

東海第二発電所

静的機器の単一故障について

平成 26 年 10 月
日本原子力発電株式会社

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	2
2. 静的機器の単一故障	3
2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出	3
2.2 静的機器の基準適合性確認	5

添付資料

添付 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表	
添付 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表	
添付 3 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 4 設計基準事故で期待するプラント操作のための情報の把握機能について	
添付 5 静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について	
添付 6 静的機器単一故障時の格納容器冷却機能代替性確認評価	
添付 7 修復作業の成立性に関する検討について	
添付 8 配管及びダクトの内部点検の実施状況について	
添付 9 小規模破損の検知及び修復について	
添付 10 中央制御室換気系の外気取入ライン故障時の影響について	
添付 11 故障・トラブル情報の活用について	

< 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。）の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設のうち、静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	追加要求事項
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。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化

1.2 追加要求事項に対する適合性

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

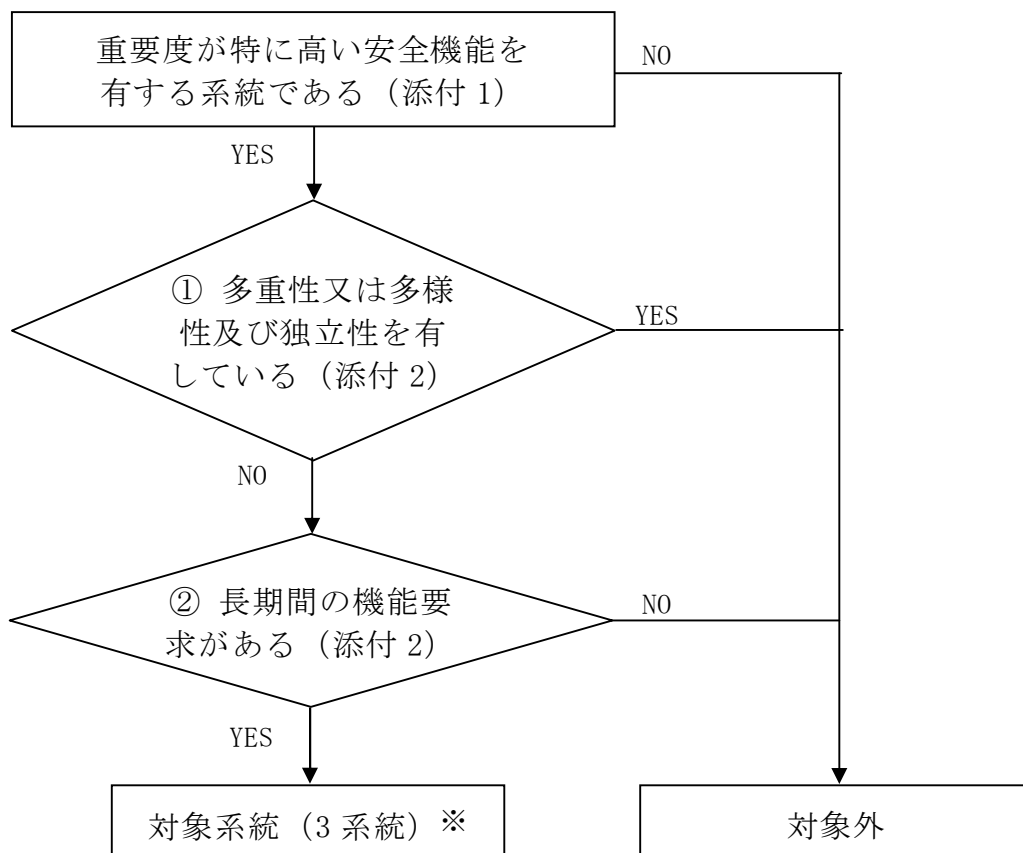
ただし、長期間の使用が想定される系統については、想定される最も過酷な条件下においてもその故障が安全上支障のない時間内に除去若しくは修復ができることが確実な場合には、必ずしも単一故障を仮定しない。更に、その故障の発生確率が極めて小さいことを合理的に説明できる場合、あるいは、その故障を仮定しても、他の系統を用いて当該機能を代替できることを安全解析等によって確認できる場合には、必ずしも多重性又は多様性を備えた設計としない。

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、非常用所内電源系として非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台並びに蓄電池を設け、重要度の特に高い安全機能を有する系統に必要な容量を持つ設計とする。

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機器の抽出

東海第二発電所において、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 時間以上若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。



※ 現有設備では、ディーゼル発電機の燃料系である軽油貯蔵タンクが 1 基 (単一設計) であるが、今回の申請において軽油貯蔵タンクを 2 基に変更し、多重性を有する設計とする。

抽出に当たっては、設置許可基準規則の解釈第 12 条第 3 項の表に規定された安全機能を有する系統を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する電

気・機械装置の重要度分類指針」(JEAG4612-2010)及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(JEAG4611-2009)に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付1に示す。

添付1で選定した系統について、多重性又は多様性及び独立性の有無並びに長期間にわたる要求の有無について整理した。整理した結果を添付2に示す。

添付2で整理した結果に基づき、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時間以上若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以下の3系統を抽出した。

(1) 原子炉建屋ガス処理系

- ・単一設計箇所：配管の一部

(2) 格納容器スプレイ冷却系(残留熱除去系)

- ・単一設計箇所：スプレイヘッド(サブプレッション・チェンバ側)

(3) 中央制御室換気系

- ・単一設計箇所：ダクトの一部

2.2 静的機器の基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に以下の記載がある。

- 5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。

また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

上記内容から、単一故障を仮定しなくてもよい場合及び多重性の要求が適用されない場合の条件は以下のとおりとなる。

- ① 単一故障が想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
- 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。
- ③ 単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、

他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

2.1 で抽出した静的機器について、①～③の条件に照らして基準適合性を確認した結果、第 2-1 表に示すとおりとなった。

第 2-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧

系統	対象機器	適合条件		
		①	②	③
原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	—	—
格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）	スプレイヘッダ （サプレッション・チェンバ側）	—	—	○
中央制御室換気系	ダクトの一部	○	—	—

基準への適合性について、詳細を以降に示す。

(1) 原子炉建屋ガス処理系

a. 設備概要

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、原子炉建屋（原子炉棟）（以下「原子炉建屋」という。）内に設置している。事故時に原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合に、原子炉建屋から外部へ放散される放射性物質を吸着し、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させる。

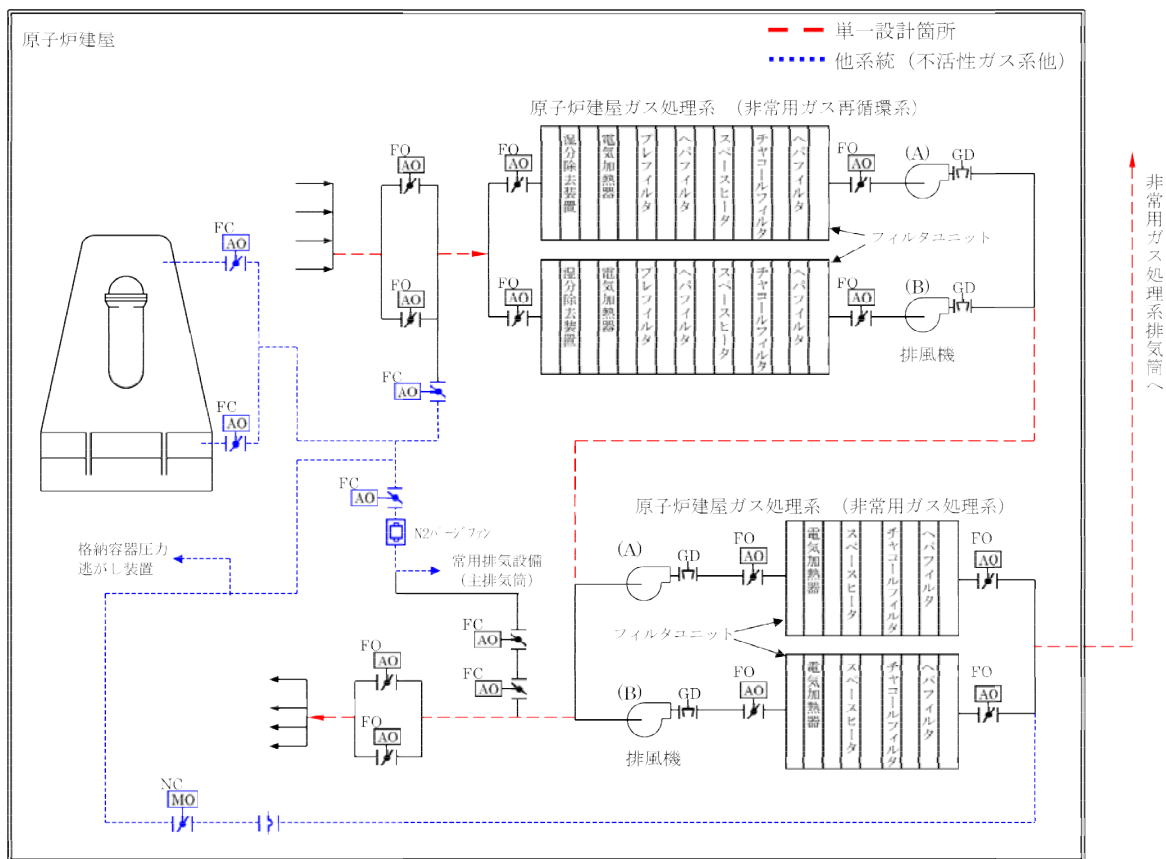
非常用ガス再循環系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタユニット、排風機及び弁などから構成されており、原子炉建屋内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。

非常用ガス処理系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタユニット、排風機及び弁などから構成されており、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、排気筒と隣接して同じ高さまで設置している非常用ガス処理系排気筒を通して、大気へ放出させ、原子炉建屋を負圧に保つ。

本系統の機器は耐震Sクラスで設計している。

原子炉建屋ガス処理系は、第2-1図に示すとおり、配管の一部は単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該配管の仕様を第2-2表に示す。



第 2-1 図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図

第 2-2 表 配管仕様表

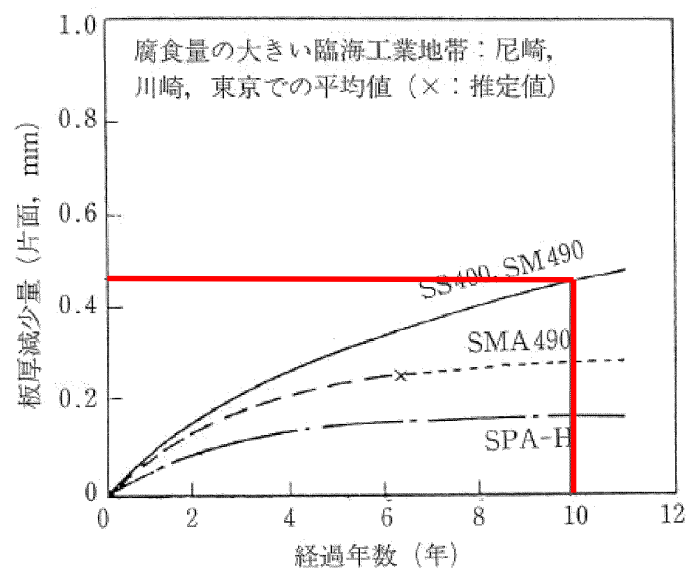
機器		最高使用 圧力 (MPa[gage])	最高使用 温度(℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
非常用ガス 再循環系 配管	吸込側	0.014	72	609.6 406.4	12 9.5	SM41A SM41B
	吐出側	0.014	72	609.6	12	SM41A
非常用ガス 処理系配管	吸込側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B
	吐出側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B

※外面塗装

b. 対象機器の影響評価

(a) 故障の可能性

炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果(第 2-2 図)によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。この減肉量は配管肉厚（最小 9.5 mm）に対して十分小さいことから、配管は十分な信頼性を有している。



第 2-2 図 我が国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
(社団法人腐食防食協会「腐食・防食ハンドブック」に加筆)

第 2-3 表に示すとおり、配管の外観点検を定期的に行っており、有意な腐食が発生していないことを確認している。

また、第 2-4 表に示すとおり、保安規定に基づく定期試験により、系統の健全性を確認している。

これらにより、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2-3 表 配管点検内容

機器	想定される 経年劣化事象	点検内容
配管	腐食	外観点検 き裂，変形，腐食，塗装の剥離等の 有意な異常がないことを目視にて確 認する。

第 2-4 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
原子炉建屋ガス処理系 手動起動試験	非常用ガス再循環系ファン，非常用ガス処理 系ファンを起動し，系統流量が必要流量以上 で正常に運転できることを確認する。

(b) 故障の仮定

原子炉建屋ガス処理系配管の一部について，影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり，当該配管については軽微な腐食程度しか考えられず，運転条件，環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても，全周破断の発生は考えられない。

しかしながら，系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から，全周破断を仮定する。

なお，原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており，大きな異物が系統に流入することはない，配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

(c) 仮定した故障による影響評価

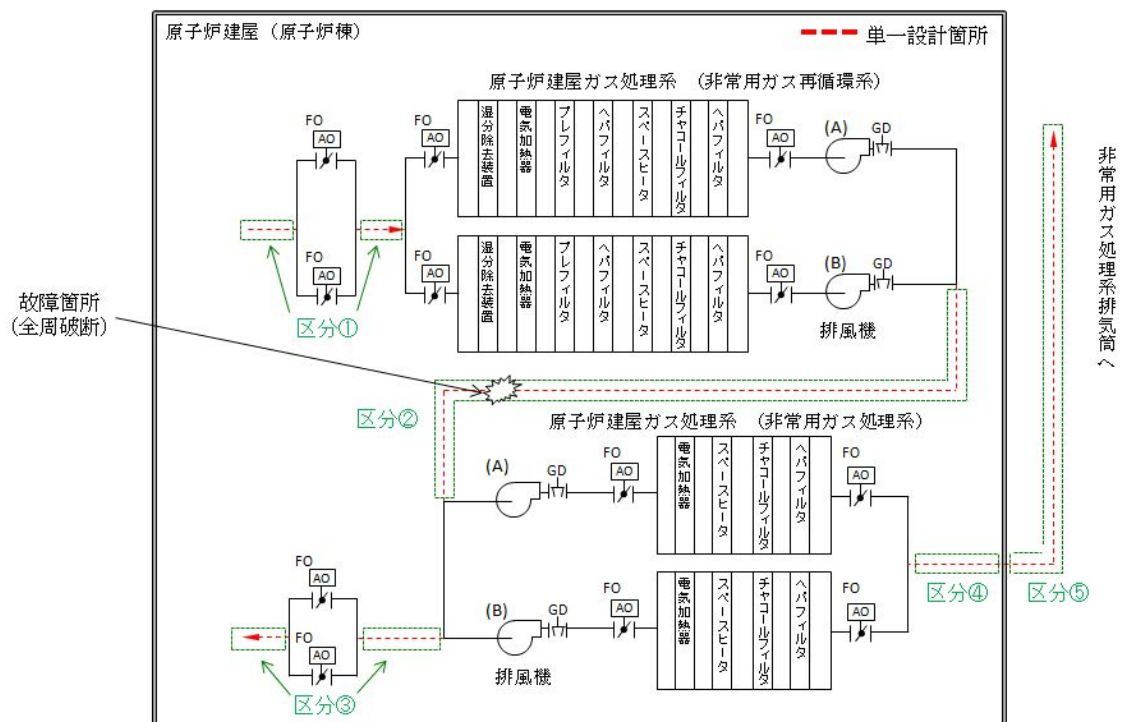
原子炉建屋ガス処理系は，事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に，原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで，原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減さ

せるものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、非居住区域境界外の被ばく評価を行う。

前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、原子炉建屋ガス処理系の機能を期待している原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下とする。

i) 故障箇所の想定

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第2-3図に故障想定箇所の概要を示す。



第 2-3 図 故障想定箇所概要図

区分① 非常用ガス再循環系吸気配管

区分② 非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管

区分③ 非常用ガス再循環系戻り配管

区分④ 非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋内）

区分⑤ 非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋外）

区分①：配管の全周破断を想定しても、破断口からの吸気により非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが高所から環境に放出されることになるため、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

区分②：配管の全周破断を想定すると、破断口から原子炉建屋内の雰囲気ガスが、直接非常用ガス処理系に流入することになる。非常用ガス処理系は非常用ガス再循環系で処理したガスが入ることを前提としているため、評価に当たっては、非常用ガス処理系が停止することを仮定する。したがって、非常用ガス再循環系が原子炉建屋内のガスを処理し続けるものの、非常用ガス処理系の停止により、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなり、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響が大きくなる。

区分③：配管の全周破断を想定しても、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の運転に影響を与えないことから、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

区分④：配管の全周破断を想定すると、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理したガスは原子炉建屋内に放出されることとなり、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィル

タを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなるが、非常用ガス処理系の運転が継続されるため、区分②と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

区分⑤：配管の全周破断を想定した場合、排気筒放出から地上放出になるが、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが原子炉建屋外に排気されるため、区分④と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

以上より、評価上最も厳しくなる区分②を、保守的に故障想定箇所とする。

ii) 故障の発生時期

故障が発生する時期は、設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき、事故発生から 24 時間後とする。

iii) 評価条件

(ア) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2-5 表に示す。

第 2-5 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	(事故発生～24時間) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出] (24時間以降) 非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	(実効放出継続時間※) [事故発生～24時間] ・希ガス：10時間 ・よう素：20時間 [24時間以降] ・希ガス：140時間 ・よう素：210時間 (相対線量 (D/Q)) [事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) [24時間以降] 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) (相対濃度 (χ/Q)) [事故発生～24時間] 8.9×10^{-7} (s/m³) [24時間以降] 7.0×10^{-6} (s/m³)	(実効放出継続時間) ・希ガス：24時間 ・よう素：24時間 (相対線量 (D/Q)) 4.5×10^{-20} (Gy/Bq) (相対濃度 (χ/Q)) 8.0×10^{-7} (s/m³)

※：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

(イ) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で静的機器の単一故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2-6 表に示す。

第 2-6 表 評価条件の比較（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	（事故発生～24時間） 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出] （24時間以降） 非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	（実効放出継続時間※） ・希ガス：10時間 ・よう素：1時間 （相対線量（D/Q）） [事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) [24時間以降] 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) （相対濃度（χ/Q）） [事故発生～24時間] 2.0×10^{-6} (s/m³) [24時間以降] 2.4×10^{-5} (s/m³)	（実効放出継続時間） ・希ガス：15時間 ・よう素：5時間 （相対線量（D/Q）） 5.1×10^{-20} (Gy/Bq) （相対濃度（χ/Q）） 2.0×10^{-6} (s/m³)

※：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

iv) 評価結果

(ア) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第 2-7 表に示すとおり約 1.0×10^{-2} mSv であり、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2-7 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項 目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 4.0×10^{12} Bq
	地上放出	約 3.2×10^{12} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 4.8×10^9 Bq
	地上放出	約 1.4×10^{11} Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 8.2×10^{-4} mSv	約 1.8×10^{-4} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 9.6×10^{-3} mSv	約 3.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋内からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 5.7×10^{-5} mSv	約 5.7×10^{-5} mSv
	合 計	約 1.0×10^{-2} mSv	約 2.7×10^{-4} mSv

(イ) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下について単一設計箇所での静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第 2-8 表に示すとおり約 $5.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2-8 表 評価結果の比較（燃料集合体の落下）

項 目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 $2.4 \times 10^{14} \text{Bq}$	約 $3.1 \times 10^{14} \text{Bq}$
	地上放出	約 $7.7 \times 10^{13} \text{Bq}$	—
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 $6.0 \times 10^{10} \text{Bq}$	約 $6.1 \times 10^{10} \text{Bq}$
	地上放出	約 $2.0 \times 10^{10} \text{Bq}$	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 $5.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $1.6 \times 10^{-2} \text{mSv}$
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv}$	約 $1.7 \times 10^{-3} \text{mSv}$
	合 計	約 $5.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $1.8 \times 10^{-2} \text{mSv}$

c. 故障箇所の修復

(a) 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視しており、各区分の配管に全周破断が発生した場合は、パラメータの変動や現場確認にて破断箇所の特定は可

能である。

区分①：中央制御室での確認（系統流量変動，原子炉建屋差圧変動，エリアモニタの指示値変動），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

区分②：中央制御室での確認（系統流量変動，原子炉建屋差圧変動，エリアモニタの指示値変動），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

区分③：中央制御室での確認（系統流量変動，原子炉建屋差圧変動，エリアモニタの指示値変動），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

区分④：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ指示値変動，系統流量変動，原子炉建屋差圧変動），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

区分⑤：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ指示値変動），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

また，原子炉建屋内の現場確認の範囲は限定（約13m×約44m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約150mSv/hであるため数十分程度は現場確認可能である。さらに，必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認を継続することも可能である。なお，警報機能付個人線量計の着用による線量管理，必要に応じて全面マスク等の防護具の着用，サーベイメータによる雰囲気線量率の確認を行うことで線量低減を図ることが可能である。

(b) 修復性

配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

修復用資機材は発電所構内に保管する計画とする。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し、チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート、クランプ等）を取り付ける。

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

更に具体的な手順については、今後社内規程として整備するとともに、作業体制の確立を図ることとする。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要な隔離作業は排風機の電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

(c) 修復作業での被ばく評価

原子炉建屋ガス処理系の配管修復を行う際の前提を、条件が厳しくなる燃料集合体の落下として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から20日後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を4時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ですりフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 52mSv となり、緊急作業時の線量限度（100mSv）以下となることを確認した。評価結果を第 2-9 表に示す。

第 2-9 表 配管修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率（mSv/h）	実効線量（mSv）
配管修復（全周破断）	約13	約52

d. 総合評価

原子炉建屋ガス処理系の配管のうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される格納容器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が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定される配管の全周破断を仮定した。

これまでの評価により、設計基準事故時において、非居住区域境界外での被ばくによる実効線量の評価値及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は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。

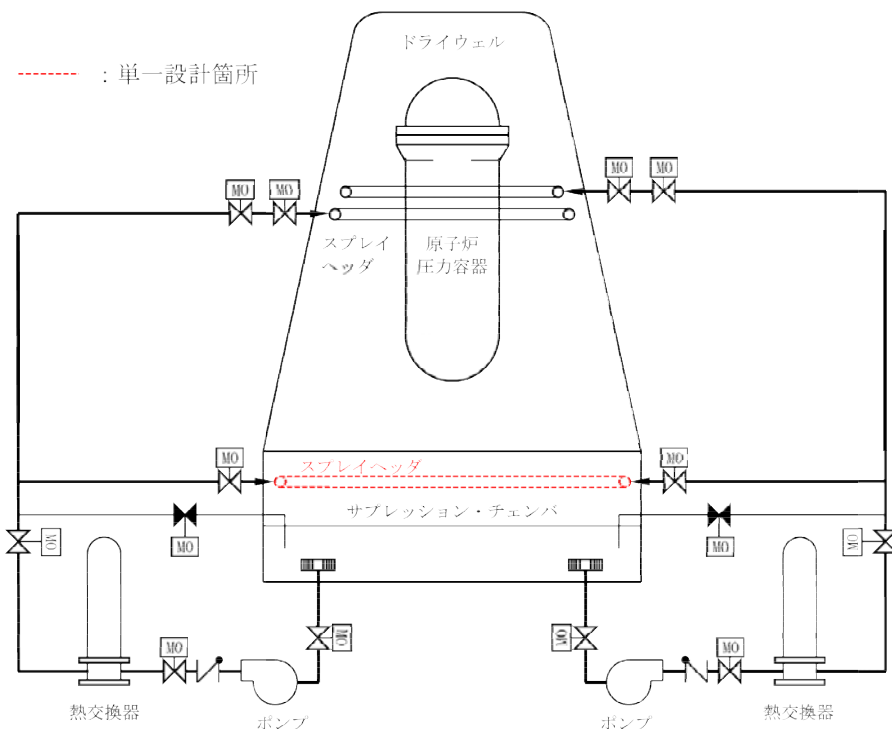
(2) 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）

a. 設備概要

残留熱除去系の運転モードの一つである格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失後にサブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、格納容器の温度、圧力を低減させるとともに、格納容器内に浮遊している放射性物質が格納容器外に漏えいするのを抑制する機能を有する。本系統の流量のうち、約 95%がドライウエル内に、残りの約 5%がサブプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

本系統の機器は耐震 S クラスで設計している。

格納容器スプレイ冷却系は、第2-4図に示すとおり、スプレイヘッダ(サブプレッション・チェンバ側)については単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。当該スプレイヘッダの仕様を第2-10表に示す。



第 2-4 図 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）系統概要図

第 2-10 表 スプレイヘッド仕様

機器	最高使用 圧力 (MPa[gage])	最高使用 温度(℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
スプレイヘッド(サブプレ ッション・チェンバ側)	3.45	76.7	114.3	6	SA-333 Gr. 6 (炭素鋼)

※外面塗装

b. 対象機器の影響評価

(a) 故障の可能性

前述の炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。また、プラント運転中のサブプレッション・チェンバは窒素置換により酸素濃度を低減していることから、腐食速度は更に低いと考えられ、スプレイヘッドは十分な信頼性を有している。

(b) 故障の仮定

格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については、上述のとおり軽微な腐食程度しか想定されず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、全周破断の発生は考えにくい。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。

なお、以下の理由によりスプレイヘッドに閉塞事象が発生することはない。

- ・ 水源であるサブプレッション・プールにはストレーナ（孔径 2.0

mm) が設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径 (4.4mm) に対して十分小さい。また、サプレッション・プールについては、塗装状態の確認や異物混入状況の確認を実施している。

- ・ 系統内における異物として、脱落した機器の内部部品や配管内のクラッドが想定される。機器の内部部品については弁の弁体、ポンプのインペラが考えられるが、これらは多重化された範囲内に設置されており、形状的に各機器内に留まるためスプレイヘッドを閉塞させることはない。また、当該系統はテストラインを使った定期試験により水を循環運転させていることから、スプレイノズルを閉塞させるようなクラッドの発生はない。

なお、サプレッション・チェンバスプレイラインの隔離弁からスプレイヘッドまでの配管はサプレッション・チェンバとつながっており、プラント運転中は窒素置換され酸素濃度を低減した環境となっている。

(c) 仮定した故障による影響評価

格納容器スプレイ冷却系は、事故時に上昇する格納容器の圧力、温度を低減するものであることから、単一設計箇所の静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として格納容器の圧力、温度の評価を行う。

前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、格納容器スプレイ冷却系の機能を期待している原子炉冷却材喪失とする。

i) 故障箇所の想定

スプレイヘッドはリング状になっており、スプレイヘッドのどの部位に全周破断を想定しても同じ評価結果となる。

ii) 故障の発生時期

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替は、事故後15分であることから、故障が発生する時間は、設置許可基準規則の解釈第12条第5項に基づき、事故発生から15分後とする。

iii) 評価条件

スプレイヘッダが全周破断した場合であっても、熱交換器で冷却したプール水が、破断口よりサブプレッション・チェンバ内に注水されることとなる。原子炉冷却材喪失において、ドライウエルに放出された蒸気は、サブプレッション・プール内で凝縮されるため、サブプレッション・チェンバにおいては、スプレイと注水で圧力及び温度の挙動に大きな相違はなく、評価結果への影響は小さい。

しかしながら、評価上は保守的に破断口から注水される水がサブプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

原子炉冷却材喪失における、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第2-11表に示す。

第2-11表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

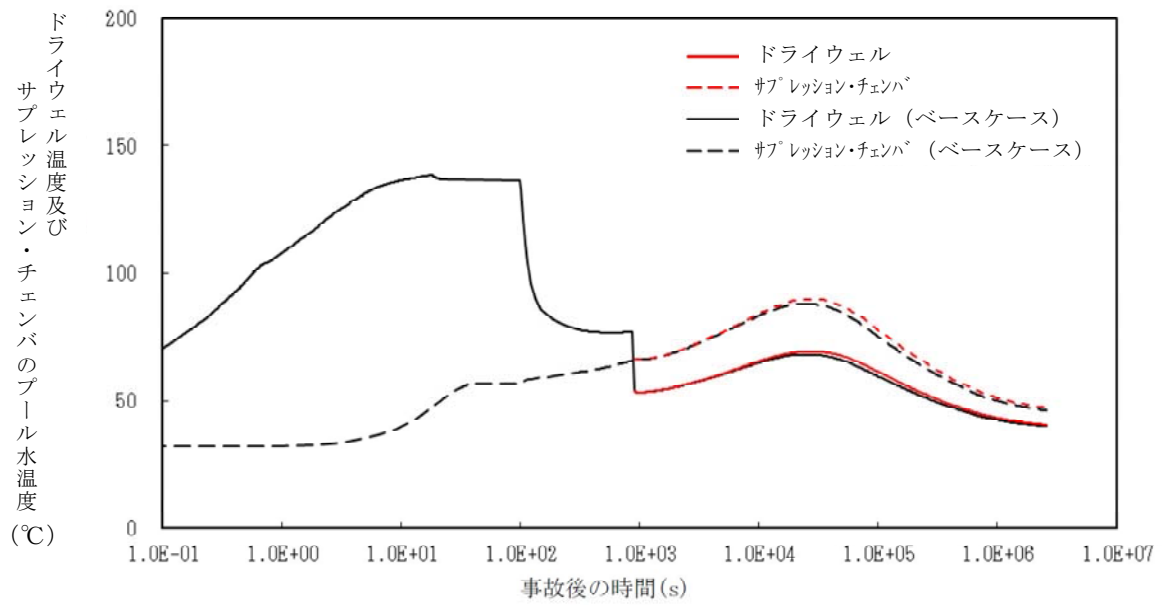
項目	影響評価	ベースケース
格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッション・チェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サブプレッション・チェンバ側：5%
作動系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却1系統

iv) 評価結果

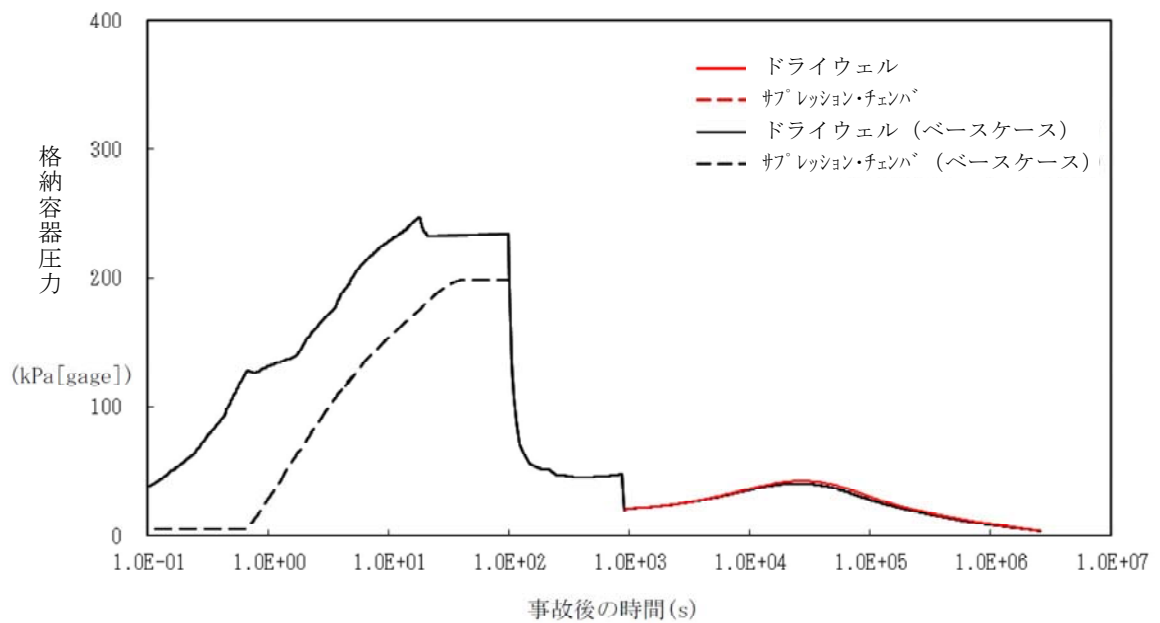
第 2-12 表, 第 2-5 図及び第 2-6 図に示すとおり, 仮に単一設計箇所であるスプレイヘッダ (サプレッション・チェンバ側) の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても, 格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。

第 2-12 表 評価結果の比較 (原子炉冷却材喪失)

項 目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度 (°C)	約 139	約 139	171
ドライウエル最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	310
サプレッション・チェンバ プール水最高水温 (°C)	約 90	約 88	104
サプレッション・チェンバ 最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	310



第 2-5 図 評価結果 (格納容器温度)



第 2-6 図 評価結果 (格納容器圧力)

c. 機能の代替性

静的機器であるスプレイヘッドの故障を考慮した場合には、本来、動的機器の故障を考慮する必要がなく、残留熱除去系 2 系統の作動に期待できる。

格納容器の冷却機能における代替性を確認する観点から、単一故障としてスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を想定し、残留熱除去系 2 系統の作動に期待する解析を実施した。

評価条件及び評価結果を添付 6 に示す。

当該評価結果より、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）に単一故障が発生し、機能喪失したとしても、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで、格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、単一故障としての想定は、既設置許可で実施している動的機器の単一故障を想定する評価の方が、静的機器の単一故障を想定する評価に比べて保守的であることを確認した。

d. 総合評価

格納容器スプレイ冷却系の単一設計箇所について、当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を仮定した。結果として、単一設計箇所の機能喪失を仮定しても格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えることはなく、残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで格納容器の冷却機能を代替できることを

確認した。また，動的機器の単一故障を想定する既設置許可の保守性を確認した。

(3) 中央制御室換気系

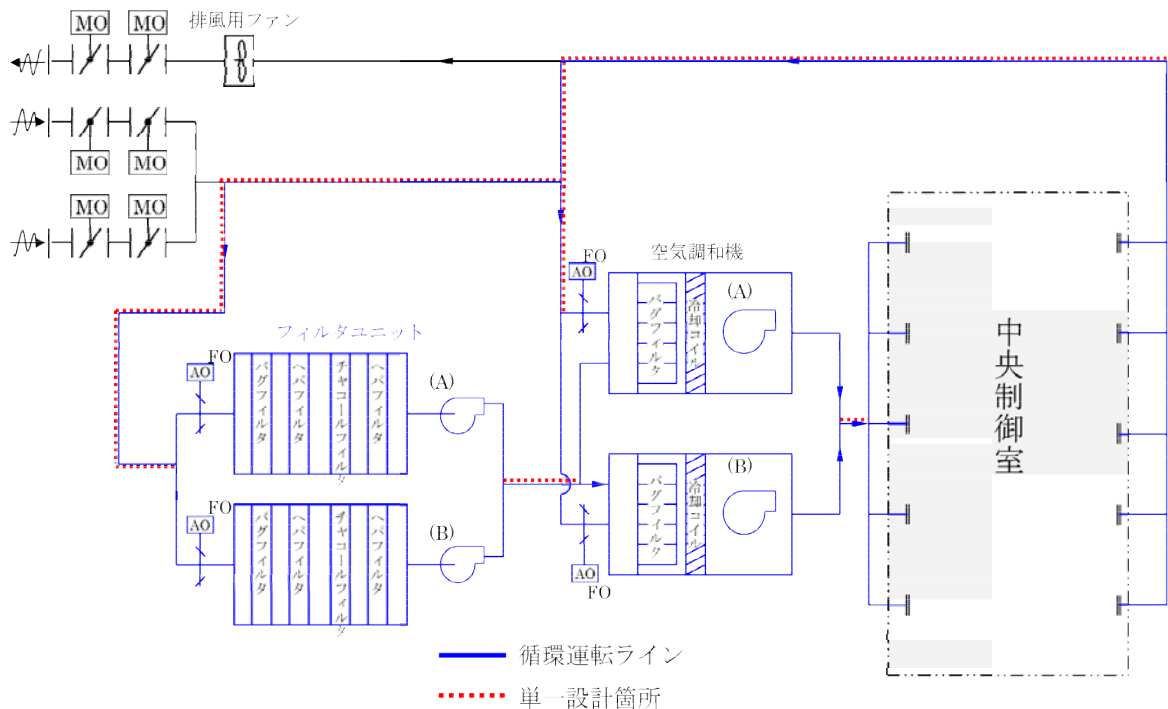
a. 設備概要

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する。

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

中央制御室換気系は、第2-7図に示すとおり、ダクトの一部が単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該ダクトの仕様を第2-13表に示す。



第 2-7 図 中央制御室換気系系統概要図

第 2-13 表 ダクト仕様

機器	運転圧力 (kPa[gage])	運転温度 (°C)	厚さ (mm)	材料※
ダクト	0.98 以下	10～40	0.6～1.2 等	亜鉛鉄板

※塗装なし

b. 対象機器の影響評価

(a) 故障の可能性

ダクトは第 2-14 表に示す内容で、外観点検を定期的に行っており、有意な腐食は発生していないことを確認している。

また、第 2-15 表に示す内容で、保安規定に基づく定期試験により、系統の健全性を確認している。

これにより、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2-14 表 配管点検内容

機器	想定される 経年劣化事象	点検内容
ダクト	腐食	外観点検 各部に有意な腐食・破損がないこと を目視にて確認する。

第 2-15 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
中央制御室非常用循環系 手動起動試験	中央制御室換気系（非常用循環系）を手動 で起動させ、各部に異常のないことを確認 する。

(b) 故障の仮定

中央制御室換気系ダクトの一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり、当該ダクトについては健全性を確保しており、軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全

