 II 電源



記号表

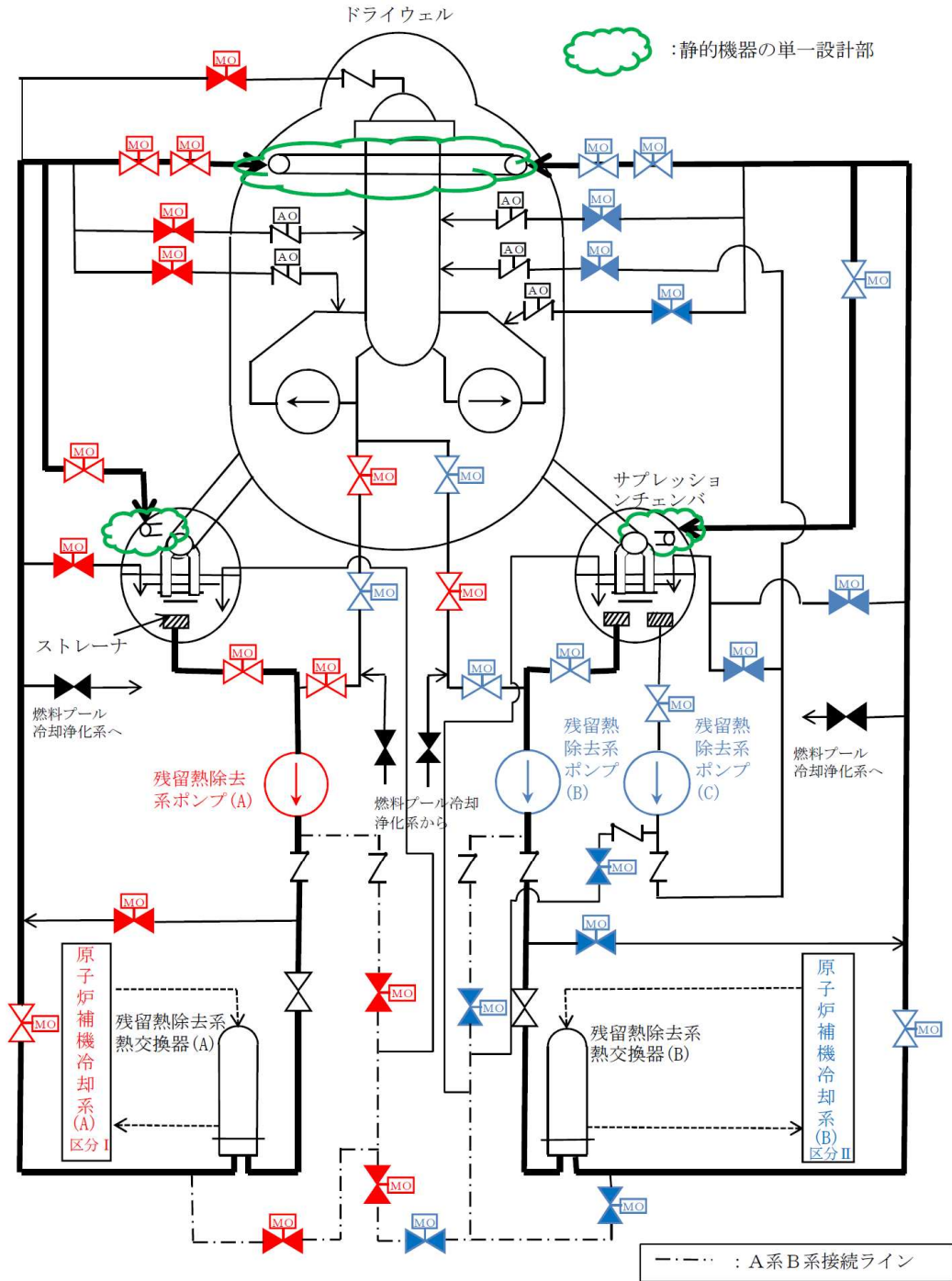
記号	名称
D/S	デミスタ
E/H	電気ヒータ
M/F	中性能エアフィルタ
H/F	高性能エアフィルタ
S/H	スペースヒータ
C/F	チャコールエアフィルタ

非常用ガス処理系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	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	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のうち、ポンプ等の動的機器については多重化されているが、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は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、二次格納施設内および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、補機冷却系はそれぞれ残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。また、残留熱除去系のA系とB系は配管により接続されているがA系、B系にそれぞれ2つのプラント運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>を設置している。</p> <p>※耐震Sクラス設計としている。</p> <p>上記(1)～(3)により、動的機器については共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、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）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプ：100%×2台</li> <li>・ドライウェルスプレイ管：100%×1個</li> <li>・サブプレッションチェンバスプレイ管：100%×1個</li> </ul>
系統概略図	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）：添付2-31

— 区分 I 電源  
 — 区分 II 電源

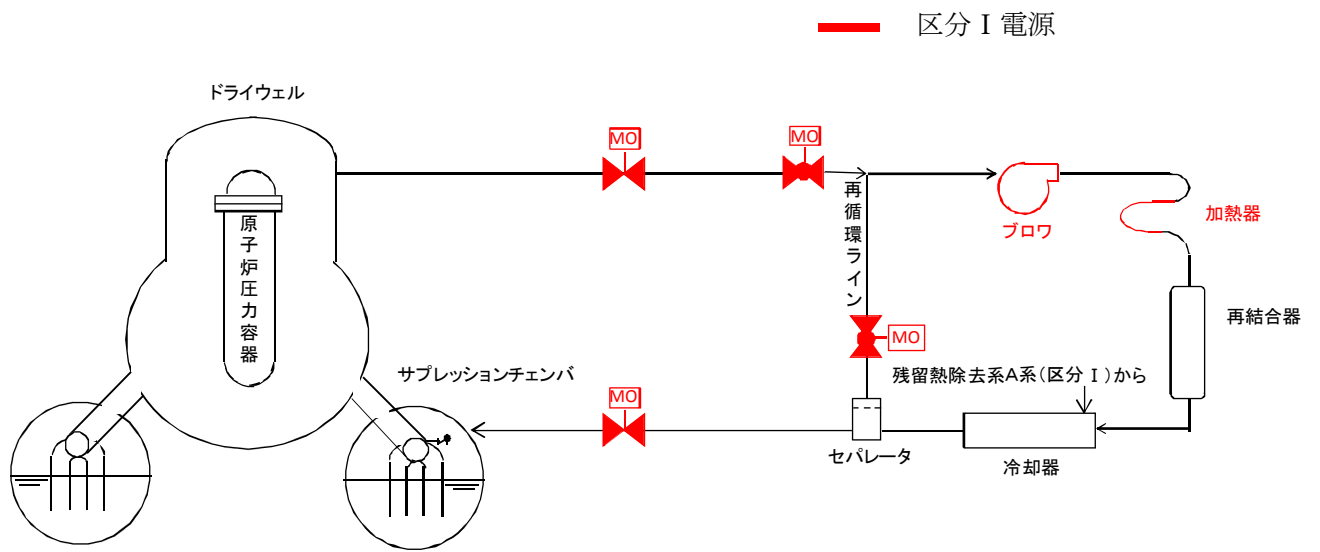


残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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A系およびB系の2系統を設置しており、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な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) 可燃性ガス濃度制御系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源、冷却系はそれぞれ可燃性ガス濃度制御系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、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)
容量	100%×2系統
系統概略図	可燃性ガス濃度制御系：添付2-33





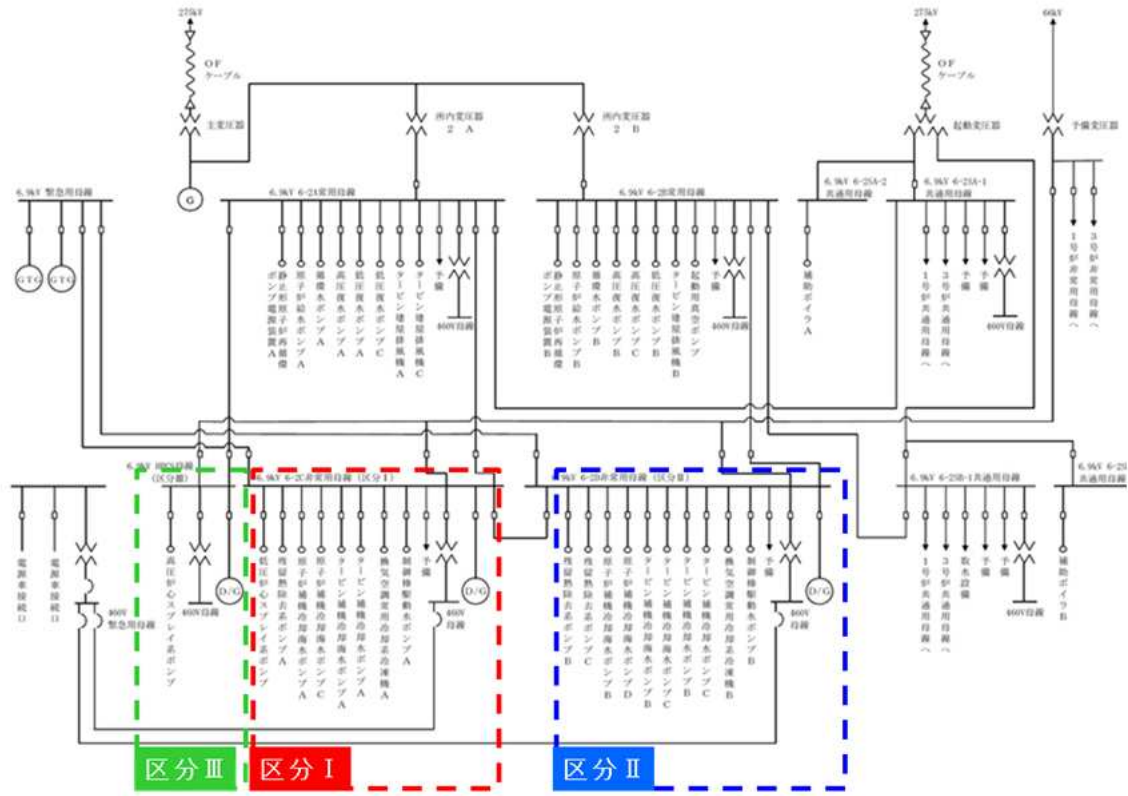
A系 (B系についても区分※以外は同様)  
 ※B系は区分IIより電源および冷却水を供給

可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	非常用所内電源設備
多重性/多様性	非常用所内電源設備は3区分(区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ)設置しており, 多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用所内電源設備は, 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) 非常用所内電源設備は, いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また, それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており, 溢水, 火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用所内電源設備は, 異なる区分間を接続する回路には複数のしゃ断器が設置しており, 電気事故が発生した場合でも確実に電氣的な分離ができるよう設計されている。また, 回路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により, 共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから, 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)
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内電源設備(区分Ⅰ): 100%×1系統</li> <li>・非常用所内電源設備(区分Ⅱ): 100%×1系統</li> <li>・非常用所内電源設備(区分Ⅲ): 100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備: 添付2-35

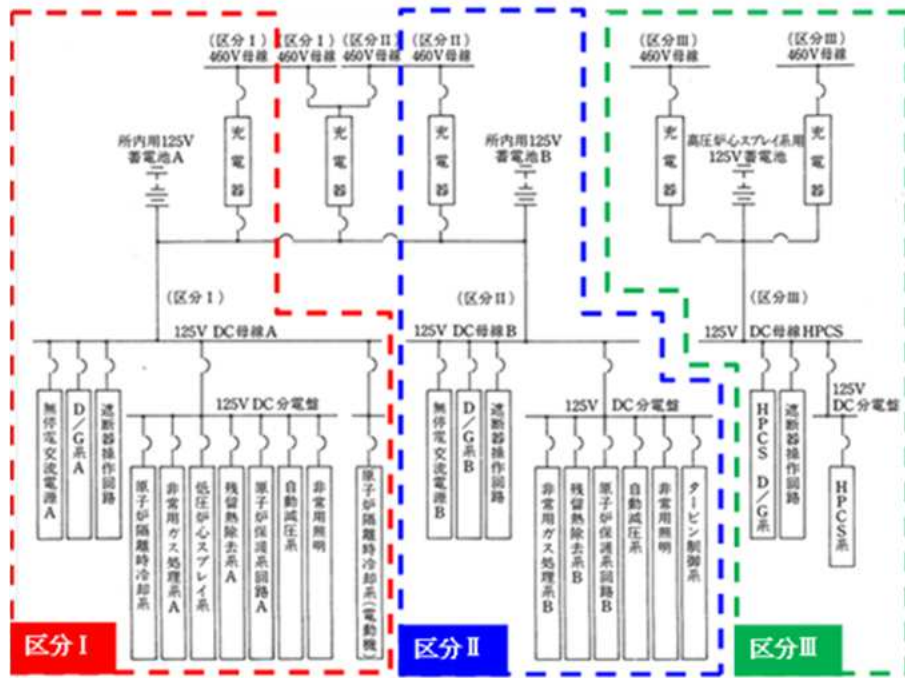
- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅰ)
- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅱ)
- : 非常用所内電源設備 (区分Ⅲ)



非常用所内電源設備 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	非常用所内電源設備 (直流電源系)
多重性/多様性	非常用所内電源設備(直流電源系)は3区分(区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ)設置しており,多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用所内電源設備(直流電源系)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) 非常用所内電源設備(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,それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており,溢水,火災が発生した場合においても,安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用所内電源設備(直流電源系)は,それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また,電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により,共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから,独立性を有している。</p>
期間	低温停止の維持やその監視系に必要な電源であることから,使用時間は24時間以上(長期間)とする。
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源設備(区分Ⅰ):100%×1系統</li> <li>・直流電源設備(区分Ⅱ):100%×1系統</li> <li>・直流電源設備(区分Ⅲ):100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備(直流電源系):添付2-37



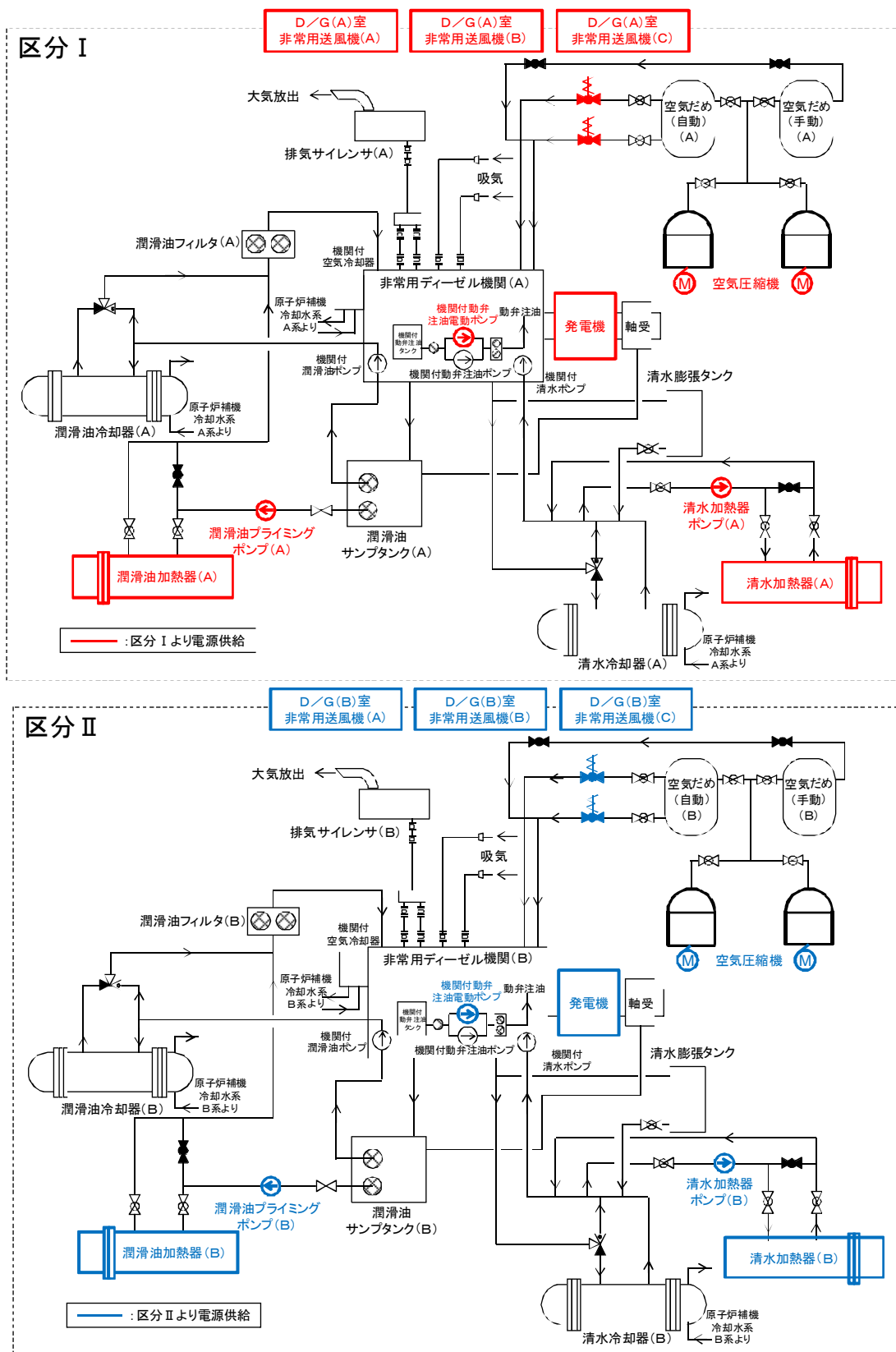
非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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設備
多重性/多様性	非常用ディーゼル発電設備は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）非常用ディーゼル発電設備は，原子炉建屋附属棟内に設置しており，原子炉建屋附属棟内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）非常用ディーゼル発電設備A系，B系および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており，溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）電源，補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）から供給されている。また，燃料移送系はそれぞれの区分がタイラインで接続されているが，タイラインには2つのプラント運転中常時閉の止め弁<sup>※</sup>を設置している。</p> <p>※耐震Sクラス設計としている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって全ての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，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）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電設備：100%×2系統</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用ディーゼル発電設備：添付2-39～添付2-40

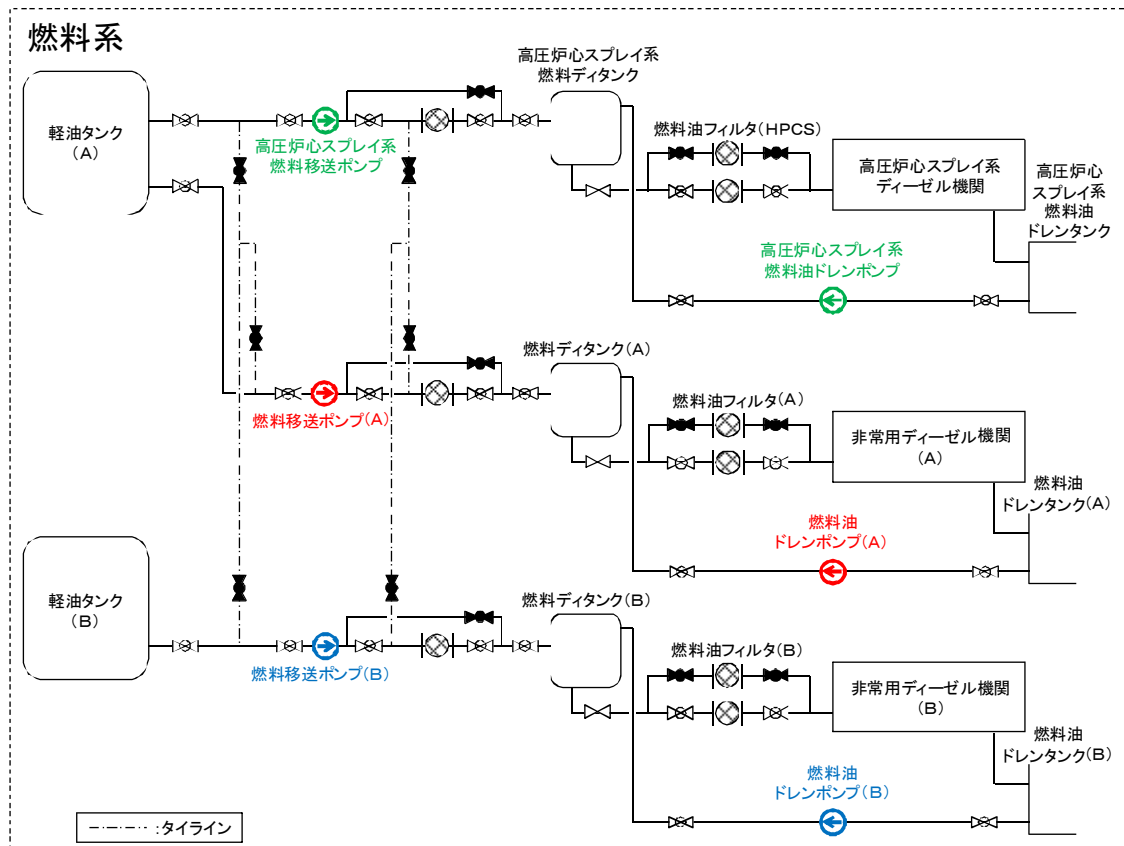
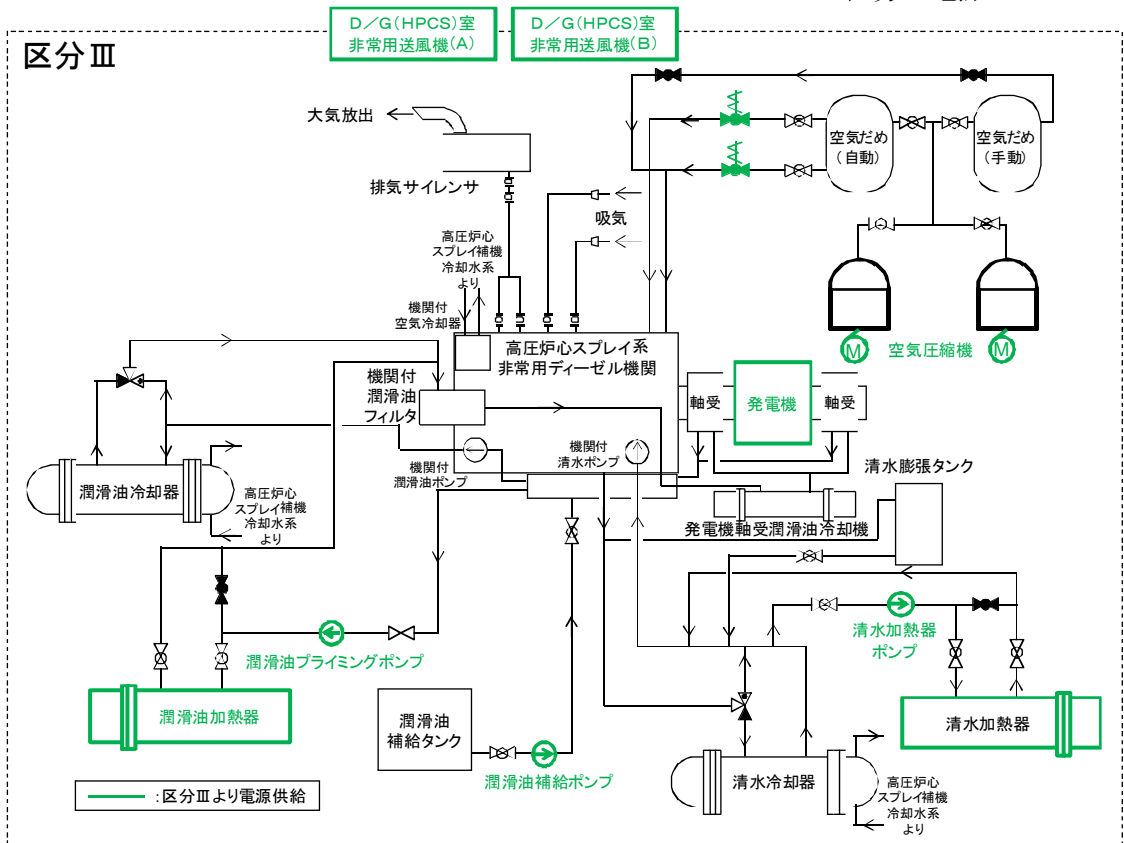
— 区分 I 電源

— 区分 II 電源



非常用ディーゼル発電設備 系統概略図

- 区分Ⅰ電源
- 区分Ⅱ電源
- 区分Ⅲ電源



非常用ディーゼル発電設備 系統概略図



重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

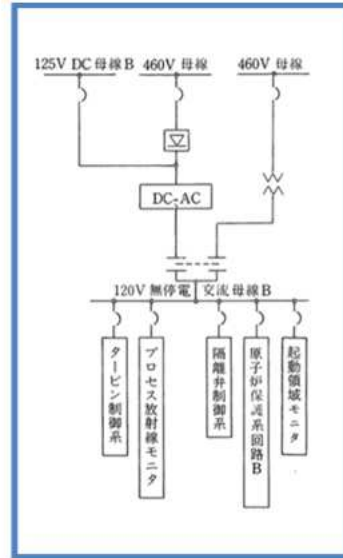
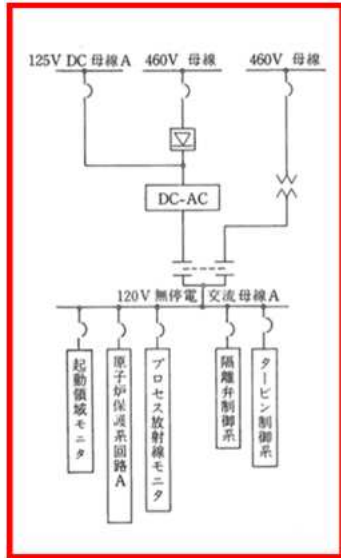
No.	16
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用の直流電源機能
対象系統・機器	直流電源設備
多重性/多様性	直流電源設備は3区分（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）設置しており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。</p> <p>（2）直流電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており，溢水，火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
期間	低温停止の維持やその監視系に必要な電源であることから，使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直流電源設備（区分Ⅰ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅱ）：100%×1系統</li> <li>・直流電源設備（区分Ⅲ）：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	非常用所内電源設備（直流電源系）：添付 2-37

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	計装用電源設備
多重性/多様性	計装用電源設備は2区分（区分Ⅰ，Ⅱ）設けており，多重性を有している。
独立性	<p>（1）計装用電源設備は，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）計装用電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており，溢水，火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）計装用電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的，電氣的に分離が図られている。</p> <p>上記（1）～（3）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，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）
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装用電源設備（区分Ⅰ）：100%×1系統</li> <li>・計装用電源設備（区分Ⅱ）：100%×1系統</li> </ul>
系統概略図	計装用電源設備：添付2-43

— : 計装用電源設備 (区分 I)

— : 計装用電源設備 (区分 II)

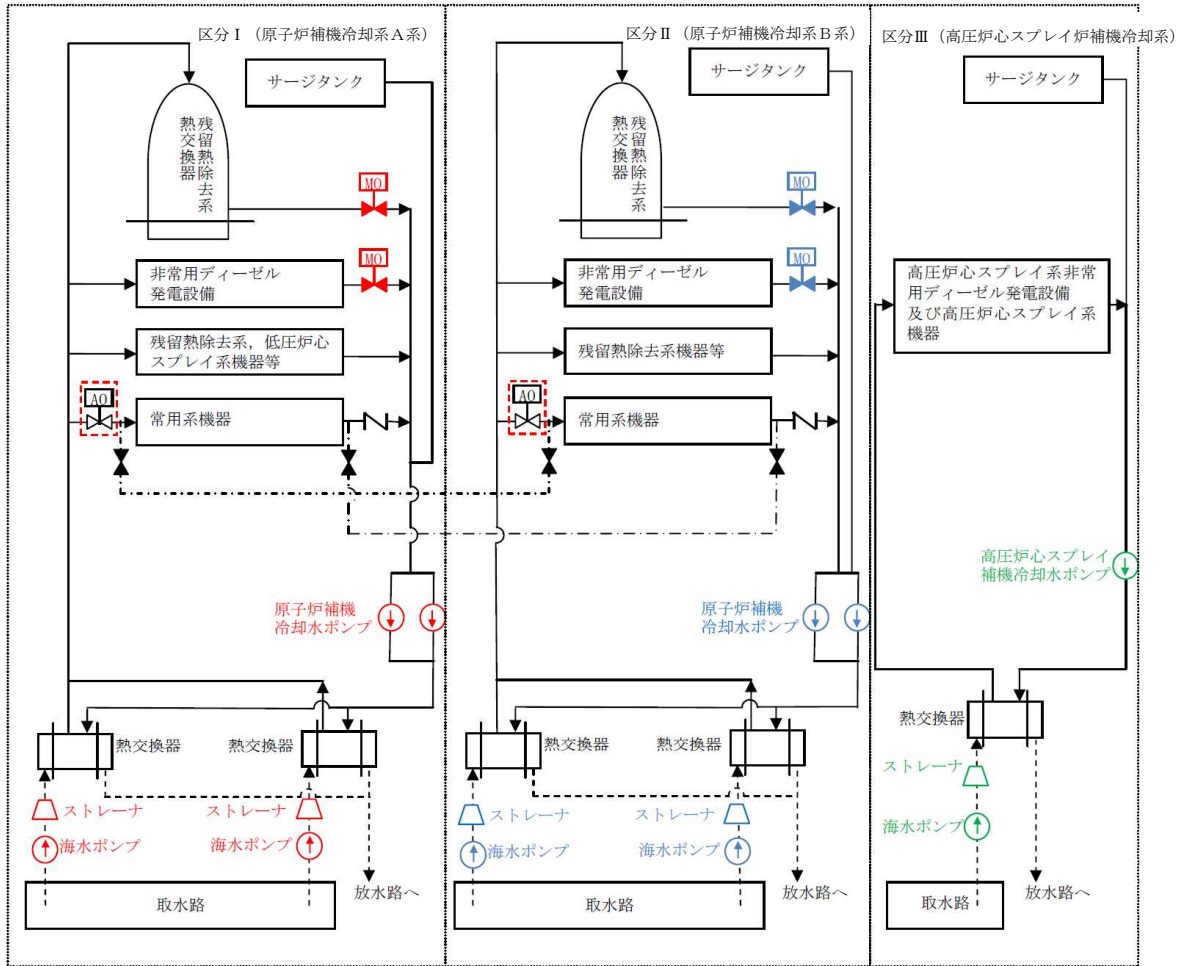


計装用電源設備 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	18, 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》
	補機冷却機能 冷却用海水供給機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系
多重性/多様性	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は以下の異なる3つの区分(区分Ⅰ, 区分Ⅱおよび区分Ⅲ)に対応した3系統で構成され, 各区分の負荷へ物理的に独立して冷却水を供給することから, 多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は, 二次格納施設および二次格納施設外に設置しており, 想定される最も過酷な環境条件において, 健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系の非常用系は, 耐震Sクラス設備として設計している。また, それぞれの系統は異なるエリアに分離して配置しており, 溢水および火災が発生した場合においても同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 電源はそれぞれの区分の原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系に対して区分Ⅰ, 区分Ⅱ, 区分Ⅲの異なる区分から供給している。また, 区分Ⅰと区分Ⅱの原子炉補機冷却水系は常用系でタイラインにより接続されているが, タイラインには運転中常時閉の止め弁<sup>*</sup>を2弁設置している。</p> <p>なお, 常用系と非常用系は緊急遮断弁<sup>*</sup>にて隔離可能である。</p> <p><sup>*</sup>耐震Sクラス設計としている。</p> <p>上記(1)～(3)により, 共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから, 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)
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却水系: 100%×3系統</li> <li>・原子炉補機冷却海水系: 100%×3系統</li> </ul>
系統概略図	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系: 添付2-45