周破断を仮定する。

なお、中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。

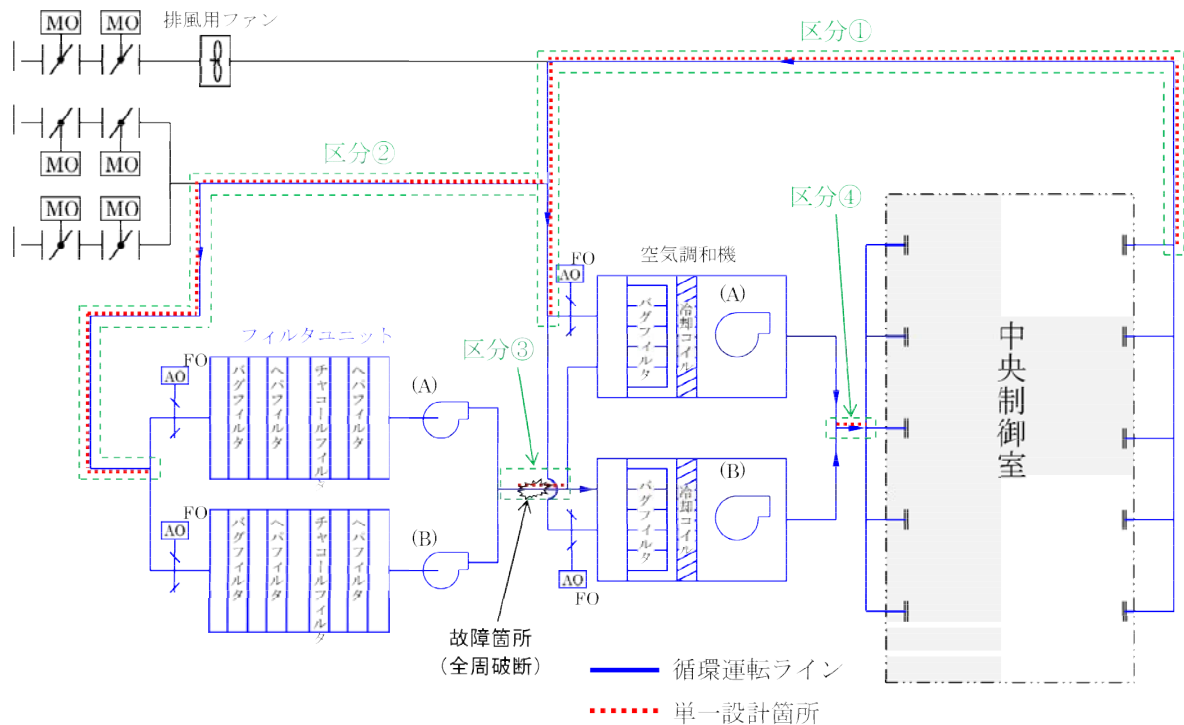
(c) 仮定した故障による影響評価

中央制御室換気系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去することにより、運転員の被ばくを低減するものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、運転員の被ばく評価を行う。

運転員の被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）（以下「内規」という。）に従い実施することとし、前提とする事故については、内規に示される、主蒸気管破断（仮想事故）及び原子炉冷却材喪失（仮想事故）を評価対象とする。

i) 故障箇所の想定

中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第 2-8 図に故障想定箇所の概要を示す。



第 2-8 図 故障想定箇所概要図

- 区分① 中央制御室からの戻りダクト
- 区分② フィルタユニットの吸込みダクト
- 区分③ フィルタユニットー空気調和機の連絡ダクト
- 区分④ 中央制御室への給気ダクト

区分① : ダクトの全周破断箇所から、空気調和機の容量 (42,500 m^3/h) に相当する外気が流入するが、フィルタユニットの排風機の容量 (5,100 m^3/h) に相当する空気がフィルタ処理され、系統

に戻されるため、区分③と比べて、運転員の被ばく評価への影響は小さい。

区分②：ダクトの全周破断を想定しても、破断口から流入した外気はフィルタユニットを通過し、処理された空気が中央制御室に送風されることから、運転員の被ばく評価への影響は小さい。

区分③：ダクトの全周破断箇所から、フィルタユニットで処理した空気の全量（ $5,100 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が系統外に流出し、フィルタを通過しない外気のみが中央制御室に送風されることになるため、運転員の被ばく評価への影響が大きくなる。

区分④：空気調和機の容量（ $42,500 \text{ m}^3/\text{h}$ ）に相当する空気が中央制御室から引かれるため、それと同量の外気がダクトの全周破断箇所より中央制御室に流入することとなる。そのため、区分③とほぼ同様な条件となる。

以上より、評価上最も厳しくなる区分③を、保守的に故障想定箇所とする。

ii) 故障の発生時期

故障が発生する時期は、設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき、事故発生から 24 時間後とする。

iii) 評価条件

内規に基づく中央制御室換気系の評価と、追加で単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2-16 表に示す。

第 2-16 表 評価条件の比較

項目	影響評価	内規に基づく評価
中央制御室換気系の機能	事故発生より 15 分後※～24 時間 非常用循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：0m ³ /h インリーク：1回/h	事故発生 15 分後※～30 日： 再循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：3,400m ³ /h (間欠：27 時間循環運転後 3 時間外気取込) インリーク：1回/h
	24 時間～30 日 非常用循環流量：0m ³ /h 外気取込量：45,900m ³ /h インリーク：1回/h	

※：事故発生後に手動操作にて非常用循環系ファンを起動させるが、時間余裕を考慮して事故発生より 15 分後に起動させるものとする。

iv) 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）を前提とした事故発生後 30 日間について、中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所を故障を考慮した運転員の線量評価の結果は約 2.7mSv であり、判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。評価結果を第 2-17 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）については約 2.1mSv となった。

第 2-17 表 評価結果

(単位：mSv)

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-4}
	大気中放射性物質による被ばく	約 9.2×10^{-3}	約 9.2×10^{-3}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^0	約 1.5×10^0
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 2.1×10^{-3}	約 2.1×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 9.4×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合計		約 2.7×10^0	約 1.6×10^0

c. 故障箇所の修復

(a) 検知性

中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所に全周破断が発生した場合は、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）及び現場確認（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特定は可能である。

また、現場確認の範囲は限定（約11m×約61m）されており、確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約 5.2×10^{-2} mSv/hであるため現場確認は十分可能である。

(b) 修復性

ダクトの修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

修復用資機材は発電所構内に保管する計画とする。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート、当て板等）を取り付ける。

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

更に具体的な手順については、今後社内規程として整備するとともに、作業体制の確立を図ることとする。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要な隔離作業はファンの電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操

作は必要ない。

(c) 修復作業での被ばく評価

中央制御室換気系ダクトの修復を行う際の前提を条件が厳しくなる主蒸気管破断（仮想事故）として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から24時間後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を12時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ではフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 $6.2 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ となり、緊急作業時の線量限度（100mSv）以下となることを確認した。評価結果を第2-18表に示す。

第2-18表 ダクト修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率 (mSv/h)	実効線量 (mSv)
ダクト修復（全周破断）	約 5.2×10^{-2}	約 6.2×10^{-1}

d. 総合評価

中央制御室換気系ダクトのうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定されるダクトの全周破断を仮定した。

これまでの評価により、運転員の被ばくによる実効線量の評価値、及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は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。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			
P S - 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	(対象外)		
			原子炉再循環ポンプ			
			配管，弁			
		2) 過剰反応度の印加防止機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	隔離弁	【No. 22】原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	
				制御棒駆動機構ハウジング		
				中性子束計装管ハウジング		
				制御棒カププリング		
				制御棒駆動機構カププリング		
				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		
3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	燃料集合体（上部タイプレート）	(対象外)			
		燃料集合体（下部タイプレート）				
		燃料集合体（スペーサ）				
		燃料集合体				
		燃料集合体				
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	原子炉の緊急停止機能	制御棒	【No. 1】原子炉の緊急停止機能		
			制御棒案内管			
			制御棒駆動機構			
			原子炉停止系の制御棒による系			水圧制御ユニット（スクラムバイロット弁，スクラム弁，アクチュムレータ，窒素容器，配管，弁）
			原子炉停止系の制御棒による系			
			原子炉停止系の制御棒による系			
			原子炉停止系の制御棒による系			

重要度分類指針			東海第二発電所	
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(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
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ス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	2) 未臨界維持機能	制御棒	【No. 2】未臨界維持機能
			制御棒カブリング	
			制御棒駆動機構カブリング	
		3) 原子炉冷却材圧力バウンスダリの過圧防止機能	原子炉停止系(制御棒による系)	【No. 3】原子炉冷却材圧力バウンスダリの過圧防止機能
			原子炉停止系の制御棒による系	
			原子炉停止系(制御棒による系)	
		4) 原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止系(制御棒による系)	【No. 4】原子炉停止後における除熱のため、の崩壊熱除去機能
			原子炉停止系(制御棒による系)	
			原子炉停止系(制御棒による系)	
			原子炉停止系(制御棒による系)	
		5) 原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止系(制御棒による系)	【No. 5】原子炉停止後における除熱のため、の崩壊熱除去機能
			原子炉停止系(制御棒による系)	
			原子炉停止系(制御棒による系)	
			原子炉停止系(制御棒による系)	

重要度分類指針				東海第二発電所	
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（設置許可基準規則の解釈第 12 条）	
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スの過剰の放熱線の影響を防止する構築物、系統及び機器 4) 原子炉停止後の除熱機能			ポンプミニマムフローライン配管，弁 サブプレッショントレナ 高圧炉心スプレイス	【No. 4】原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能 【No. 5】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の注水機能
				復水貯蔵タンク 復水貯蔵タンク出口水源切替弁 ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管，弁	【No. 6】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）	【No. 4】原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 6】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
					【No. 21】圧縮空気供給機能
				駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	【No. 4】原子炉停止後における除熱のため崩壊熱除去機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）	【No. 6】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 6】原子炉停止後における除熱のため原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
					【No. 21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系（手動逃がし機能）	【No. 21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針				東海第二発電所	
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（設置許可基準規則の解釈第 12 条）	
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スダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、高圧炉心スプレイス系、自動減圧系）	低圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド）	【No. 7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No. 8】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能
				ポンプミニマムフローライン配管、弁	
				サブプレッジョン・プールストレーナ	
				低圧炉心スプレイス系	
				残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールから注水先までの配管、弁（熱交換器バイパスライン含む）、注水ヘッド）	
				ポンプミニマムフローライン配管、弁	
				サブプレッジョン・プールストレーナ	
				高圧炉心スプレイス系（ポンプ、サブプレッジョン・プール、サブプレッジョン・プールからスプレイス先までの配管、弁、スプレイスヘッド）	
				ポンプミニマムフローライン配管、弁	
				サブプレッジョン・プールストレーナ	
				高圧炉心スプレイス系	
				復水貯蔵タンク	
				復水貯蔵タンク 出口 水源切替弁	
				ポンプの復水貯蔵タンクからの吸込配管	

重要度分類指針			東海第二発電所	
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	5) 炉心冷却機能	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)	自動減圧系 (逃がし安全弁)
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管
				駆動用窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)
				格納容器 (格納容器本体, 貫通部, 所員用エアロック, 機器搬入ハッチ)
				ダイヤフラムフロア
	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冷却系, 原子炉建屋, 非常用ガス処理系, 非常用再循環ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系	格納容器	ベント管
				スプレイス管
				ベント管付き真空破壊弁
				逃がし安全弁排気管のクエンチャ
				原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟)
				原子炉建屋
			格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
				主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキユムレータ, アキユムレータから主蒸気隔離弁までの配管, 弁)

重要度分類指針				東海第二発電所	
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(設置許可基準規則の解釈第 12 条)	
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ス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	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	
				残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)(ポンプ、熱交換器、サブレーション・プール、サブレーション・プールからスプレイ先(ドライウエル及びサブレーション・プール気相部)までの配管、弁、スプレイヘッド(ドライウエル及びサブレーション・プール))	
				ポンプミニマムフローラインの配管、弁	
				サブレーション・プールの配管、弁	
				原子炉建屋ガス処理系(乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)	
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置(乾燥機能部分)
				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)	
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系(再結合装置への冷却水供給を司る部分)
				排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能)	
				遮蔽設備(原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)	
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	
				・ 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・ 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・ 原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・ 主蒸気隔離の安全保護回路	
				【No. 11】格納容器の冷却機能	
				【No. 10】格納容器又は放射性物質が格納容器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	
				【No. 12】格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
				(対象外)	
				【No. 24】原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	
				【No. 25】工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
MS-1	2) 安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系 (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)		【No. 13】非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 15】非常用の交流電源機能
			非常用所内電源系	燃料系	
				始動用空気系 (機関～空気だめ)	
				吸気系	
				冷却水系	
			中央制御室及び中央制御室遮蔽		(対象外)
			非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系 (いずれも、MS-1 関連のもの)		【No. 20】原子炉制御室非常用換気空調機能
			残留熱除去系海水系 (ポンプ、熱交換器、配管、弁、ストレーナ (MS-1 関連))		※ 【No. 18】補機冷却機能 【No. 19】冷却用海水供給機能
			ディーゼル発電機海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ)		
			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))		【No. 14】非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 16】非常用の直流電源機能
			計装制御電源系 (MS-1 関連)		【No. 17】非常用の計測制御用電源機能

※直接海水冷却のため、海水系が補機冷却の機能を有する。

重要度分類指針			東海第二発電所	
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（設置許可基準規則の解釈第 12 条）
P S - 2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されてはいないものを含む。） 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分） 主蒸気系 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで） 放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置） 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む） 新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック） 使用済燃料乾式貯蔵容器 燃料交換機 原子炉建屋クレーン 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン 燃料取扱設備 原子炉ウエル	(対象外)
		燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	
		1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	
		2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器		

重要度分類指針				東海第二発電所	
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(設置許可基準規則の解釈第 12 条)	
MS-2	1) P S - 2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールから燃料プールまでの配管, 弁) ポンプミニマムフローラインの配管, 弁 サプレッション・プールのスートレ	(対象外)
			放射性気体廃棄物処理系の隔離弁, 排気筒	放射性気体廃棄物処理系 (オフガス系) 隔離弁	
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁	
		2) 放射性物質放出の防止機能		原子炉建屋原子炉棟	
				原子炉建屋	
				原子炉建屋ガス処理系	
				原子炉建屋ガス処理系	
				乾燥装置	
				排気筒	
				・中性子束 (起動領域計装)	
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・原子炉スクラム用電磁接触器の状態	【No. 26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能
				・制御棒位置	【No. 27】事故時の炉心冷却状態の把握機能
				・原子炉水位 (広帯域, 燃料域)	
				・原子炉圧力	【No. 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	
				・サプレッション・プール水温度	
				・原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)	

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
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	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウエルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブレーション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブレーション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		2) 異常状態の緩和機能 3) 制御室外からの安全停止機能	BWRには対象機能なし 制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	(対象外)	(対象外)
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試料採取管	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	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サブレーションプール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)	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) 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))	

重要度分類指針			東海第二発電所	
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(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 2 以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッショ・プール排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	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。)		給水加熱器保管庫
				セメント混練固化装置及び難固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)
				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)
				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)
			タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	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)
				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))

(対象外)

重要度分類指針			東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 2 以外の構造物、系統及び機器	4) 電源供給機能 (非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系 (復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	送電線
			タービン、発電機及びその励磁装置、復水系 (復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	変圧器 (所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路)
				変圧器
		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 (制御棒価値ミニマイザを含む。)、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装	油劣化防止装置
				冷却装置
				開閉所 (母線、遮断機、断路器、電路)
		6) プラント運転補助機能	原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む。)、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装	・ 原子炉制御系 (制御棒価値ミニマイザを含む)
				・ 原子炉核計装
				・ 原子炉プラントプロセス計装
			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
				原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)
				タービン補機冷却水系 (タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)
				タービン補機冷却水系
				サージタンク
				タービン補機冷却海水系 (補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレーナ)
				復水補給水系 (復水移送ポンプ、配管/弁)
				復水補給水系
				復水貯蔵タンク

(対象外)

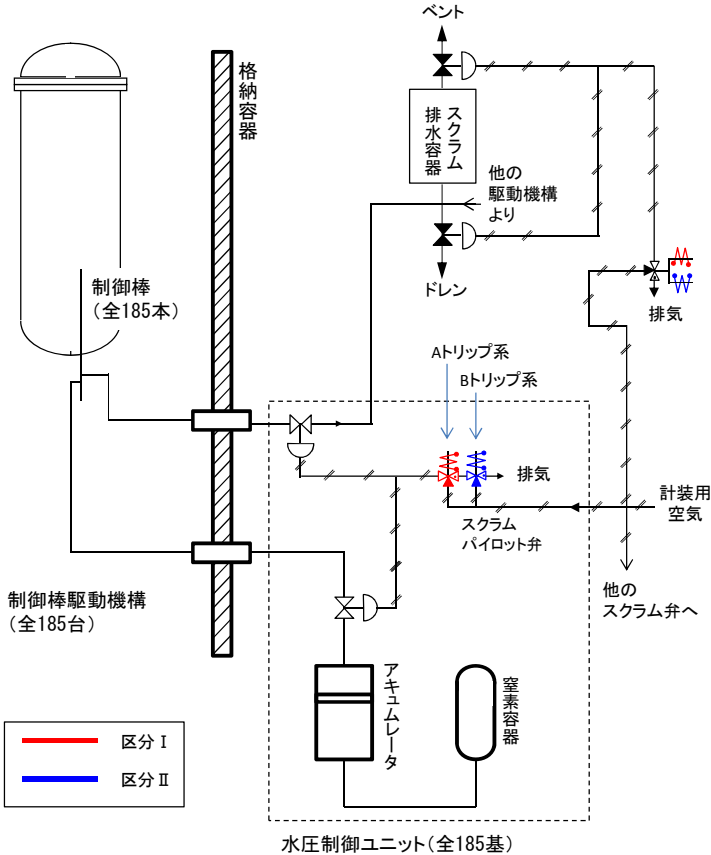
重要度分類指針			東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構造物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド	(対象外)
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系(再生熱交換器、非再生熱交換器、CUWポンプ、ろ過脱塩装置、配管、弁) 復水浄化系(復水ろ過装置、復水脱塩装置、配管、弁)	
		1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	燃料被覆管	
			原子炉冷却材浄化系、復水浄化系	
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構造物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能)、タービンバイパス弁	(対象外)
			逃がし安全弁(逃がし弁機能)	
			タービンバイパス弁	
			タービンバイパス弁	
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源(アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	(対象外)
			原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管 駆動用油圧源(アキュムレータ、アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管、弁)	
			原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能、制御棒引抜監視装置)	
			原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能、制御棒引抜監視装置)	
		3) 原子炉冷却材の補給機能	原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能、制御棒引抜監視装置)	(対象外)
			制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	
			制御棒駆動水圧系	
			制御棒駆動水圧系	

重要度分類指針			東海第二発電所	
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第 12 条)
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2 とあいまって、事象を緩和する構造物、系統及び機器 3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	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)	(対象外)
			タービンへの蒸気供給配管、弁	
			ポンプミニマムフローライン配管、弁	
			潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管	
			緊急時対策所	(対象外)
			情報収集設備	
			通信連絡設備	
			資料及び器材	
			遮蔽設備	
			試料採取系(異常時に必要な下記の機能を有するもの。 原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析) 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)	
	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 2) 異常状態への対応上必要な構造物、系統及び機器	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	放射線監視設備	主排気筒放射線モニタ計装のみ 【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
			事故時監視計器の一部	(対象外)
			消火系 (水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等)	
			消火ポンプ	
			ろ過水タンク	
			火災検出装置 (受信機含む) 防火扉、防火ダンパ、耐火壁、隔壁 (消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)	

重要度分類指針				東海第二発電所	
分類	定義	機能		建築物，系統又は機器	
MS－3	2) 異常状態への対応上必要な建築物，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，事故時監視器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	安全避難通路	重要度が特に高い安全機能（設置許可基準規則の解釈第 12 条）
				安全避難通路	
				安全避難用扉	
				非常用照明	
					(対象外)

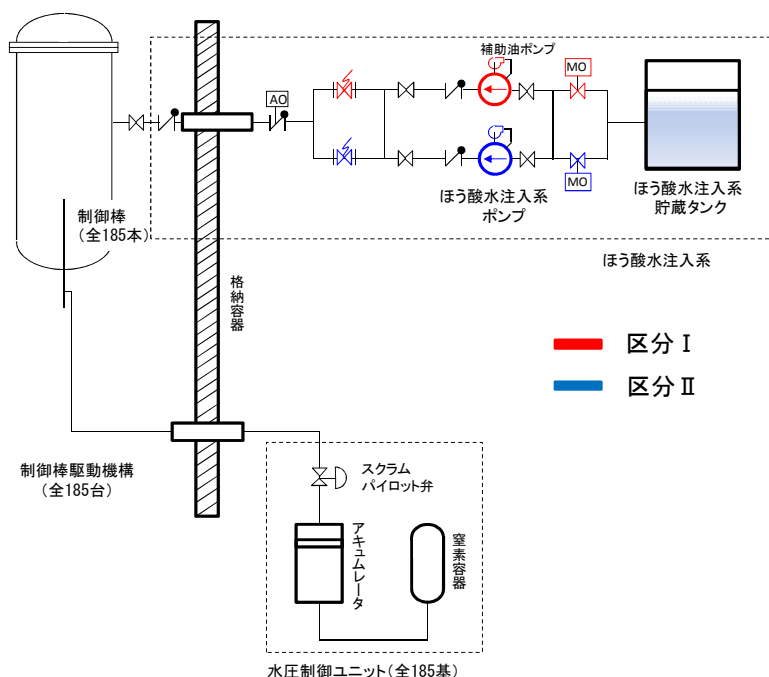
重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表

No.	1	
安全機能	原子炉の緊急停止機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本]	
多重性又は多様性	有	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、1 本の制御棒に対して 1 基ずつ設けられており、多重性を有している。
独立性	有	(1)制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。 (2)制御棒及び制御棒駆動系は、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源喪失が発生した場合でも、制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており、スクラム機能に影響はない。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	－	使用期間はスクラム挿入時間（全ストロークの 90%で 3.5 秒以内）であり、短期間。
系統概略図	第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系	



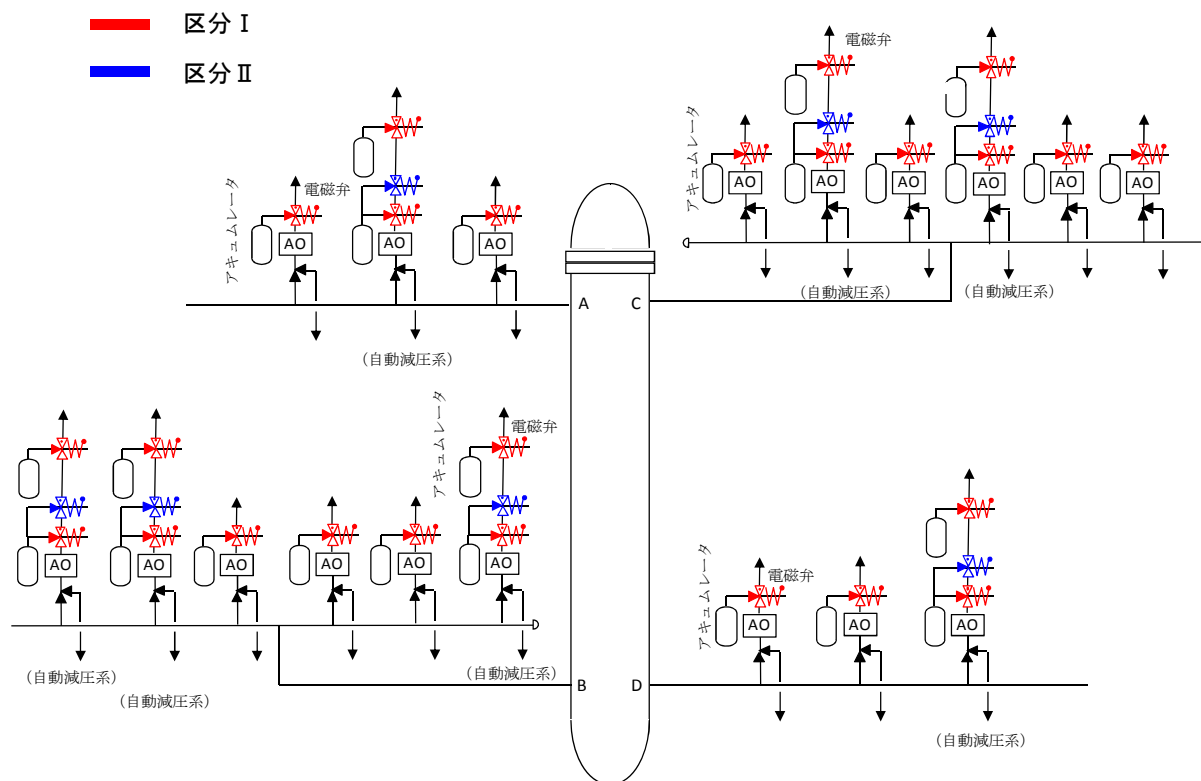
第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

No.	2	
安全機能	未臨界維持機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本] ほう酸水注入系	
多重性又は多様性	有	制御棒及び制御棒駆動系は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。 ほう酸水注入系は、炉心にほう酸水を注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。 上記のとおり、2 種類の異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており、多様性を有している。
独立性	有	(1) 制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2) 制御棒及び制御棒駆動系は、耐震 S クラス設備として設計しており、ほう酸水注入系も、構造強度については S クラスに準じて取り扱っている。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3) ほう酸水注入系の電源については、それぞれ異なる区分から供給しており、1 系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	制御棒及び制御棒駆動系の使用期間は、制御棒挿入後その位置を維持する期間となるため 24 時間以上であり、長期間。 ほう酸水注入系の使用期間は、タンク内のほう酸水を全て注入するまでの約 2 時間であり、短期間。
系統概略図	第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系	



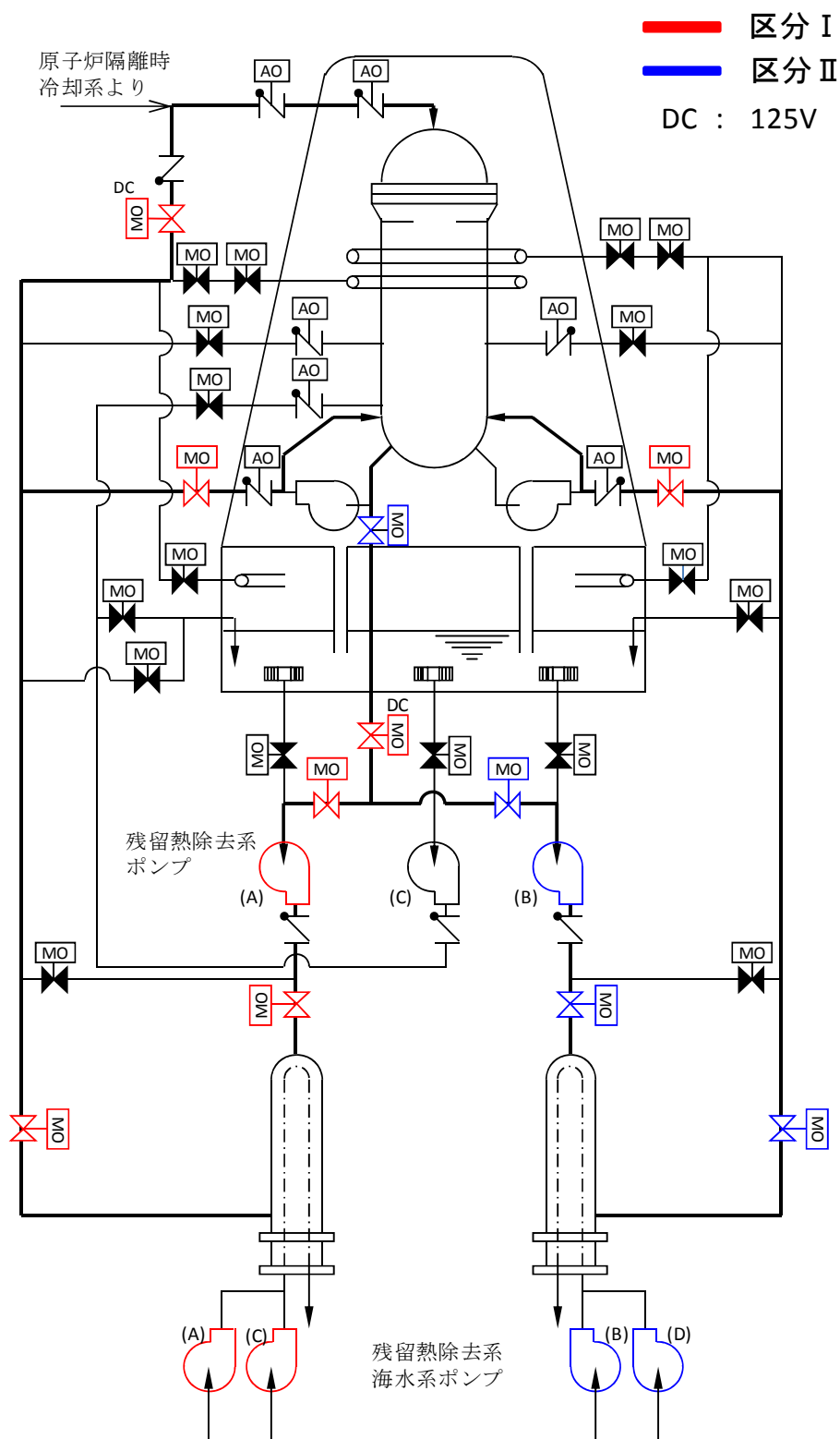
第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系 系統概略図

No.	3	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁は18個設置しており、安全弁機能は全てに備わっていることから、多重性を有している。
独立性	有	(1) 逃がし安全弁（安全弁機能）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。 (2) 逃がし安全弁（安全弁機能）は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、逃がし安全弁（安全弁機能）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3) 逃がし安全弁（安全弁機能）は、個別に設置された駆動バネにより安全弁としての機能を、各弁ごと、独立に確保しており、サポート系を必要としない設計としている。また、4本の主蒸気配管に分散配置されている。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	－	使用期間は、事故時等に逃がし安全弁の手動逃がし機能等により原子炉の減圧を行うまでであり、24時間未満の短期間。
系統概略図	第3-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



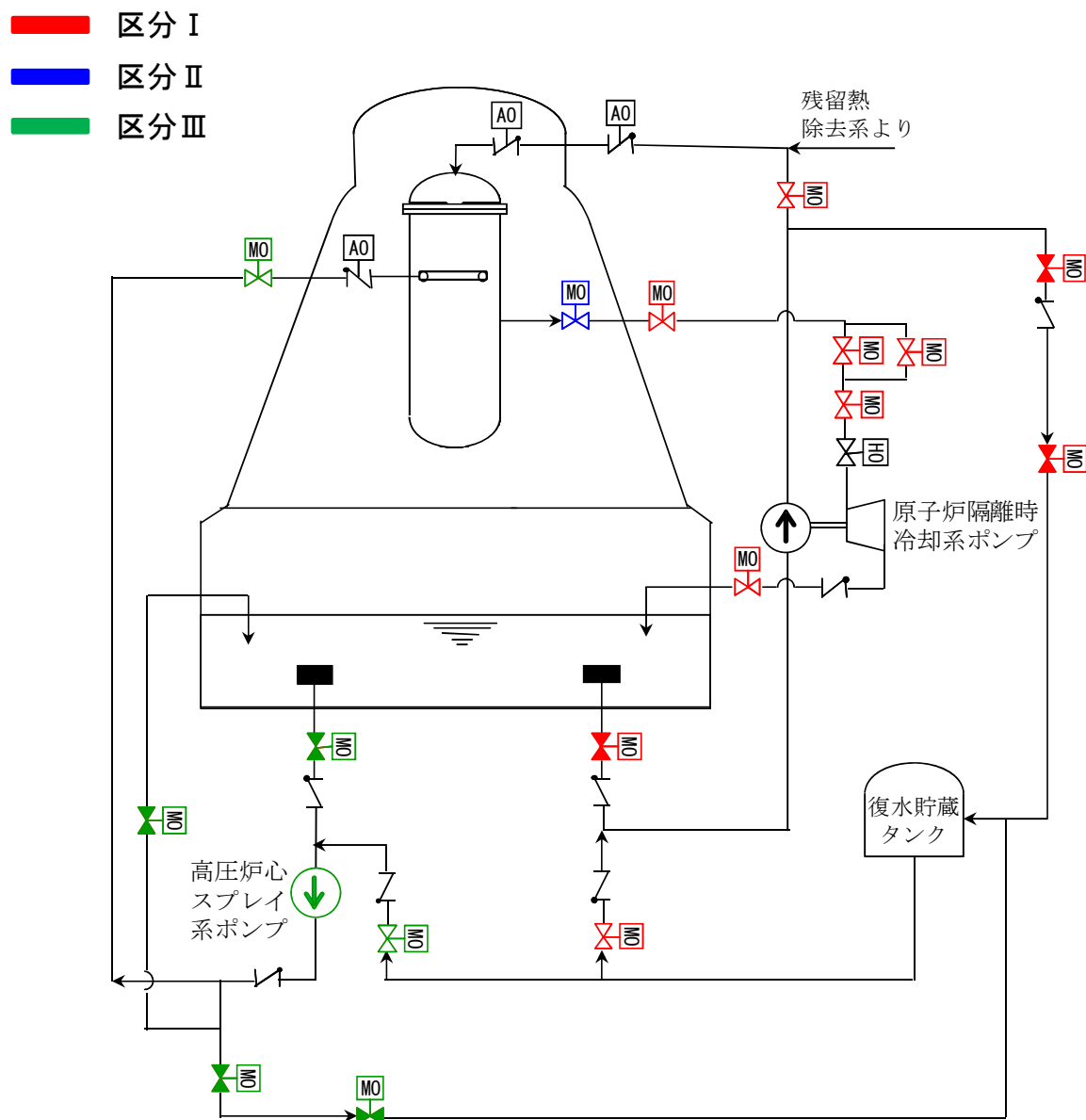
第3-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	4	
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	
系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 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） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）	
多重性又は多様性	有	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、再循環系からの取出し配管が単一設計となっているものの、以下に示す系統の組合せにより、複数の除熱手段を有しているため、多様性を有している。 ①残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ②原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後、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）によりサブプレッション・プールに移行した崩壊熱及び残留熱を残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）により除去する。 ここで、②の手段は、①と同様に残留熱除去系の熱交換器により除熱するものであり、十分な除熱能力を有している。
独立性	有	(1)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、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）、及び逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各系統は、耐震Sクラス設備として設計している。また、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)原子炉の減圧を行う逃がし安全弁（手動逃がし機能）の電源は区分Ⅰから供給されており、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができる。 原子炉への注水を行う系統の電源、冷却水については、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から供給している。 また、除熱を行う残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）の電源及び冷却水は、A系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱから供給している。 このように、1系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第4-1図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 第4-2図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 第4-3図 逃がし安全弁／自動減圧系 第4-4図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）	



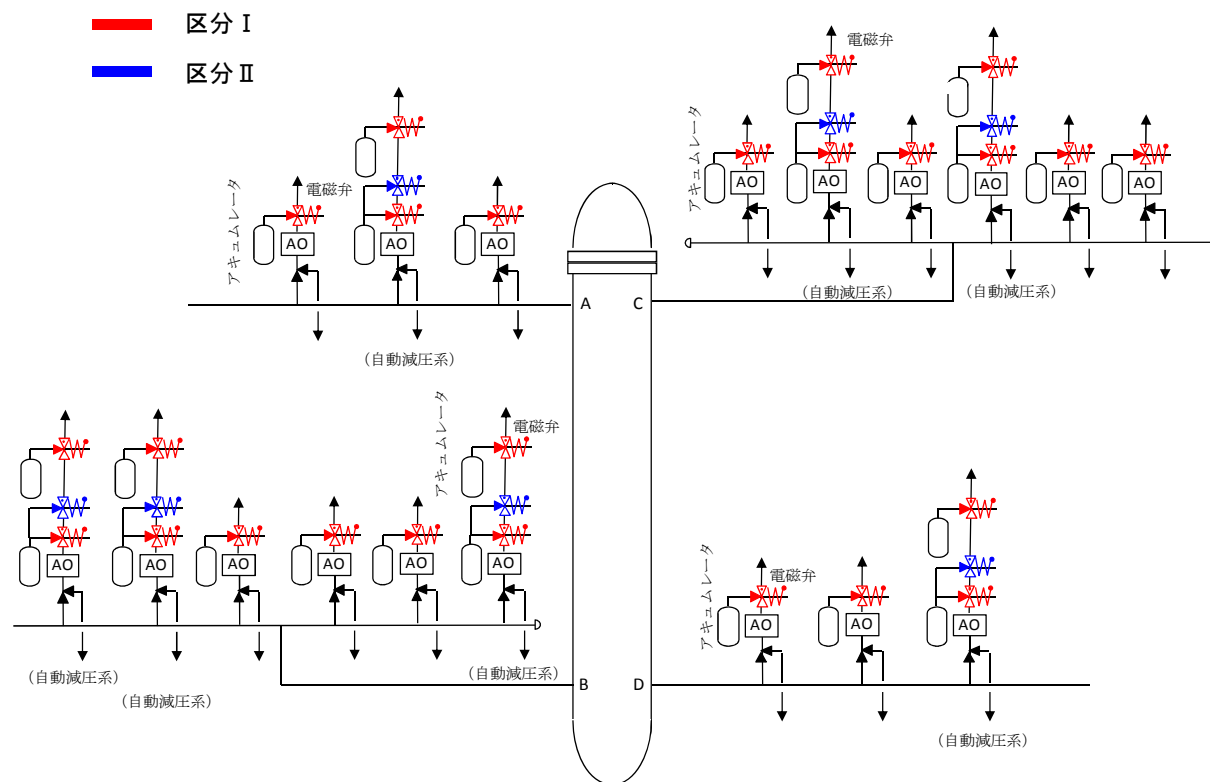
空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室の空調機には, それぞれの区分 (A系 : 区分 I, B系 : 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-1 図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 系統概略図

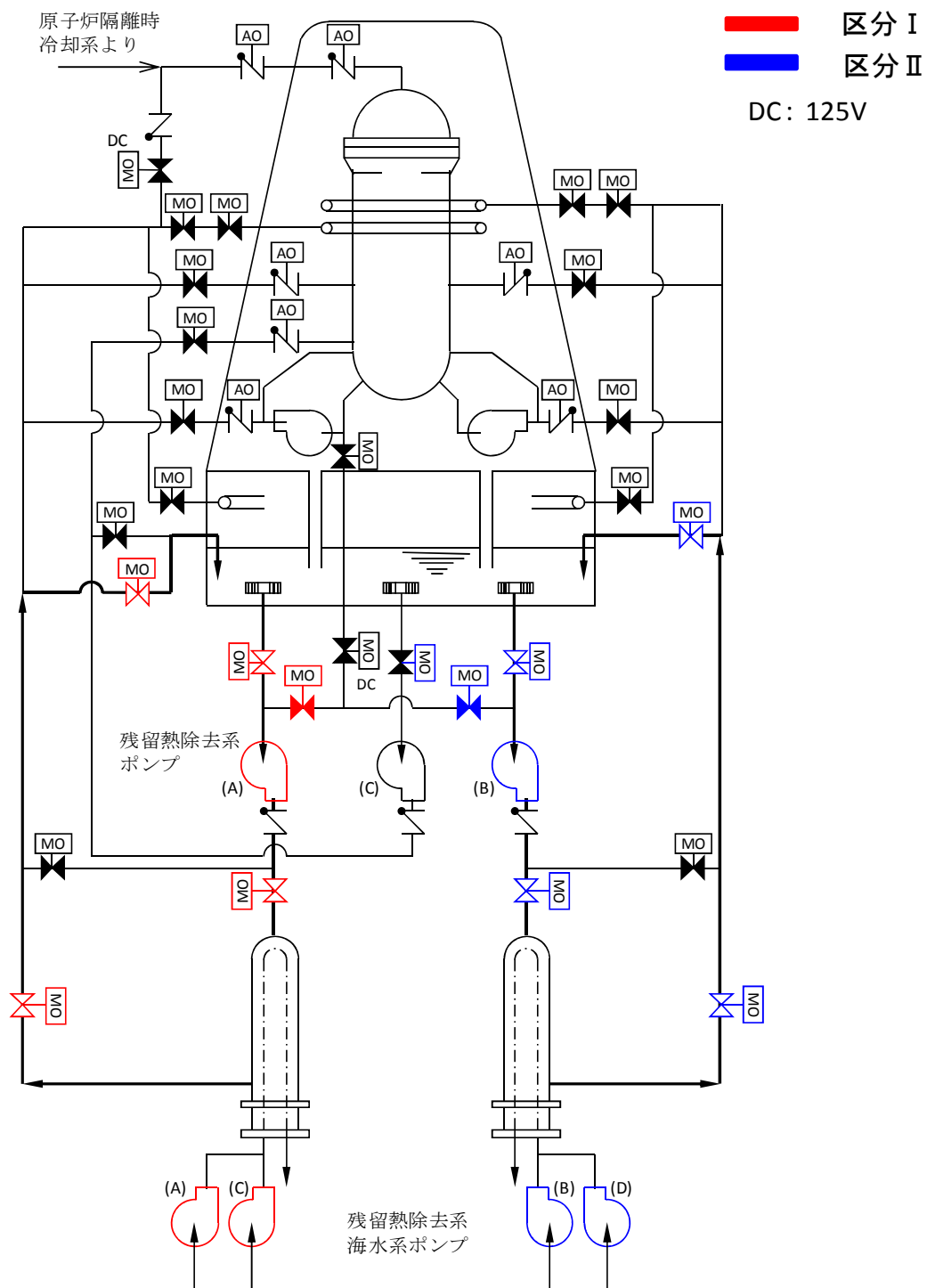


空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-2 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図



第 4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



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

第 4-4 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

原子炉への注水及びサプレッション・プール冷却による 崩壊熱除去の成立性について

1. 目的

原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の代替として以下の手段による崩壊熱の除去が成立することを確認する。

- ・代替手段：原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後，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）によりサプレッション・プールに移行した崩壊熱を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）により除去する。

具体的な確認方法として，原子炉停止時冷却モードを使用する時期における炉心の崩壊熱に対して，代替手段による原子炉への注水流量及びサプレッション・プールの除熱量が十分であることを確認する。

2. 原子炉停止時冷却モードの使用時期について

原子炉停止時冷却モードの最高使用圧力は原子炉圧力 0.93MPa[gage]であり，このときの飽和温度は約 181.2℃となる。

定格運転時の原子炉圧力 6.93MPa[gage]に相当する飽和温度は約 285.8℃であることから，原子炉停止後に最大温度変化率(55℃/h)で冷却を行った場合，最短で原子炉停止から約 1.9 時間後に原子炉停止時冷却モードを使用する可能性がある。

3. 原子炉への注水流量の妥当性について

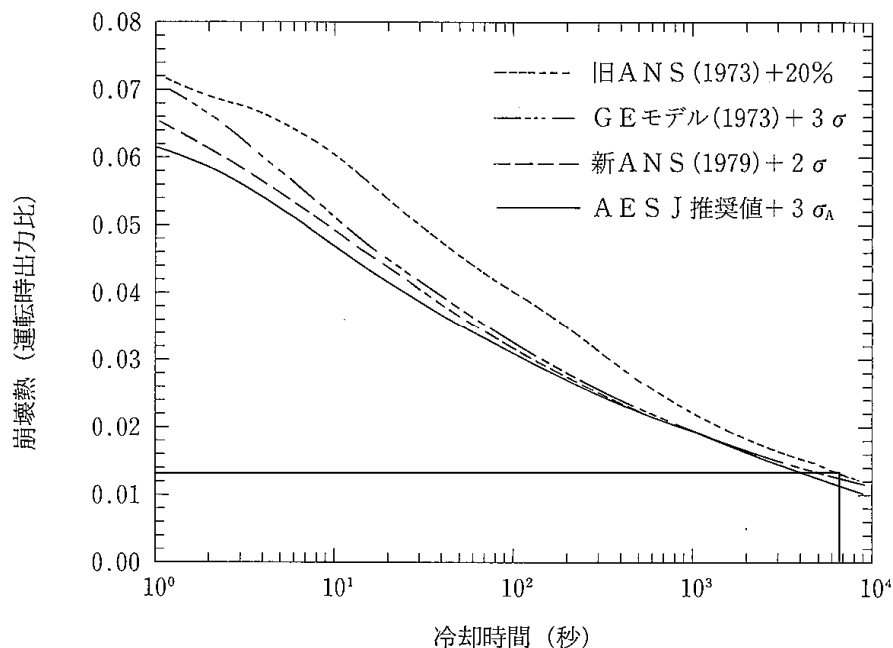
原子炉停止後の崩壊熱の推移を第1図に示す。

原子炉停止後約1.9時間（約6,847秒）が経過すると、崩壊熱は定格熱出力の1.4%未満となる。

定格熱出力は3,293MWであるため、その1.4%である46.1MWの崩壊熱による冷却材の蒸発を補えるだけの注水ができれば、燃料の冠水状態を維持することができる。

保守的に、原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa[gage]）条件下で冷却材の蒸発潜熱のみに期待する場合、原子炉水位を維持するために必要となる注水流量は約119m³/hとなる。

原子炉隔離時冷却系の注水流量は約136m³/h以上、高圧炉心スプレイ系の注水流量は約1,440m³/hであるため、どちらかの系統による注水を実施することにより炉心の冠水を維持することができる。



第1図 原子炉停止後の崩壊熱の推移

（軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価に用いる崩壊熱データについて
（平成4年6月11日原子力安全委員会了承）抜粋，一部加筆）

4. サプレッション・プールの除熱量の妥当性について

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）によるサプレッション・プールの除熱量については，定格熱出力の 1.4% に相当する 46.1MW の崩壊熱が全量サプレッション・プールに移行した場合であっても，サプレッション・プール水温がその制限である 104℃を超えなければ，十分な除熱能力を有していると言える。

残留熱除去系の熱交換器による除熱量はサプレッション・プール水温に依存しており，水温が高くなると除熱量は大きくなることから，ある水温において除熱量が崩壊熱を上回ることが確認されれば，それ以上の水温上昇は起こらない。

ここで，サプレッション・プール水温が 100℃のときの除熱量は約 $45.6 \times 10^6 \text{ kcal/h}$ （＝約 53MW）であり，炉心で発生する崩壊熱 46.1MW を上回るため，水温は 100℃以上に上昇することはない。

したがって，サプレッション・プール冷却モードの運転を行うことにより，サプレッション・プール水温は制限値である 104℃を超えることはない。

5. 結論

上記の結果より，原子炉停止時冷却モードの代替手段による原子炉への注水量及びサプレッション・プールの除熱量は，十分な容量を有している。

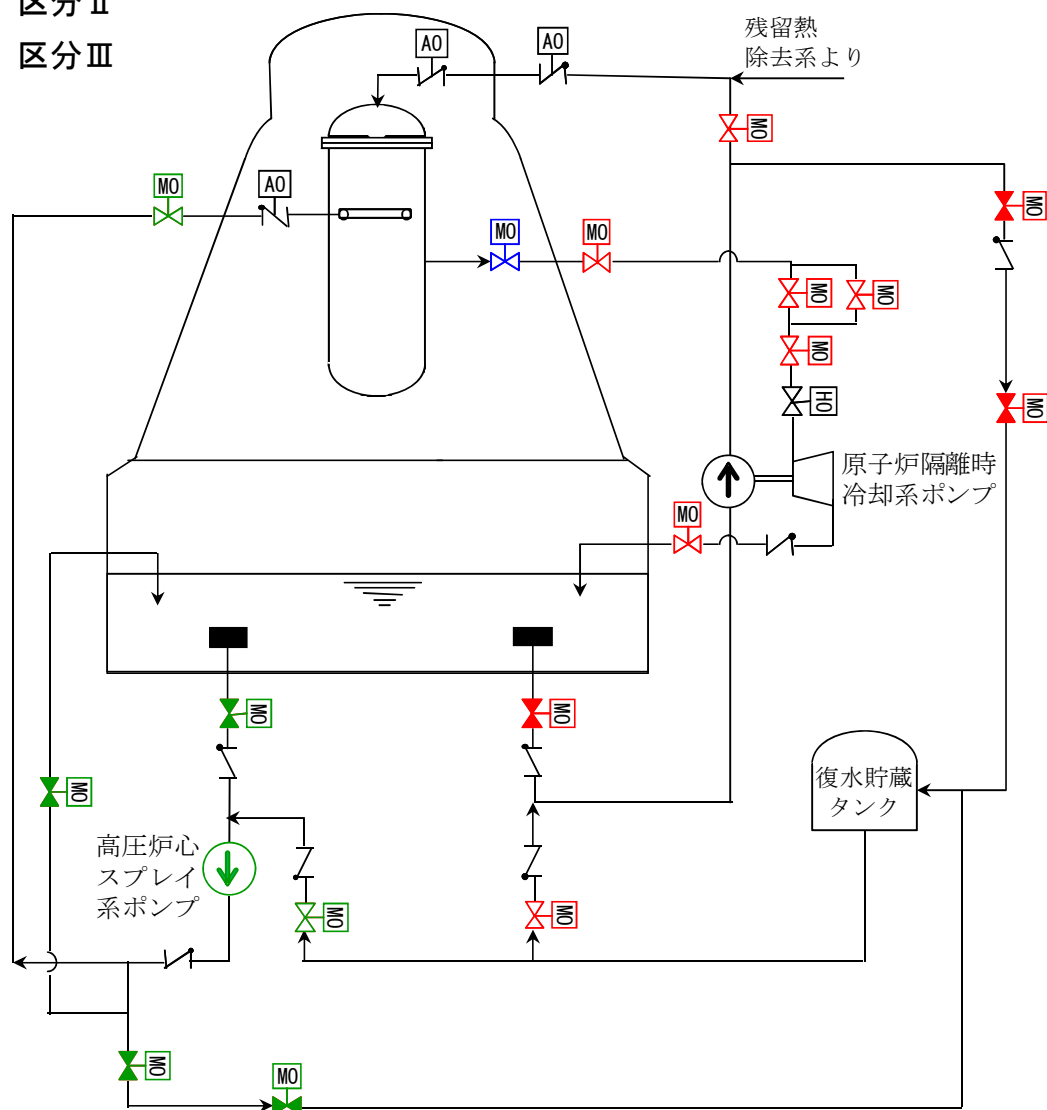
また，原子炉の崩壊熱は時間とともに減少し，崩壊熱の除去に要する注水量及び除熱量も減少するため，原子炉停止時冷却モー

ドの代替手段によって燃料の冠水状態を維持し、サプレッション・プール水温も制限値未満の状態を維持することが可能である。

したがって、原子炉への注水及びサプレッション・プールの冷却による崩壊熱の除去は原子炉停止時冷却モードの代替手段として成立すると考えられる。

No.	5	
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	
系統・機器	原子炉隔離時冷却系	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	原子炉隔離時冷却系はタービン駆動のポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、高圧炉心スプレイ系は電動のポンプにより原子炉への注水を行う系統である。 上記のとおり、動作原理の異なる複数のポンプにより原子炉への注水を行うことが可能であり、多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源、冷却水については、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から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第5-1図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系	

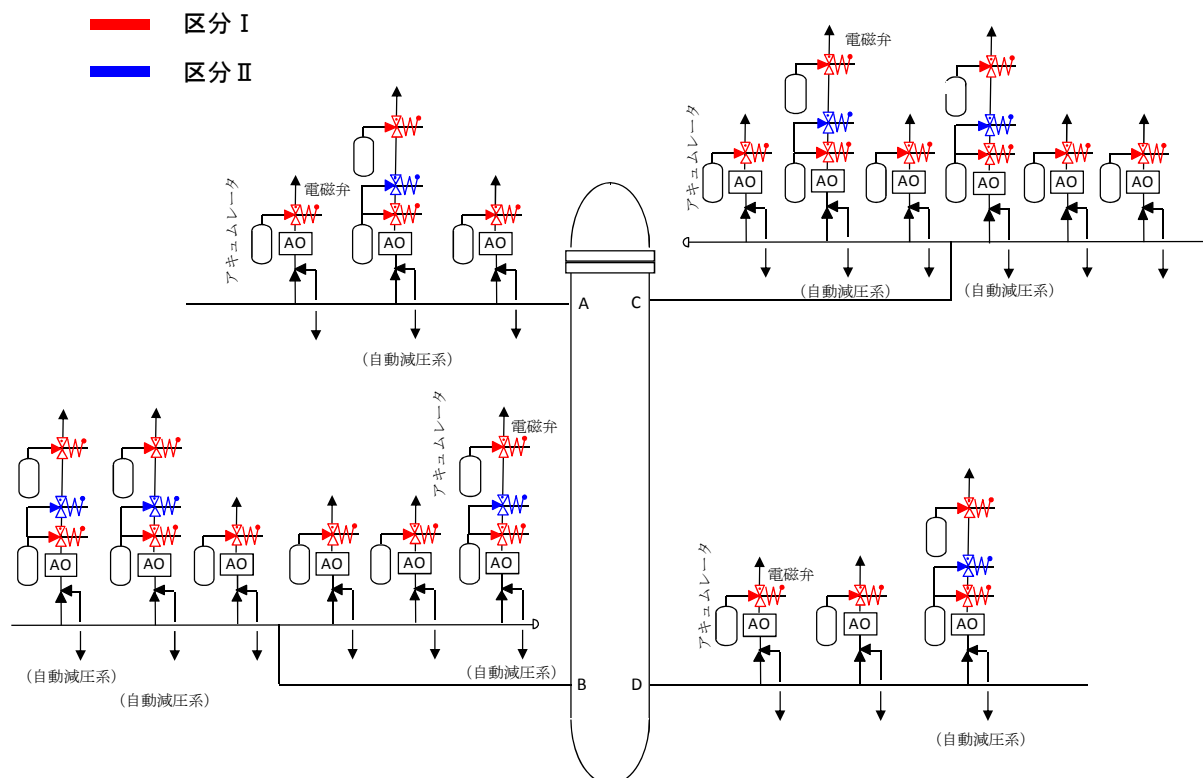
- 区分Ⅰ
- 区分Ⅱ
- 区分Ⅲ



空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 5-1 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図

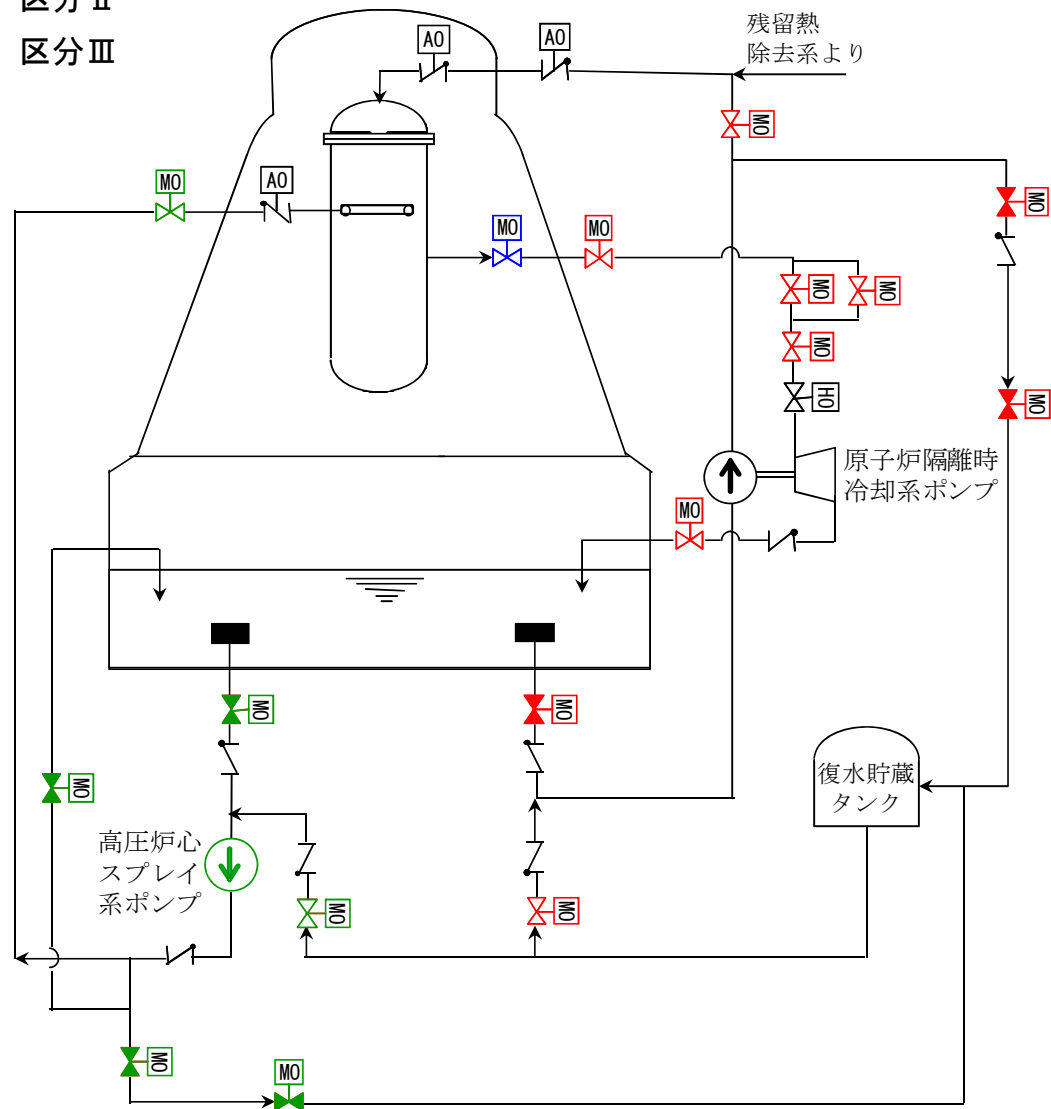
No.	6	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	
系統・機器	逃がし安全弁（手動逃がし機能）	
	自動減圧系（手動逃がし機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は 18 個設置されており、このうち 7 個は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュムレータが設けられ、個別に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	有	(1) 逃がし安全弁及び自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2) 逃がし安全弁は、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3) 逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 また、サポート系については、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は原子炉の減圧状態を維持し続けるため 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 6-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系	



第 6-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

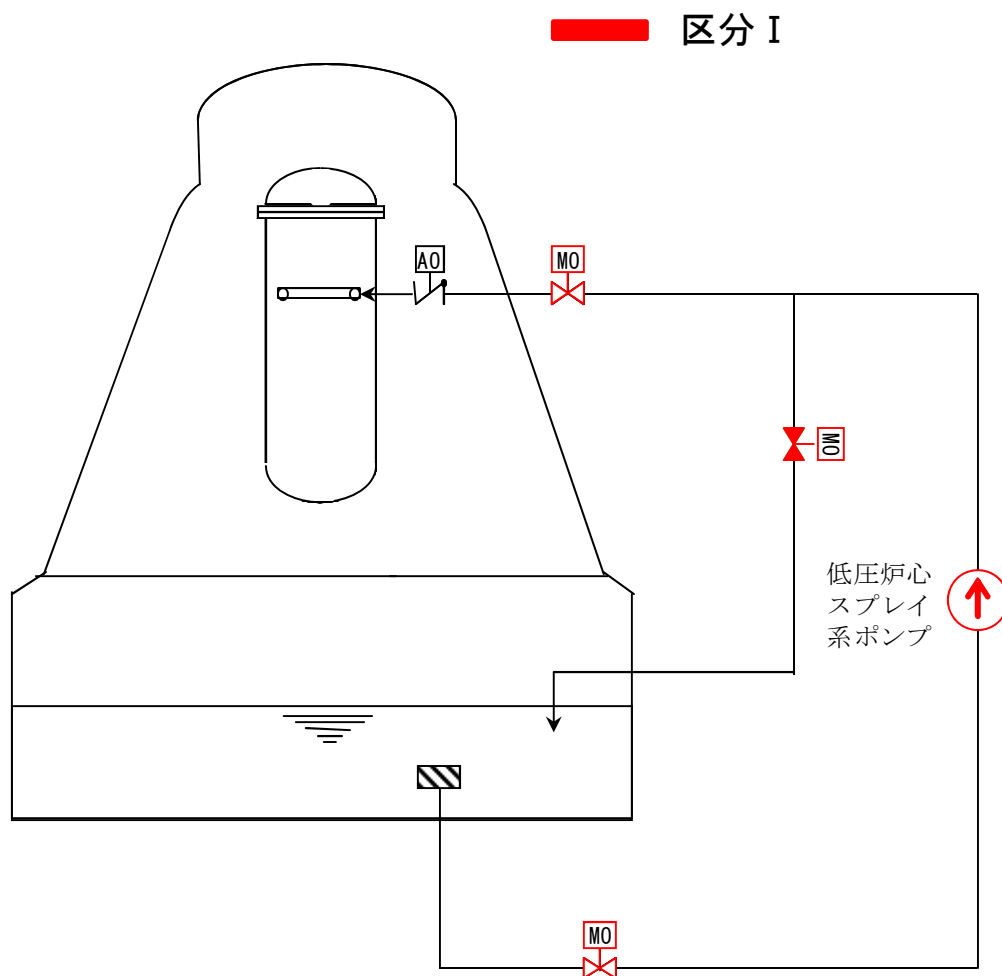
No.	7	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	
系統・機器	高圧炉心スプレイ系	
	自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉への注水を行う。	
多重性又は多様性	有	事故後の高圧時における炉心冷却は、高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としている。 設計基準事故「原子炉冷却材喪失」において高圧炉心スプレイ系の故障を仮定した評価を行い、判断基準を満足して事故を収束できることを確認している。したがって、高圧炉心スプレイ系と「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」による機能は同等であり、多様性を有している。
独立性	有	(1)各系統は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (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、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 自動減圧系（逃がし安全弁）は、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)電源、冷却水については、残留熱除去系（低圧注水モード）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ、残留熱除去系（低圧注水モード）B系とC系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており、1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)自動減圧系（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系については、自動減圧系（逃がし安全弁）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ、1区分の故障によっても機能に影響をおよぼさないよう設計している。 上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	—	使用期間は原子炉の減圧を行うまでであり、24時間未満の短期間。
系統概略図	第 7-1 図 高圧炉心スプレイ系 第 7-2 図 低圧炉心スプレイ系 第 7-3 図 残留熱除去系（低圧注水モード） 第 7-4 図 逃がし安全弁／自動減圧系	

- 区分Ⅰ
- 区分Ⅱ
- 区分Ⅲ



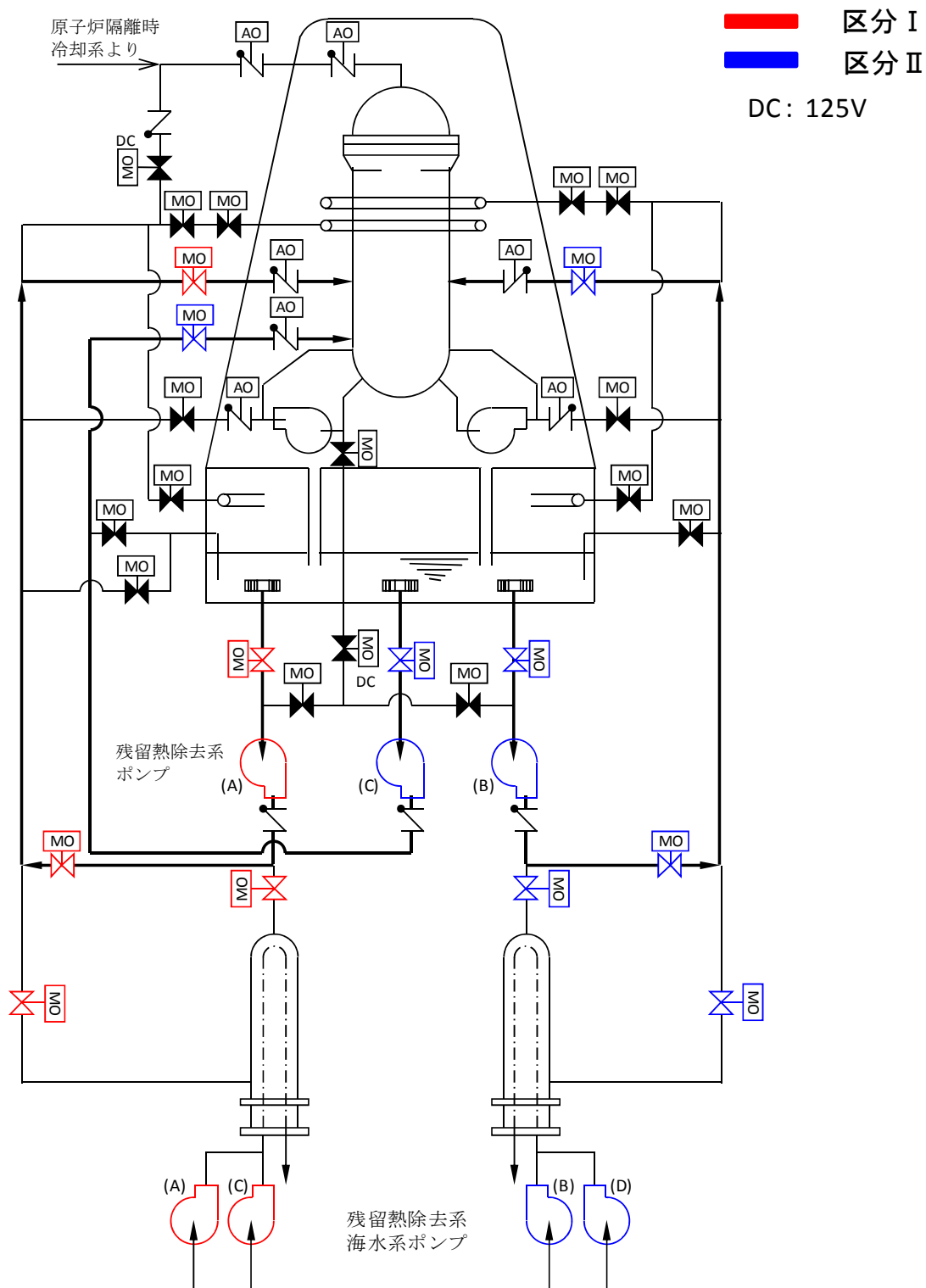
空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-1 図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図



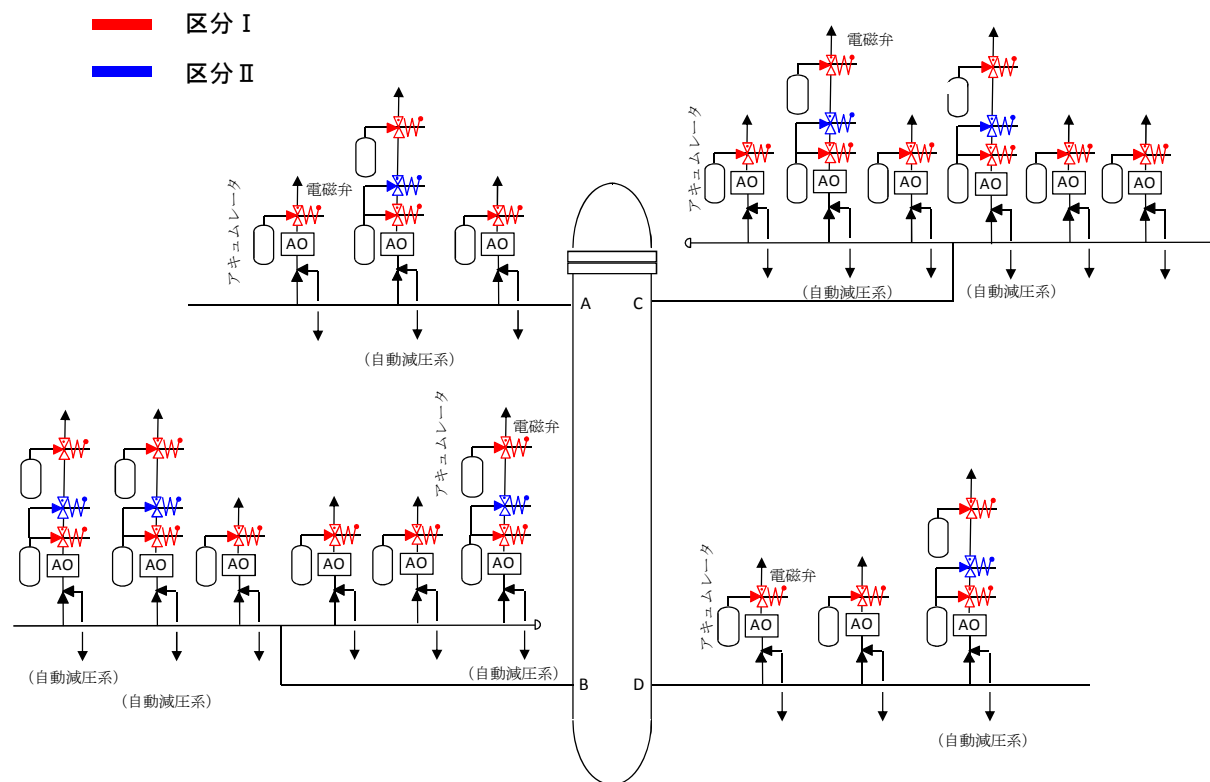
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分 I の電源，冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-2 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



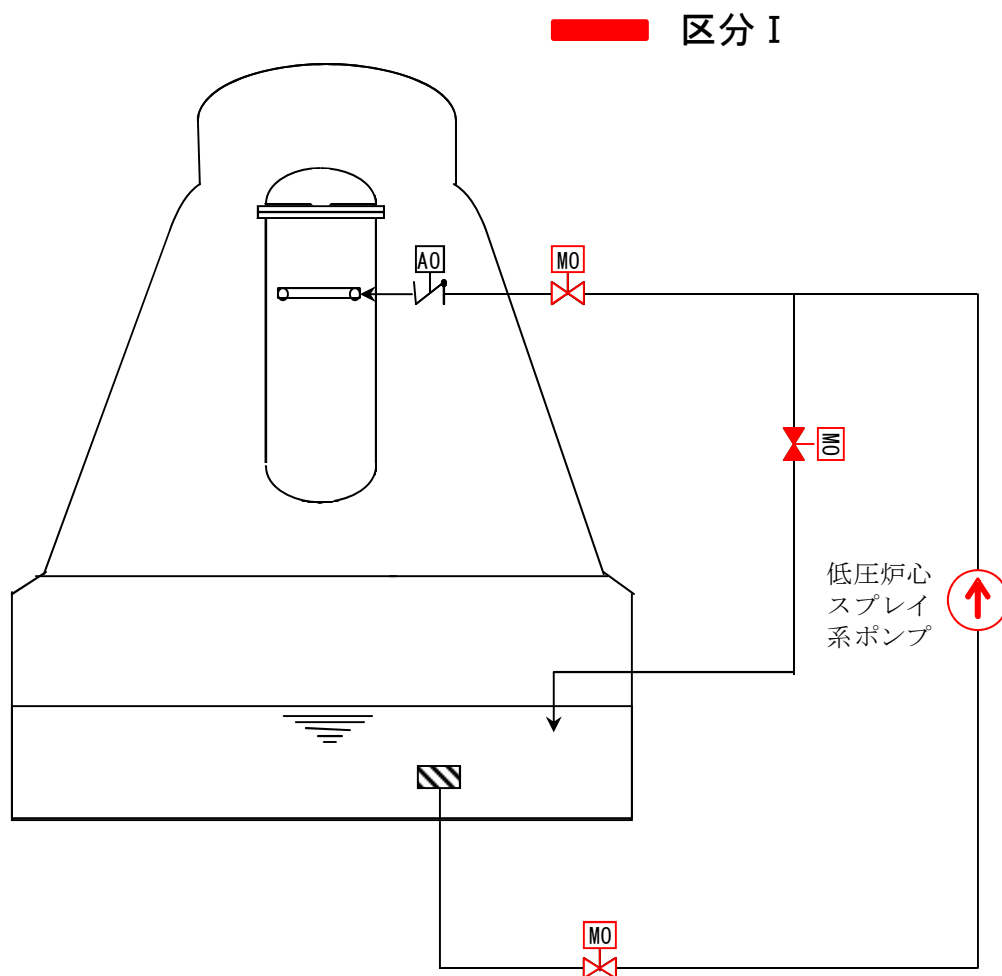
空調機	残留熱除去系 (A), (B) (C) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系：区分 I, B系, C系：区分 II) に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-3 図 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概略図



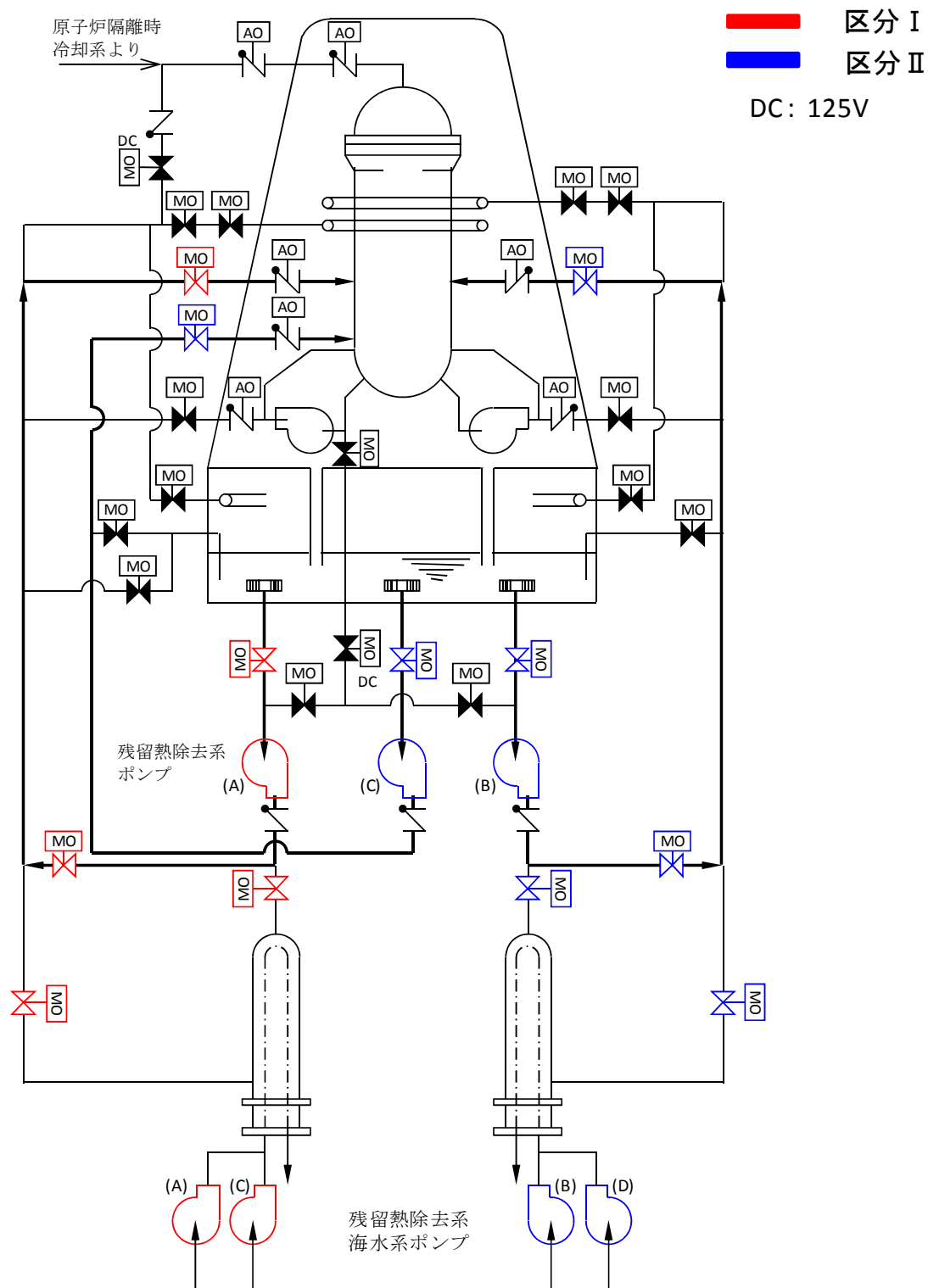
第 7-4 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	8	
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	
系統・機器	低圧炉心スプレイ系	
	残留熱除去系（低圧注水モード）	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。 また，残留熱除去系（低圧注水モード）は3系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心スプレイ系は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水モード）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水モード）B系とC系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系（低圧注水モード）にはタイラインがあるが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第 8-1 図 低圧炉心スプレイ系 第 8-2 図 残留熱除去系（低圧注水モード） 第 8-3 図 高圧炉心スプレイ系	