- 区分 I 電源
- 区分 II 電源
- 区分 II 電源



   : 緊急遮断弁

— : 淡水

- - - : 海水

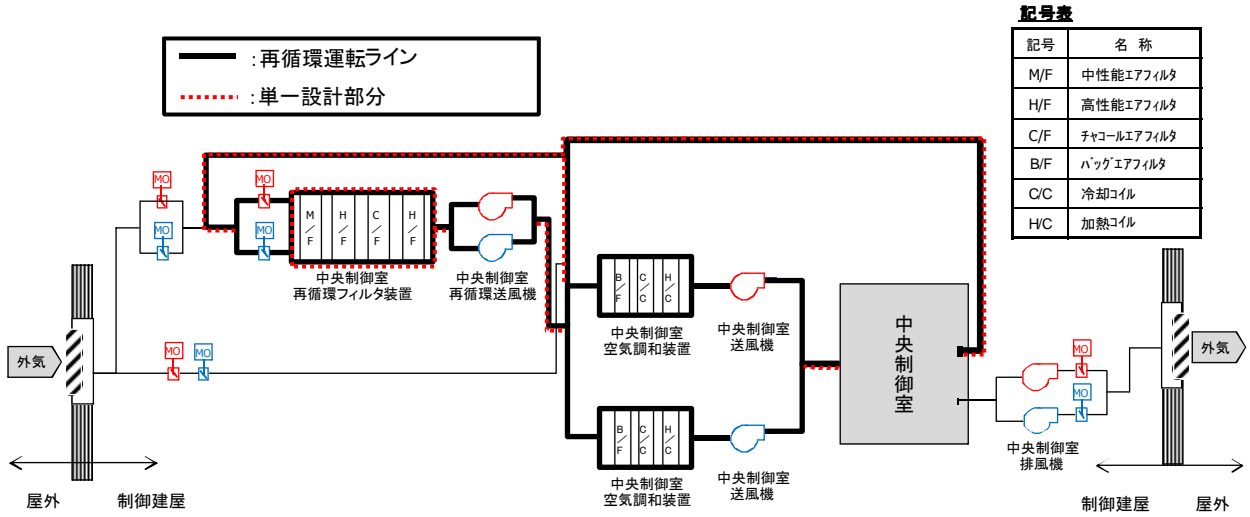
- · - · - : タイライン

原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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の再循環運転ラインのうち、排風機等の動的機器については多重化されているが、再循環フィルタ装置およびダクトの一部は単一設計となっているため、基準適合性に関する更なる検討が必要である。
独立性	<p>(1) 中央制御室換気空調系は、制御建屋内に設置しており、制御建屋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、耐震Sクラス設備として設計している。また、排風機等の動的機器は異なるエリアに分離して配置しており、溢水および火災が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 多重化されている排風機等の動的機器の電源はそれぞれ異なる区分(区分Ⅰ, 区分Ⅱ)から供給している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、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)
容量	100%×2系統 100%×1系統(再循環フィルタ装置およびダクトの一部)
系統概略図	中央制御室換気空調系：添付 2-47

— 区分 I 電源  
— 区分 II 電源



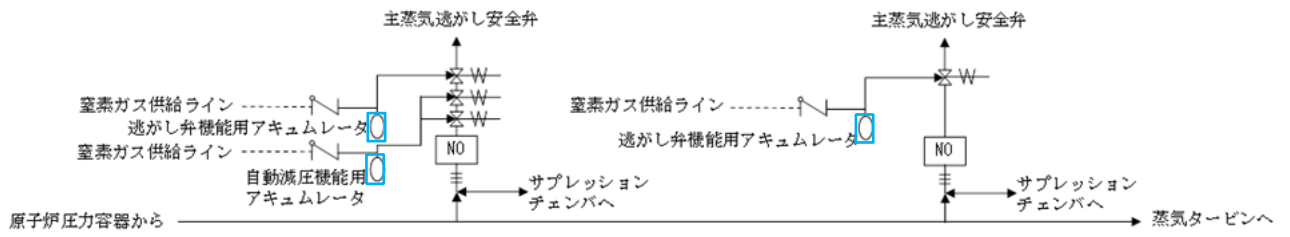
中央制御室換気空調系 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

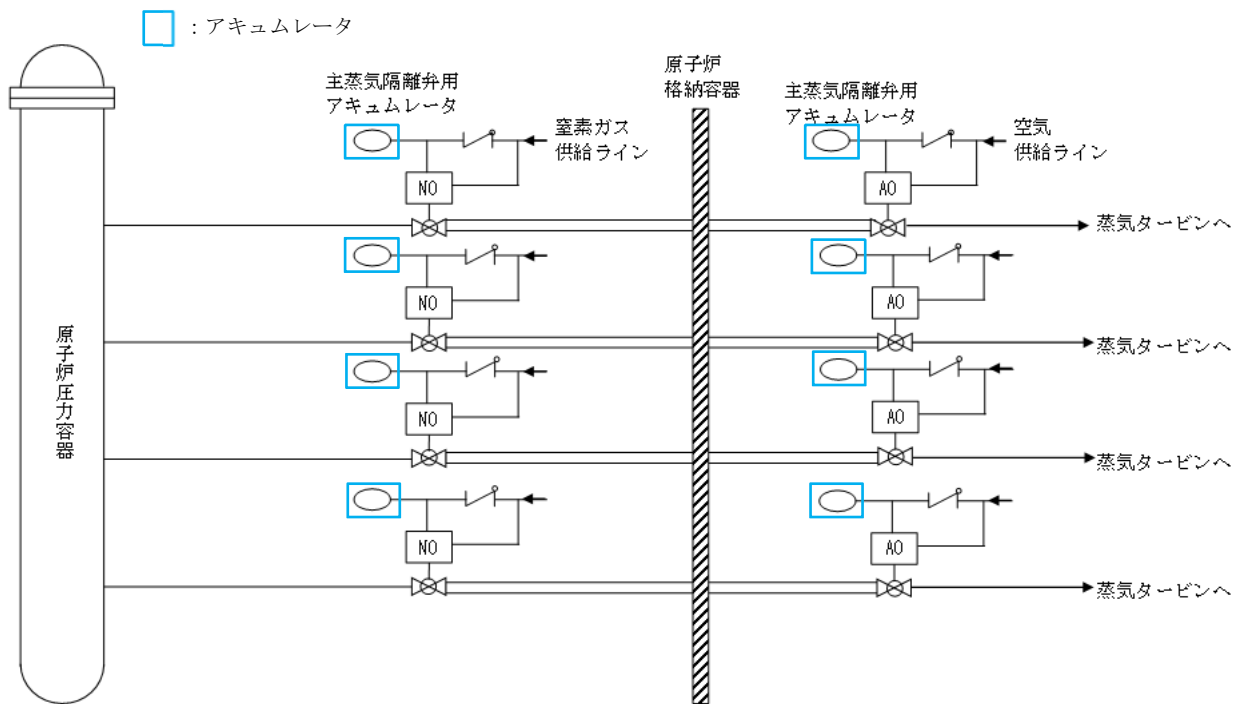
No.	21
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 圧縮空気供給機能
対象系統・機器	主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源
多重性/多様性	駆動用圧縮空気源（アキュムレータ）は、多重化された主蒸気逃がし安全弁、主蒸気隔離弁各々に設置していることから、駆動用圧縮空気源も多重性を有している。
独立性	<p>（１）主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源は、二次格納施設および原子炉格納容器内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するように設計している。</p> <p>（２）主蒸気逃がし安全弁および主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源は、いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また、主蒸気逃がし安全弁複数の主蒸気管に分散して配置されている。</p> <p>（３）原子炉格納容器内は溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件においても動作可能な設計とし、火災についてはプラント運転中は原子炉格納容器内は窒素で充填されているため火災の可能性はない。また、各設備は分散配置しており、同時に安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（１）～（３）により、共通要因または従属要因によって全ての機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気逃がし安全弁駆動用圧縮空気源の使用時間は 24 時間以上（長期間）</li> <li>・主蒸気隔離弁駆動用圧縮空気源の使用時間は 24 時間未満（短期間）</li> </ul>
容量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気逃がし安全弁駆動用圧縮空気源 逃がし弁機能用：100%×11台 自動減圧機能用：100%×6台</li> <li>・主蒸気隔離弁駆動用圧縮空気源：100%×8台</li> </ul>
系統概略図	主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源：添付 2-49 主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源：添付 2-49



□ : アキュムレータ



主蒸気逃がし安全弁の駆動用圧縮空気源 系統概略図

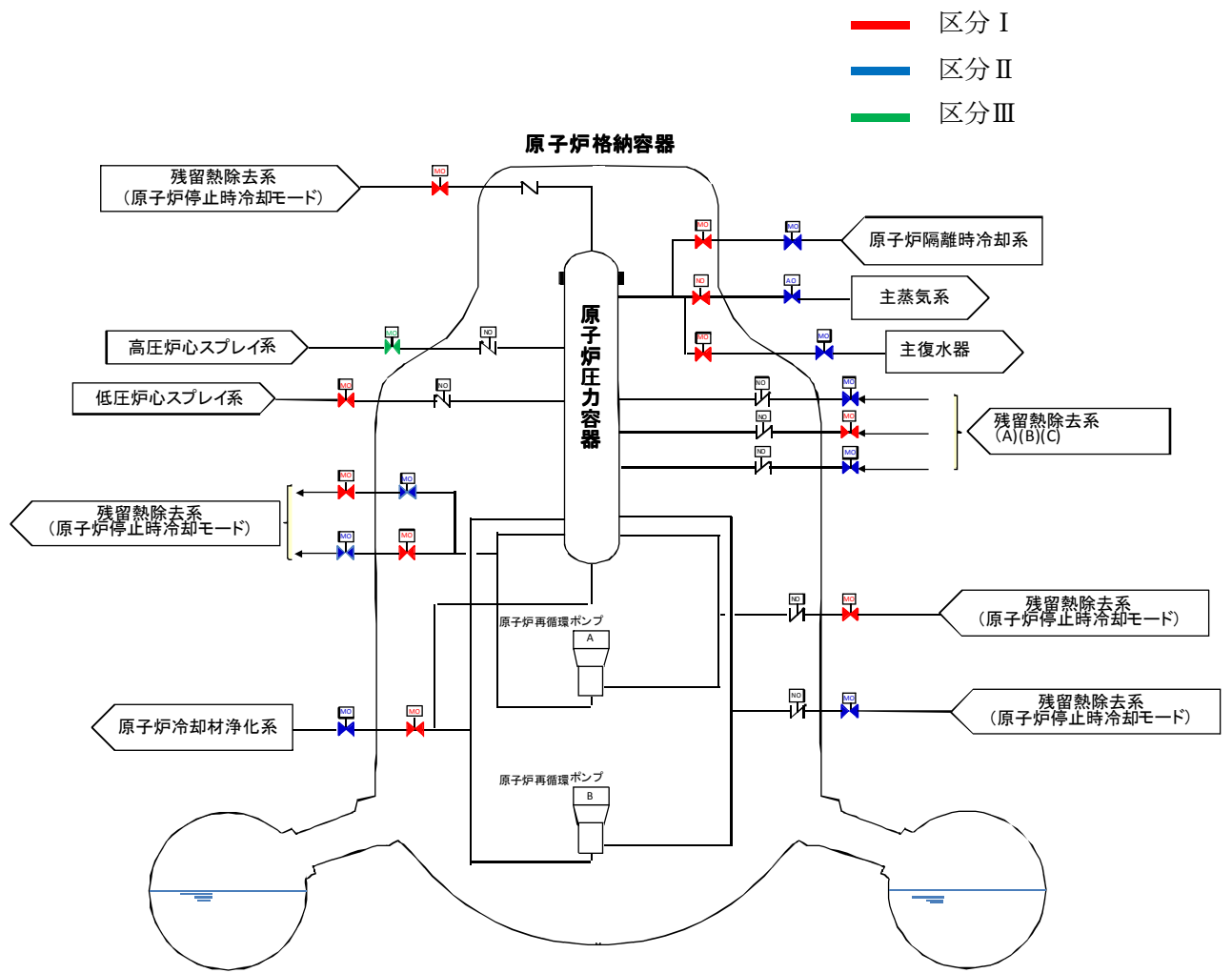


主蒸気隔離弁の駆動用圧縮空気源 系統概略図

多重化された主蒸気逃がし安全弁，主蒸気隔離弁が各々駆動用の圧縮空気源（アキュムレータ）を有している。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	22
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、設置許可基準規則の第十七条第1項への適合性を有しており、かつ、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いることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、原子炉格納容器内または二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても健全に動作するよう設計している。</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の隔離弁が同時に機能喪失しないように分離配置等の設計をしている。</p> <p>(3) 第1隔離弁、第2隔離弁はそれぞれ独立した区分の駆動電源や駆動方法で、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう設計しており、独立性を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって全ての弁の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は短時間だが、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）
容量	—
系統概略図	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁：添付 2-51



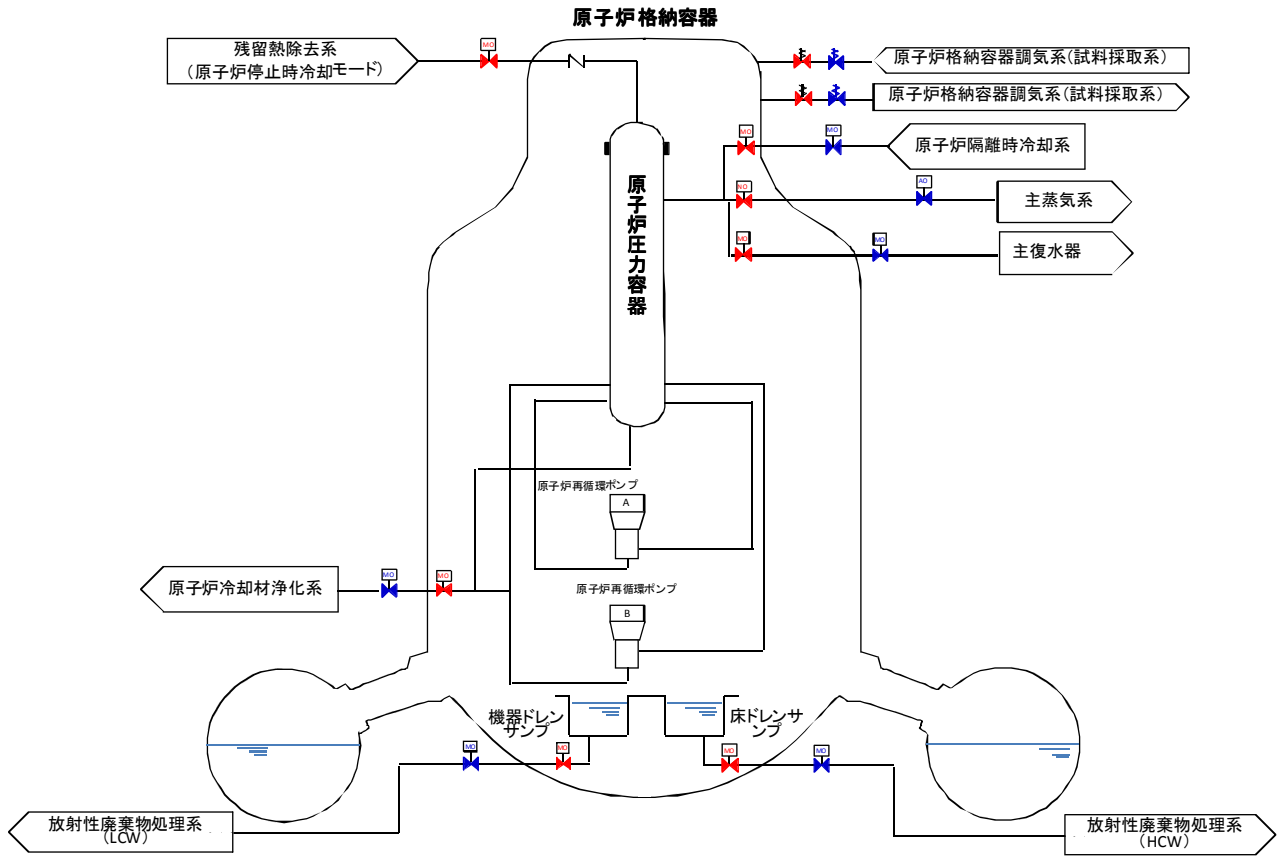
原子炉圧力容器バウンダリ弁 (例)