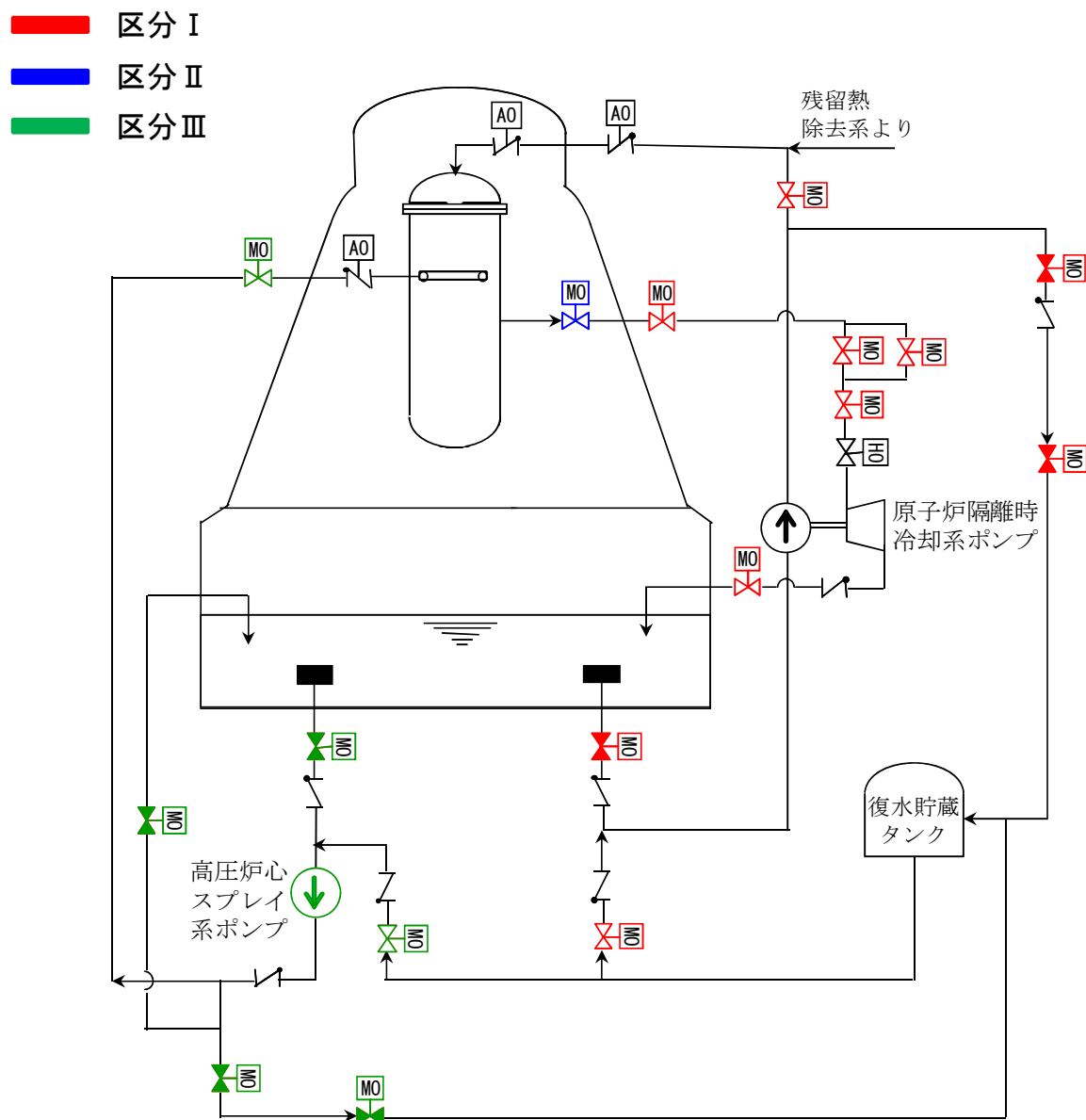
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には，区分 I の電源，冷却水が供給されている。
-----	---

第 8-1 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



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

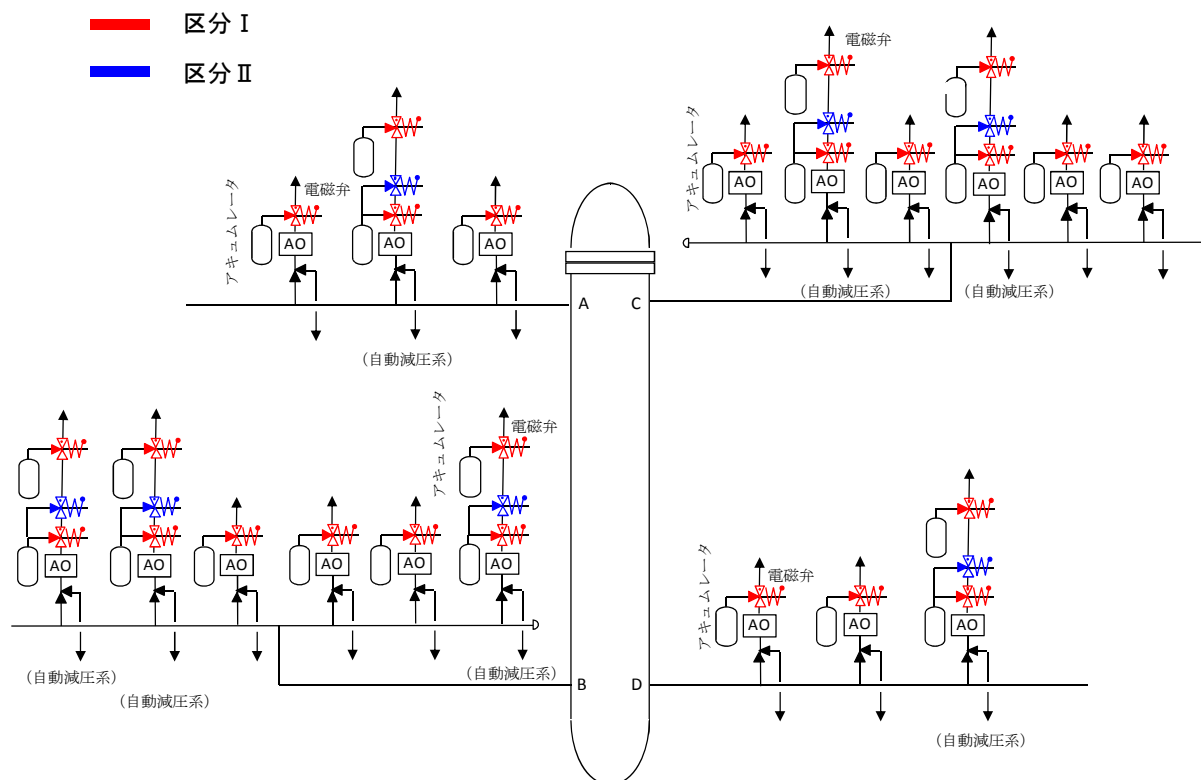
第 8-2 図 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概略図



空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

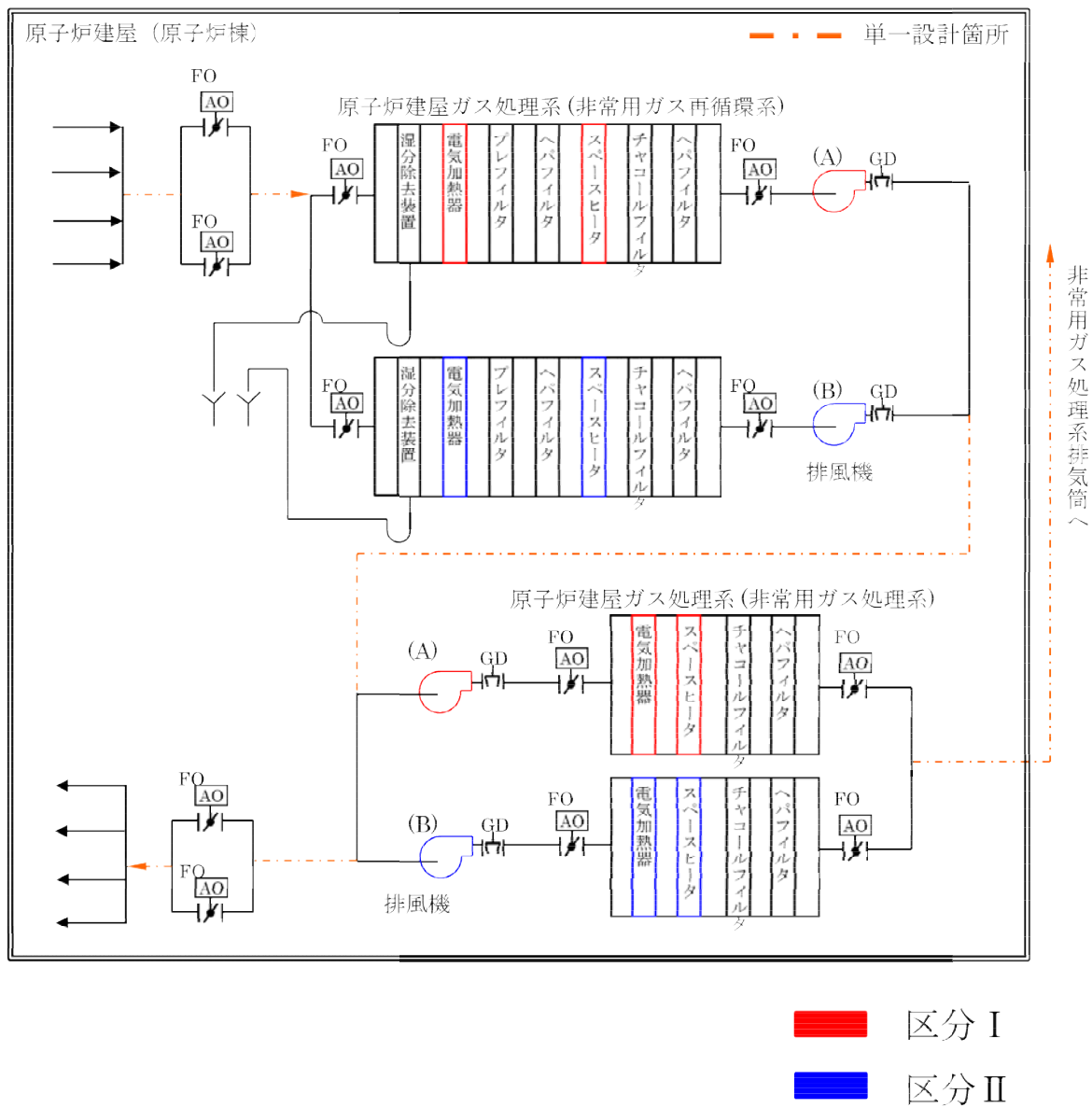
第 8-3 図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

No.	9	
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压時における減圧系を作動させる機能	
系統・機器	自動減圧系（逃がし安全弁）	
多重性又は多様性	有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)自動減圧系（逃がし安全弁）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)自動減圧系（逃がし安全弁）は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，自動減圧系（逃がし安全弁）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しないよう設計している。 (3)逃がし安全弁（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系については，自動減圧系は区分Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ，1区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	—	使用期間は，自動減圧系により原子炉の減圧が完了するまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



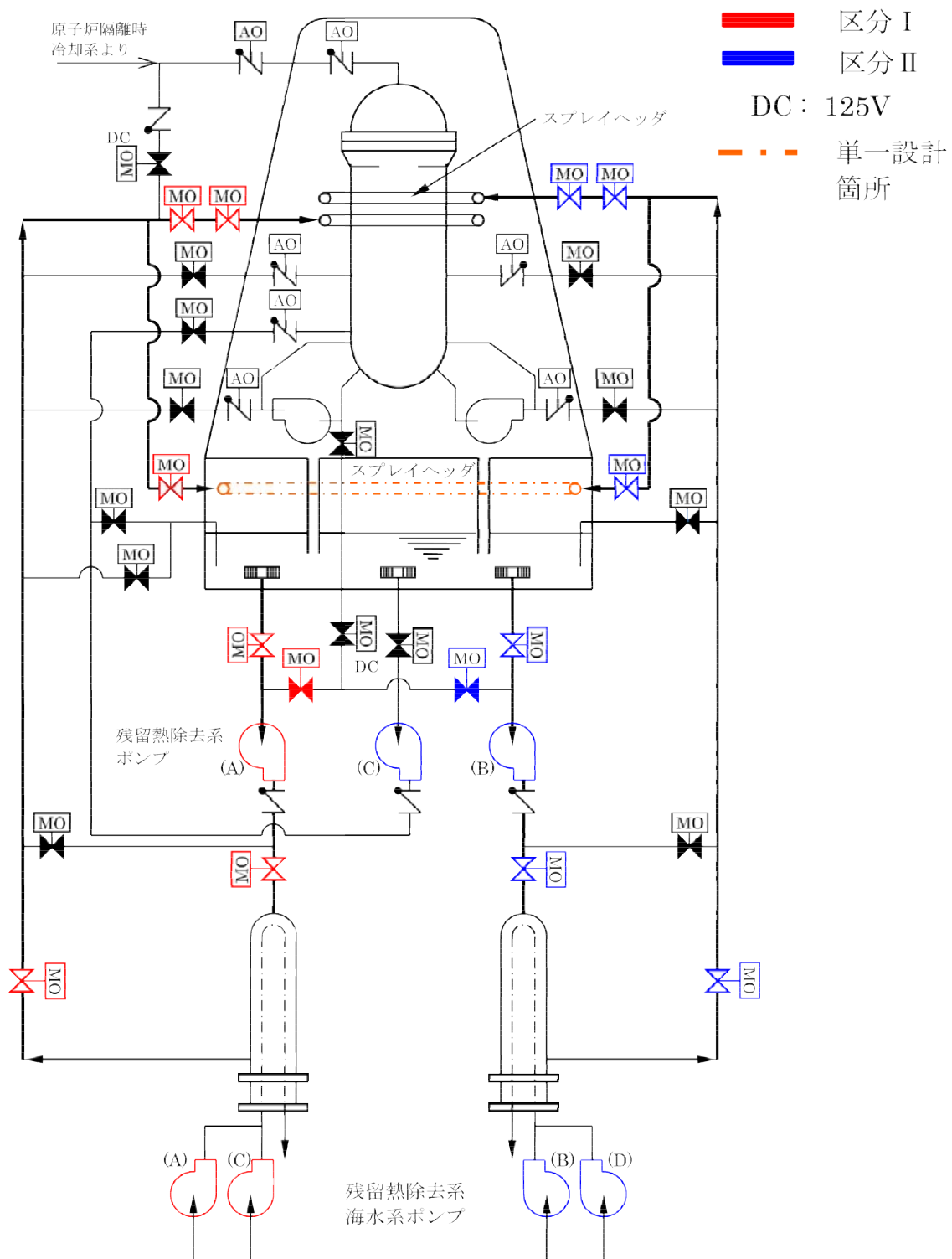
第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	10	
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	
系統・機器	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	
多重性又は多様性	無	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>配管の一部が単一設計となっている。</u>
独立性	有	(1)原子炉建屋ガス処理系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉建屋ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。 (3)原子炉建屋ガス処理系の動的機器、フィルタユニットは2系統あり、電源はそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート機能の故障により両系統が機能喪失しないよう設計されている。 また、非常用ガス再循環系のフィルタユニットのドレンラインはそれぞれ異なる床ドレンファンネルに排水しており、2系統が同時に機能喪失することはない。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第10-1図 原子炉建屋ガス処理系	



第 10-1 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

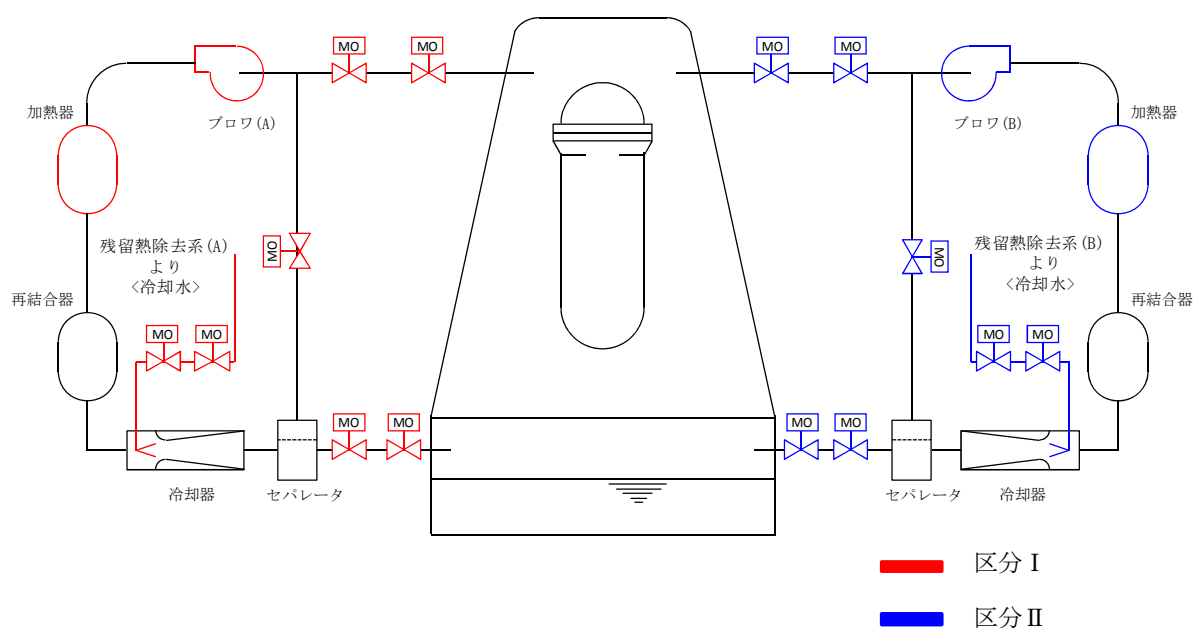
No.	11	
安全機能	格納容器の冷却機能	
系統・機器	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	
多重性又は多様性	無	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の動的機器は多重性を有している。 ただし、 <u>スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。</u>
独立性	有	(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は 2 系統あり、系統分離が図られているが、スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については単一設計であって、2 系統と接続している。 (3) 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、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (4) 電源、冷却水については、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されており、1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (5) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。 上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は 24 時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第 11-1 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	



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

第 11-1 図 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 系統概略図

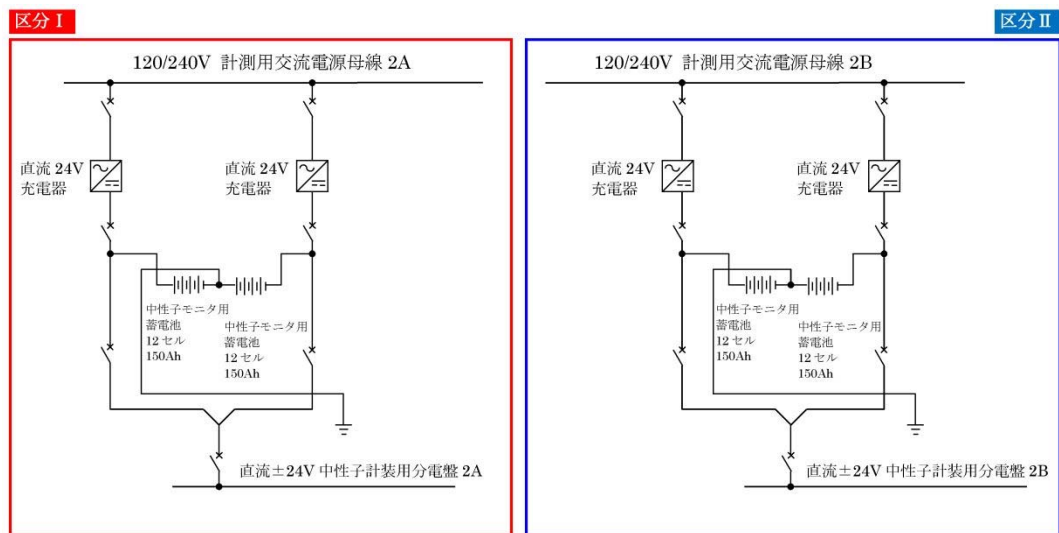
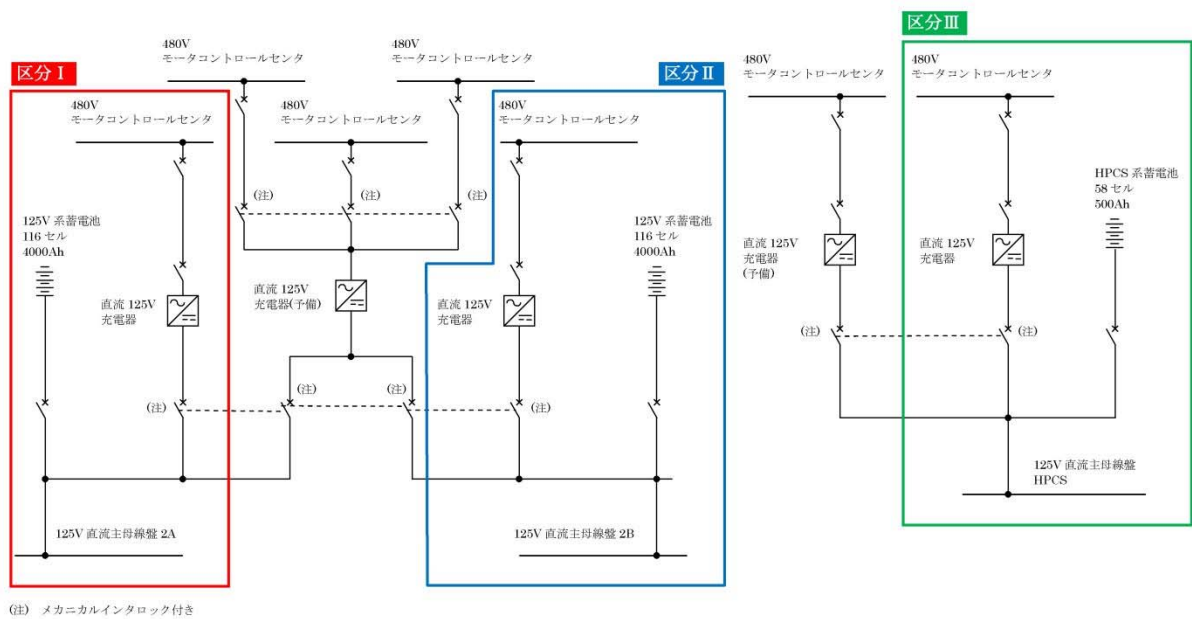
No.	12	
安全機能	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
系統・機器	可燃性ガス濃度制御系	
多重性又は多様性	有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。
独立性	有	(1) 可燃性ガス濃度制御系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。 (2) 可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、系統分離が図られている。 (3) 可燃性ガス濃度制御系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (4) 電源、冷却水については、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おり、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第12-1図 可燃性ガス濃度制御系	



第12-1図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

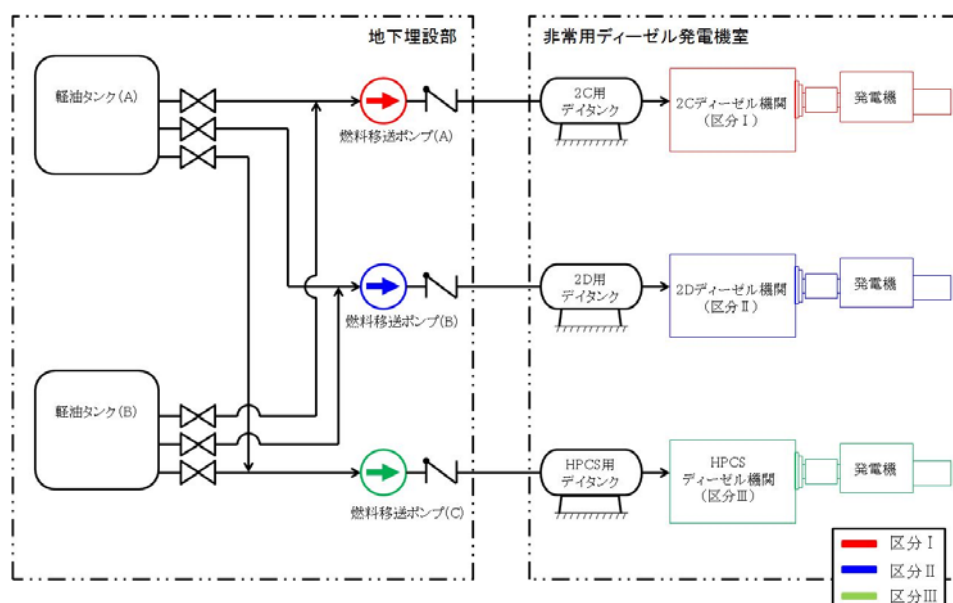
No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。 (2)非常用所内電源設備は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。 (3)非常用所内電源設備は、異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており、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、電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により、共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図 非常用所内電源設備	

No.	14	
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	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源、中性子モニタ用はそれぞれ3区分、2区分設置しており、それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源系（直流電源系統）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。 (2)非常用所内電源系（直流電源系統）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、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)非常用所内電源系（直流電源系統）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。 上記(1)～(3)により、共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第14-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	

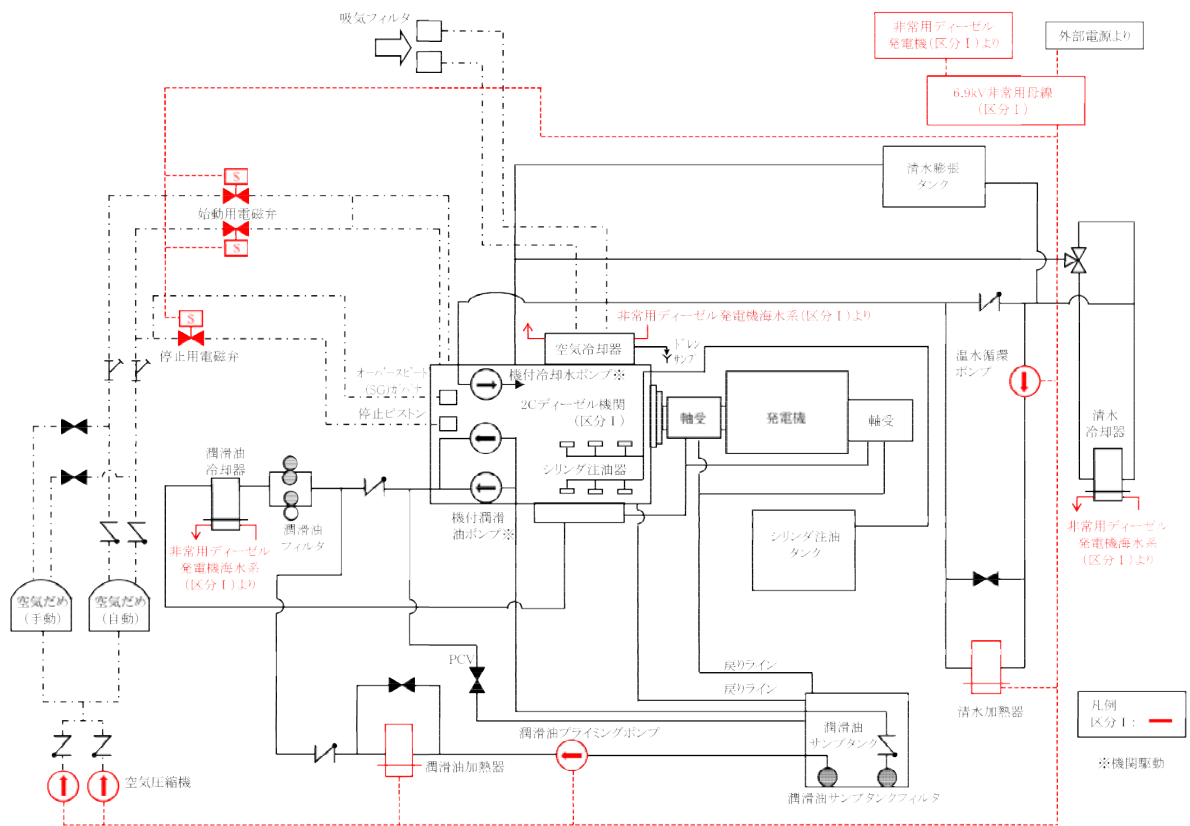


第 14-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

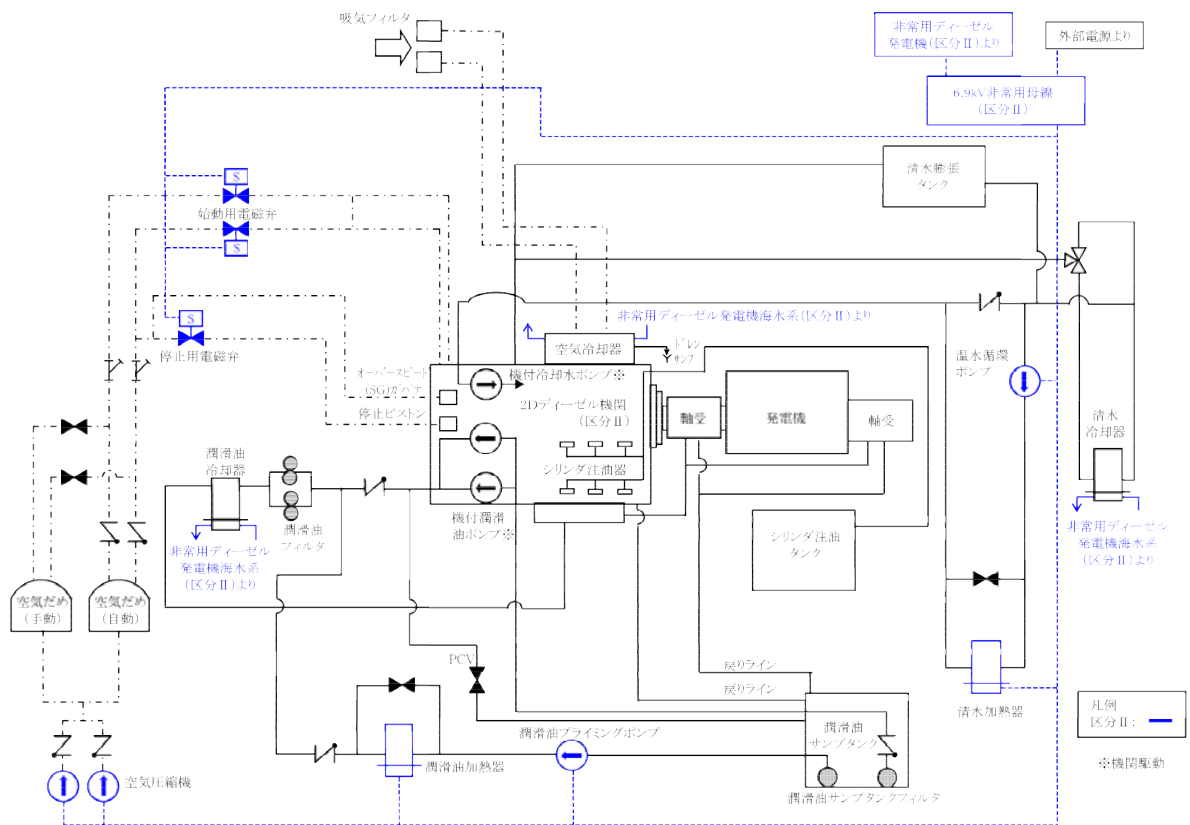
No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台の、計 3 台設置している。 また、各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系、冷却水系及び燃料移送系）を設置しており、多重性を有している。 現有設備では、軽油貯蔵タンクが 1 基であり、単一設計となっている。しかし、今回の申請にて軽油貯蔵タンクは 2 基に変更し、多重性を有する設計とする。
独立性	有	(1)ディーゼル発電機設備は、原子炉建屋附属棟内に設置しており、原子炉建屋附属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。 (2)ディーゼル発電機設備は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (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。 (4)軽油貯蔵タンクは、耐震 S クラス設備として設計するとともに、独立性を有する設計とする。 上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって全ての系統又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系 第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備（2C） 第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備（2D） 第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備（HPCS） 第 15-3 図 ディーゼル室換気系	



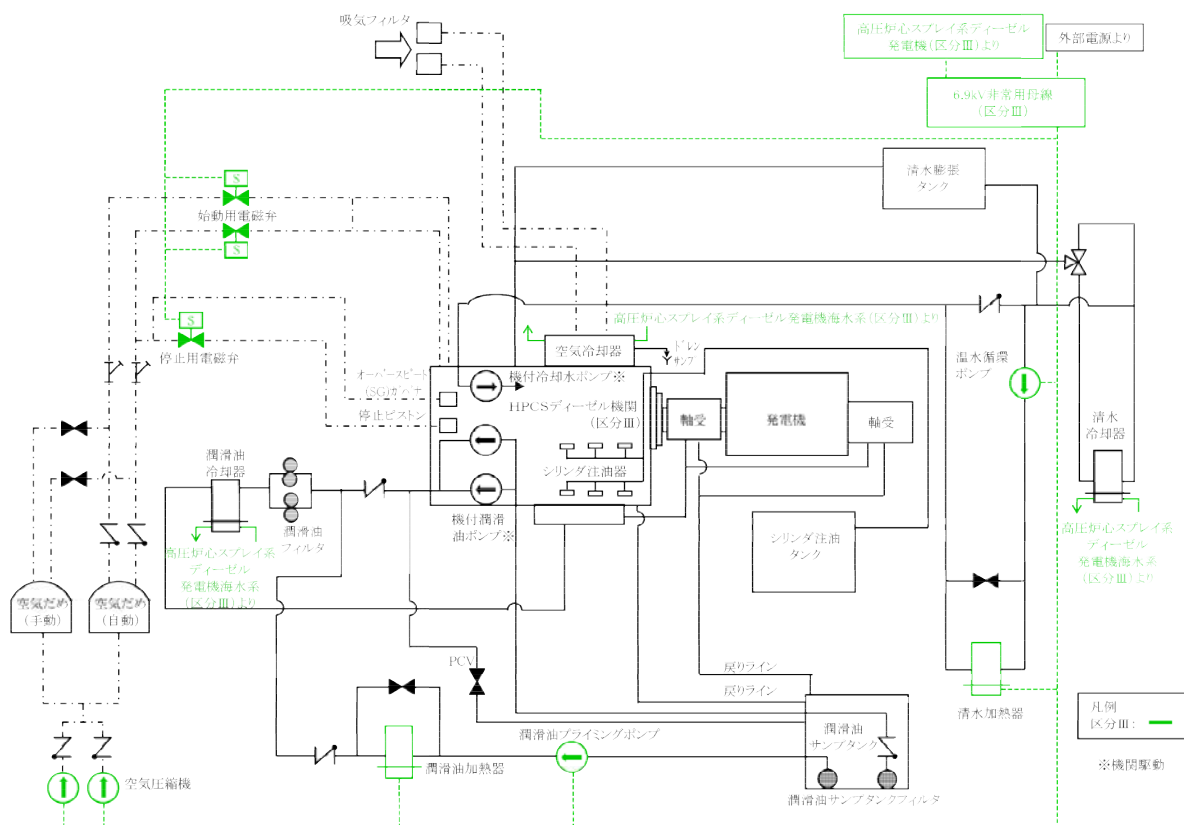
第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系 系統概略図



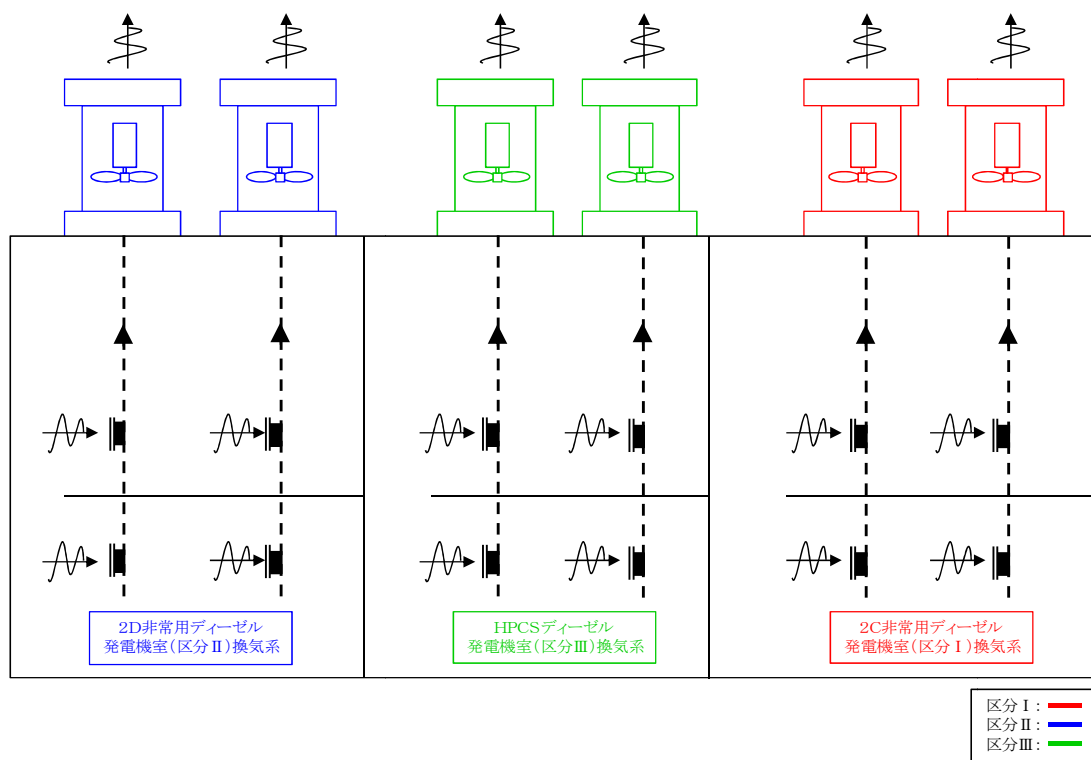
第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備（2 C） 系統概略図