原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁 概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	23
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	原子炉格納容器隔離弁
多重性/多様性	原子炉格納容器隔離弁は、設置許可基準規則の第三十二条第5項への適合性を有しており、かつ、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いることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器内または二次格納施設内に設置しており、想定される最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時（二次格納施設内）や原子炉冷却材喪失事故時（原子炉格納容器内）においても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の隔離弁が同時に機能喪失しないように分離配置等の設計をしている。</p> <p>(3) 第1隔離弁、第2隔離弁はそれぞれ独立した区分の駆動電源や駆動方法で、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう設計しており、独立性を有している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因または従属要因によって全ての弁の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は短時間だが、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）
容量	—
系統概略図	原子炉格納容器隔離弁：添付 2-53

— 区分 I  
— 区分 II

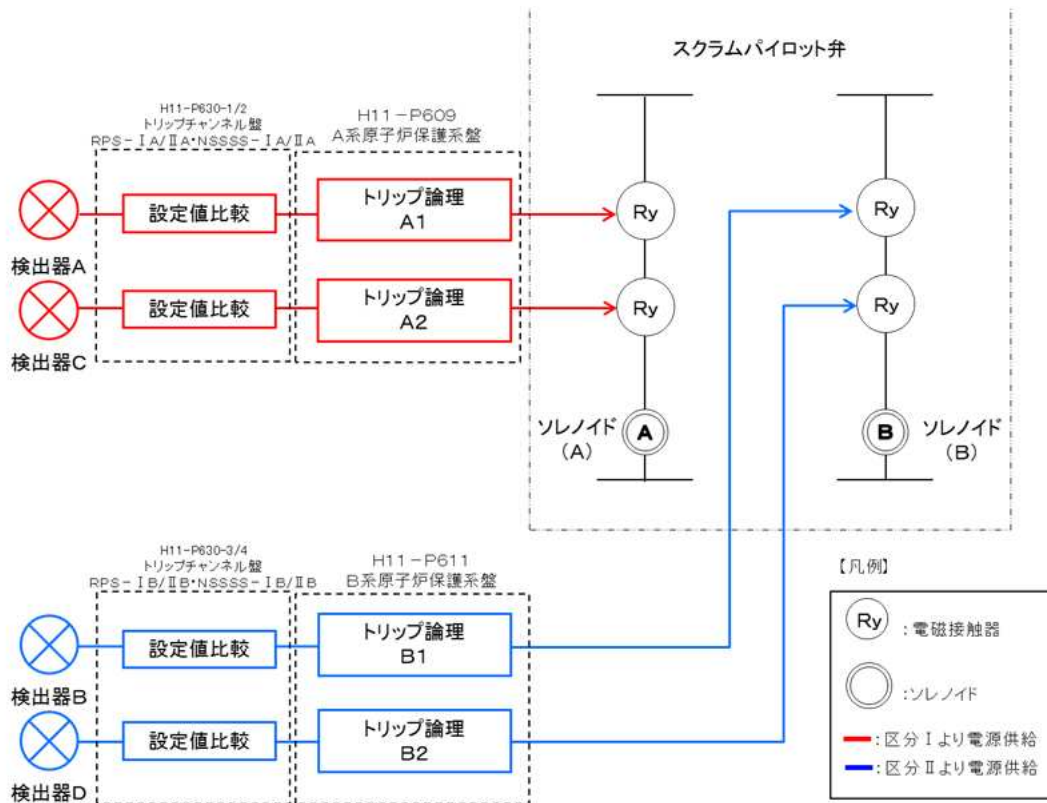


原子炉格納容器隔離弁 (例)

原子炉格納容器隔離弁 概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	24
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	原子炉保護系の安全保護回路
多重性/多様性	原子炉保護系の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、トリップ論理回路（1 out of 2 twice）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）原子炉保護系の検出器は主に二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、論理回路は中央制御室に設置しており、制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉保護系の安全保護回路は耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災が発生した場合においても、原子炉スクラム信号を発生させるフェイルセーフ設計となっており、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>（3）原子炉保護系の安全保護回路は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源（直流電源系）についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、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（短時間）
容量	—
系統概略図	原子炉保護系の安全保護回路：添付 2-55



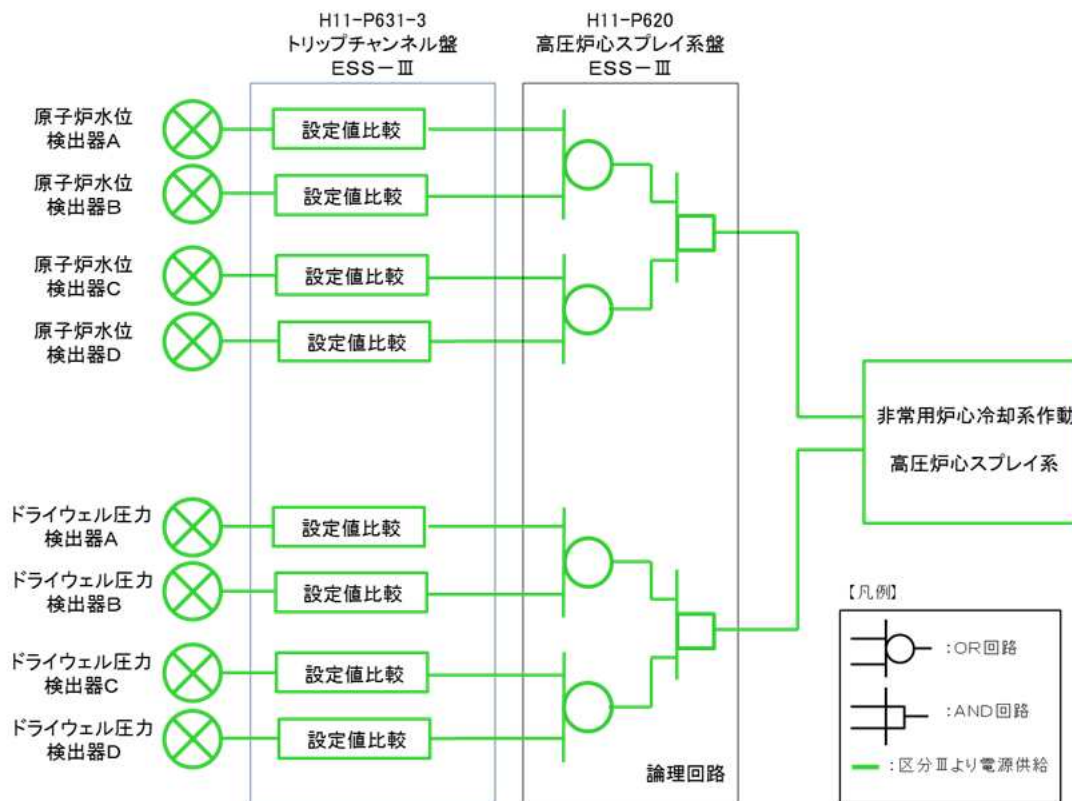
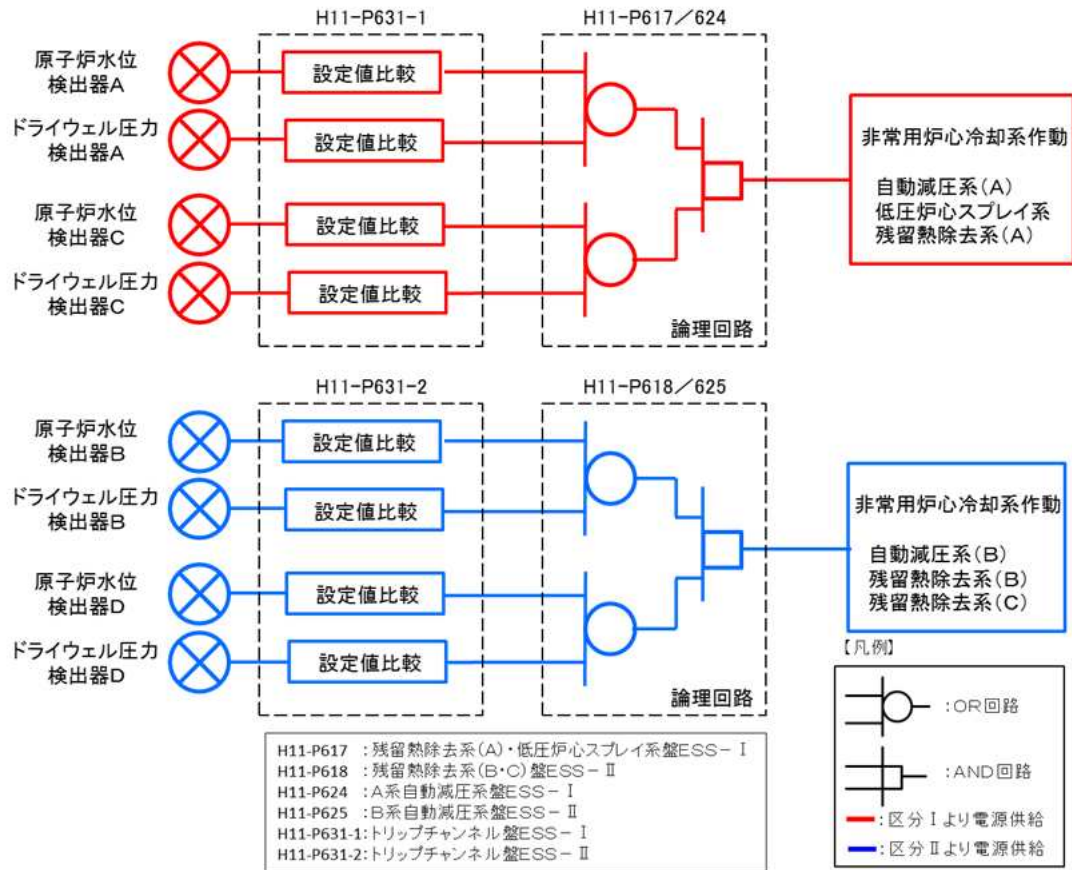
原子炉保護系の安全保護回路 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

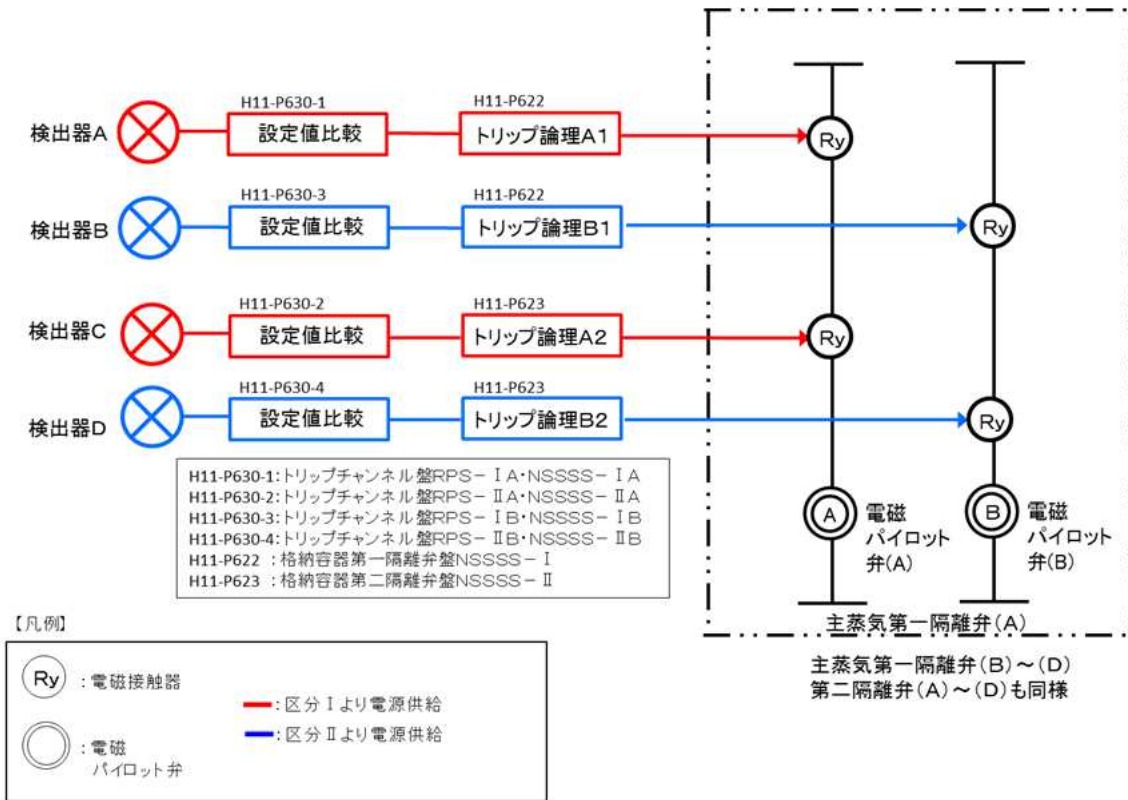
No.	25
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する 作動信号の発生機能
対象系統・機器	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路
多重性/多様性	<p>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路は3区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）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2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）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2区分の検出器から得られた信号を用い、論理回路（1 out of 2 twice）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) 非常用炉心冷却系作動、主蒸気隔離、原子炉格納容器隔離および非常用ガス処理系作動の安全保護回路（以下、「安全保護回路等」という。）の検出器は主に二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、論理回路は中央制御室に設置しており、制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 安全保護回路等は耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれ異なるエリアに設置しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 安全保護回路等は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、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系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p>



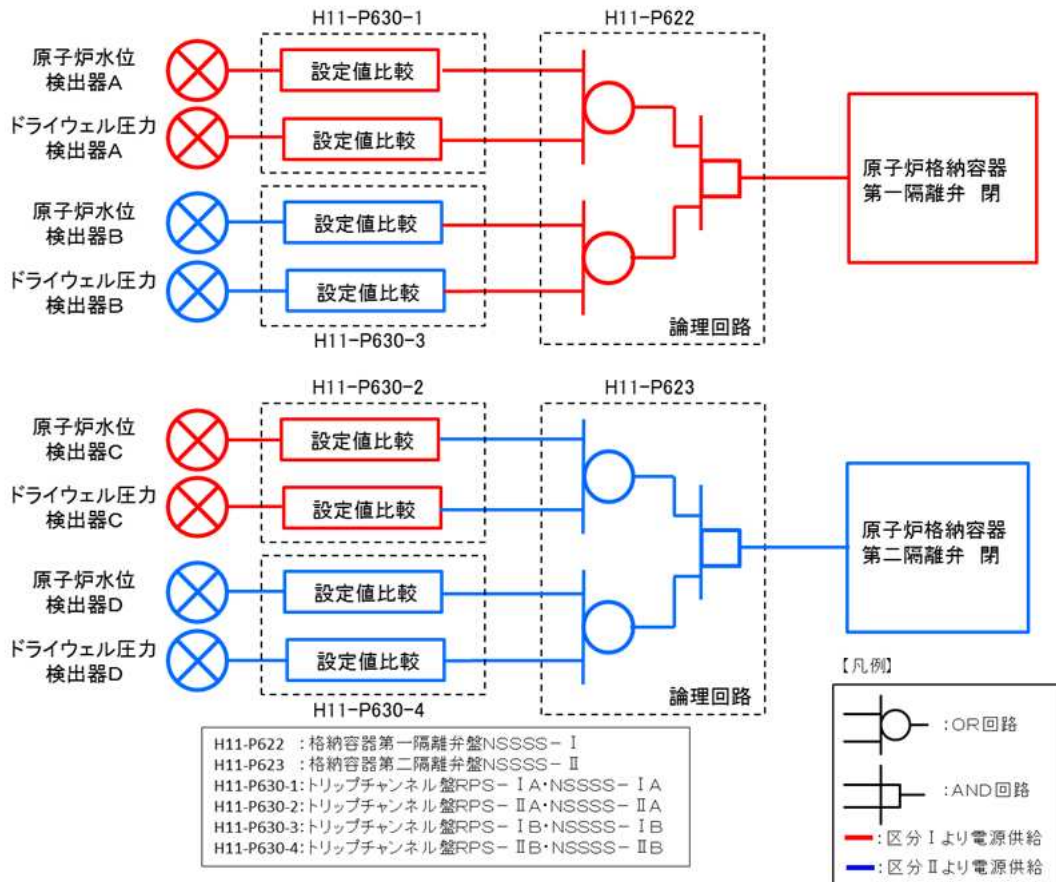
No.	25
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する 作動信号の発生機能
	上記（１）～（３）により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
期間	使用時間は２４時間以上（長期間）
容量	—
系統概略図	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路：添付 2-58 主蒸気隔離の安全保護回路：添付 2-59 原子炉格納容器隔離の安全保護回路：添付 2-59 非常用ガス処理系作動の安全保護回路：添付 2-60



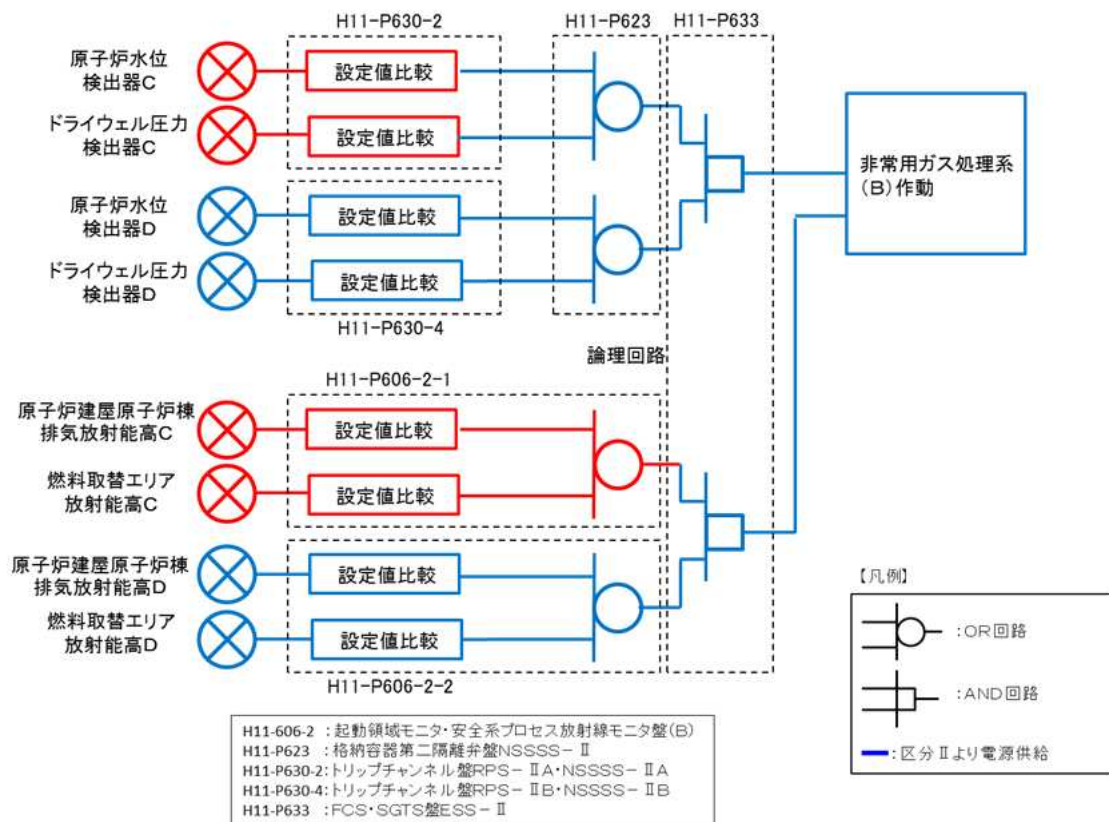
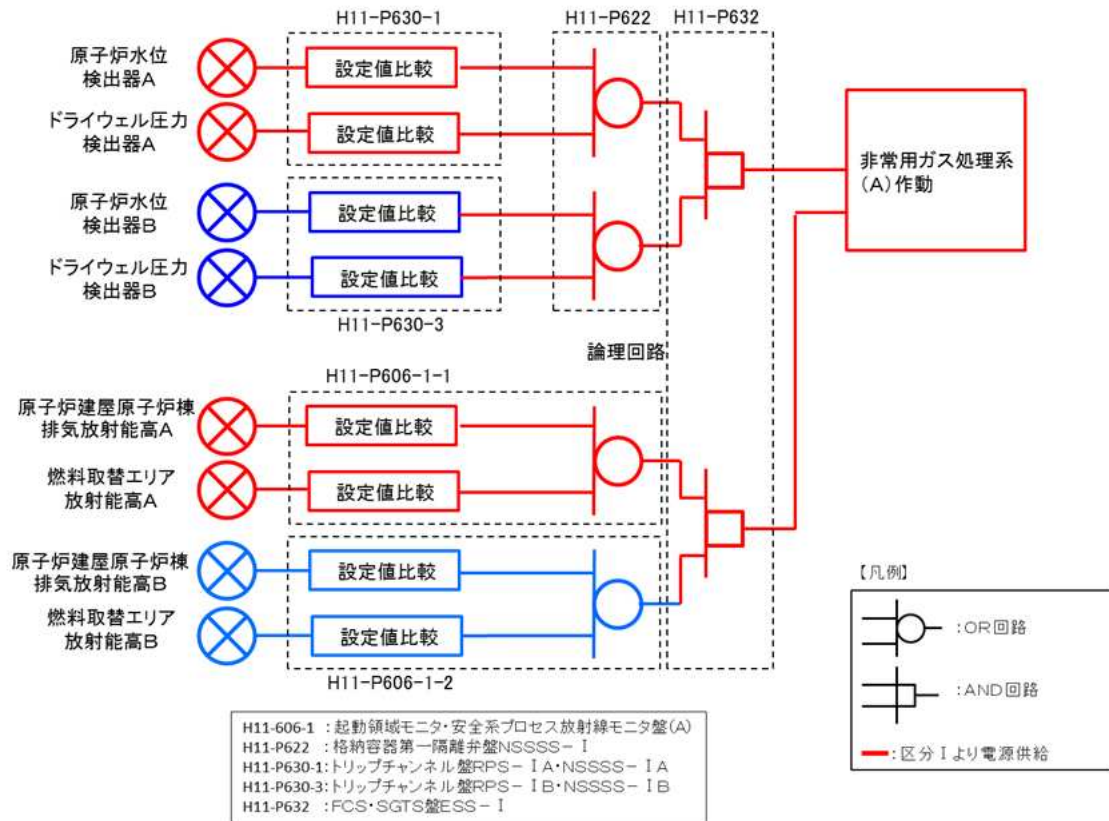
非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 系統概略図



主蒸気隔離の安全保護回路 系統概略図



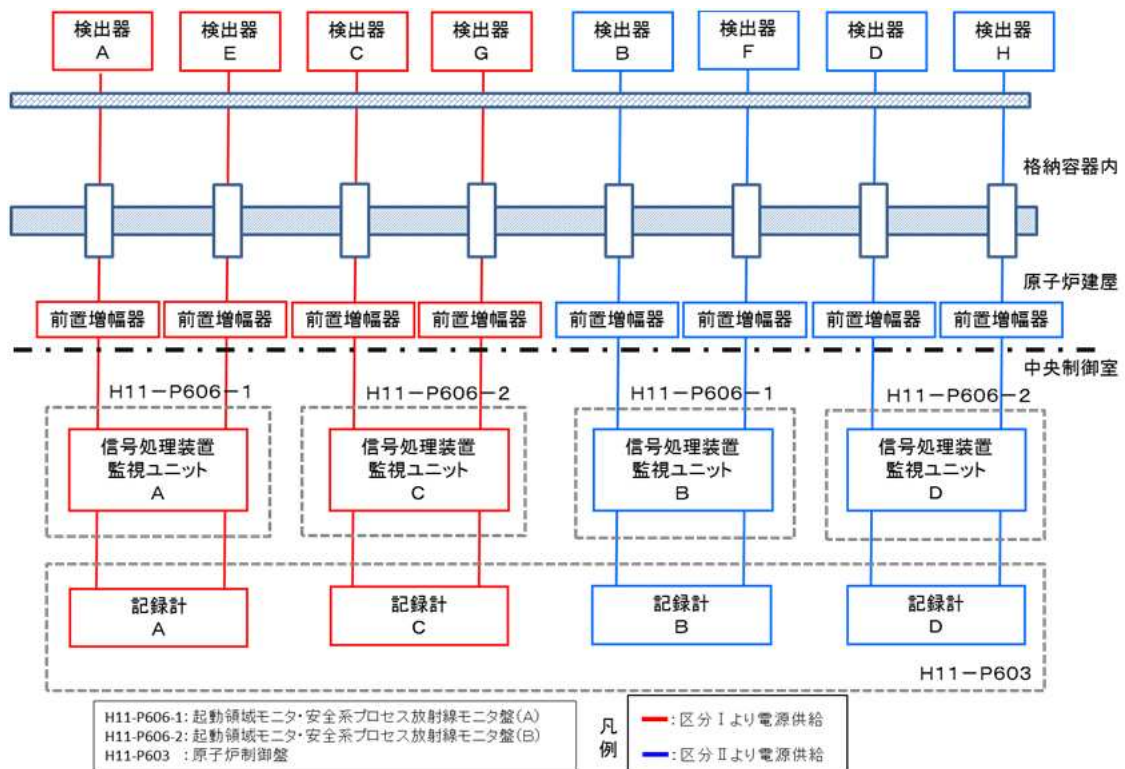
原子炉格納容器隔離の安全保護回路 系統概略図



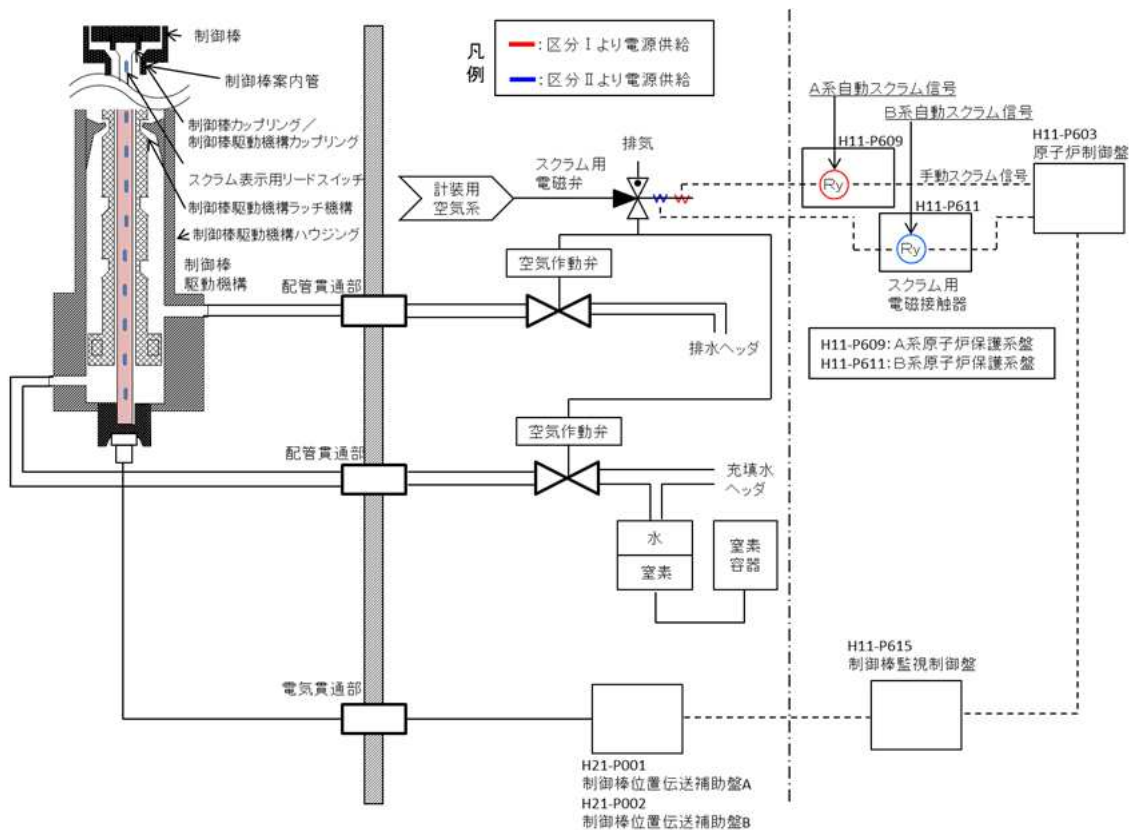
非常用ガス処理系作動の安全保護回路 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

No.	26
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 および 制御棒位置
多重性/多様性	起動領域モニタは2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>(1) 起動領域モニタおよび制御棒位置の検出器は炉内に設置しており，炉内の環境下において健全に動作するよう設計している。指示計，記録計および原子炉スクラム用電磁接触器については，中央制御室に設置しており，制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 起動領域モニタおよび原子炉スクラム用電磁接触器は耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 起動領域モニタはその区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，原子炉スクラム用電磁接触器と制御棒位置についても異なるエリアに配置している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因または従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，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）
容量	—
系統概略図	中性子束（起動領域モニタ）：添付 2-62 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 および 制御棒位置：添付 2-62



中性子束（起動領域モニタ） 系統概略図



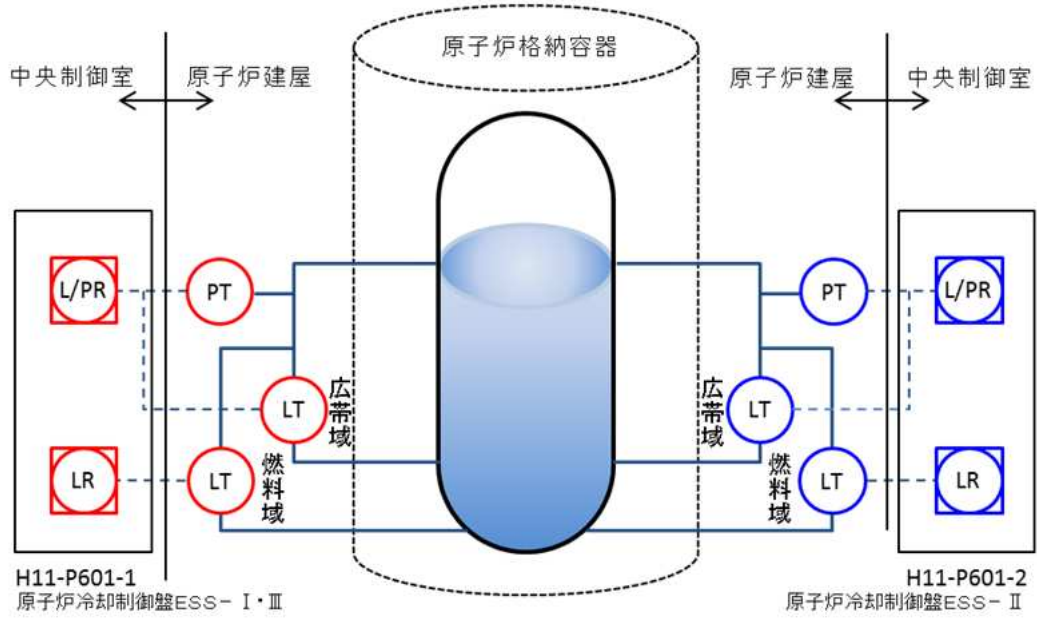
原子炉スクラム用電磁接触器の状態 および 制御棒位置 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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，燃料域）および原子炉圧力は、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。
独立性	<p>(1) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計の発信器は二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件である高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、記録計については、中央制御室に設置しており、制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また、それぞれ異なるエリアに設置しており、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉水位計（広帯域，燃料域）および原子炉圧力計のその区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源（直流電源系）についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記（1）～（3）により、共通要因または従属要因によって、すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
期間	事故時における炉心状態については、事故対応期間中、継続的に監視することから、使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	—
系統外略図	原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力：添付 2-64

【凡例】

- |          |               |
|----------|---------------|
| P- : 圧力  | — : 区分Ⅰより電源供給 |
| L- : 水位  | — : 区分Ⅱより電源供給 |
| -T : 発信器 |               |
| -R : 記録計 |               |