第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備（2 D） 系統概略図

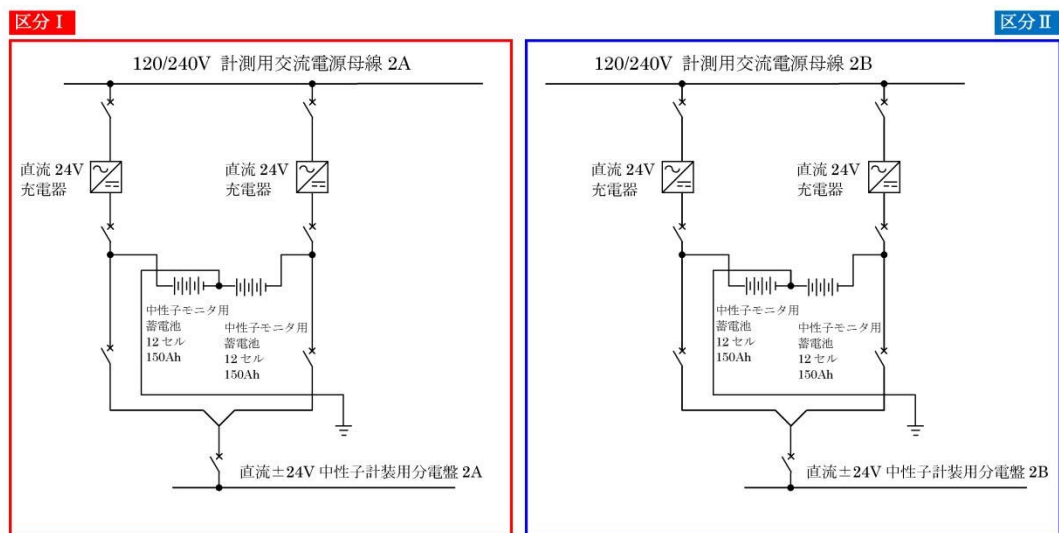
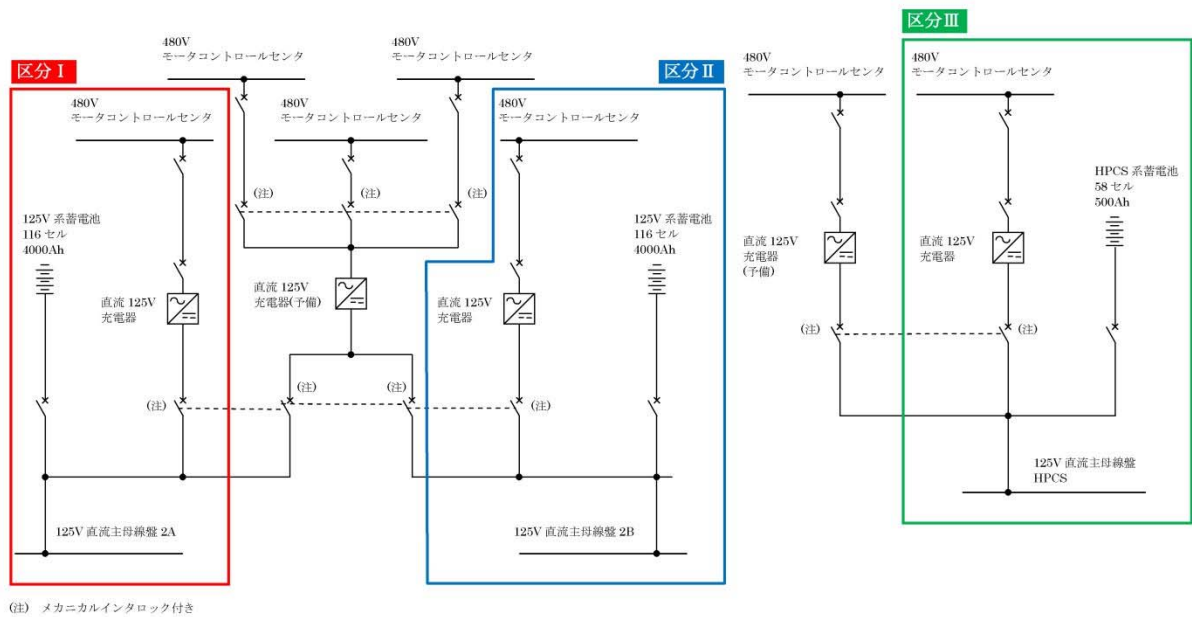


第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備 (HPCS) システム概略図



第 15-3 図 ディーゼル室換気系 システム概略図

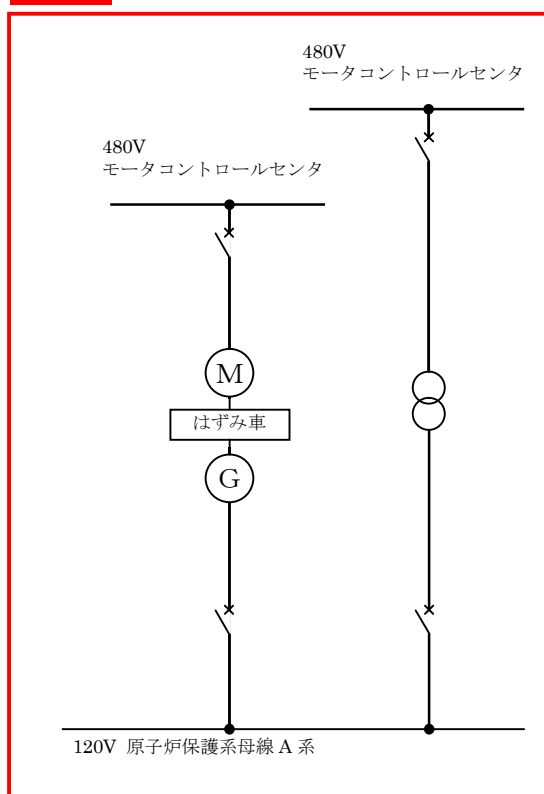
No.	16	
安全機能	非常用の直流電源機能	
系統・機器	直流電源設備	
多重性又は多様性	有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ 3 区分，2 区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1) 直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。 (2) 直流電源設備は，いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3) 直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 16-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系）	



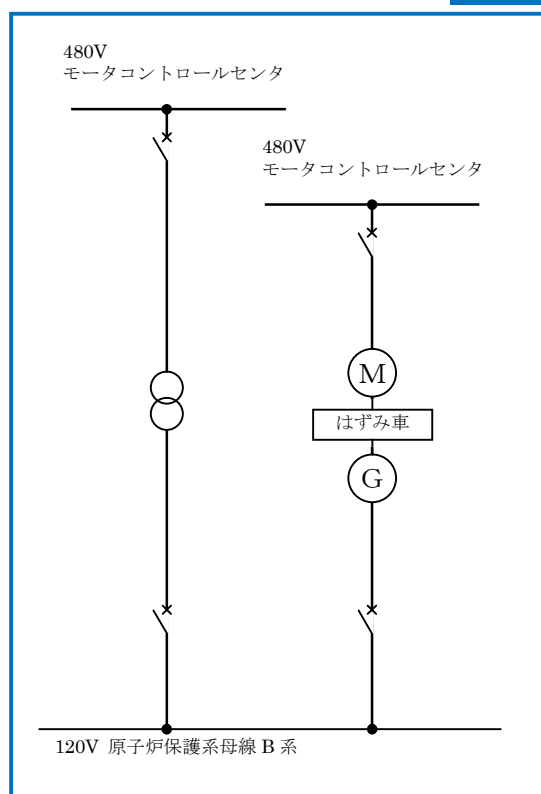
第 16-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

No.	17	
安全機能	非常用の計測制御用電源機能	
系統・機器	計測制御用電源設備	
多重性又は多様性	有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	(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。 (2)計装用電源設備を構成している母線及び分電盤等は、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、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (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。 上記(1)～(3)により、共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第17-1図 計装用電源設備	

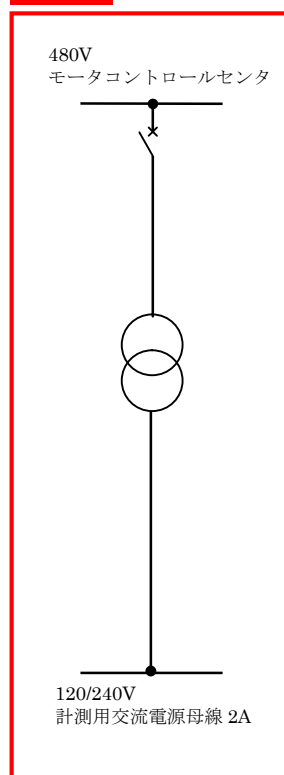
区分Ⅰ



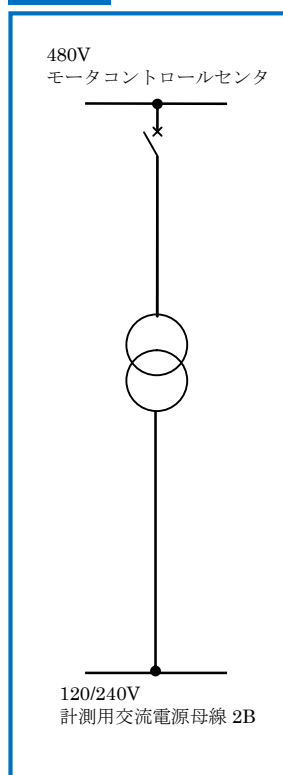
区分Ⅱ



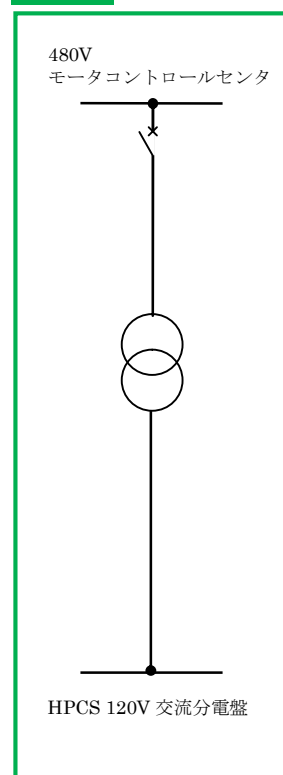
区分Ⅰ



区分Ⅱ

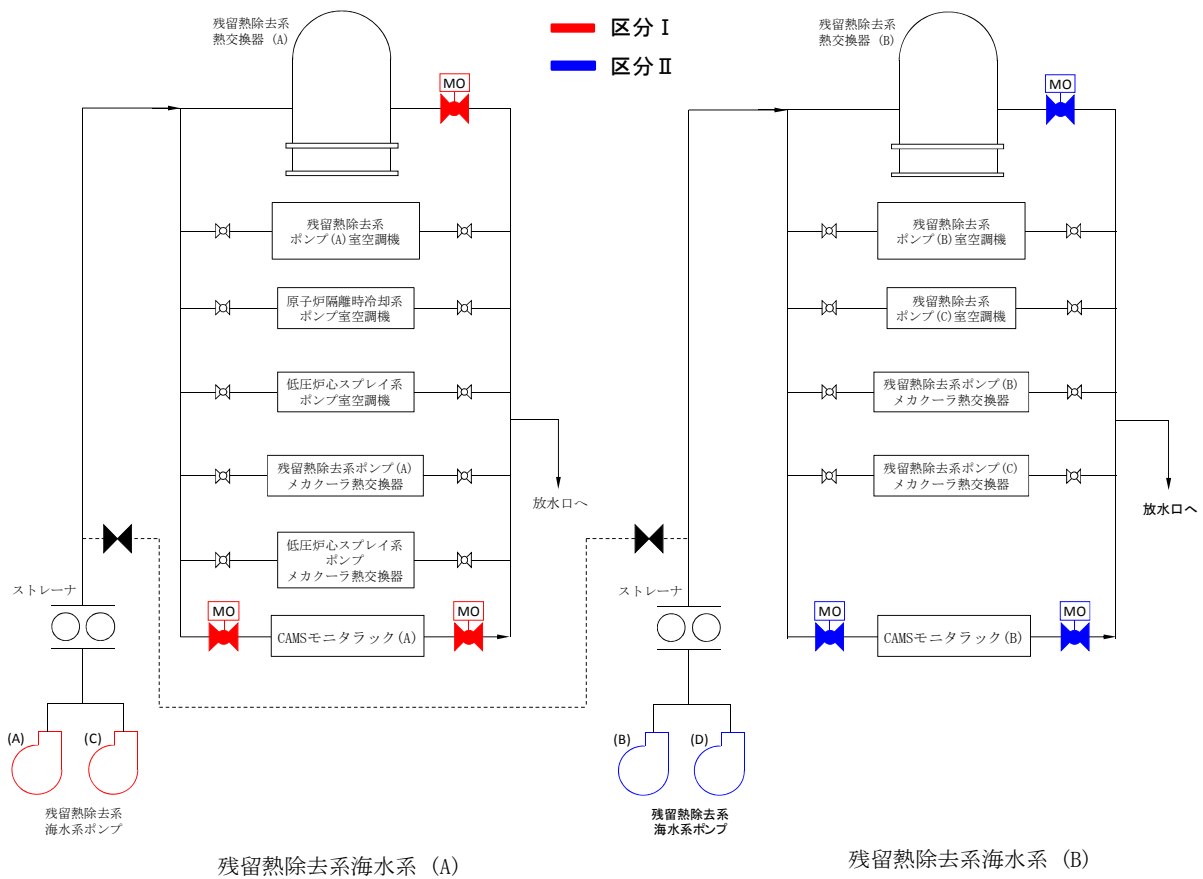


区分Ⅲ

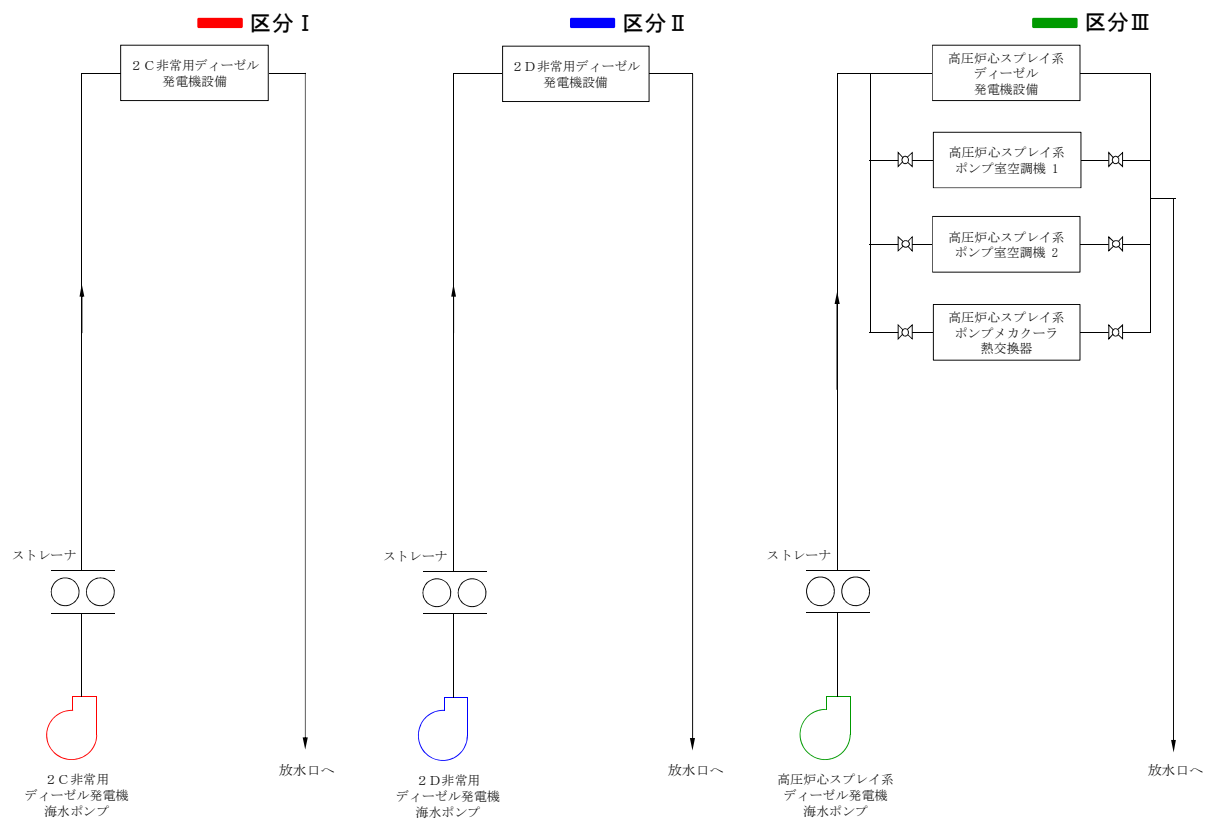


第 17-1 図 計装用電源設備 系統概略図

No.	18, 19	
安全機能	補機冷却機能 冷却用海水供給機能	
系統・機器	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	
多重性又は多様性	有	残留熱除去系海水系は2系統設置しており，多重性を有している。 ディーゼル発電機海水系は，非常用ディーゼル発電機海水系が2系統，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が1系統の3系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は，二次格納施設外の環境条件において，健全に動作するよう設計している。 (2)残留熱除去系海水系，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源については，残留熱除去系海水系は区分Ⅰ，区分Ⅱ，非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲの異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系海水系にはタイラインがあるが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。 上記(1)～(4)により，共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第 19-1 図 残留熱除去系海水系 第 19-2 図 ディーゼル発電機海水系	

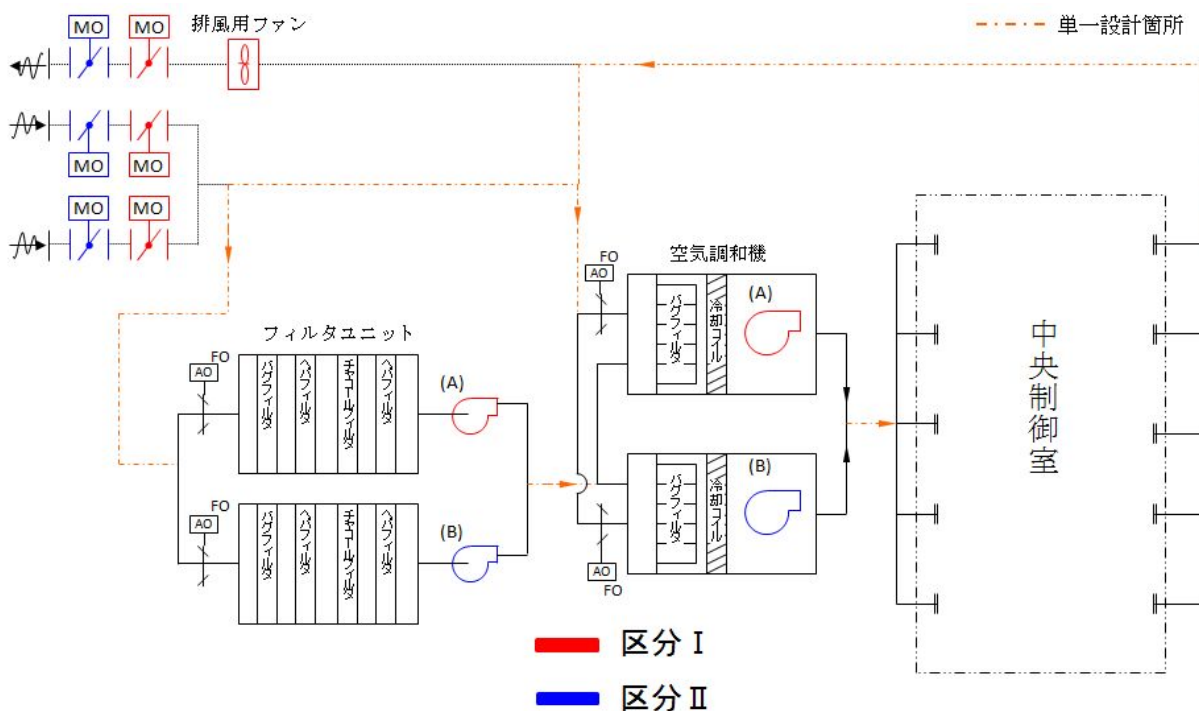


第 19-1 図 残留熱除去系海水系 系統概略図



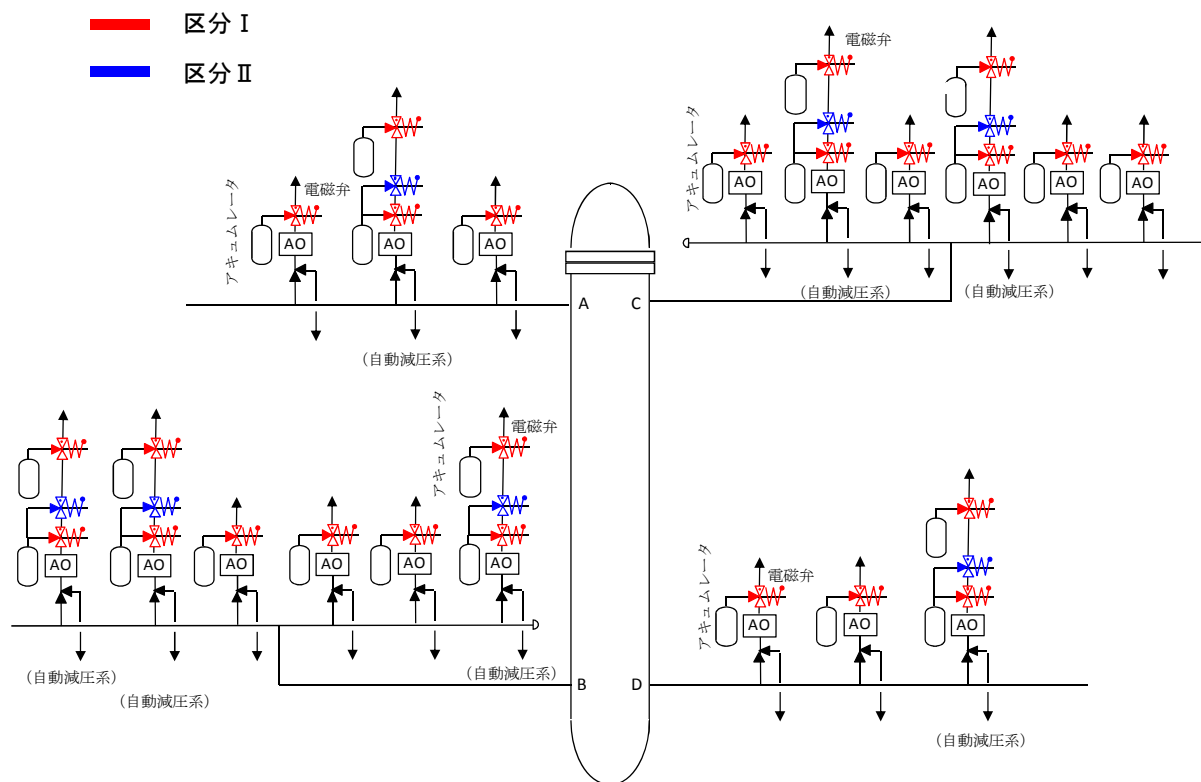
第 19-2 図 ディーゼル発電機海水系 系統概略図

No.	20	
安全機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	
系統・機器	中央制御室換気系	
多重性又は多様性	無	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>ダクトの一部が単一設計となっている。</u>
独立性	有	(1) 中央制御室換気系は、二次格納施設外の環境条件において健全に動作するように設計している。 (2) 中央制御室換気系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。 (3) 中央制御室換気系の動的機器、フィルタユニットは多重化されており、電源はそれぞれ異なる区分から供給しており、1 系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は 24 時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第 20-1 図 中央制御室換気系	

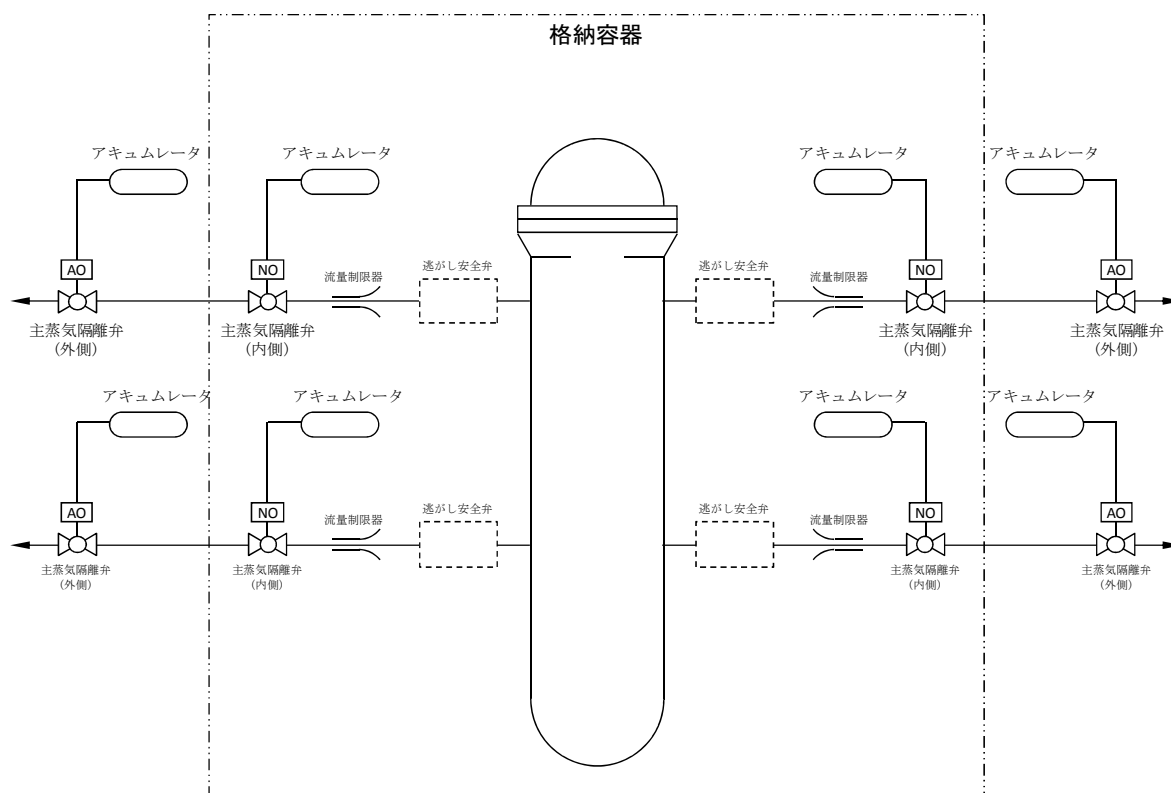


第 20-1 図 中央制御室換気系 系統概略図

No.	21	
安全機能	圧縮空気供給機能	
系統・機器	逃がし安全弁〔18 個〕及び自動減圧機能〔7 個〕のアクيومレータ並びに主蒸気隔離弁〔8 個〕のアクيومレータ	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁のアクيومレータは 18 個の弁それぞれに設置されており、このうち 7 個の弁には自動減圧系のアクيومレータも別途設置されている。 また、主蒸気隔離弁のアクيومレータについても 8 個の弁それぞれに設置されている。 上記のとおり、弁そのものが多重性を有しており、それぞれ個別にアクيومレータを有していることから、アクيومレータについても多重性を有している。
独立性	有	(1) 逃がし安全弁、自動減圧機能、主蒸気隔離弁のアクيومレータは、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。 (2) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアクيومレータは、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアクيومレータは、それぞれの弁に設置し、4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系についても、逃がし安全弁(自動減圧系)、主蒸気隔離弁の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアクيومレータの使用期間は 24 時間以上の長期間。 主蒸気隔離弁のアクيومレータの使用期間は主蒸気隔離弁が閉止するまでであり、24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 第 21-2 図 主蒸気隔離弁	

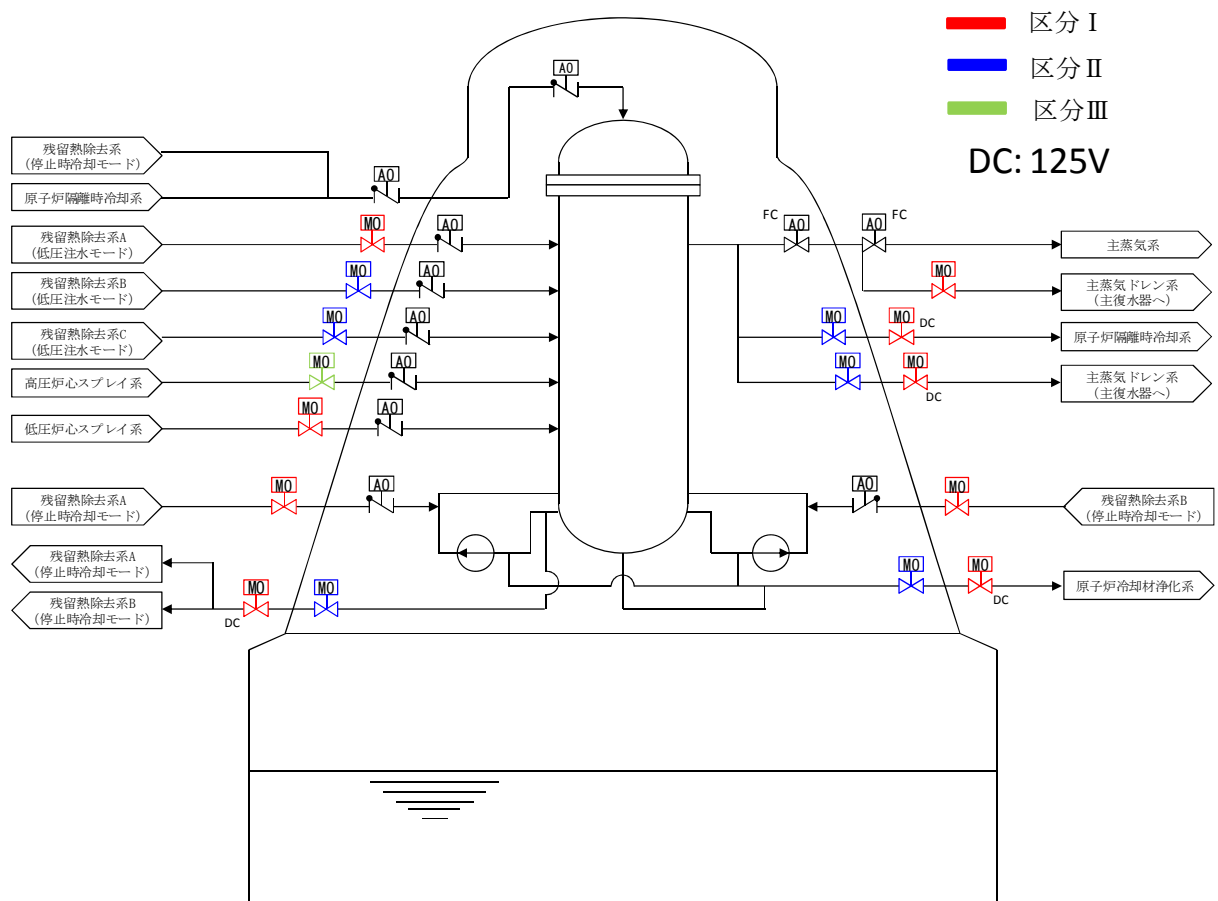


第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



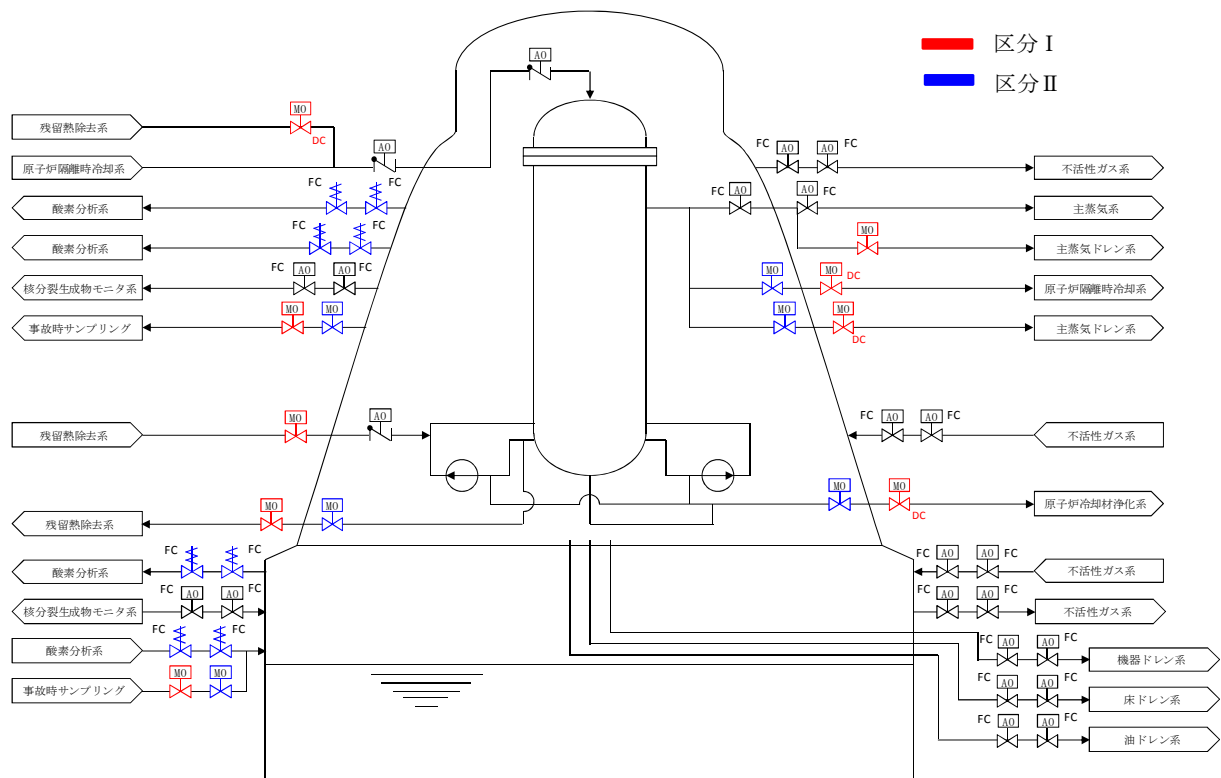
第 21-2 図 主蒸気隔離弁 系統概略図

No.	22	
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	
系統・機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。 ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに電動弁の場合には駆動電源の区分を分離している。 ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに空気作動弁の場合にはフェイルクローズとなる設計としている。 ・第1隔離弁と第2隔離弁のうち一方が逆止弁の場合には、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第22-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	



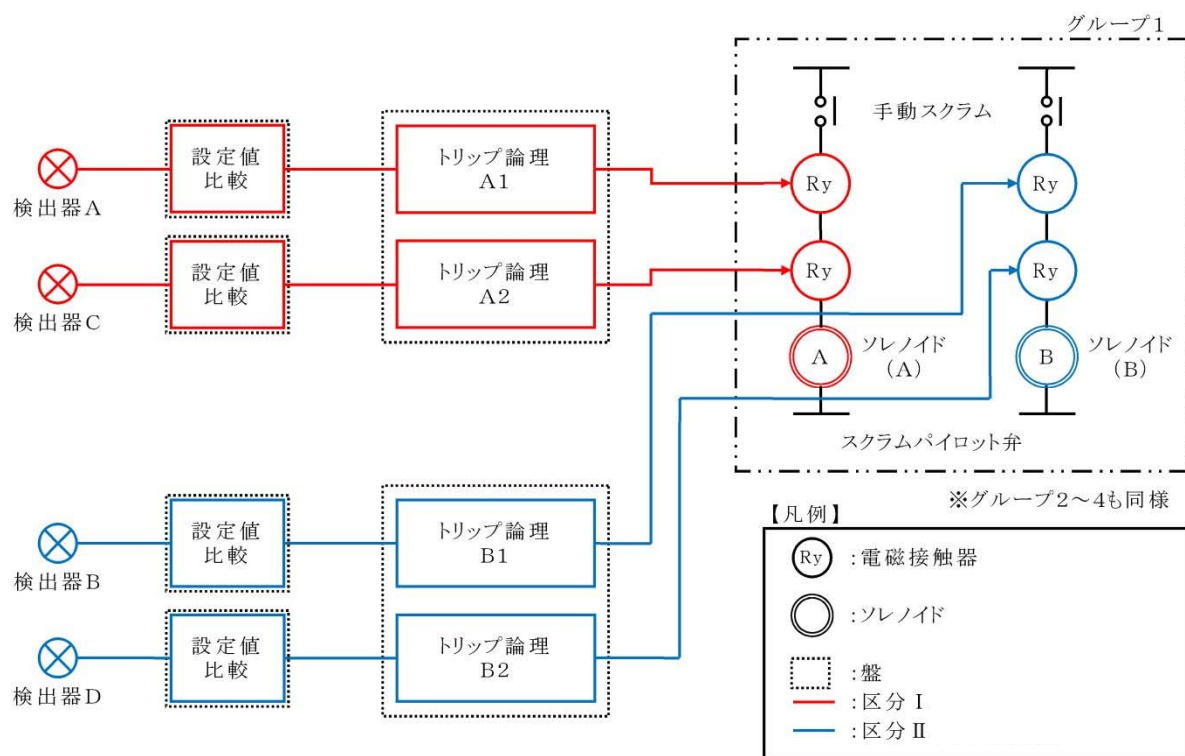
第 22-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	23	
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	
系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	(1)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについては、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。 ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁である場合は、駆動電源の区分を分離している。 ・空気作動弁や電磁弁については、フェイルクローズとなる設計としている。 ・逆止弁については、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第23-1図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	



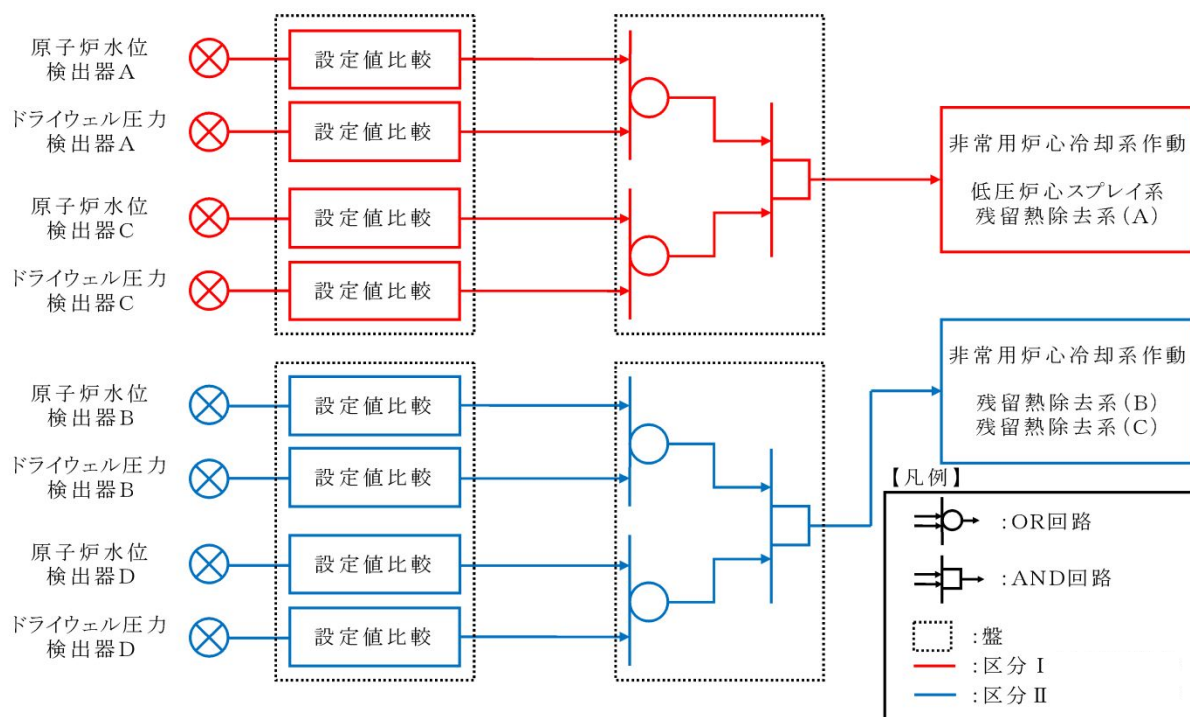
第 23-1 図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	24	
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	
系統・機器	安全保護系（スクラム機能）	
多重性又は多様性	有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。
独立性	有	(1)原子炉緊急停止系は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉緊急停止系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉緊急停止系は、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。 上記(1)～(3)により、共通要因又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。
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラムのタイミングのみで短期間。
系統概略図	第 24-1 図 原子炉緊急停止系の安全保護回路	