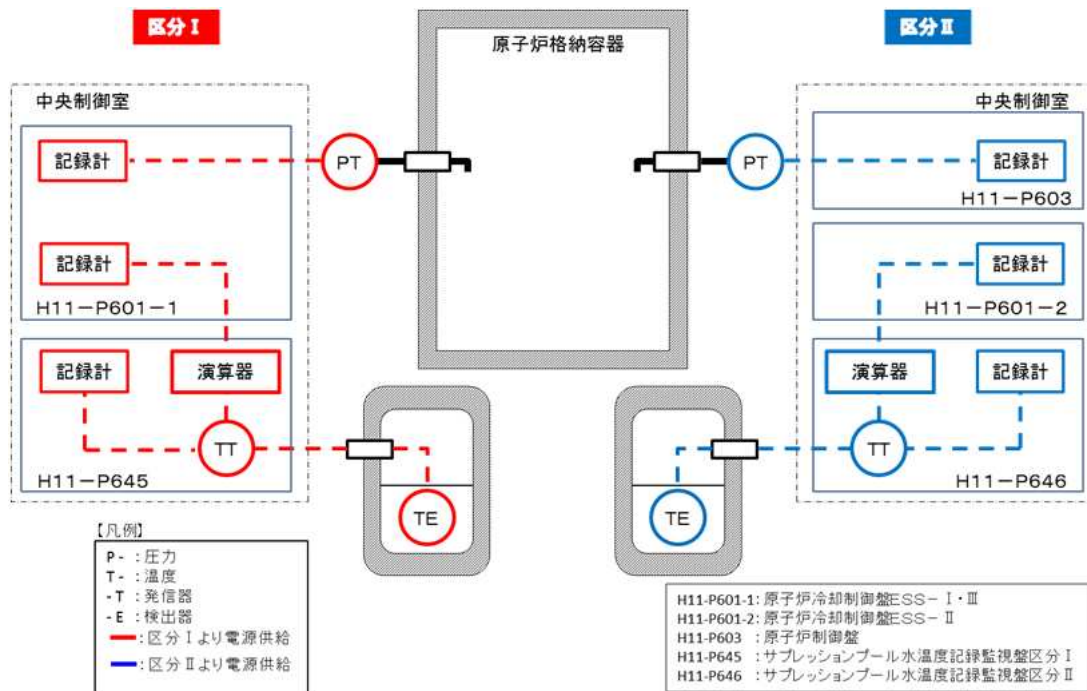
原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力 系統概略図



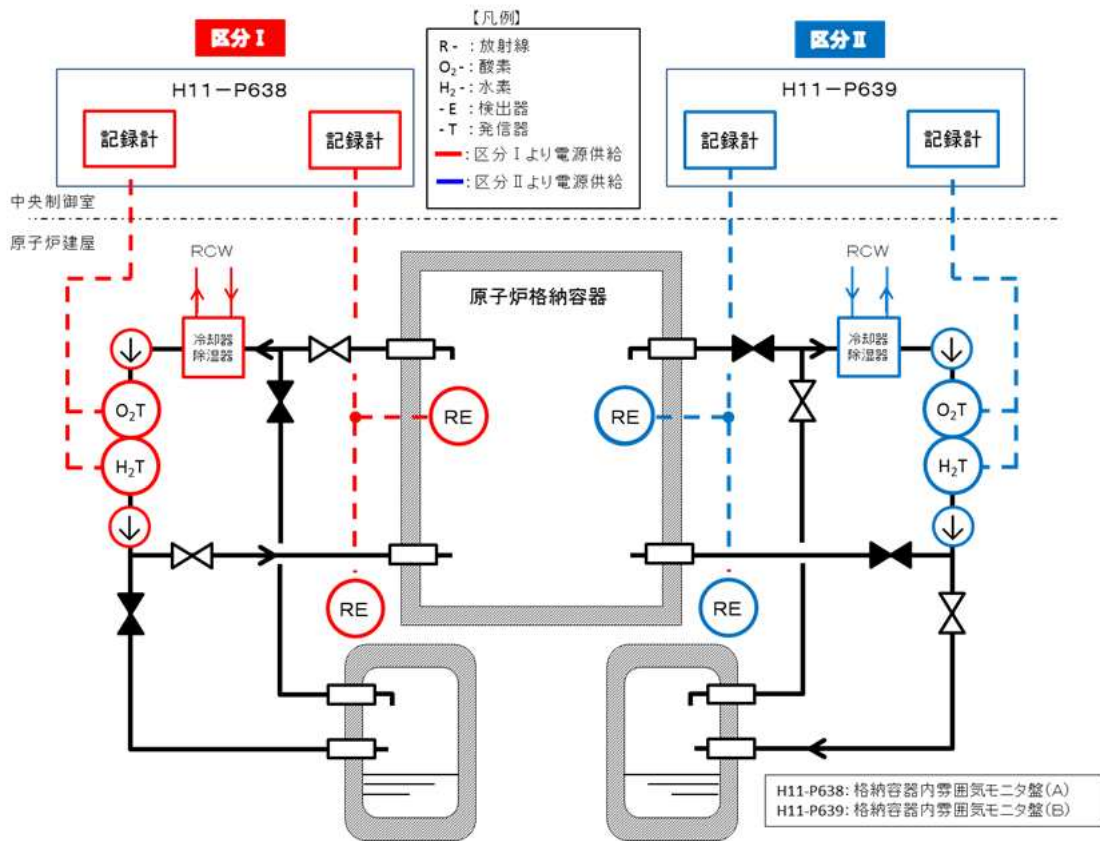
重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器圧力 サプレッションプール水温度 格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル） 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ</p>
多重性／多様性	<p>原子炉格納容器圧力、サプレッションプール水温度、格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）および気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。</p>
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器圧力、サプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は原子炉格納容器内、または二次格納施設内に設置しており、最も過酷な環境条件として、原子炉格納容器内の設備は原子炉冷却材喪失事故時、二次格納施設内の設備は高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また、記録計等は中央制御室に設置しており、制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタはタービン建屋に設置しており、タービン建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉格納容器圧力、サプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタはタービン建屋に設置しており、それぞれ異なるエリアに分離して配置している。</p> <p>(3) 原子炉格納容器圧力、サプレッションプール水温度および格納容器内雰囲気モニタ（放射線レベル）は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。</p> <p style="padding-left: 2em;">また、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系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは異なる区分の電源から供給されている。</p>

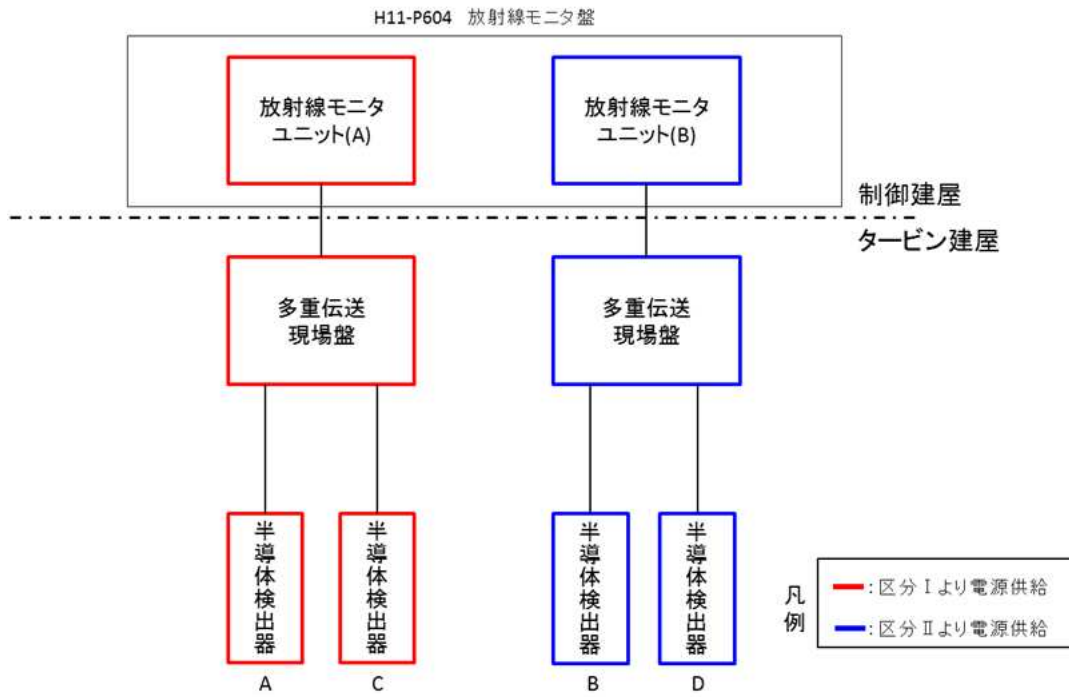
No.	28
安全機能	その機能を有する複数の系統があり，それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能
	----- 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
	上記（１）～（３）により，共通要因または従属要因によって，すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，独立性を有している。
期間	事故時における放射能閉じ込め状態の把握については，事故対応期間中，継続的に監視することから，使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	—
系統概略図	原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水温度：添付 2-67 格納容器内雰囲気モニタ：添付 2-67 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ：添付 2-68



原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水温度 系統概略図



格納容器内雰囲気モニタ 系統概略図



気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ 系統概略図

重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

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	<p style="text-align: center;">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 サプレッションプール水温度 格納容器内雰囲気モニタ（水素・酸素濃度） 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ</p>
多重性／多様性	<p>原子炉水位計（広帯域，燃料域），原子炉圧力計，原子炉格納容器圧力計，サプレッションプール水温度計および格納容器内雰囲気モニタ（水素・酸素濃度）計（以下、「原子炉水位計等」という。）並びに気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは、それぞれ2つの計装系により指示値を確認できることから多重性を有している。また、各々の系統において、異なる電源により計測している。</p>
独立性	<p>(1) 原子炉水位計等は原子炉格納容器内，または二次格納施設内に設置しており，最も過酷な環境条件として，原子炉格納容器内の設備は原子炉冷却材喪失事故時，二次格納施設内の設備は高エネルギー配管破断時において健全に動作するよう設計している。また，記録計等は中央制御室に設置しており，制御建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタはタービン建屋に設置しており，タービン建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉水位計等は何れも耐震Sクラス設備として設計している。また，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタはタービン建屋に設置しており，それぞれ異なるエリアに分離して配置している。</p> <p>(3) 原子炉水位計等は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。</p> <p style="padding-left: 2em;">また，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系統の故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p style="padding-left: 2em;">気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは異なる区分の電源から供給されている。</p>

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
	上記（１）～（３）により，共通要因または従属要因によって，すべての系統または機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，独立性を有している。
期間	事故時におけるプラント操作のための情報の把握については，事故対応期間中，継続的に監視することから，使用時間は24時間以上（長期間）とする。
容量	—
系統概略図	原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力：添付 2-64 原子炉格納容器圧力，サプレッションプール水温度：添付 2-67 格納容器内雰囲気モニタ：添付 2-67 気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタ：添付 2-68

## 静的機器の故障率について

## 1. 国内における故障率

単一設計としている静的機器の故障発生確率について、「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（2009年5月 有限責任中間法人 日本原子力技術協会）」における国内一般故障率（21カ年データ）時間故障率（平均値）のデータより整理した結果を表1に示す。また、表2に基とした国内一般故障率（21カ年データ）時間故障率（平均値）のデータを示す。

表1 女川2号機で単一設計としている静的機器の故障率

系 統	単一設計機器	口径等	故障率
非常用ガス処理系	フィルタ装置	—	9.9 E-9/h <sup>※1</sup>
	配管	300A	1.0 E-9/h
格納容器スプレイ系	スプレイ管	φ 267.4 φ 114.3	1.0 E-9/h
中央制御室換気空調系	再循環フィルタ装置	—	9.9 E-9/h <sup>※1</sup>
	ダクト	500×600 (代表)	1.0 E-9/h <sup>※2</sup>

※1：ストレーナ/フィルタ（純水等）のデータを示す。なお、両フィルタとも使用時の内部流体は空気や気体または揮発性の放射性物質であり、純水の場合と同様の故障率と判断した。

※2：配管（≧3インチ）のデータを示す。なお、対象である中央制御室換気空調系のダクトは配管と同様に流路の確保機能を有し、経年劣化事象も包絡されているため（配管：腐食、疲労割れ ダクト：腐食）配管の故障率データを用いて評価を行った。

表2 国内一般故障率（21カ年データ）時間故障率（平均値）抜粋

機 器		故障モード	故障率
静的機器	配管（≧3インチ）	リーク	1.0 E-9/h
		閉塞	3.2 E-10/h
	ストレーナ/フィルタ（純水等）	閉塞	9.9 E-9/h
動的機器	電動ポンプ（常用運転，純水）	継続運転失敗	1.1 E-6/h
	ファン/ブローア	継続運転失敗	6.0 E-7/h

国内における静的機器の故障率は動的機器の故障率に比べて低く、また、以降に示すとおり、国外においても同様の傾向を示している。

## 2. 国外における故障率

米国における故障率は NUREG/CR-6928<sup>※1</sup> で示されている。また、至近の故障率は NRC から公表<sup>※2</sup> されており、表 3 に示すとおり、配管は  $10^{-10}$ ~ $10^{-11}$  オーダー、フィルタは  $10^{-7}$ ~ $10^{-9}$  オーダー、ファンは  $10^{-3}$ ~ $10^{-5}$  オーダーであり、国内故障率と同様に動的機器に比べ静的機器の故障率は小さい。

※1 NUREG/CR-6928, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, February 2007.

※2 Industry Average Parameter Estimates (<http://nrcoe.inl.gov/resultsdb/AvgPerf/>)

表 3 NUREG/CR-6928 の故障率 (平均値)

	機器・故障モード	NUREG/CR-6928 <sup>※3</sup>	NRC 公表値	対象期間
静的 機器	<b>Pipe Emergency service water</b>			
	external leak small <sup>※1</sup>	6.89E-10[1/h-ft]	6.89E-10[1/h-ft]	NUREG : 1997-2004 公表値 : 1997-2004
	external leak large <sup>※2</sup>	1.38E-10[1/h-ft]	1.38E-10[1/h-ft]	
	<b>Pipe Non-Emergency service water</b>			
	external leak small <sup>※1</sup>	2.53E-10[1/h-ft]	2.53E-10[1/h-ft]	NUREG : 1997-2004 公表値 : 1997-2004
	external leak large <sup>※2</sup>	2.53E-11[1/h-ft]	2.53E-11[1/h-ft]	
動的 機器	<b>Filter</b>			
	Plugged	9.86E-08[1/h]	3.10E-07[1/h]	NUREG : 1997-2004 公表値 : 1997-2004 <sup>※4</sup>
	external leak small	—	1.40E-07[1/h]	
	external leak large	—	9.80E-09[1/h]	
	<b>Fan (Standby)</b>			
	fail to start	2.89E-03[1/h]	8.42E-04[1/h]	NUREG : 1998-2002 公表値 : 1998-2010
fail to run for 1 hour of operation	1.91E-03[1/h]	1.07E-03[1/h]		
fail to run after 1 hour of operation	1.11E-04[1/h]	4.54E-05[1/h]		

※1 external Leak Small : 1 to 50 gpm

※2 external Leak Large : > 50 gpm

※3 1/h-ft : 単位時間・単位長さあたりの故障率

※4 対象プラント, 故障モードを拡張

また、EPRI の EPRI TR-1019194 「Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment」及び②EPRI TR-3002000079 「Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments Revision 3」が発行されており、以下に示すとおり配管破断の可能性は低いことがわかる。





## 格納容器スプレイ機能喪失時の代替機能について

## 1. 解析条件

原子炉冷却材喪失時においては、再冠水後に非常用炉心冷却系である低圧注水系（LPCI）による注水から、格納容器スプレイ系への切替を事故発生 15 分後に行う。この切替時に、スプレイ流量の多いドライウェル側のスプレイ管に全周破断の単一故障を想定した（サブレーションプール側のスプレイ管は健全）。切替後においては、残留熱除去系 2 系統が使用でき、単一故障想定を行った格納容器スプレイ系の他に、他の 1 系統を用いて、サブレーションプール冷却が行える。

ここでは、1 系統が格納容器スプレイをドライウェル側のスプレイ管が全周破断した状態で継続し、さらに 1 系統がサブレーションプールの冷却モードで運転している条件で解析を実施した。解析条件を表 1 に示す。

## 2. 解析評価結果

解析の結果、表 2 に示すとおり、スプレイリングに全周破断がある状態で 1 系統で注水を継続した場合にくらべ、格納容器の最高使用温度（D/W：171℃，S/C：104℃）に対し余裕が大きくなっている。

この結果から、格納容器スプレイ系については、代替性があると考ええる。

表 1 解析条件

項目	解析条件
事故条件	再循環配管の瞬時完全破断
原子炉出力	2,540MWt（定格熱出力の約 105%）
静的機器の故障	ドライウェルスプレイ管の全周破断
格納容器スプレイ流量	約 1,160 m <sup>3</sup> /h
格納容器スプレイ開始	事象発生 15 分後
サブレーションプール冷却モード投入	事象発生 15 分後
原子炉格納容器自由体積	ドライウェル空間部：約 7900 m <sup>3</sup> ウェットウェル空間部：約 4700 m <sup>3</sup>
格納容器初期圧力	5kPa[gage]
ドライウェル初期温度	57℃
サブレーションプール水量	約 2800 m <sup>3</sup>
サブレーションプール初期水温	32℃

表2 解析結果

項目	解析結果		判断基準
	D/Wスプレィ全周破断 S/Cスプレィ健全 S/C冷却	D/Wスプレィ全周破断 S/Cスプレィ全周破断	
原子炉格納容器最高温度	約 146 °C	約 146 °C	171°C
原子炉格納容器最高圧力	約 330 kPa[gage]	約 330 kPa[gage]	435kPa[gage]
サブプレッションプール水最高水温	約 74 °C	約 97 °C	104°C
サブプレッションプール最高圧力	約 210 kPa[gage]	約 210 kPa[gage]	435kPa[gage]

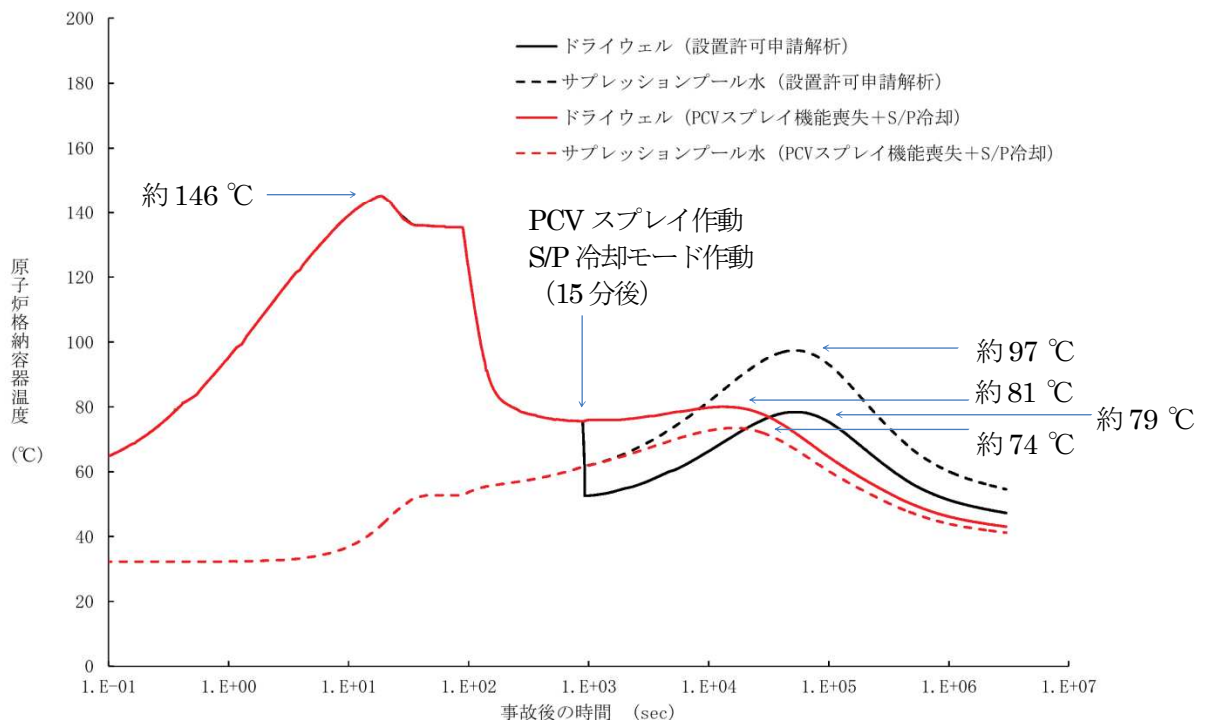
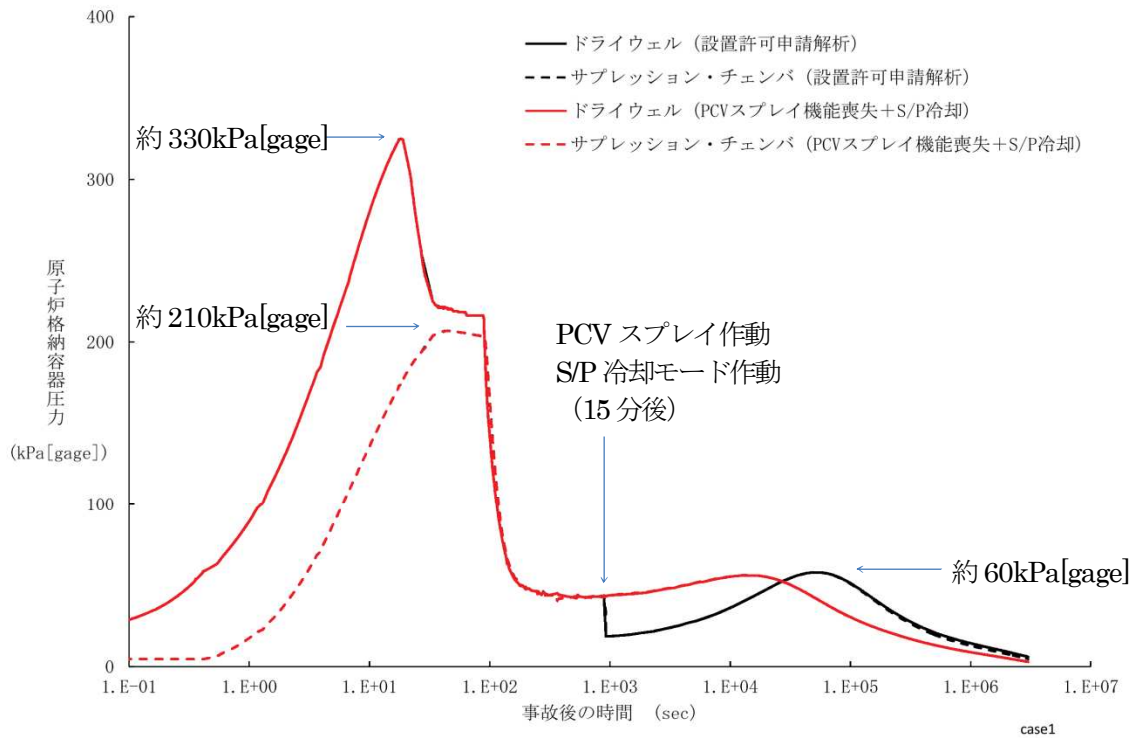


図1 原子炉格納容器健全性解析結果 (サブプレッションプール冷却モード作動)

## 中央制御室換気空調系の静的機器単一故障時の運転員線量評価

## 1. 故障箇所の想定

当該系統の単一設計箇所は再循環フィルタ装置およびダクトの一部である。損傷モードを考えるうえで、人為的なもの<sup>※1</sup>及び使用環境において想定し難いもの<sup>※2</sup>については除外し、経年劣化メカニズムに基づく<sup>※3</sup>破損モードを以下のとおり抽出した。

- 再循環フィルタ装置：閉塞
- ダクト：全周破断

※1 意図的なダクトへの異物混入など

※2 養生ビニールによる吸気口の閉塞などが想定されるが、こうした事象は運用・管理により健全性を担保しているものである。なお、実運用においては、仮置き物品管理および定期的なサーベランスならびに現場パトロールによる状態保全により、健全性を担保しており、長期間の使用において発生する故障の要因とならない。

※3 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2011（追補 2）別冊（（社）日本原子力学会）」より

- 再循環フィルタ装置に想定される経年劣化事象：腐食，閉塞，性能劣化
- ダクトに想定される経年劣化事象：腐食，疲労割れ

## (2) 線量評価において仮定する損傷モード

中央制御室換気空調系の静的機器単一故障に係る影響評価において仮定する単一故障は、想定される損傷モードのうち運転員の被ばくの観点から最も過酷なものとする。図 1 に故障を想定する箇所の考え方を示す。

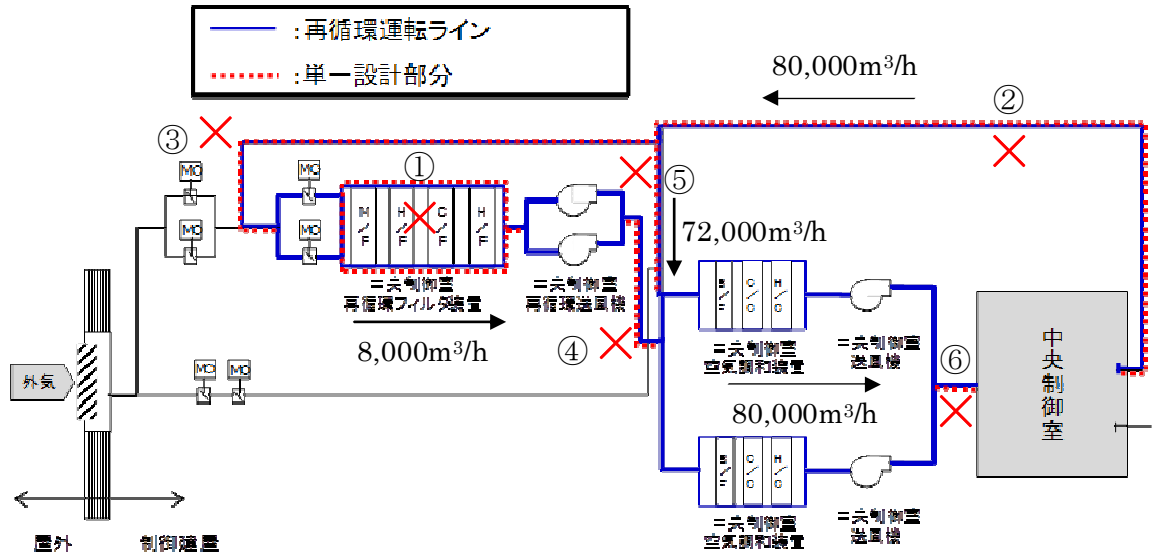
再循環フィルタ装置閉塞の場合は中央制御室換気空調系の機能喪失を想定し、ダクト全周破断の場合は、設計で考慮している外気リークイン量に加え、送風機の 100%容量に相当する外気が破断箇所から再循環フィルタ装置をバイパスした状態で中央制御室内に流入すると想定した。

## (3) 線量評価

## a. 原子炉冷却材喪失時（仮想事故）における再循環フィルタ装置閉塞時の線量評価

評価条件については、原子炉冷却材喪失時（仮想事故）において、事故発生 1 日後から 30 日間について、再循環フィルタ装置の閉塞により、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について表 1 および表 2 に示す。

運転員の線量は、実効線量で約 1.7mSv となり、基準である 100 mSv を満足することを確認した。評価結果を表 3 および表 4 に示す。



- ①：フィルタの閉塞により、よう素除去機能が喪失し、中央制御室の雰囲気は外気と同じ状態となる。（フィルタ閉塞時の評価ケース）
- ②：設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、送風機の 100% 容量 (80,000 m<sup>3</sup>/h) に相当する外気が系統内に流入する。（ダクト破断時の評価ケース）
- ③：設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、再循環送風機の 100% 容量 (8,000 m<sup>3</sup>/h) に相当する外気がフィルタを通過して系統内に流入する。（評価結果は②に包絡される）
- ④：設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、再循環送風機の 100% 容量 (8,000 m<sup>3</sup>/h) に相当する外気がフィルタを通過せず系統内に流入する。（評価結果は②に包絡される）
- ⑤：設計で考慮している外気リークイン量に加え、全周破断箇所から、送風機のほぼ 100% 容量 (72,000 m<sup>3</sup>/h) に相当する外気が系統内に流入する。（評価結果は②に包絡される）
- ⑥：全周破断により中央制御室に送風されないため、中央制御室の雰囲気は外気同様になる。（評価結果は①と同じ）

図 1 単一故障箇所の選定（中央制御室換気空調系の場合）

表 1 線量評価条件 (原子炉冷却材喪失時 (仮想事故))

項 目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失 (仮想事故)
原子炉熱出力	2,540MWt (定格熱出力の約 105%)
原子炉運転時間	2000 日
事故後, 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内, 原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減 (分配係数)	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5 回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30 日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件 (室内作業時)	$\chi/Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012 年 1 月～2012 年 12 月の気象データに基づき〕※1 〔NISA 内規※2に従って評価された相対濃度, 相対線量〕
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 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ I-132 : $3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-133 : $4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ I-134 : $1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-135 : $9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5 直 3 交替

※1 気象データの妥当性について別添 2 に示す。

※2 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)

表2 線量評価条件（中央制御室換気空調系）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> (1,2号炉合計)
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～1日：8,000 m <sup>3</sup> /h 1日～30日：0 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～1日：90 % 1日～30日：0 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h
外気リークイン量	14,000 m <sup>3</sup> /h (1回/h <sup>*</sup> )
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室再循環フィルタ装置閉塞

※ 空気流入率試験結果 (0.21回/h) を基に保守的に設定 (別添3参照)

表3 大気中に放出される放射エネルギー  
(原子炉冷却材喪失時 (仮想事故) -再循環フィルタ装置閉塞)

項 目	評価結果
よう素の放出量 (I-131 等価量)	約 $3.1 \times 10^{14}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $1.7 \times 10^{16}$ Bq

表4 線量評価結果  
 (原子炉冷却材喪失時 (仮想事故) -再循環フィルタ装置閉塞)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からγ線による中央制御室内での被ばく	約 $5.7 \times 10^{-2}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $4.2 \times 10^{-2}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $8.1 \times 10^{-1}$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $9.1 \times 10^{-1}$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのγ線による入退域での被ばく	約 $7.1 \times 10^{-1}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $5.4 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.7 mSv



- b. 原子炉冷却材喪失時（仮想事故）におけるダクト全周破断時の線量評価  
 評価条件については、原子炉冷却材喪失時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室換気空調系のダクトが全周破断することで、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について表5および表6に示す。  
 運転員の線量は、実効線量で約1.7mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を表7および表8に示す。

表5 線量評価条件（原子炉冷却材喪失時（仮想事故））

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
原子炉熱出力	2,540MWt（定格熱出力の約105%）
原子炉運転時間	2000日
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉内蓄積量の内 希ガス 100% よう素 50%
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 10% 無機よう素 90%
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内、原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%
原子炉格納容器スプレイ水等による低減（分配係数）	無機よう素 100 希ガス・有機よう素については考慮しない
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
非常用ガス処理系の換気率	0.5回/day
非常用ガス処理系のよう素除去効率	95%
事故の評価期間	30日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件（室内作業時）	$\chi/Q : 1.4 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 5.7 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012年1月～2012年12月の気象データに基づき〕※1 〔NISA内規※2に従って評価された相対濃度、相対線量〕
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 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ I-132 : $3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-133 : $4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ I-134 : $1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-135 : $9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5直3交替

※1 気象データの妥当性について別添2に示す。

※2 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）

表6 線量評価条件（中央制御室換気空調系）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～30日：8,000 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～30日：90 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h
外気リークイン量	0～1日：14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h <sup>※</sup> ） 1～30日：94,000 m <sup>3</sup> /h
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室換気空調系ダクト全周破断

※ 空気流入率試験結果（0.21回/h）を基に保守的に設定（別添3参照）

表7 大気中に放出される放射エネルギー  
（原子炉冷却材喪失時（仮想事故）ーダクト全周破断）

項 目	評価結果
ヨウ素の放出量 （I-131 等価量）	約 3.1×10 <sup>14</sup> Bq
希ガスの放出量 （γ線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 1.7×10 <sup>16</sup> Bq