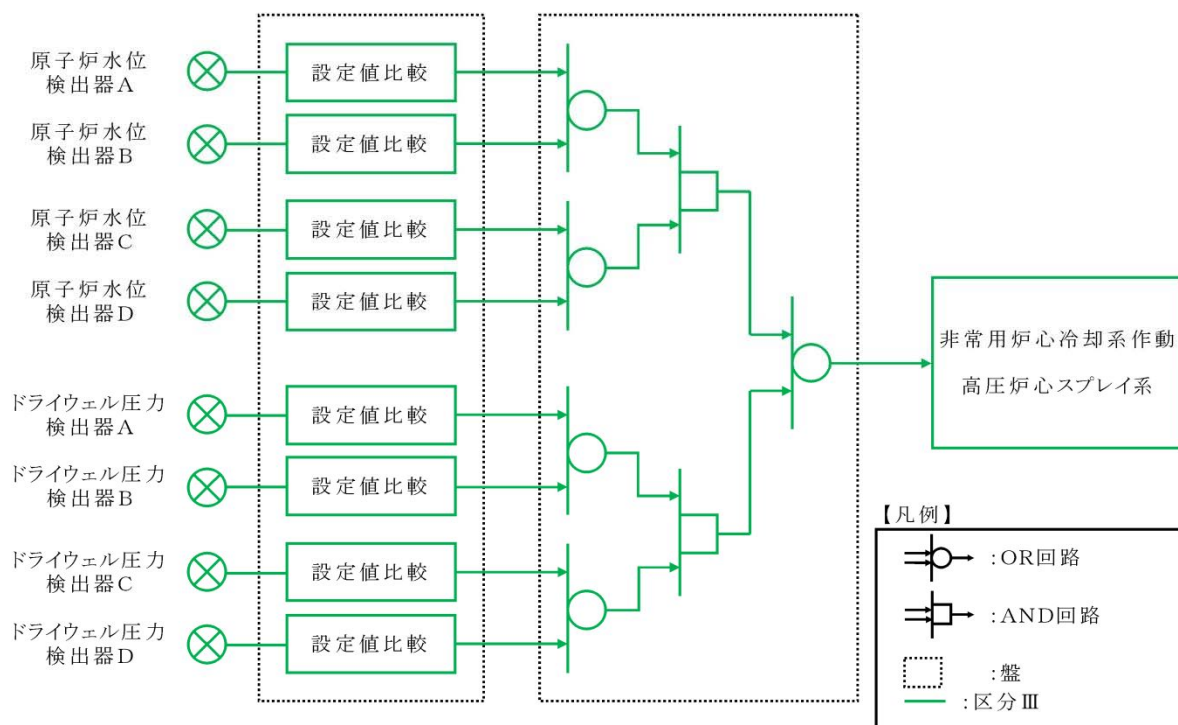


第 24-1 図 原子炉緊急停止系の安全保護回路 系統概略図

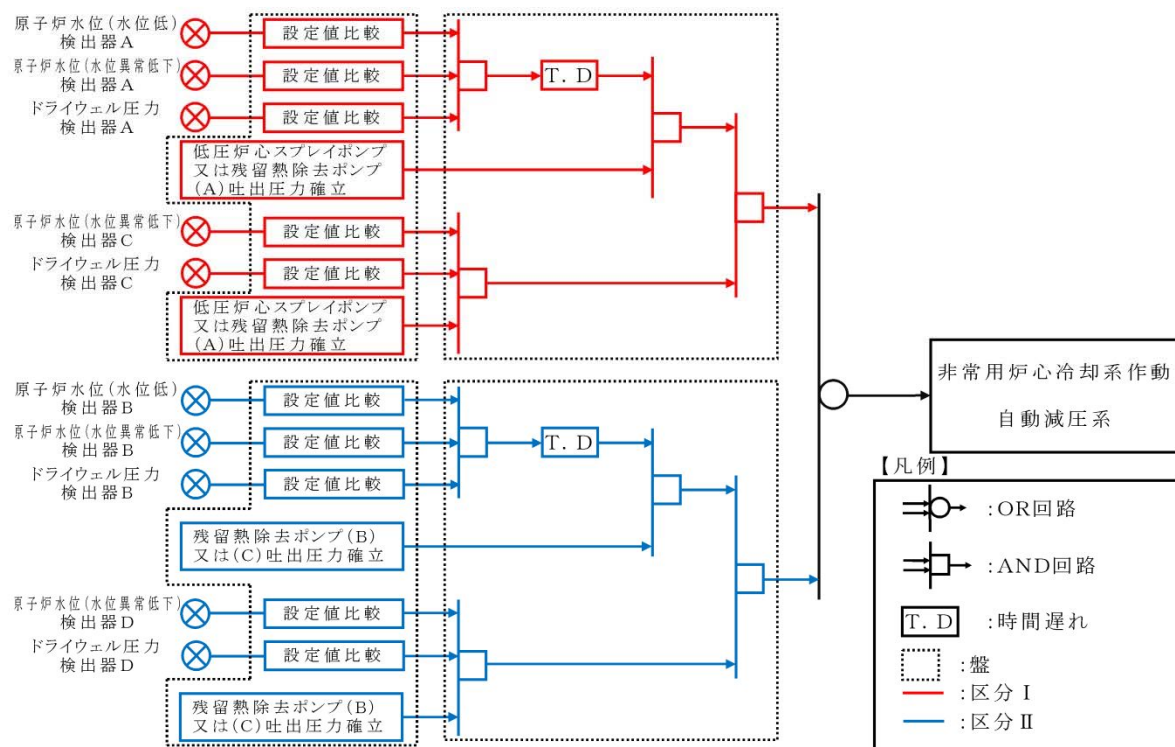
No.	25	
安全機能	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
系統・機器	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	
多重性又は多様性	有	非常用炉心冷却系作動（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系）の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた複数の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。 非常用炉心冷却系作動（自動減圧系）の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。 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。 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。 原子炉建屋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。
独立性	有	(1)各回路は，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。 (2)各回路は耐震Sクラス設備として設計している。また，その区分に応じ，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する。 (3)各回路は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，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。 上記(1)～(3)により，共通要因又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。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第25-1-1図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系） 第25-1-2図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系） 第25-1-3図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系） 第25-2図 主蒸気隔離の安全保護回路 第25-3図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 第25-4-1図 原子炉建屋ガス処理系(A)作動の安全保護回路 第25-4-2図 原子炉建屋ガス処理系(B)作動の安全保護回路	



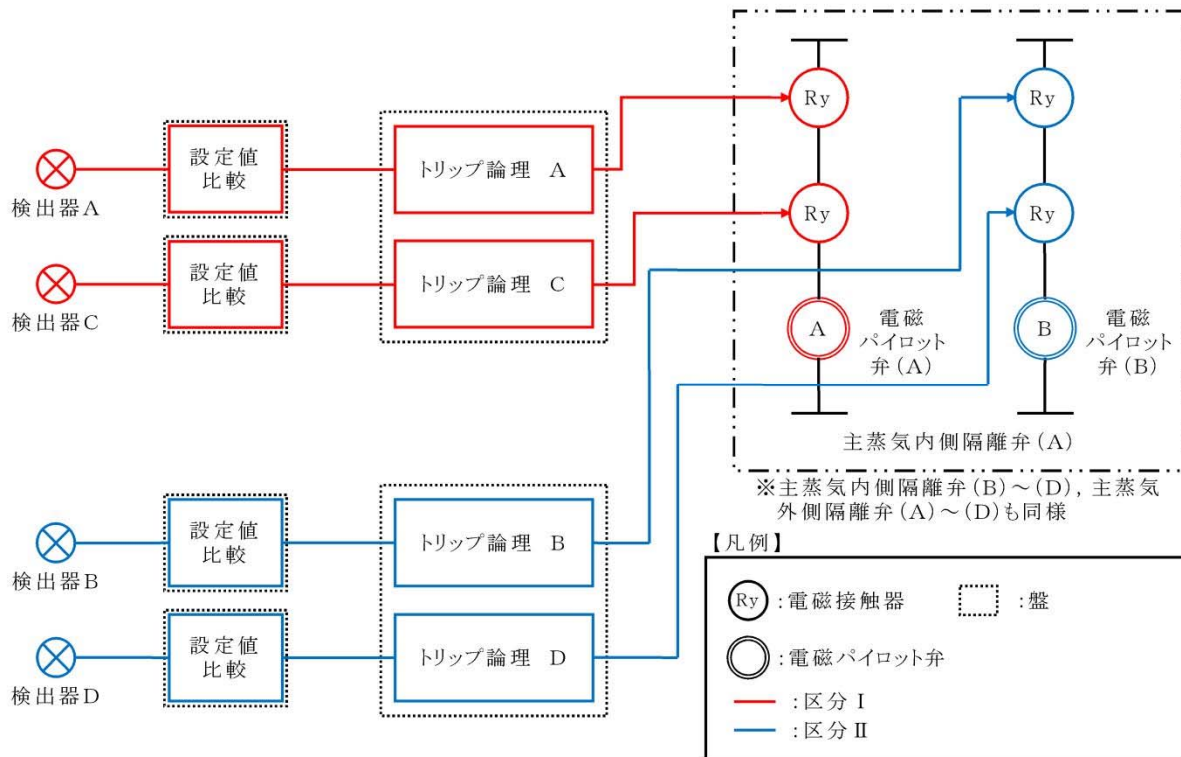
第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）系統概略図



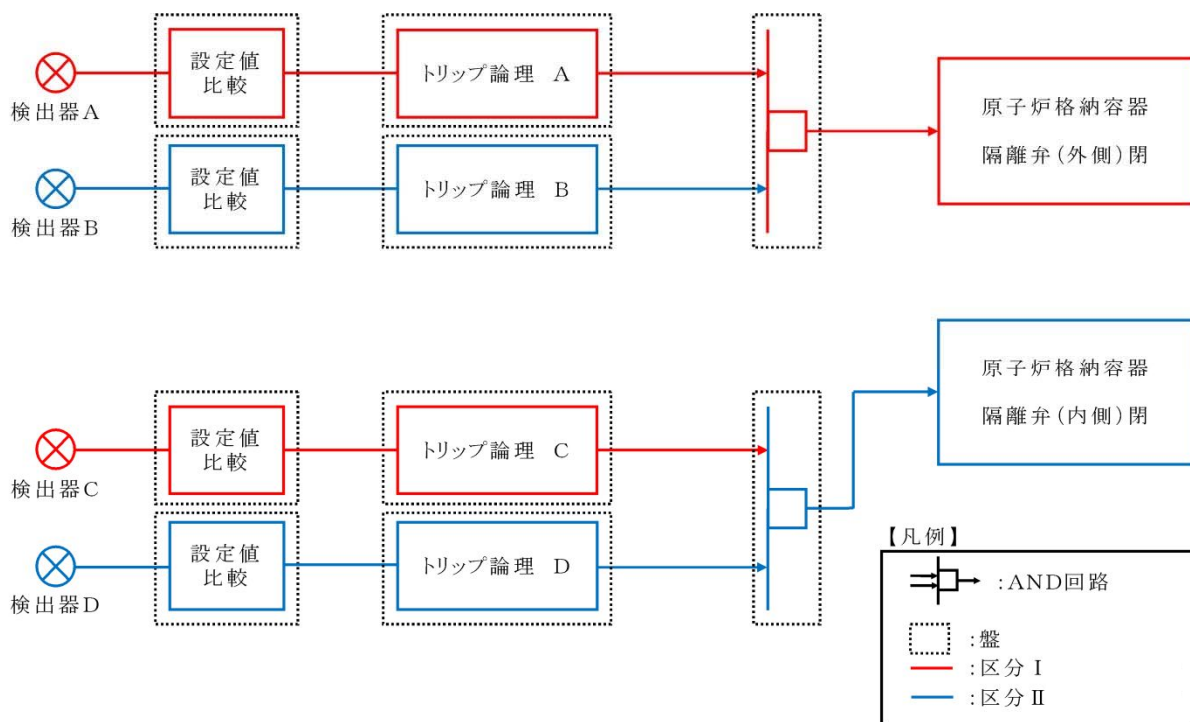
第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）系統概略図



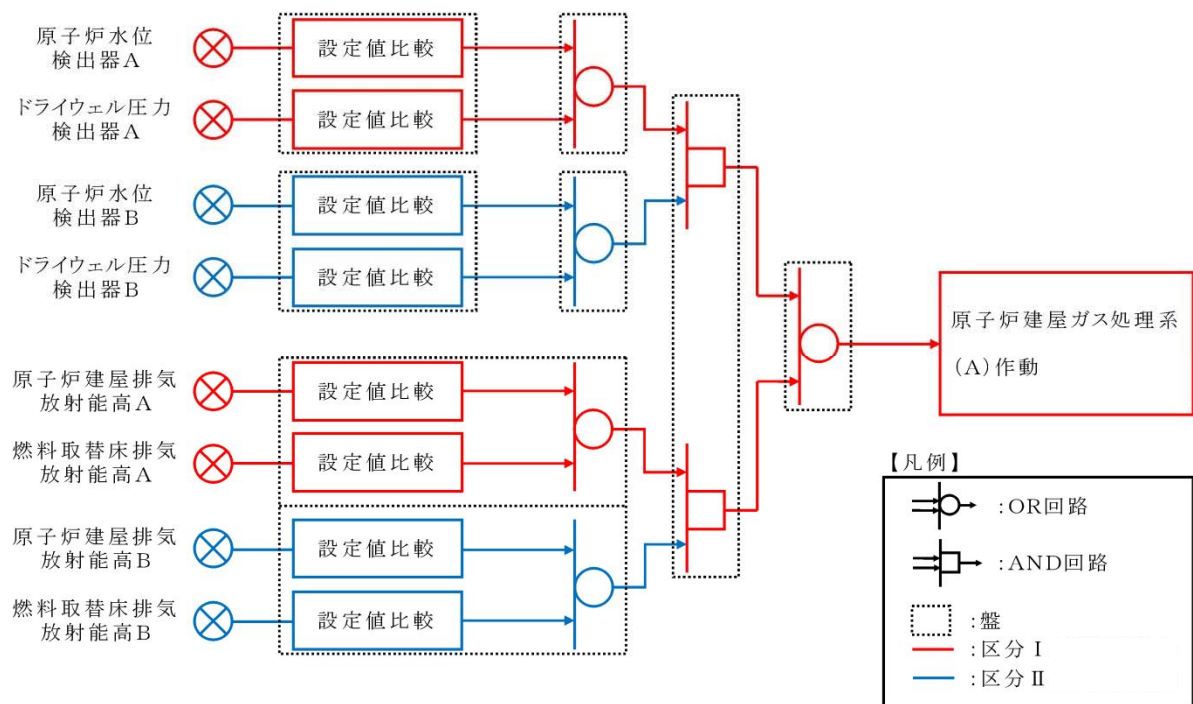
第 25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系） 系統概略図



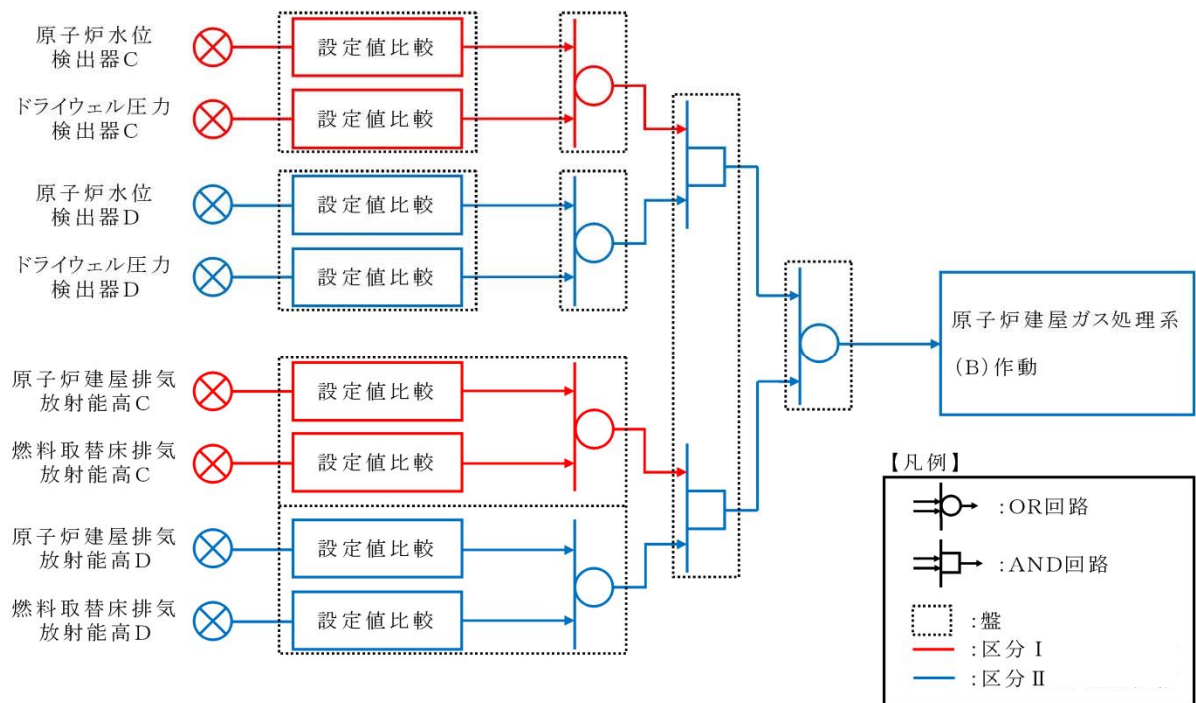
第 25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路 系統概略図



第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 系統概略図

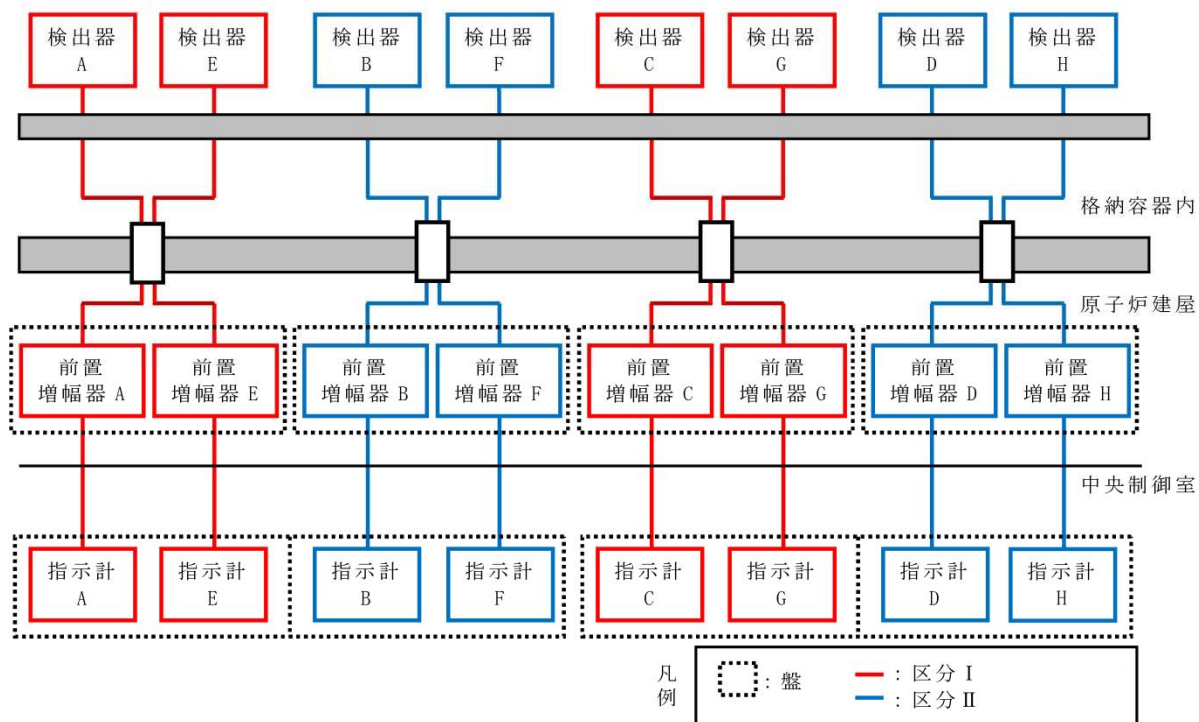


第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系 (A) 作動の安全保護回路 系統概略図

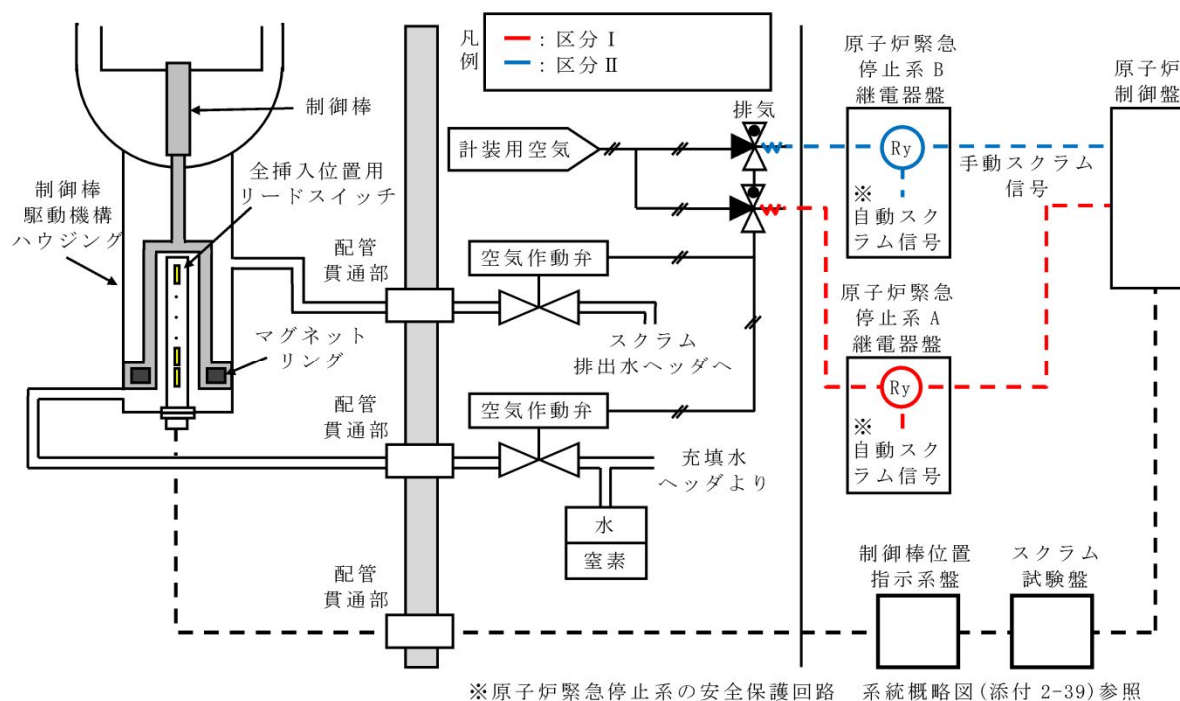


第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系 (B) 作動の安全保護回路 系統概略図

No.	26	
安全機能	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
系統・機器	起動領域計装	
	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	
多重性又は多様性	有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、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監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。
独立性	有	〈起動領域計装〉 (1) 起動領域計装は、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に設計している。 (2) 起動領域計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。 (3) 起動領域計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置しており、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。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。 〈原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備〉 原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより、原子炉の停止状態を把握する。 (1) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、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に設計している。 制御棒位置監視設備は、通常運転時の環境条件下において動作するように設計している。 (2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。 制御棒位置監視設備は、耐震Cクラス設備として設計している。 (3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、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。 制御棒位置監視設備と原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備とは、物理的分離を行っている。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第 26-1 図 起動領域計装 第 26-2 図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	

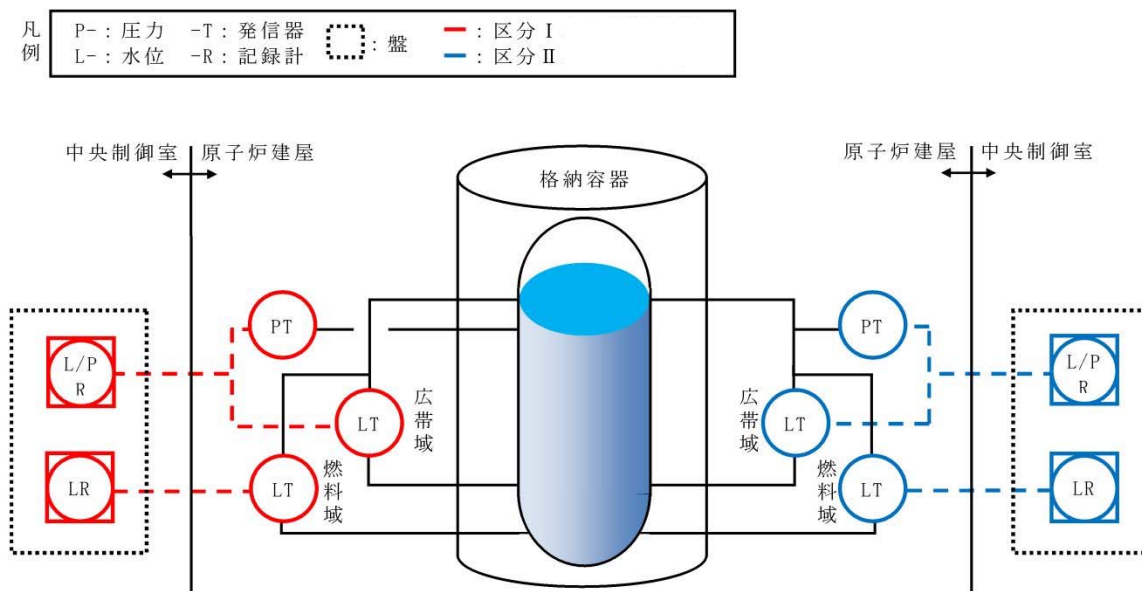


第 26-1 図 起動領域計装 系統概略図



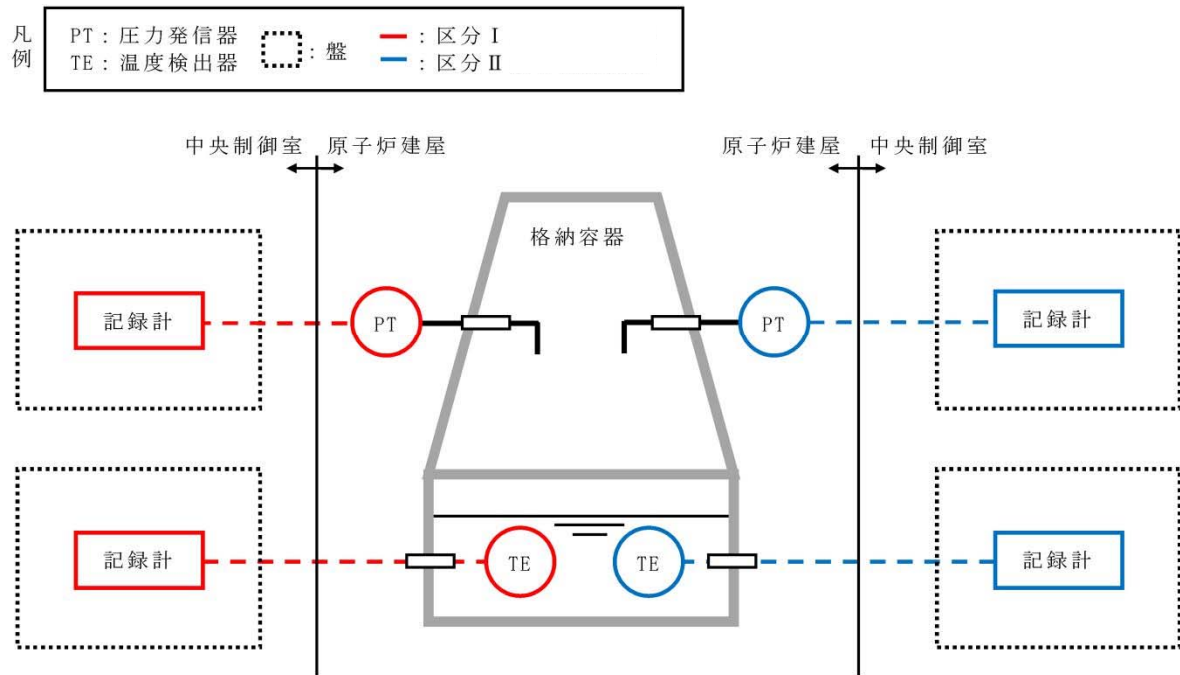
第 26-2 図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備 系統概略図

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，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。 (2)各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の盤内において離隔して設置しており，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。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装	

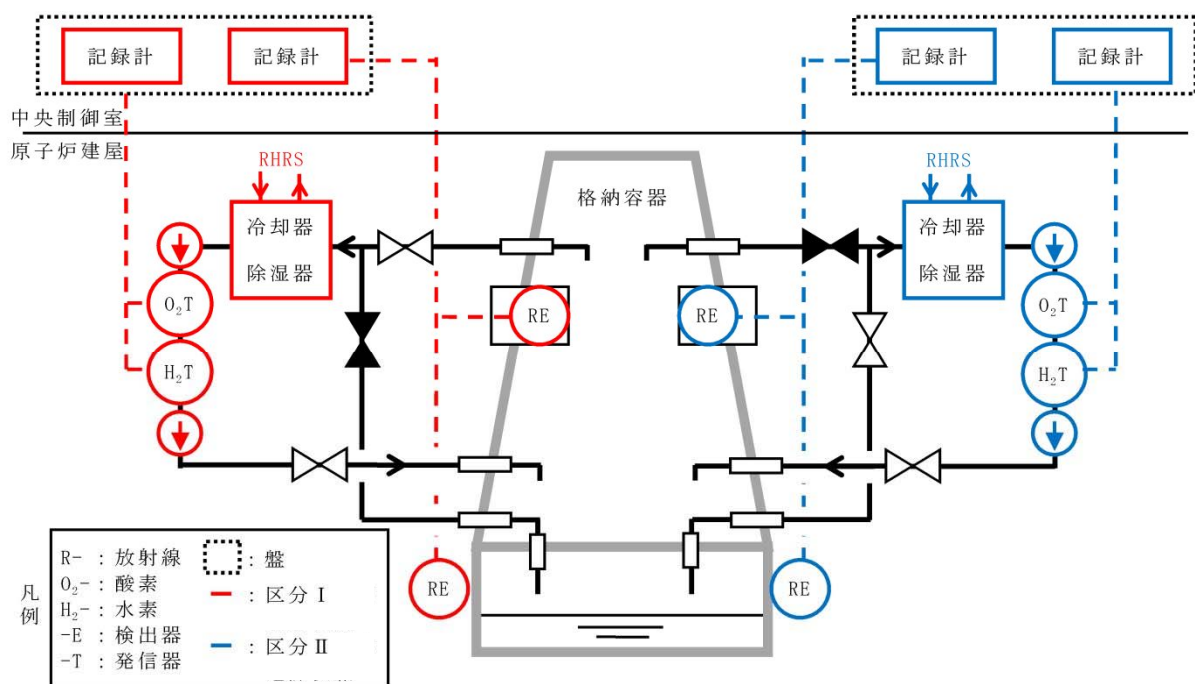


第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図

No.	28	
安全機能	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
系統・機器	原子炉格納容器圧力計装	
	サブプレッション・プール水温度計装	
	原子炉格納容器エリア放射線量率計装	
多重性又は多様性	有	各計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は、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。 (2)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は、耐震Sクラス設備として設計する。 また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、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。 (4)原子炉格納容器圧力計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置し、それぞれ分離して配置する設計とする。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、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設計とする。 上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	24時間以上の長期間。
系統概略図	第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装，サブプレッション・プール水温度計装 第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装	



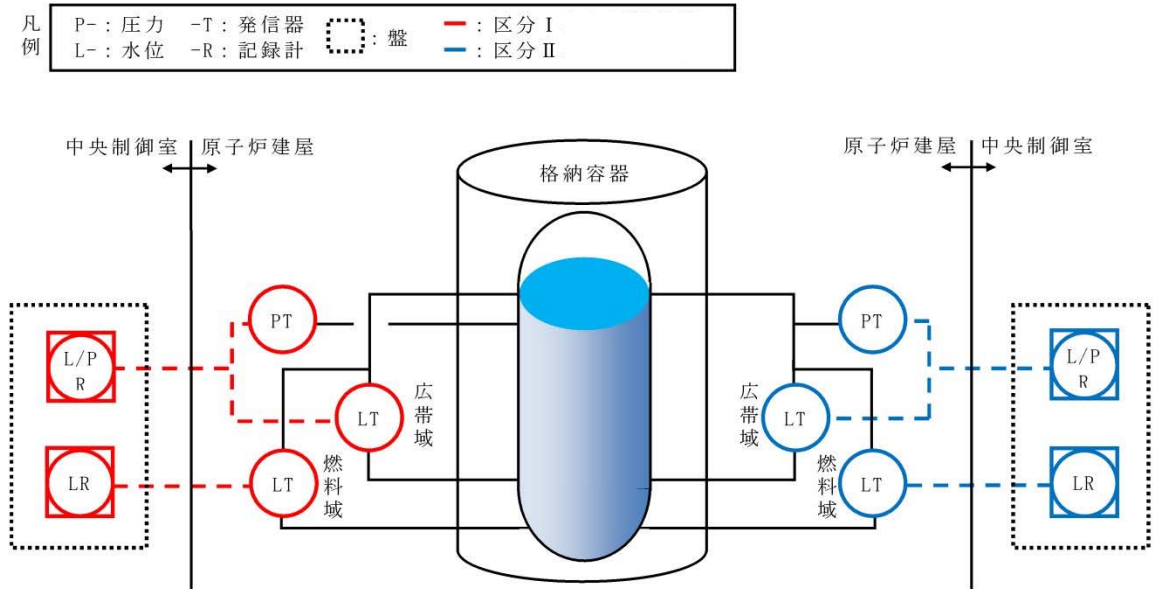
第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装，サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



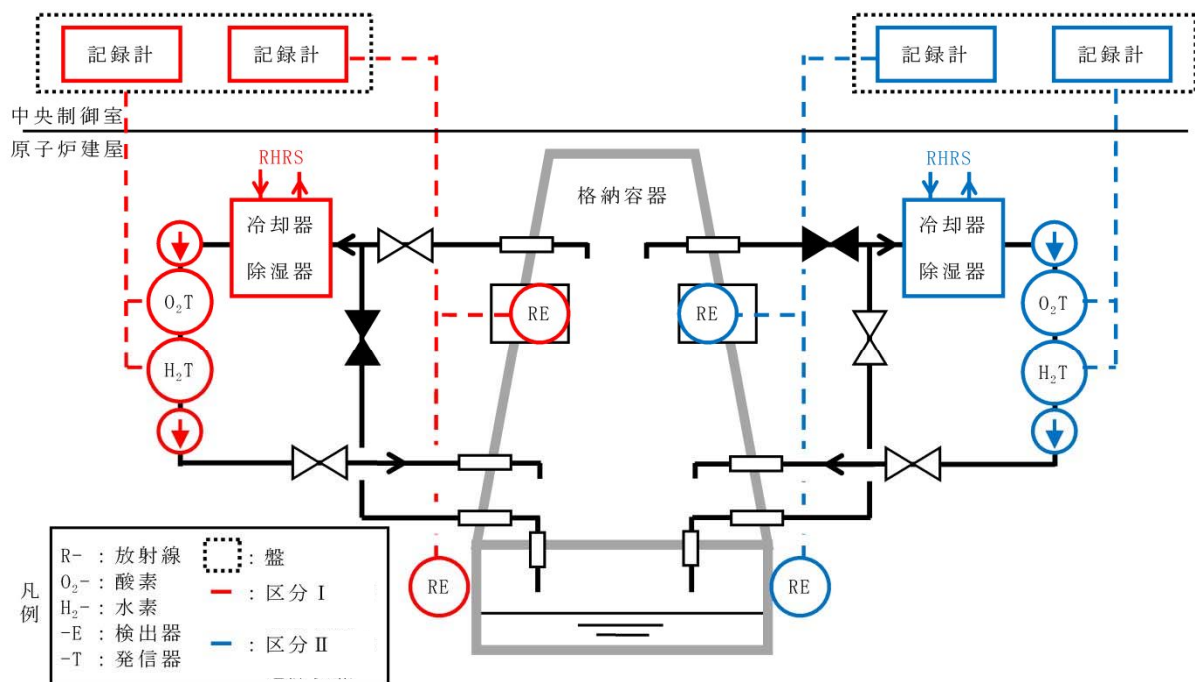
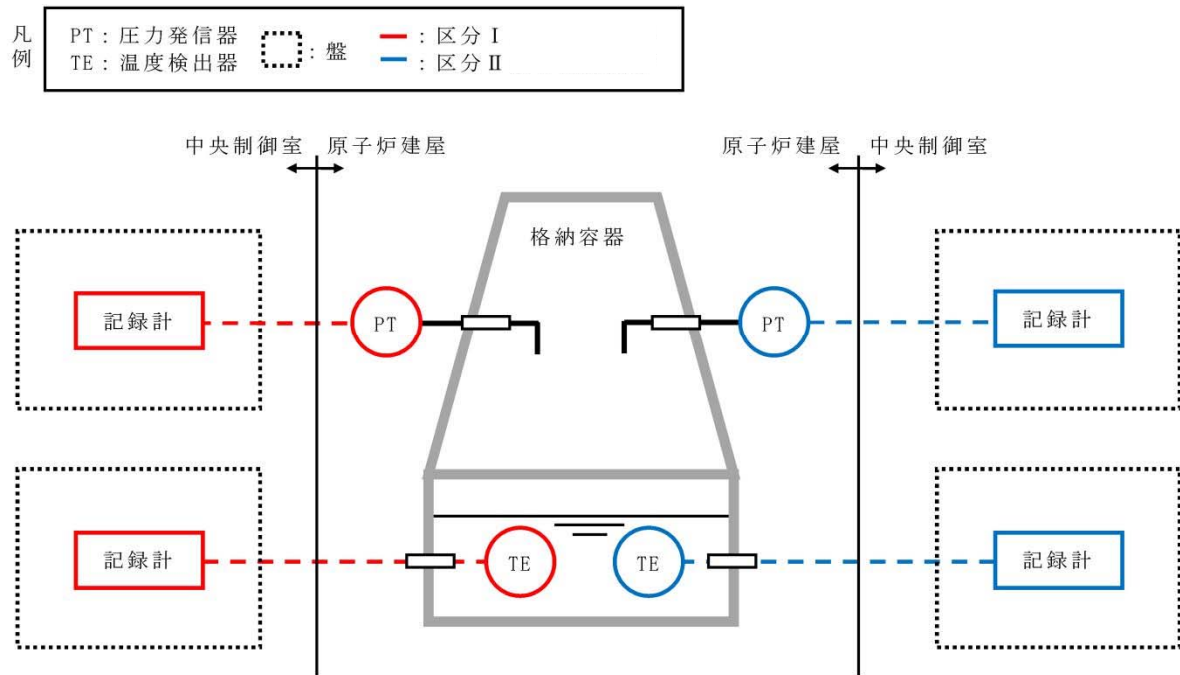
第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装 系統概略図