表8 線量評価結果  
 (原子炉冷却材喪失時 (仮想事故) -ダクト全周破断)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からγ線による中央制御室内での被ばく	約 $5.7 \times 10^{-2}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $4.2 \times 10^{-2}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $8.6 \times 10^{-1}$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのγ線による入退域での被ばく	約 $7.1 \times 10^{-1}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $5.4 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $7.6 \times 10^{-1}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.7 mSv

c. 主蒸気管破断時（仮想事故）における再循環フィルタ装置閉塞時の線量評価

評価条件については、主蒸気管破断時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室再循環フィルタ装置の閉塞により、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について表9および表10に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.9mSvとなり、基準である100 mSvを満足することを確認した。評価結果を表11および表12に示す。

表9 線量評価条件（主蒸気管破断時（仮想事故））

項目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt（定格熱出力の約105%）
原子炉運転時間	2000日
事故後、燃料から原子炉压力容器水中に追加放出される核分裂生成物の量	希ガス 100% 有機よう素 10% 無機よう素 90%
有機よう素が加水分解等で減少した後、気相部に放出される割合	10%
無機よう素等が気相部にキャリーオーバーされる割合	2%
主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 1%
主蒸気隔離弁閉止後に冷却材中に放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 99%
主蒸気隔離弁閉止後の蒸気漏えい率	120%/d（無限期間）
タービン建屋内の無機よう素等の沈着割合	0%
事故の評価期間	30日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件（室内作業時）	$\chi/Q : 2.0 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 7.8 \times 10^{-18} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012年1月～2012年12月の気象データに基づき〕 <sup>※1</sup> 〔NISA内規 <sup>※2</sup> に従って評価された相対濃度，相対線量〕
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5直3交替

※1 気象データの妥当性について別添2に示す。

※2 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）

表 10 線量評価条件（中央制御室換気空調系）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> (1,2号炉合計)
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～1日：8,000 m <sup>3</sup> /h 1日～30日：0 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～1日：90 % 1日～30日：0 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h
外気リークイン量	14,000 m <sup>3</sup> /h (1回/h <sup>*</sup> )
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室再循環フィルタ装置閉塞

※ 空気流入率試験結果 (0.21回/h) を基に保守的に設定 (別添3参照)

表 11 大気中に放出される放射エネルギー  
(主蒸気管破断事故時 (仮想事故) -再循環フィルタ装置閉塞)

項 目	評価結果	
	主蒸気隔離弁 閉止前	主蒸気隔離弁 閉止後
ヨウ素の放出量 (I-131等価量)	約 $3.0 \times 10^{11}$ Bq	約 $4.6 \times 10^{11}$ Bq
希ガスの放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV換算)	約 $3.0 \times 10^{12}$ Bq	約 $1.9 \times 10^{13}$ Bq
ハロゲン等の放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV換算)	約 $1.2 \times 10^{13}$ Bq	約 $1.3 \times 10^{12}$ Bq

表 12 線量評価結果  
 (主蒸気管破断事故時 (仮想事故) -再循環フィルタ装置閉塞)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	⑥ 原子炉建屋内の放射性物質から $\gamma$ 線による中央制御室内での被ばく	約 $6.1 \times 10^{-3}$ mSv
	⑦ 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $8.7 \times 10^{-3}$ mSv
	⑧ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.8 \times 10^0$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $1.8 \times 10^0$ mSv
入退域	⑨ 原子炉建屋内の放射性物質からの $\gamma$ 線による入退域での被ばく	約 $1.5 \times 10^{-3}$ mSv
	⑩ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $6.5 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $6.7 \times 10^{-2}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.9 mSv

d. 主蒸気管破断時（仮想事故）におけるダクト全周破断時の線量評価

評価条件については、主蒸気管破断時（仮想事故）において、事故発生1日後から30日間について、中央制御室換気空調系のダクトが全周破断することで、中央制御室内の雰囲気が悪化した場合の運転員の線量について評価した。評価条件について表13および表14に示す。

運転員の線量は、実効線量で約1.8mSvとなり、基準である100mSvを満足することを確認した。評価結果を表15および表16に示す。

表13 線量評価条件（主蒸気管破断時（仮想事故））

項目	評価条件
原子炉熱出力	2,540MWt（定格熱出力の約105%）
原子炉運転時間	2000日
事故後、燃料から原子炉圧力容器水中に追加放出される核分裂生成物の量	希ガス 100% 有機よう素 10% 無機よう素 90%
有機よう素が加水分解等で減少した後、気相部に放出される割合	10%
無機よう素等が気相部にキャリーオーバーされる割合	2%
主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 1%
主蒸気隔離弁閉止後に冷却材中に放出される核分裂生成物の割合	追加放出された核分裂生成物の内 99%
主蒸気隔離弁閉止後の蒸気漏えい率	120%/d（無限期間）
タービン建屋内の無機よう素等の沈着割合	0%
事故の評価期間	30日
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件（室内作業時）	$\chi/Q : 2.0 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ $D/Q : 7.8 \times 10^{-18} \text{ Gy/Bq}$ 〔2012年1月～2012年12月の気象データに基づき〕 <sup>※1</sup> 〔NISA内規 <sup>※2</sup> に従って評価された相対濃度、相対線量〕
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 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m <sup>3</sup> /h
直交代	5直3交替

※1 気象データの妥当性について別添2に示す。

※2 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）

表 14 線量評価条件（中央制御室換気空調系）

項 目	評価条件
事故時における外気取り込み方法	外気連続少量取込
中央制御室換気空調設備処理空間容積	14,000 m <sup>3</sup> （1,2号炉合計）
再循環フィルタ装置流量	0分～20分：0 m <sup>3</sup> /h 20分～30日：8,000 m <sup>3</sup> /h
チャコールフィルタ効率	0分～20分：0 % 20分～30日：90 %
事故時外気取り込み量	500 m <sup>3</sup> /h
外気リークイン量	0～1日：14,000 m <sup>3</sup> /h（1回/h <sup>*</sup> ） 1～30日：94,000 m <sup>3</sup> /h
事故時運転モードへの切替時間	20分
静的機器の単一故障	中央制御室換気空調系ダクト全周破断

※ 空気流入率試験結果（0.21回/h）を基に保守的に設定（別添3参照）

表 15 大気中に放出された放射エネルギー  
（主蒸気管破断事故時（仮想事故）ーダクト全周破断）

項 目	評価結果	
	主蒸気隔離弁 閉止前	主蒸気隔離弁 閉止後
ヨウ素の放出量 （I-131等価量）	約 $3.0 \times 10^{11}$ Bq	約 $4.6 \times 10^{11}$ Bq
希ガスの放出量 （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 $3.0 \times 10^{12}$ Bq	約 $1.9 \times 10^{13}$ Bq
ハロゲン等の放出量 （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算）	約 $1.2 \times 10^{13}$ Bq	約 $1.3 \times 10^{12}$ Bq



表 16 線量評価結果  
 (主蒸気管破断事故時 (仮想事故) -ダクト全周破断)

被ばく経路		評価結果
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からγ線による中央制御室内での被ばく	約 $6.9 \times 10^{-3}$ mSv
	② 大気中へ放出された放射性物質による中央制御室での被ばく	約 $8.7 \times 10^{-3}$ mSv
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^0$ mSv
	小計 (①+②+③)	約 $1.7 \times 10^0$ mSv
入退域	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのγ線による入退域での被ばく	約 $1.5 \times 10^{-3}$ mSv
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 $6.5 \times 10^{-2}$ mSv
	小計 (④+⑤)	約 $6.7 \times 10^{-2}$ mSv
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 1.8 mSv

## 原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率について

原子炉建屋原子炉棟は、事故時には非常用ガス処理系によって負圧に保たれており、建屋外へは非常用ガス処理系により 50%/日で換気される。しかし、非常用ガス処理系が停止した場合、原子炉建屋原子炉棟は、建屋の周辺の風速によって外との差圧が生じ、放射性物質を含む空気が直接建屋外へ流出する。

建屋差圧は、外気風速に影響され、例えば風速が大きいほど差圧も大きくなり、建屋からの漏えい空気量も増加する。以下①式に、建屋の外気風速と建屋差圧の関係を示す。

$$\Delta P[\text{kg/m}^2] = -C \times \rho \times V^2 / 2 \quad \text{※ } 1\text{kg/m}^2 = 1\text{mmH}_2\text{O} \quad \dots \text{①}$$

$\Delta P$  : 風荷重/建屋差圧 ( $\text{kg/m}^2$ )

$C$  : 風力係数 (-0.4)

$\rho$  : 空気密度 ( $\text{kg}\cdot\text{s}^2/\text{m}^4$ )  $\rightarrow 0.125$  (大気圧 101kPa, 大気温 15°C)

$V$  : 風速 (m/s)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に圧力差と流量の一般の相関式を②に示す。原子炉建屋原子炉棟は、建屋負圧 6.4mmH<sub>2</sub>O で漏えい率が 50%/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は③のようになる。

$$Q \text{ (m}^3\text{/s)} \propto \sqrt{\Delta P [\text{mmH}_2\text{O}]} \quad \dots \text{②}$$

$$f \text{ (回/日)} = 0.5 \text{ 回/日} \times \sqrt{\frac{\Delta P [\text{mmH}_2\text{O}]}{6.4 [\text{mmH}_2\text{O}]}} \quad \dots \text{③}$$

$f$  : 実風速時の漏えい率

$\Delta P$  : 実風速時の建屋差圧

外気風速によって実際に生じる漏えい率 ( $f$ ) は、女川原子力発電所の敷地内で観測した気象条件を用い、評価前提の風速を設定する必要があるため、安全解析に用いる 2012 年 1 月～12 月の観測結果から、累積頻度が 97%にあたる風速 4.6m/s を選定した。

風速が 4.6m/s の場合の漏えい率は、①および③式より、約 0.15 回/日となるため、保守的に 0.2 回/日として原子炉建屋原子炉棟からの漏えい率を設定した。

## 安全解析に用いる気象条件の見直しについて

今回、設置許可基準規則の適合性を評価するにあたり、安全解析に用いる気象条件について、その妥当性を確認した。この結果、表 1～表 6 に示すとおり、これまで、安全解析に用いてきた 1991 年 11 月から 1992 年 10 月までの 1 年間の気象条件は、至近 10 年間の気象観測結果による検定の結果、棄却数が多くなっていることから、今回の申請に合わせ、安全解析に用いる気象条件の見直しを行った。

今回、新たに採用した 2012 年 1 月から 2012 年 12 月まで 1 年間の気象条件については、至近 10 年間の気象観測結果による検定を行い、敷地内の代表性の確認を行っている。この結果について表 1 および表 6～9 に示す。

## (1) 検定方法

## a. 検定に用いた観測記録

本居住性評価では、保守的に地上風（地上高 10m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、地上高 10m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測記録を用いて検定を行った。

## b. データ統計期間

統計年 : 2002 年 1 月～2011 年 12 月（10 年間）  
検定年（従来） : 1991 年 11 月～1992 年 10 月（1 年間）  
検定年（今回） : 2012 年 1 月～2012 年 12 月（1 年間）

## c. 検定方法

F 分布検定

## (2) 検定結果

表 2～5 に従来 of 気象条件の検定結果を、表 6～9 に今回用いた気象条件の検定結果を示す。

従来、安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 17 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 5 個であった。

一方、今回新たに安全解析に用いた気象条件については、地上高 10m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 1 個であり、地上高 71m での観測点では 28 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目は無かったことから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

表1 異常年検定結果

検定年	観測点	観測項目	検定結果
1991年11月～ 1992年10月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 9
		風速出現頻度	棄却数 8
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却数 5
		風速出現頻度	棄却なし
2012年1月～ 2012年12月	地上高 10m	風向出現頻度	棄却数 1
		風速出現頻度	棄却なし
	地上高 71m	風向出現頻度	棄却なし
		風速出現頻度	棄却なし

表2 棄却検定表（風向）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）  
 測定器：風車型風向風速計  
 統計期間：2002年 1月～2011年12月  
 検定年：1991年11月～1992年10月  
 (%)

統計年 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	3.32	9.19	3.58	×
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	3.97	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	7.22	5.29	1.84	×
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	3.61	7.67	3.81	×
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	2.94	7.67	3.98	×
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	4.02	3.56	1.59	×
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	5.76	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	3.34	2.41	1.46	×
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	4.62	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	6.55	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	7.61	17.60	9.14	×
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.23	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	12.67	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	18.84	17.44	6.52	×
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	4.11	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	3.20	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○

表3 棄却検定表（風速）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）  
 測定器：風車型風向風速計  
 統計期間：2002年 1月～2011年12月  
 検定年：1991年11月～1992年10月  
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	3.98	7.17	3.28	○
0.5~1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	25.93	43.16	29.25	×
1.5~2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	29.84	32.21	26.68	○
2.5~3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	16.85	18.85	12.76	○
3.5~4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	9.94	9.89	5.95	×
4.5~5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	5.79	5.23	1.47	×
5.5~6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	3.58	2.31	0.41	×
6.5~7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	2.35	0.97	-0.05	×
7.5~8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	1.03	0.43	-0.11	×
8.5~9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.48	0.17	-0.07	×
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.23	0.07	-0.03	×

表4 棄却検定表（風向）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.41	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.45	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	6.98	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	4.28	8.16	4.95	×
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	4.90	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	2.33	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	4.27	3.87	1.57	×
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	3.90	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	4.26	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	8.97	6.49	3.64	×
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	6.67	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	7.01	6.92	3.77	×
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.83	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	18.58	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	9.44	17.59	12.58	×
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	2.89	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○

表5 棄却検定表（風速）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：1991年11月～1992年10月

(%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年度 1991	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.83	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	7.71	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	12.48	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.76	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	13.48	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.97	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	9.28	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	6.77	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.35	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.51	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.87	16.22	10.13	○

表6 棄却検定表（風向）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風向	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○	
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○	
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○	
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○	
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○	
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○	
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○	
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○	
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×	
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○	
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○	
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○	
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○	
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○	
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○	
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○	
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○	

表7 棄却検定表（風速）（地上高10m）

観測場所：敷地内A点（標高70m，地上高10m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風速(m/s)	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○	
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○	
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○	
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○	
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○	
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○	
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○	
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○	
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○	
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○	
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○	

表8 棄却検定表（風向）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風向	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○	
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○	
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○	
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○	
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○	
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○	
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○	
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○	
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○	
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○	
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○	
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○	
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○	
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○	
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○	
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○	
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○	

表9 棄却検定表（風速）（地上高71m）

観測場所：敷地内B点（標高175m，地上高71m）

測定器：風車型風向風速計

統計期間：2002年1月～2011年12月

検定年：2012年1月～2012年12月

(%)

風速(m/s)	統計年											平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	上限			下限		
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○	
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○	
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○	
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○	
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○	
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○	
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○	
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○	
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○	
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○	
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○	



## 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）に基づき、女川原子力発電所 2 号炉の中央制御室について平成 20 年 2 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.21 回/h（±0.0054（95%信頼限界値））である。試験結果は表 1 のとおり。

表 1. 中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内 容		
試験日程	平成 20 年 2 月 23 日～平成 20 年 2 月 25 日 (試験時のプラント状態： 1 号機定検中, 2 号機運転中)		
試験の特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2 プラント 1 中央制御室</li> <li>・ 1 区画</li> </ul>		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ : (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	－ 11.0～11.4%	
	B系	－ 9.6～8.0%	
試験手法	原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法のうち 基本的な試験手法 / <u>全サンプリング点による試験手法</u> にて実施。		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の ± 10%以内か。	×	
	決定係数 R <sup>2</sup> が 0.90 以上であること。	○	
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。	—	1 区画で構成されている
	②特異点の除外が、1 時点の全測定データ個数の 10%以内であること。	—	特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立 入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記 し、運転員へ周知すること。	—	特定の区画を除外せず、全ての区画を包含 するリーク率で評価 している	
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は 95%信頼限界値)	決定係数 R <sup>2</sup>
	A系	0.21 回/h (±0.0054)	0.98
	B系	0.16 回/h (±0.0049)	0.97
特記事項			