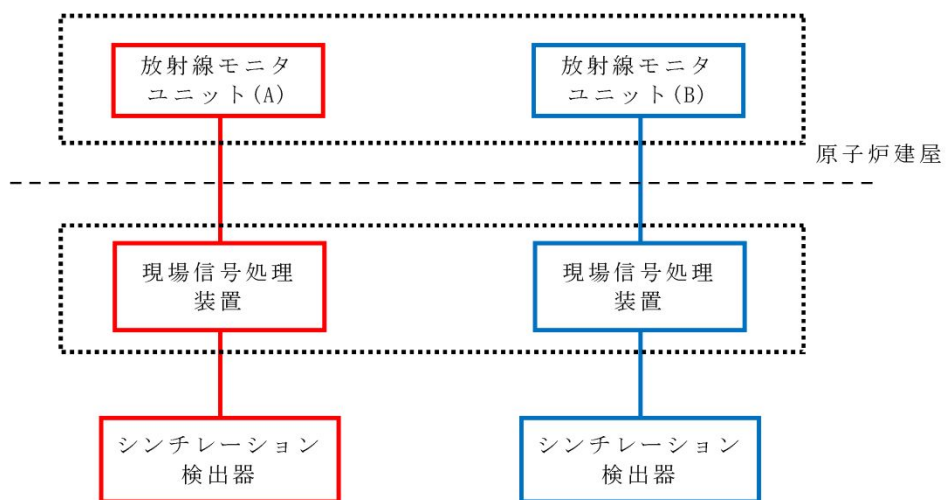
No.	29	
安全機能	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
系統・機器	【冷温停止への移行】 ・原子炉圧力計装 ・原子炉水位計装（広帯域） 【ドライウェルスプレイ】 ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力計装 【サプレッション・プール冷却】 ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・サプレッション・プール水温度計装 【可燃性ガス濃度制御系起動】 ・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装 【放射性気体廃棄物処理系の隔離】 ・主排気筒放射線モニタ計装	
多重性又は多様性	有	【冷温停止への移行】 原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。 【ドライウェルスプレイ】 原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。 【サプレッション・プール冷却】 原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及びサプレッション・プール水温度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。 【可燃性ガス濃度制御系起動】 原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。 【放射性気体廃棄物処理系の隔離】 主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，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。 (2)各計装は，耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Sクラス設備として設計する。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ検出器は個別のラックに配置し，系統分離されている。 (3)各計装は，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。 (4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，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設計とする。 (5)主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，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設計

		とする。 上記(1)～(5)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 29-1 図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 第 29-2 図 原子炉格納容器圧力計装，サブプレッション・プール水温度計装 第 29-3 図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装	



第 29-1 図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図





第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装 系統概略図

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 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・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 多重性又は 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	
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多重性 有	—	—	短期	—	有
2	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本] ほう酸水注入系	有	多様性 有	—	—	長期	—	有
			—	—	—	—	短期	—	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの 過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁とし ての開機能）	有	多重性 有	—	—	短期	—	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（原子炉停止 時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス 逃がし安全弁（手動逃がし 機能） 自動減圧系（手動逃がし機 能） 残留熱除去系（サブレッ ション・プールの冷却モー ド）	— — — 有 有 有	— — — 多様性 有 有 有	— — — — — — —	— — — — — — —	— — — 長期 — — — — — — —	— — — — — — —	有 有 有 有 有 有 有 有 有 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 高圧炉心スプレイス	— —	多様性 有	— —	— —	— 長期	— —	有 有
6	原子炉停止後における除熱のた めの原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし 機能） 自動減圧系（手動逃がし機 能）	有 有	多様性 有	— —	— —	— 長期	— —	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(2/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・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 多重性又は 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	
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における注水機能	高圧炉心スプレイス	—	多様性 有	—	—	短期	—	有
		自動減圧系 (逃がし安全弁)	有		—	—		—	有
		低圧炉心スプレイス	—		—	—		—	有
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	有		—	—		—	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における注水機能	低圧炉心スプレイス	—	多様性 有	—	—	長期	—	有
		残留熱除去系 (低圧注水モード)	有		—	—		—	有
		高圧炉心スプレイス	—		—	—		—	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内高圧時ににおける減圧系を作動させる機能	自動減圧系 (逃がし安全弁)	有	多重性 有	—	—	短期	—	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た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス再循環系, 非常用ガス処理系)	—	—	○	配管の一部	長期	○	有
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイス冷却モード)	—	—	○	スプレイヘッド (サブレッジョ ン・チェンバ 側)	長期	○	有
12	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	多重性 有	—	—	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	非常用電源系 (交流)	有	多重性 有	—	—	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 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・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 多重性又は多様性の有無	フロー① 対象機器	フロー② 静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
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	非常用所内電源系(直流電源系統)	有	多重性 有	非常用所内電源系(直流電源系統)の非常用所内電源, 中性子モニタ用はそれぞれ3区分, 2区分設置しており, それぞれ多重性を有している。	—	長期	—	有
15	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	有	多重性 有	ディーゼル発電機設備は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	直流電源設備の非常用所内電源, 中性子モニタ用はそれぞれ3区分, 2区分設置しており, それぞれ多重性を有している。	—	長期	—	有
17	非常用の計測制御用電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性 有	計測制御用電源設備は3区分設置しており, 多重性を有している。	—	長期	—	有
18	補機冷却機能	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	有	多重性 有	残留熱除去系海水系は2区分, ディーゼル発電機海水系は3区分設置しており, 多重性を有している。	—	長期	—	有
19	冷却用海水供給機能								
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	—	—	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ダクトの一部が単一設計となっている。	○ 配管の一部	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁[18個]のエア 自動減圧機能[7個]のエア 主蒸気隔離弁[8個]のエア	有	多重性 有	弁そのものが多重性を有しており, それぞれ個別にエアキムレータを有していることから, エアキムレータについても多重性を有している。	—	長期	—	有
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	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	有	多重性 有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は, 設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており, 多重性又は多様性を有している。	—	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(4/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・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 多重性又は 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	
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	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性 有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	—	長期	—	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	安全保護系(スクラム機能)	有	多重性 有	安全保護系(スクラム機能)は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。	—	短期	—	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(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)	有	多重性 又は多 様性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論理回路を通じて作動信号を発生させており、多重性又は多様性を有している。	—	長期	—	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装	有	多重性 有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。	—	長期	—	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	—	多様性 有	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	—		—	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)	有	多重性 有	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。	—	長期	—	有
		原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、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の分析結果(5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・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 多重性又は 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計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分 設置しており，多重性を有してい る。	—	—	—	有
		サブプレッション・プール水 温度計装	有	多重性 有	サブプレッション・プール水温度計 装は2区分設置しており，多重性 を有している。	—	長期	—	有
		原子炉格納容器エリア放射 線量率計装	有	多重性 有	原子炉格納容器エリア放射線量率 計装は2区分設置しており，多重 性を有している。	—		—	有
		原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置して おり，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	原子炉水位計装（広帯域， 燃料域）	有	多重性 有	原子炉水位計装（広帯域，燃料 域）は2区分設置しており，多重 性を有している。	—	長期	—	有
		原子炉格納容器圧力計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分 設置しており，多重性を有してい る。	—		—	有
		サブプレッション・プール水 温度計装	有	多重性 有	サブプレッション・プール水温度計 装は2区分設置しており，多重性 を有している。	—		—	有
		原子炉格納容器水素濃度計 装	有	多重性 有	原子炉格納容器水素濃度計装は2 区分設置しており，多重性を有し ている。	—		—	有
		原子炉格納容器酸素濃度計 装	有	多重性 有	原子炉格納容器酸素濃度計装は2 区分設置しており，多重性を有し ている。	—		—	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性 有	主排気筒放射線モニタ計装は2区 分設置しており，多重性を有して いる。	—		—	有

設計基準事故で期待するプラント操作のための情報の把握機能について

1. 目的

設計基準事故の一部において、運転員の手動操作によって事象を収束に導く事象があることから、当該操作に必要な情報の把握機能を有する系統・機器を確認する。

2. 抽出方法

東海第二発電所 設置変更許可申請書添付書類十の設計基準事故のうち、運転員の手動操作に期待する事象について、プラント操作に必要な情報の把握に用いる系統・機器を抽出する。

3. 抽出結果

下表に示すとおり、5種類の系統・機器を抽出した。

設計基準事故	運転員の 手動操作	プラント操作のための情報の 把握に必要な系統・機器
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化		
原子炉冷却材喪失	無	—
原子炉冷却材流量の喪失	無	—
原子炉冷却材ポンプの軸固着	無	—
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化		
制御棒落下	無	—
環境への放射性物質の異常な放出		
放射性気体廃棄物処理施設の破損	有	・主排気筒放射線モニタ
主蒸気管破断	無	—
燃料集合体の落下	無	—
原子炉冷却材喪失	無	—
制御棒落下	無	—
原子炉格納容器圧力、雰囲気等の異常な変化		
原子炉冷却材喪失	有	・原子炉水位計装（広帯域） ・原子炉格納容器圧力計装
可燃性ガスの発生	有	・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装

静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 非居住区域境界外の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系）の機能を期待する想定事故は，設置許可申請書添付書類十の安全評価において，原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下があり，それぞれについて影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下時の主な解析条件を第 1 表及び第 2 表に示す。

また，原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 1 図，燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 2 図に示す。

なお，原子炉冷却材喪失時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 3 図及び第 4 図に，燃料集合体の落下時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 5 図及び第 6 図に示す。

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（1／2）

項目	評価条件		選定理由
冷却材中のよう素濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ とし，それに 応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成と して考慮		I-131 については保安規定 上許容される最大値
燃料棒から追加放 出される核分裂生 成物の量	I-131 を $2.22 \times 10^{14} \text{ Bq}$ とし，それに 応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成と して考慮，希ガスについてはよう素の 2 倍 とする		I-131 については先行炉等 での実測値の平均値に適 切な余裕をみた値
燃料棒から追加放 出されるよう素の 割合	無機よう素 96% 有機よう素 4%		安全評価審査指針どおり
格納容器に放出さ れる核分裂生成物 のうち，格納容器内 部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%		安全評価審査指針どおり
サプレッション・チ ェンバ内のプール 水への分配係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0		実験に基づく値
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定		保守的に設計漏えい率で 一定と仮定
格納容器内，原子炉 建屋内での減衰	考慮する		放出までの崩壊を考慮
事故の評価期間	無限期間		安全評価審査指針に基づ き保守的に設定
非常用ガス再循環 系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以 降は非常用ガス処理系 の機能喪失を仮定する ため，原子炉建屋から大 気中へ漏えいすること となるが，この漏えい量 を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない (機能喪失すると想定)	

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（2／2）

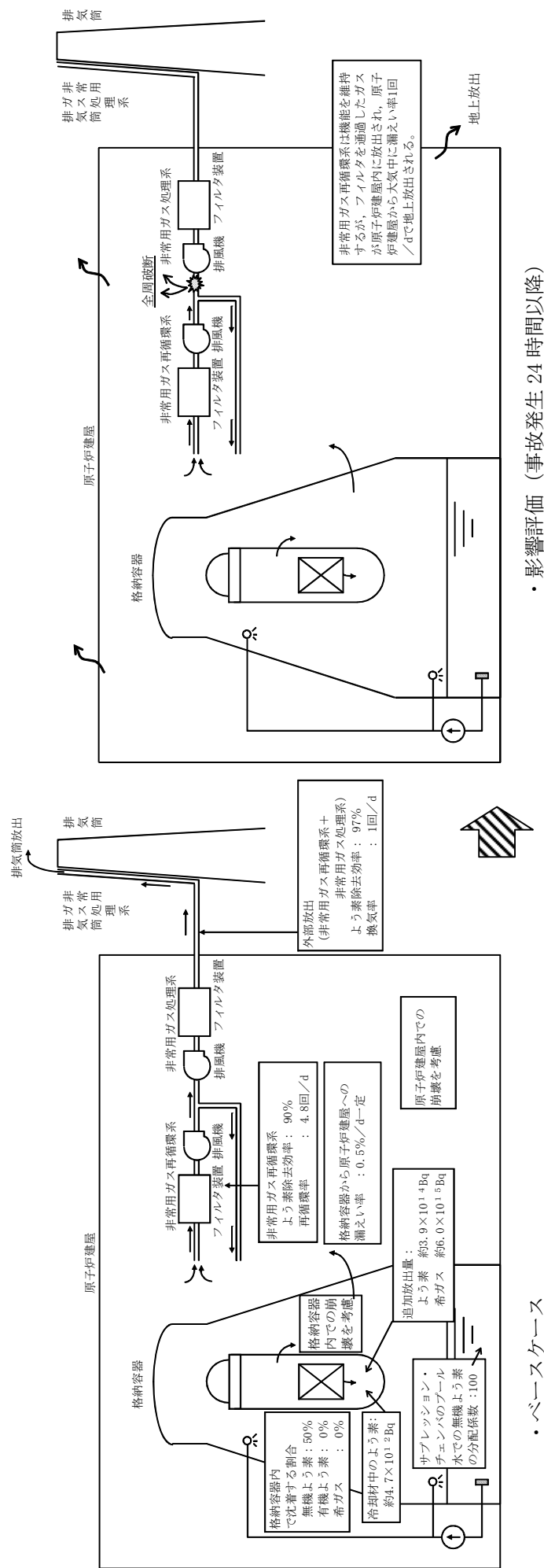
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出 （原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 20 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 140 時間 よう素 210 時間	
核分裂生成物の 拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 8.9×10^{-7} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 7.0×10^{-6} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	事象に 事故事象に応じた放出口 からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 （地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～ 2006 年 3 月までに観測された、排気筒付 近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m （地上高 10m）の風向、風速データ		気象指針どおり

第 2 表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（1／2）

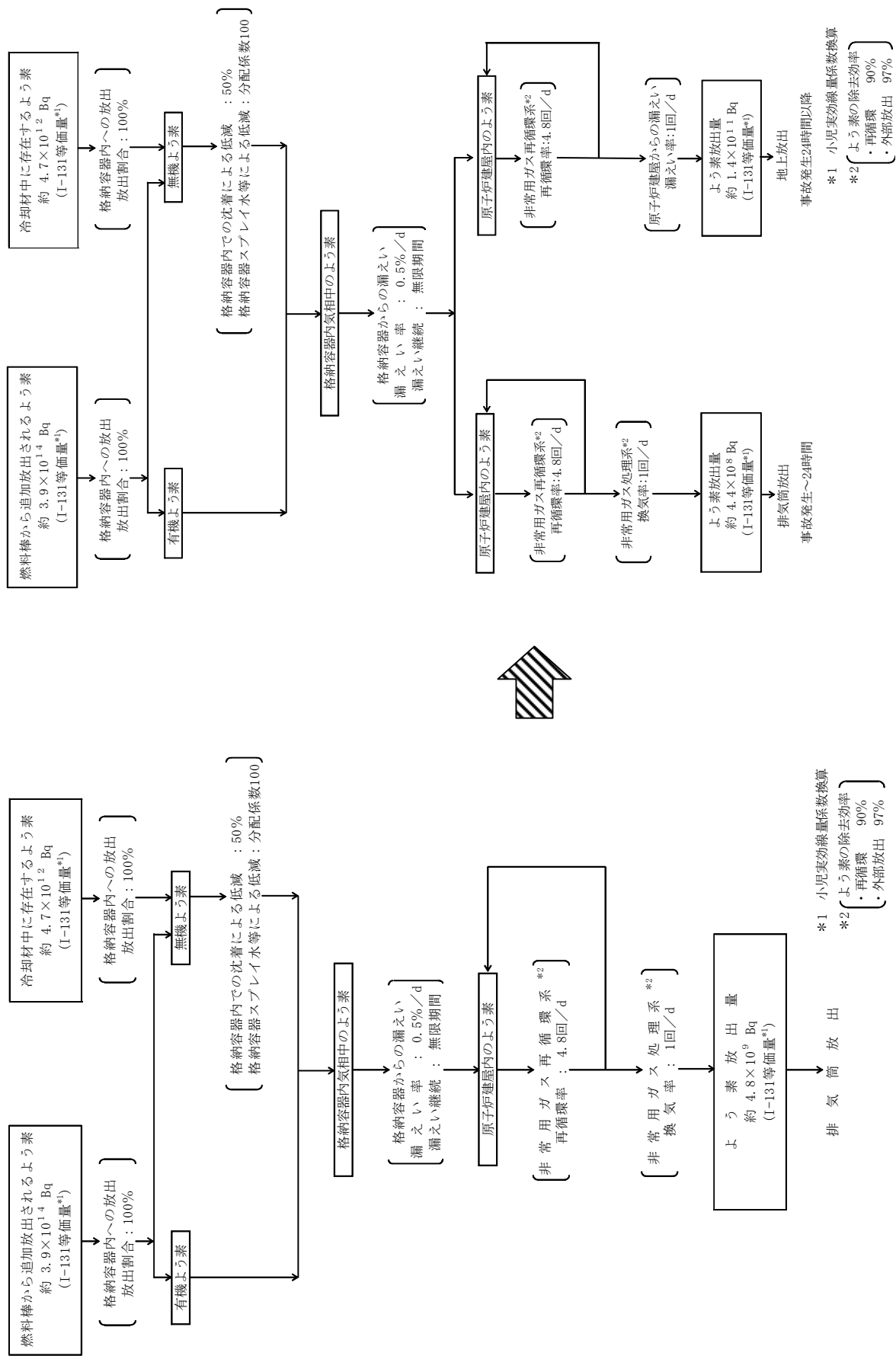
項目	評価条件		選定理由
原子炉停止前の原子炉熱出力	3,440MW		定格出力に余裕をみた値 （定格出力の約 105%）
原子炉運転時間	2,000 日		核分裂生成物の蓄積量が 平衡に達する運転時間に 余裕をみた上で、炉内平均 滞在日数を考慮した値
原子炉停止後、事故 発生までの時間	1 日		定検工程に余裕をみた値 （通常は原子炉停止数日 後に燃料取替作業を行う が、保守的に 1 日を仮定）
破損燃料棒本数	2.3 体相当（燃料集合体換算）		事故解析結果に余裕をみ た値
破損燃料棒から放 出される核分裂生 成物の割合	希ガス 10% よう素 5%		燃料棒ギャップ中の核分 裂生成物の計算値に余裕 をみた値
破損燃料棒から放 出されるよう素の 割合	無機よう素 99% 有機よう素 1%		実験結果に基づく値
無機よう素の水中 での除染係数	500		安全評価審査指針どおり
非常用ガス再循環 系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回／d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回／d	・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以 降は非常用ガス処理系 の機能喪失を仮定する ため、原子炉建屋から大 気中へ漏えいすること となるが、この漏えい量 を換気率と同等として 1 回／d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない （機能喪失する想定）	

第 2 表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（2／2）

項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出（原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	
核分裂生成物の拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 2.0×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 2.4×10^{-5} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	事象に依じた放出口からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 （地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された、排気筒付近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m（地上高 10m）の風向、風速データ		気象指針どおり



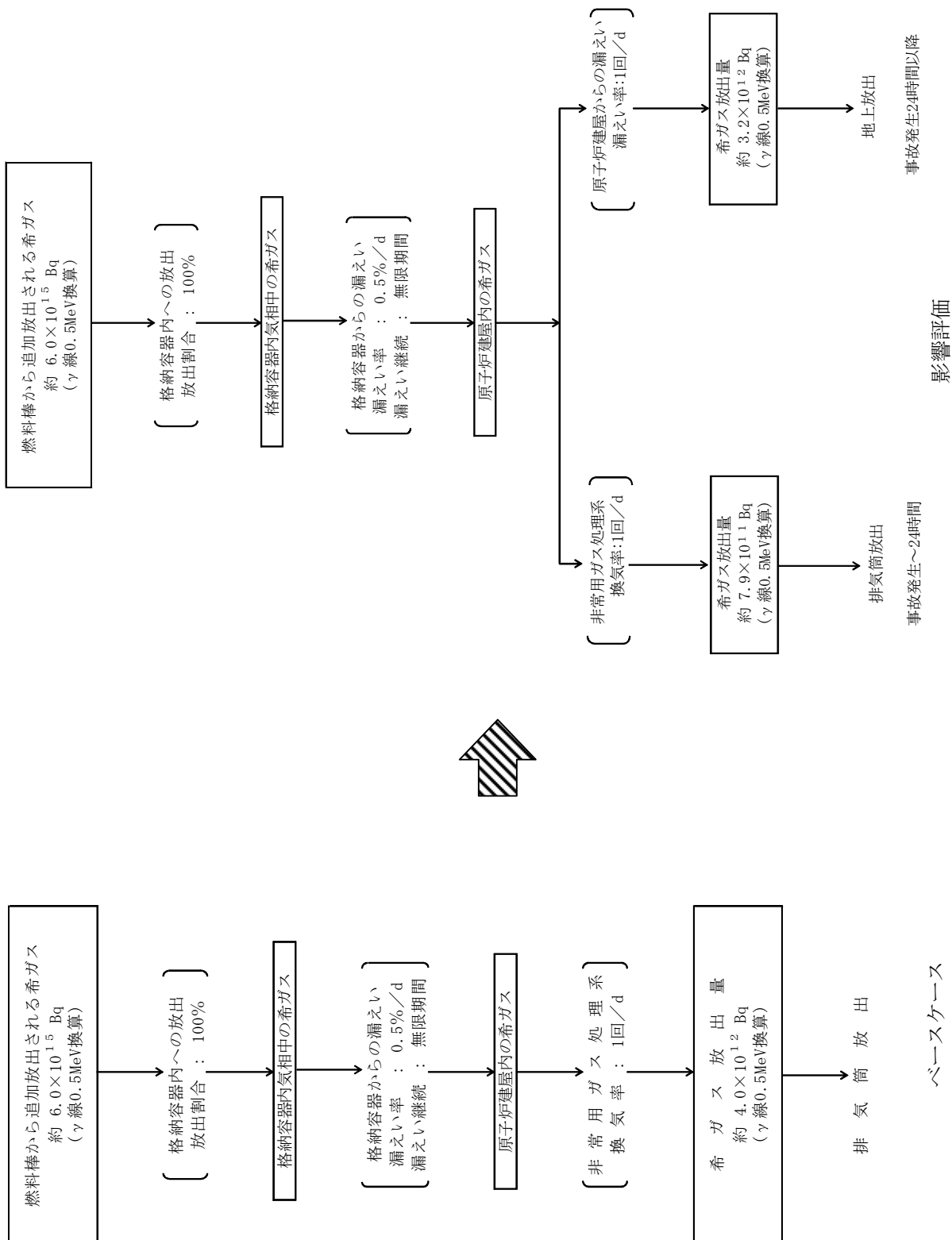
第 1 図 原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略

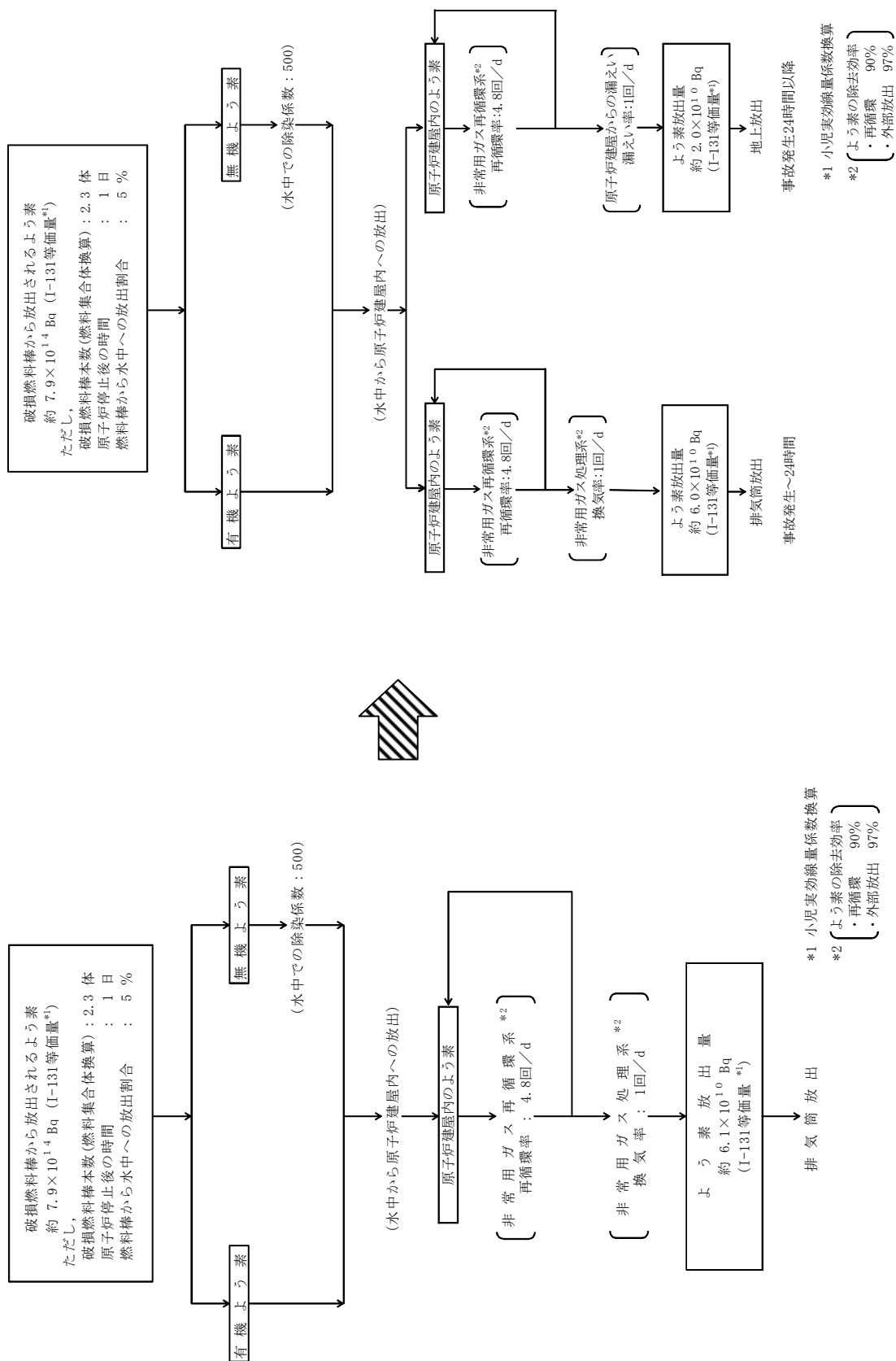


影響評価

ベースケース

第3図 原子炉冷却材喪失時の放射性よう素の大気放出過程

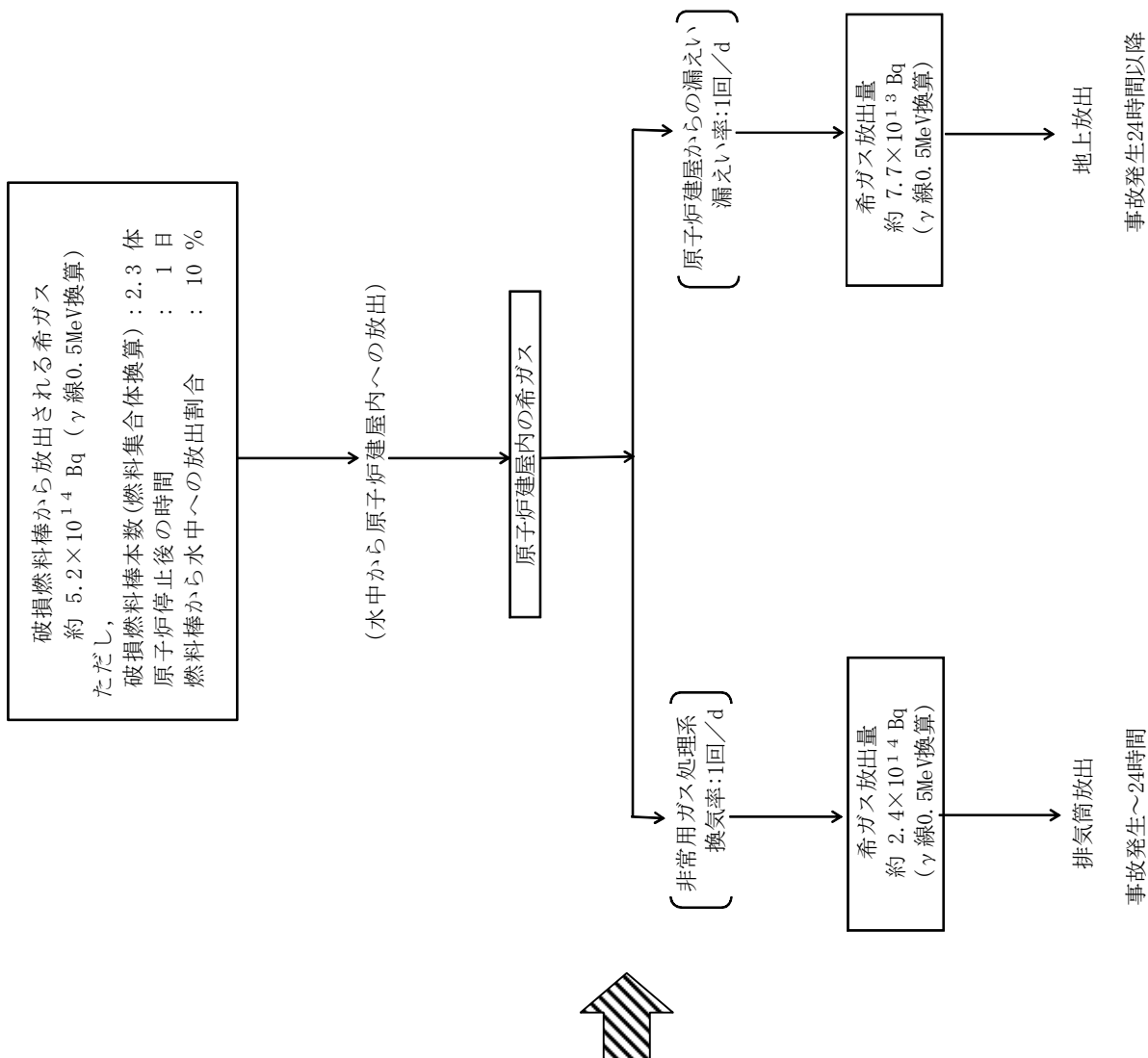
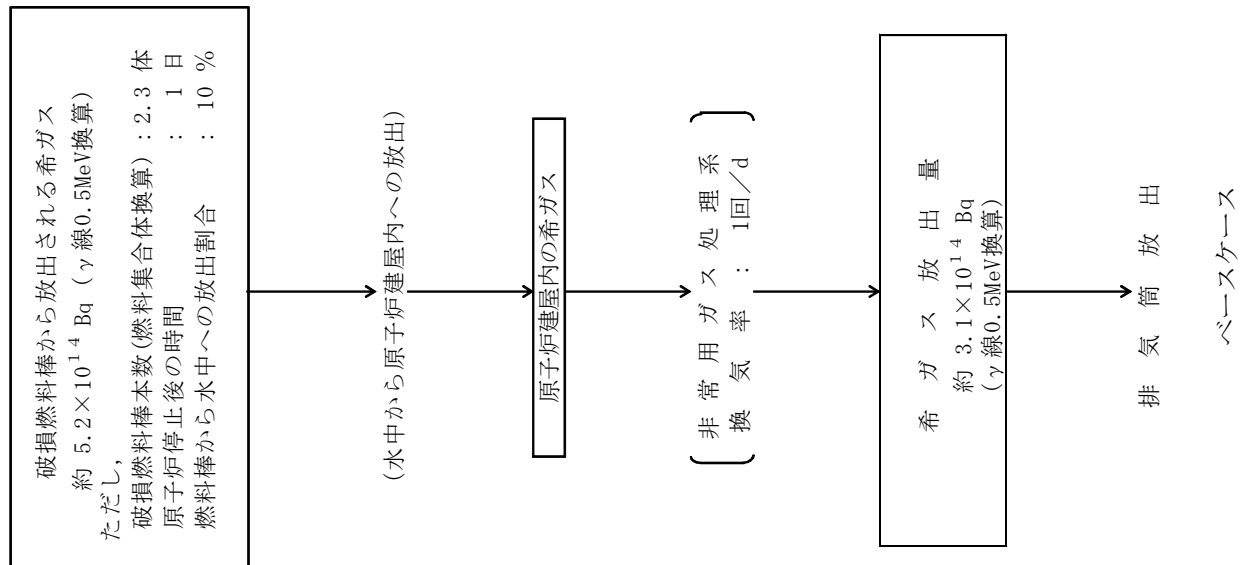




影響評価

ベースケース

第5図 燃料集合体の落下時の放射性よう素の大気放出過程



影響評価
第 6 図 燃料集合体の落下時の放射性希ガスの大気放出過程

(2) 配管修復作業に係る作業員の被ばく評価について

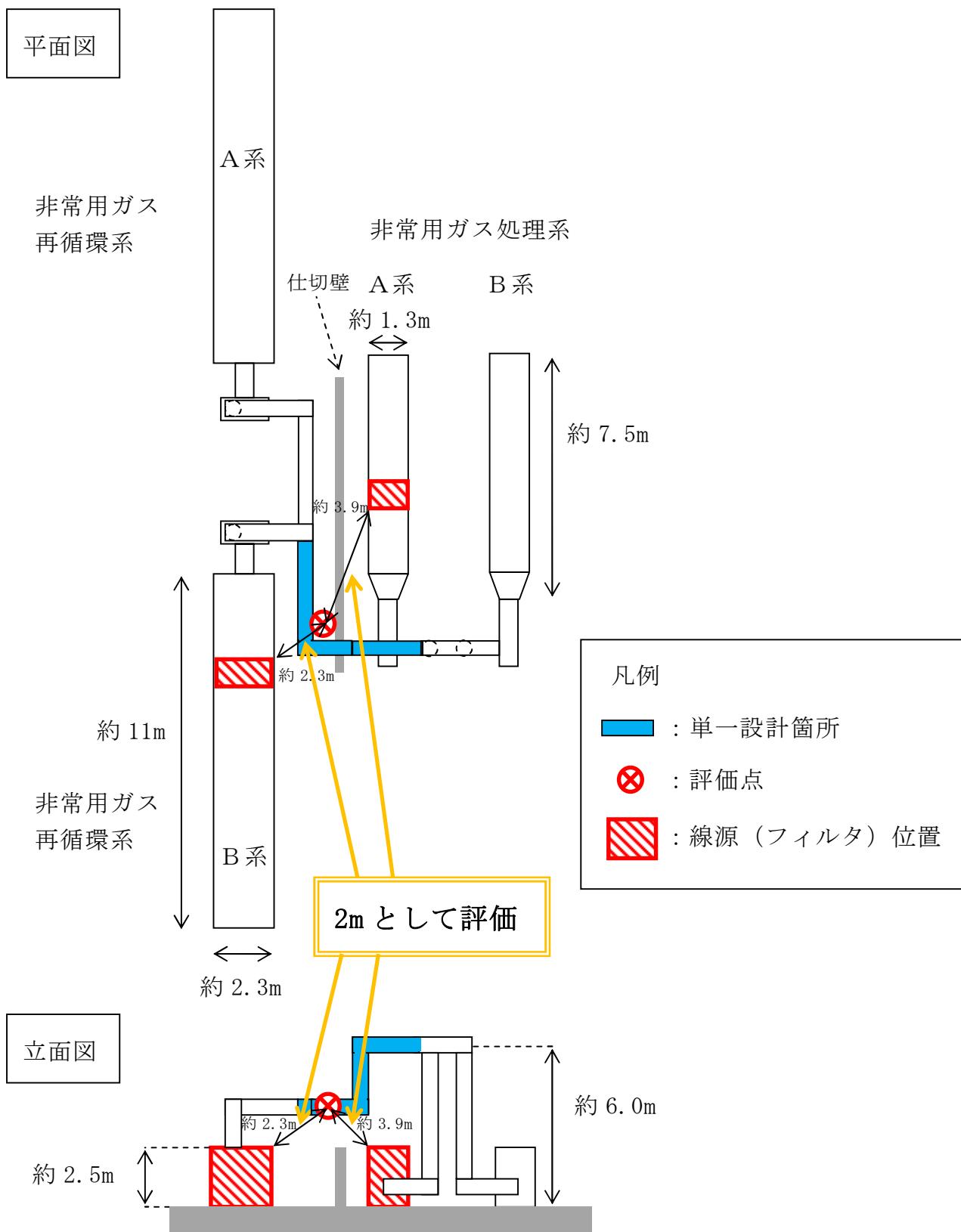
原子炉建屋ガス処理系の配管を修復する際の影響について、被ばく評価上影響が大きい燃料集合体の落下を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばくについて影響評価を実施した。

a. 解析条件

配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）を第3表に示す。

第3表 配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管		環境への放射性物質の放出量が大きくなる箇所を想定
原子炉建屋ガス処理系の運転状態	～24 時間	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮する
	24 時間～480 時間 (19 日間)	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	
	480 時間～528 時間 (2 日間)	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	
	528 時間～532 時間 (4 時間)	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	
	532 時間～	通常運転状態	
修復期間	52 時間 (作業開始は単一故障発生から 19 日後)		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定（フィルタに蓄積した放射性物質の減衰を待って作業開始）
一人当たりの作業時間	4 時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	2, 200m ³		非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタユニットのある区画を仮定
線源からの距離	2m		線源である非常用ガス再循環系フィルタ等に最も近接する作業場所（第7図参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定



第 7 図 配管修復作業時の評価点（燃料集合体の落下）

b. 評価結果

燃料集合体の落下における原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業に係るエリアの線量率を第4表に示す。また、事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は約 5.2×10^1 mSvとなる。評価結果を第5表に示す。なお、原子炉冷却材喪失における作業員の実効線量は約 1.6×10^1 mSvとなる。

第4表 配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の 時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく		合 計
	ガンマ線 による 外部被ばく	吸入による 内部被ばく	非常用ガス 処理系 フィルタ	非常用ガス 再循環系 フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 9.7E+01	約 1.5E+02
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 6.7E+01	約 8.7E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 5.3E+01	約 6.7E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 4.4E+01	約 5.6E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 3.9E+01	約 4.9E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 2.4E+01	約 3.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 1.6E+01	約 2.0E+01
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 1.0E+01	約 1.3E+01
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 6.6E+00	約 8.4E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 4.3E+00	約 5.5E+00

第5表 作業員の実効線量評価結果

項 目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 4.1×10^1
合 計		約 5.2×10^1

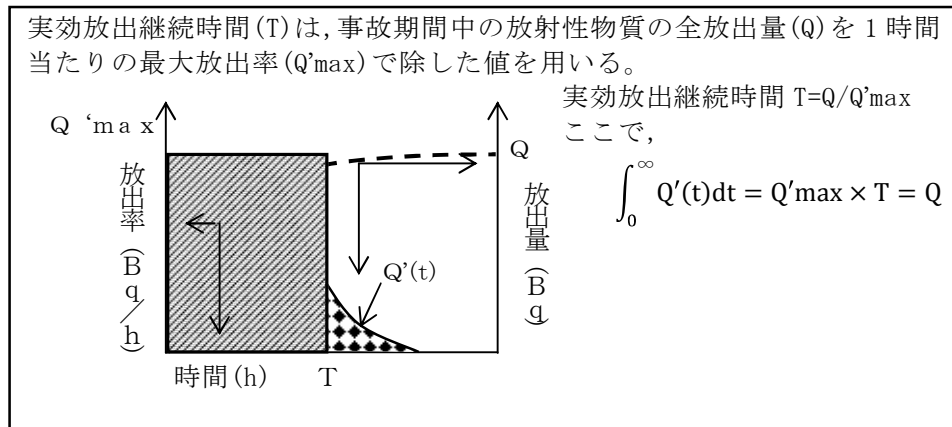
(3) 実効放出継続時間変更について

希ガス及びよう素の実効放出継続時間について、従来の設置許可申請書では、実効放出継続時間が 24 時間を超える場合（原子炉冷却材喪失）は、保守的に 24 時間を用いており、今回評価のベースケースも同様の値を用いているが、影響評価では、気象指針(※)に例示された手法により算出した値を使用した。（第 6 表、第 7 表）

※（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

（実効放出継続時間の補足説明図）



第 6 表 実効放出継続時間（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 140 時間	24 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 20 時間 【24 時間以降】 210 時間	24 時間

第 7 表 実効放出継続時間（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 10 時間	15 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 1 時間 【24 時間以降】 1 時間	5 時間

(4) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) について

(3)の実効放出継続時間を基に、非居住区域境界外における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を算出した結果を第8表、第9表に示す。

なお、事故発生から24時間までは非常用ガス処理系排気筒から高所放出、24時間以降は原子炉建屋から地上放出として評価している。

第8表 相対濃度及び相対線量（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24時間以降】 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	4.5×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24時間】 8.9×10^{-7} (s/m ³) ※ ¹ 【24時間以降】 7.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ²	8.0×10^{-7} (s/m ³)

※¹：非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²：原子炉建屋から地上放出

第9表 相対濃度及び相対線量（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24時間以降】 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	5.1×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24時間】 2.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ¹ 【24時間以降】 2.4×10^{-5} (s/m ³) ※ ²	2.0×10^{-6} (s/m ³)

※¹：非常用ガス処理系排気筒から放出 ※²：原子炉建屋から地上放出

(5) 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地内において観測した 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

a. 検定方法

(a) 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性の確認は、排気筒高さ付近を代表する標高約 148m のデータ、地上付近を代表する標高約 18m のデータを使用して行った。

(b) データ統計期間

統計年：1994 年 4 月～2005 年 3 月（10 年間（欠測率の高い 1999 年度を除く。））

検定年：2005 年 4 月～2006 年 3 月（1 年間）

(c) 検定方法

F 分布検定

b. 検定結果

第 10 表に異常年検定（F 分布検定）の結果を示す。

標高約 148m では 27 項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が 2 項目であり、標高約 18m では 27 項目のうち 1 項目といずれも少ないことから検定年の気象資料は長期間の気象状態を代表していると判断される。

第 10 表 異常年検定結果

	観測項目	検定結果	棄却検定表
標高 148m	風向別出現頻度 (16 項目)	棄却項目 1 項目	①
	風速階級別出現頻度 (11 項目)	棄却項目 1 項目	②
標高 18m	風向別出現頻度 (16 項目)	棄却項目 0 項目	③
	風速階級別出現頻度 (11 項目)	棄却項目 1 項目	④

① 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定
													上限	下限	○採択 ×棄却
N	4.72	3.55	3.40	3.27	3.35	4.74	3.96	5.85	3.78	3.40	4.00	3.52	6.01	2.00	○
NNE	9.16	5.98	7.32	5.93	6.74	8.76	8.89	8.15	6.91	6.22	7.41	6.67	10.36	4.45	○
NE	18.82	17.44	20.91	18.86	20.29	17.45	19.71	24.49	23.29	18.45	19.97	18.41	25.57	14.37	○
ENE	5.92	5.65	7.08	12.77	10.84	8.05	8.31	8.38	10.04	8.97	8.60	9.80	13.80	3.40	○
E	2.78	4.05	3.76	5.32	4.90	5.44	4.39	3.76	4.56	4.42	4.34	5.55	6.23	2.44	○
ESE	2.94	2.47	3.02	3.24	2.95	2.96	2.79	2.86	2.93	2.99	2.91	3.66	3.38	2.45	×
SE	4.04	3.95	2.63	3.10	3.10	2.64	2.90	2.61	2.95	2.66	3.06	3.09	4.31	1.81	○
SSE	6.43	6.00	3.41	3.93	2.99	3.48	3.35	3.34	3.74	3.54	4.02	3.32	6.84	1.20	○
S	6.58	5.81	5.74	4.43	4.01	5.27	5.00	4.13	5.02	6.63	5.26	4.99	7.47	3.05	○
SSW	2.26	2.77	2.64	3.24	3.35	4.30	3.79	3.56	4.35	5.02	3.53	3.13	5.57	1.49	○
SW	4.00	3.87	3.70	3.93	4.28	4.20	4.32	4.90	4.93	5.16	4.33	3.67	5.52	3.14	○
WSW	4.08	5.15	4.83	4.44	3.83	4.05	4.38	4.09	3.53	4.31	4.27	4.25	5.38	3.16	○
W	4.73	8.42	6.32	5.51	5.32	4.47	5.44	4.16	4.23	4.65	5.33	5.13	8.36	2.29	○
WNW	9.01	12.46	9.31	8.36	8.66	5.27	5.95	5.05	6.19	6.71	7.70	7.65	13.15	2.24	○
NW	10.51	8.06	10.82	8.58	9.96	8.69	7.95	7.42	7.60	9.12	8.87	9.54	11.73	6.01	○
NNW	3.51	3.44	4.85	4.60	4.86	9.07	7.63	6.60	5.19	6.97	5.67	6.53	10.02	1.32	○
CALM	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	1.10	1.45	0.02	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注3) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し，1994年度を追加した。

② 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速（m/s）	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定
													上限	下限	○採択 ×棄却
0.0～0.4	0.50	0.92	0.28	0.50	0.59	1.16	1.24	0.65	0.75	0.76	0.73	1.10	1.45	0.02	○
0.5～1.4	4.05	5.66	4.04	4.42	5.53	7.40	6.70	5.19	5.56	6.43	5.50	6.99	8.18	2.82	○
1.5～2.4	8.34	9.43	7.83	7.85	8.73	11.19	10.58	8.92	9.61	11.42	9.39	11.28	12.49	6.29	○
2.5～3.4	11.95	13.17	12.10	11.41	11.73	12.07	12.17	11.15	12.55	13.72	12.20	14.10	14.04	10.36	×
3.5～4.4	12.58	13.80	13.44	13.93	12.62	13.02	12.57	12.25	12.80	13.58	13.06	13.85	14.45	11.66	○
4.5～5.4	12.85	13.67	13.66	13.12	12.10	12.10	11.54	10.97	11.30	12.07	12.34	12.03	14.60	10.08	○
5.5～6.4	11.48	10.99	11.22	10.99	11.36	11.19	10.66	9.62	10.10	9.68	10.73	9.92	12.37	9.09	○
6.5～7.4	9.59	8.16	9.61	9.45	8.60	8.16	7.67	8.18	8.82	7.95	8.62	7.40	10.32	6.92	○
7.5～8.4	7.20	6.85	7.04	7.77	7.84	6.65	6.17	7.68	7.35	5.34	6.99	5.51	8.85	5.13	○
8.5～9.4	6.04	4.76	5.39	5.51	6.12	4.67	5.14	6.84	6.01	5.03	5.55	4.82	7.19	3.91	○
9.5以上	15.41	12.58	15.38	15.05	14.80	12.39	15.56	18.54	15.15	14.02	14.89	13.00	18.98	10.80	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注3) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し，1994年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（％）																
風向	統計年	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
														上限	下限	
N		2.80	2.04	2.65	2.88	3.25	3.03	3.29	3.24	2.85	2.50	2.85	2.15	3.78	1.93	○
NNE		3.82	3.87	9.48	13.51	14.77	11.30	12.39	12.29	12.11	10.30	10.38	9.93	19.29	1.47	○
NE		11.81	9.86	11.94	13.06	15.15	12.20	12.70	15.12	17.57	13.28	13.27	15.15	18.42	8.12	○
ENE		10.03	8.11	4.33	3.83	3.22	4.07	3.27	3.57	3.90	3.74	4.81	4.49	10.30	0.00	○
E		4.07	3.69	2.80	1.79	1.92	3.12	2.51	2.86	2.84	2.62	2.82	2.60	4.49	1.16	○
ESE		2.46	3.15	3.47	3.18	2.56	3.32	3.04	3.68	3.30	3.81	3.20	3.49	4.22	2.17	○
SE		3.82	4.45	3.88	5.06	4.14	5.48	5.14	5.79	5.80	5.63	4.92	5.73	6.78	3.06	○
SSE		4.89	4.86	4.86	5.11	4.54	5.09	4.00	3.66	3.99	5.62	4.66	4.59	6.10	3.22	○
S		6.48	5.21	3.65	3.33	2.86	2.69	2.41	2.22	2.63	3.85	3.53	2.31	6.76	0.30	○
SSW		3.53	2.81	2.13	2.69	2.97	2.95	3.52	3.26	3.07	3.20	3.01	2.36	4.01	2.02	○
SW		2.05	1.66	1.17	1.22	1.18	1.05	1.37	0.79	1.35	1.08	1.29	1.22	2.12	0.46	○
WSW		0.83	2.21	2.38	2.85	2.24	2.49	2.94	2.70	2.48	2.15	2.33	2.40	3.72	0.93	○
W		2.64	7.38	11.75	12.50	13.25	9.15	12.93	11.05	10.01	11.71	10.24	10.13	17.90	2.58	○
WNW		21.57	24.11	22.91	18.58	17.42	21.07	19.82	18.95	18.46	19.53	20.24	21.68	25.29	15.19	○
NW		12.68	11.28	8.25	6.75	6.40	8.39	6.86	6.86	6.03	6.52	8.00	7.42	13.35	2.66	○
NNW		5.68	4.15	3.45	2.91	2.69	3.35	2.97	2.92	2.33	2.61	3.31	2.65	5.63	0.98	○
CALM		0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	1.69	1.94	0.32	○

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し、1994年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速階級別出現頻度）（標高 18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（％）																
統計年 風速 (m/s)	1994	1995	1996	1997	1998	2000	2001	2002	2003	2004	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却	
													上限	下限		
0.0～0.4	0.81	1.16	0.90	0.75	1.43	1.26	0.82	1.03	1.29	1.85	1.13	1.69	1.94	0.32	○	
0.5～1.4	11.45	13.48	10.91	12.02	14.69	13.31	12.24	12.79	13.24	14.96	12.91	15.14	16.01	9.81	○	
1.5～2.4	30.55	31.16	30.74	29.95	30.27	31.60	30.43	30.39	28.56	31.22	30.49	32.77	32.48	28.49	×	
2.5～3.4	24.99	24.79	26.47	23.62	21.82	23.30	22.23	21.48	21.80	22.97	23.35	20.88	27.24	19.46	○	
3.5～4.4	12.16	12.58	12.03	10.81	10.87	10.88	10.85	10.91	11.31	9.77	11.22	10.16	13.17	9.26	○	
4.5～5.4	7.35	6.99	7.12	7.91	7.30	7.77	7.69	8.16	9.27	6.25	7.58	7.09	9.49	5.67	○	
5.5～6.4	5.02	4.36	4.73	5.67	5.40	4.52	5.21	6.40	6.23	4.34	5.19	4.79	6.94	3.43	○	
6.5～7.4	3.25	2.24	2.79	4.05	3.69	2.95	4.20	4.07	3.92	3.30	3.44	3.01	4.99	1.90	○	
7.5～8.4	2.38	1.51	2.07	2.56	2.21	1.89	2.84	2.51	2.18	2.34	2.25	2.29	3.14	1.36	○	
8.5～9.4	1.29	1.12	1.18	1.43	1.22	1.22	1.77	1.12	1.07	1.33	1.28	1.09	1.76	0.79	○	
9.5以上	0.75	0.63	1.05	1.23	1.10	1.29	1.70	1.13	1.13	1.67	1.17	1.10	1.98	0.36	○	

注1) 検定年は当年4月から翌年3月までの期間

注2) 1999年度は標高89m及び標高148mの年間欠測率が10％を超えたため除外し、1994年度を追加した。

2. 中央制御室換気系

(1) 中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(以下「内規」という。)に従い、原子炉冷却材喪失（仮想事故）及び主蒸気管破断（仮想事故）について影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失（仮想事故）の主な解析条件を第 11 表、主蒸気管破断（仮想事故）の主な解析条件を第 12 表に示す。また、影響評価で想定した中央制御室換気系の条件を第 13 表に示す。

第 11 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（1／2）

項目	評価条件	選定理由
原子炉停止前の 原子炉出力	3,440MW	定格出力に余裕を見た値 (定格出力の 105%)
原子炉運転時間	2,000 日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達 する運転時間に余裕をみた上で、 燃料の平均炉内滞在日数に余裕 をみた値
燃料棒から放出される核 分裂生成物の割合	炉内蓄積量に対し 希ガス 100% よう素 50%	安全評価審査指針どおり
燃料棒から放出されるよ う素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
格納容器に放出される核 分裂生成物のうち、格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%	安全評価審査指針どおり
サプレッション・チェン バ内のプール水への分配 係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0	安全評価審査指針どおり
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定 を仮定
格納容器及び原子炉建屋 内での減衰	考慮する	放出までの崩壊を考慮
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 80% 再循環率 4.8 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値, 再循 環率は設計値
非常用ガス処理系	よう素除去効率 90% 換気率 1 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値, 換気 率は設計値

第 11 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（2／2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮しない	排気筒放出であるため、建屋影響は小さい
実効放出継続時間	希ガス 24 時間 よう素 24 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 4.9×10^{-20} (Gy/Bq) λ/Q 1.2×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において、 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測さ れた気象データ	内規どおり(排気筒高さを代表 する気象データを使用)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 12 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（1／2）

項目	評価条件	選定理由
冷却材中のハロゲン等濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮	I-131 については保安規定上許容される最大値
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を $4.44 \times 10^{14} \text{ Bq}$ とし、それに応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成として考慮、希ガスについてはよう素の 2 倍とする	I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出核分裂生成物の量	1%	安全評価審査指針どおり
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後に全て冷却材中に放出	安全評価審査指針どおり
燃料棒から追加放出されるよう素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアーオーバー割合	2%	安全評価審査指針どおり
タービン建屋内で床，壁等に沈着する割合	0%	保守的に設定
原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/d 一定	安全評価審査指針どおり

第 12 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（2／2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮する	内規どおり (原子炉建屋の拡散への影響, 巻き込み効果を考慮)
実効放出継続時間	希ガス 1 時間 よう素 20 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 2.9×10^{-18} (Gy/Bq) λ/Q 希ガス 8.3×10^{-4} (s/m ³) よう素 4.9×10^{-4} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	タービン建屋 (地上放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において, 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測され た気象データ	内規どおり(地上付近を代表 する気象データ)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 13 表 中央制御室換気系の条件

項目	評価条件	選定理由
中央制御室容積	2,800m ³	設計値
再循環フィルタ流量	0～15 分 0m ³ ／h 15 分～24 時間 5,100m ³ ／h 24 時間以降 0m ³ ／h	同上
外気取り込み量	0～15 分 3,400m ³ ／h 15 分～24 時間 0m ³ ／h 24 時間以降 45,900m ³ ／h	単一故障発生後（24 時間以降）は系統流量が中央制御室内に流入すると想定する。
チャコールフィルタの除去効率	0～15 分 0％ 15 分～24 時間 90％ 24 時間以降 0％	同上
外気リークイン量	2,800m ³ ／h (1 回／h)	空気流入率試験結果（0.45 回／h）に余裕を見た値
非常時運転モードへの切替時間	15 分	運転操作時間に余裕を見た値

(2) ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価について

中央制御室換気系のダクトを修復する際の影響について、主蒸気管破断（仮想事故）を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばく評価を実施した。

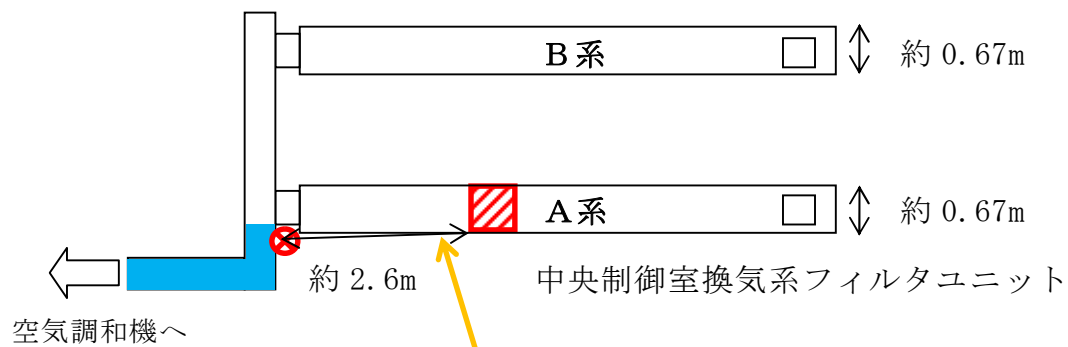
a. 解析条件

ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））を第 14 表に示す。

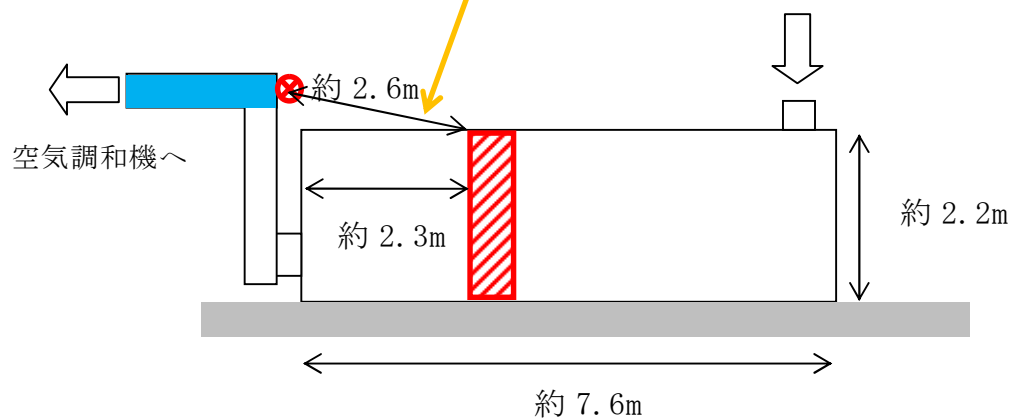
第 14 表 ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	中央制御室換気系ダクト		被ばく評価上最も厳しい箇所を想定
中央制御室換気系の運転状態	0 分 ～15 分	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮
	15 分 ～24 時間	再循環運転状態	
	24 時間～72 時間（2 日間）	ダクトに単一故障発生作業準備（足場設置等）再循環運転状態	
	72 時間～76 時間（4 時間）	ダクト修復作業換気系停止状態	
	76 時間～	再循環運転状態	
修復期間	単一故障発生直後から 52 時間		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定
一人当たりの作業時間	12 時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	（作業エリアの放射性物質濃度は外気と同じと仮定）		換気設備がバウンダリの外側にあることから保守的に設定
線源からの距離	2m		線源である中央制御室換気系フィルタに最も近接する作業場所（第 8 図参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

平面図



立面図



凡例

■ : 単一設計箇所

⊗ : 評価点

▨ : 線源（フィルタ）位置

第 8 図 配管修復作業時の評価点（主蒸気管破断（仮想事故））

b. 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）における中央制御室換気系のダクト修復作業に係るエリアの線量率を第 15 表に示す。また、修復作業期間中に被ばく線量が最も厳しくなる、単一故障発生直後から 12 時間作業する作業員の実効線量は、約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。評価結果を第 16 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）における作業員の実効線量は約 $2.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

第 15 表 ダクト修復作業に係るエリアの線量率

事故後の 時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく		換気空調系フィルタからの直接 ガンマ線による 外部被ばく	合 計 (mSv/h)
	ガンマ線による 外部被ばく	吸入による 内部被ばく		
1 (24)	約 $1.2\text{E-}04$	約 $4.9\text{E-}02$	約 $2.8\text{E-}03$	約 $5.2\text{E-}02$
2 (48)	約 $6.1\text{E-}05$	約 $3.8\text{E-}02$	約 $4.4\text{E-}03$	約 $4.2\text{E-}02$
3 (72)	約 $4.0\text{E-}05$	約 $3.1\text{E-}02$	約 $4.8\text{E-}03$	約 $3.6\text{E-}02$
4 (96)	約 $2.9\text{E-}05$	約 $2.6\text{E-}02$	約 $5.1\text{E-}03$	約 $3.1\text{E-}02$
5 (120)	約 $2.2\text{E-}05$	約 $2.2\text{E-}02$	約 $5.4\text{E-}03$	約 $2.7\text{E-}02$
6 (144)	約 $1.8\text{E-}05$	約 $1.9\text{E-}02$	約 $5.6\text{E-}03$	約 $2.4\text{E-}02$
7 (168)	約 $1.4\text{E-}05$	約 $1.6\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $2.2\text{E-}02$
8 (192)	約 $1.2\text{E-}05$	約 $1.4\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $2.0\text{E-}02$
9 (216)	約 $9.8\text{E-}06$	約 $1.2\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $1.8\text{E-}02$
10 (240)	約 $8.2\text{E-}06$	約 $1.0\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $1.6\text{E-}02$

第 16 表 作業員の実効線量評価結果

項 目		実効線量 (mSv)
外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（外気と同じと仮定）	ガンマ線による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-1}
フィルタからのガンマ線による外部被ばく		約 3.4×10^{-2}
合 計		約 6.2×10^{-1}

(3) 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所の中央制御室について 2010 年 2 月に試験を実施した。試験結果は第 17 表に示すとおりであり，空気流入率は最大で 0.45 回／h である。

第 17 表 中央制御室空気流入率試験結果

項目	内容	
試験期間	2010 年 2 月 12 日～2010 年 2 月 14 日	
試験結果	系統	空気流入率(95%信頼限界値)
	A	0.43 回／h(±0.015)
	B	0.45 回／h(±0.015)

静的機器単一故障時の格納容器冷却機能代替性確認評価

1. 評価条件

本評価では、静的機器の単一故障が発生した場合における格納容器冷却機能の代替性を確認する。

原子炉冷却材喪失を対象として、事象発生後 15 分（低圧注水系から格納容器スプレイ系への切替え）時点でスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断が発生すると仮定して評価を実施する。

動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、静的機器の単一故障を考慮した代替性確認評価の条件比較を第 1 表に示す。

第 1 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース
格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×2系統 ・サブプレッション・ チェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側 ：5%×1系統
作動系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：2系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：1系統 ・サブプレッション・ プール水冷却 ：1系統	残留熱除去系(1/2系統) ・格納容器スプレイ 冷却：1系統

2. 評価結果

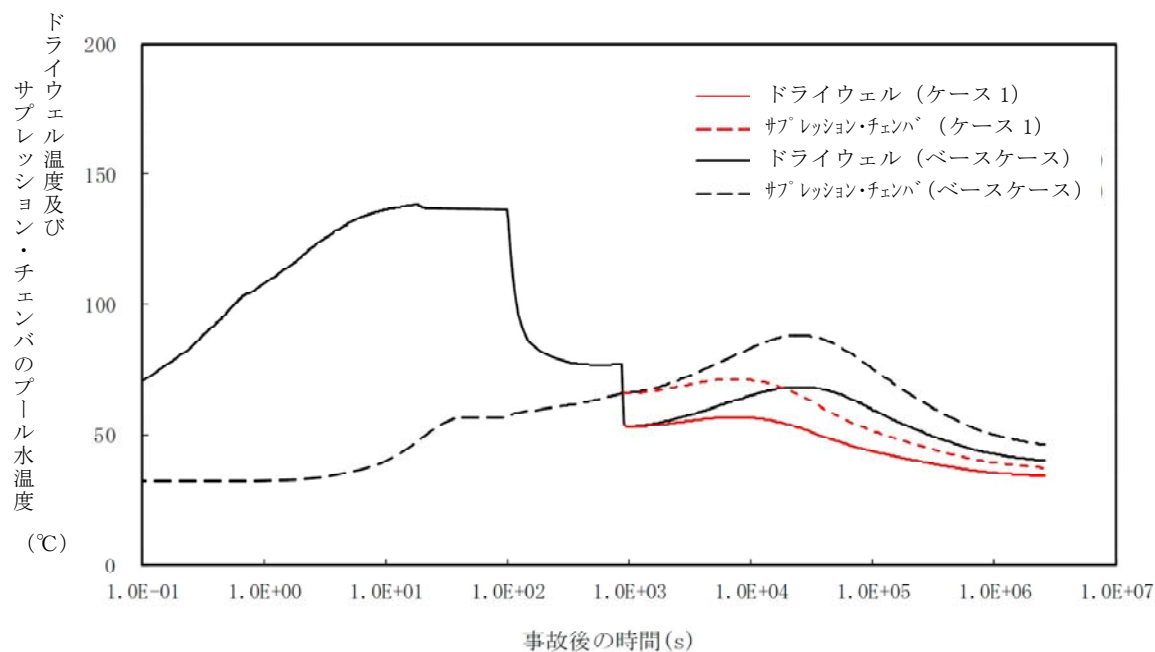
前述の条件で評価を実施した結果を第 2 表、第 1 図～第 4 図に示す。

静的機器の単一故障を仮定した場合、ベースケースよりもサブプレッション・プール水温度の余裕が大きくなり、他のパラメータは同等となった。

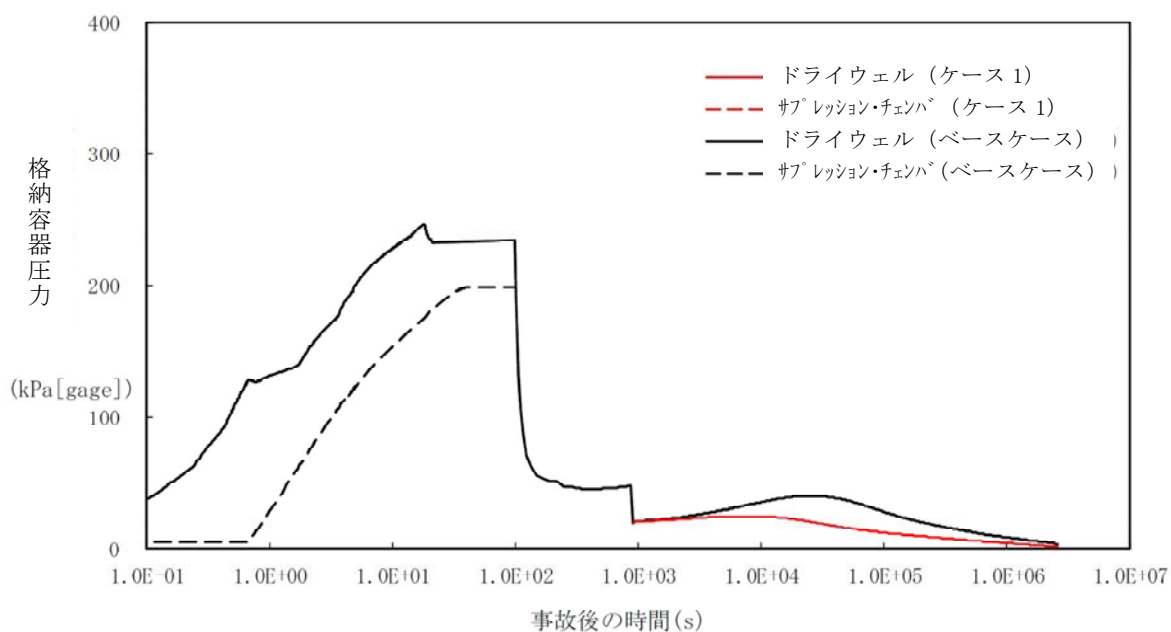
この結果から、静的機器の単一故障が発生した場合における格納容器冷却機能の代替性を有していることが確認された。

第 2 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

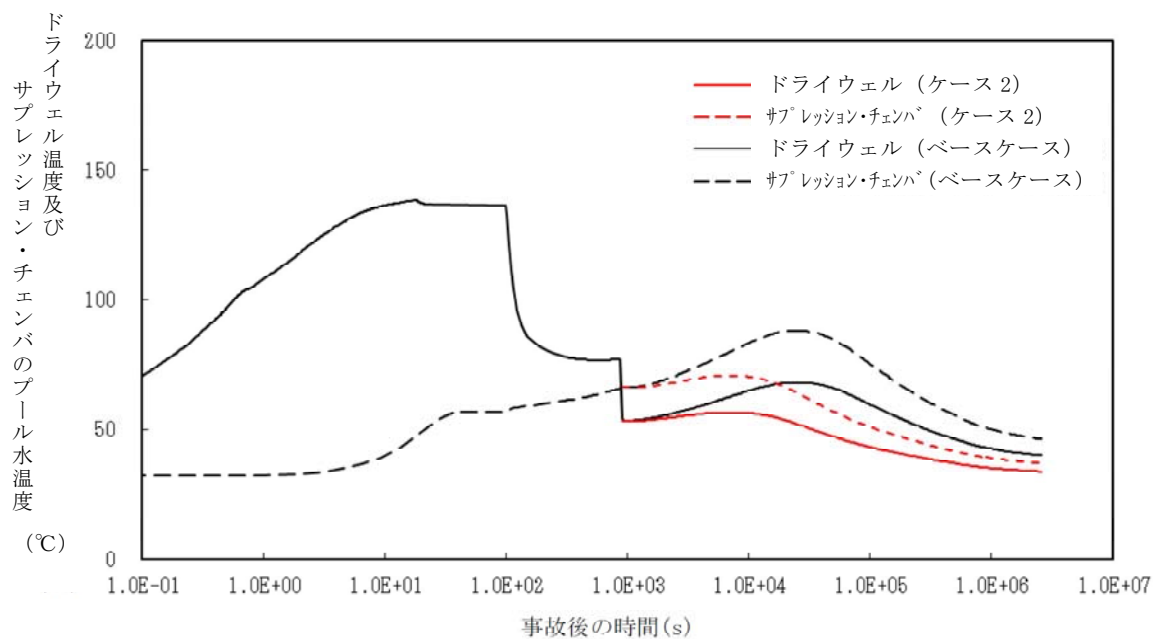
項 目	代替性確認評価 ケース 1	代替性確認評価 ケース 2	ベースケース	判断基準
ドライウェル 最高温度（℃）	約 139	約 139	約 139	171
ドライウェル 最高圧力 （kPa[gage]）	約 250	約 250	約 250	310
サプレッション・ チェンバプール水 最高水温（℃）	約 71	約 71	約 88	104
サプレッション・ チェンバ最高圧力 （kPa[gage]）	約 200	約 200	約 200	310



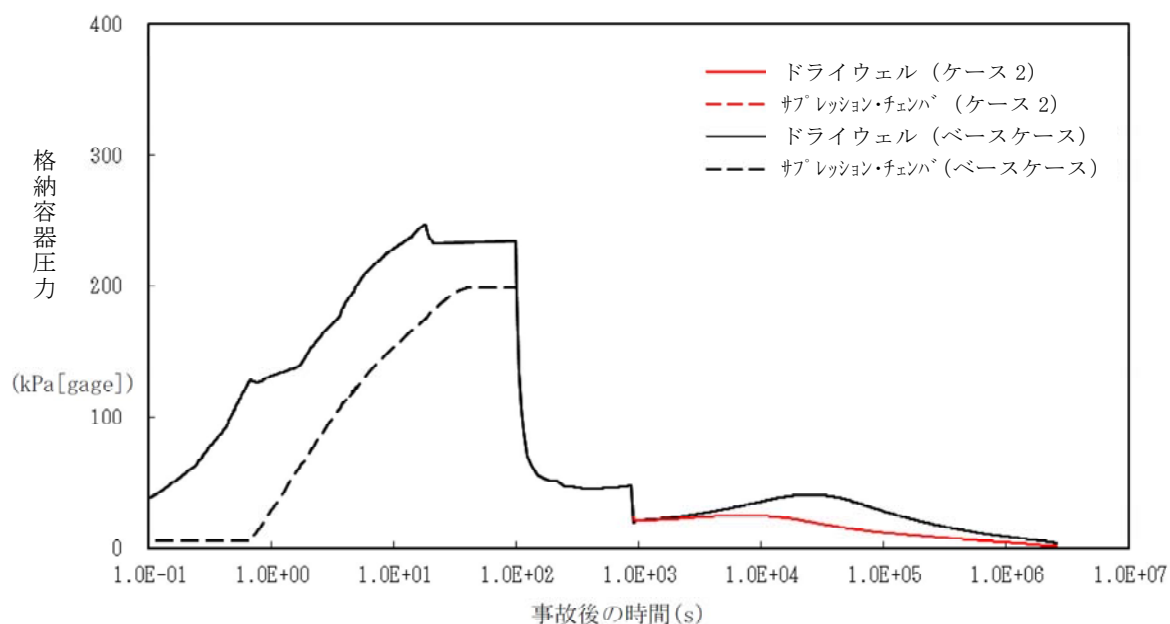
第 1 図 代替性確認評価ケース 1 とベースケースの
評価結果比較（格納容器温度）



第 2 図 代替性確認評価ケース 1 とベースケースの
評価結果比較（格納容器圧力）



第 3 図 代替性確認評価ケース 2 とベースケースの
評価結果比較 (格納容器温度)



第 4 図 代替性確認評価ケース 2 とベースケースの
評価結果比較 (格納容器圧力)

修復作業の成立性に関する検討について

1. 原子炉建屋ガス処理系配管

(1) 修復作業の実施時期について

原子炉建屋ガス処理系配管に全周破断を想定し、安全上支障のない期間に修復できることを確認する。まず、燃料集合体の落下における影響評価の結果に基づき、修復作業を完了すべき時期を明らかにする。また、修復作業での被ばく評価の結果から、作業開始を一人4時間の作業が可能となる事故発生20日後とする。

		経過日数（日）					
		0	5	10	15	20	25
		★燃料集合体の落下 ★単一故障発生					
配管修復	屋内配管					作業可能期間	
						作業期間	
	屋外配管					作業可能期間	
						作業期間	

(2) 修復作業性について

a. 作業手順

配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。より詳細な作業要領については、今後、社内規程として整備することとする。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

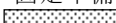
③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し,チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所,修復用資機材(ゴムシート,クランプ等)を取り付ける。

b. 概略工程

i) 原子炉建屋ガス処理系配管 (屋内)

修復は破断箇所を特定した後に行うため,足場設置箇所が限定できることから,足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。
 なお,足場解体作業は,事故収束後(後日)の対応とする。

	1 日	2 日	3 日
工程	資機材 搬入・移動 	クランプ 固定準備  鋼管足場組立 	クランプ 固定 

ii) 原子炉建屋ガス処理系配管 (屋外)

修復作業での被ばく評価は, 厳しい条件となる屋内配管の修復作業にて実施している。

屋外作業では, 高さ 15m の足場を組み立てることを想定しているため, 屋内作業に比べて足場組立の作業量が増加することになり4日間程度を要することとなる。しかし, 建屋外であり放射線源であるフィルタを考慮する必要が無いこと, 配管中のガスはフィルタで浄化したものであることから, 屋内作業に比べ一人当たりの作業時間は長くできるため, 作業工程の延長が修復作業の成立性に影響しない。

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日
工程	資機材 搬入・移動 		足場組立 	クランプ 固定準備 	クランプ 固定 	

c. 対応要員

対応要員は、1班6人～10人程度とする。今後は、社内体制を整備し、協力会社及びプラントメーカーの支援を受ける体制を構築する。

d. 資機材概要

修復用資機材としては、以下に示すものを用意する。これらについては、発電所構内に保管する。今後は、発電所構内の保管場所や必要な員数について明確にする。

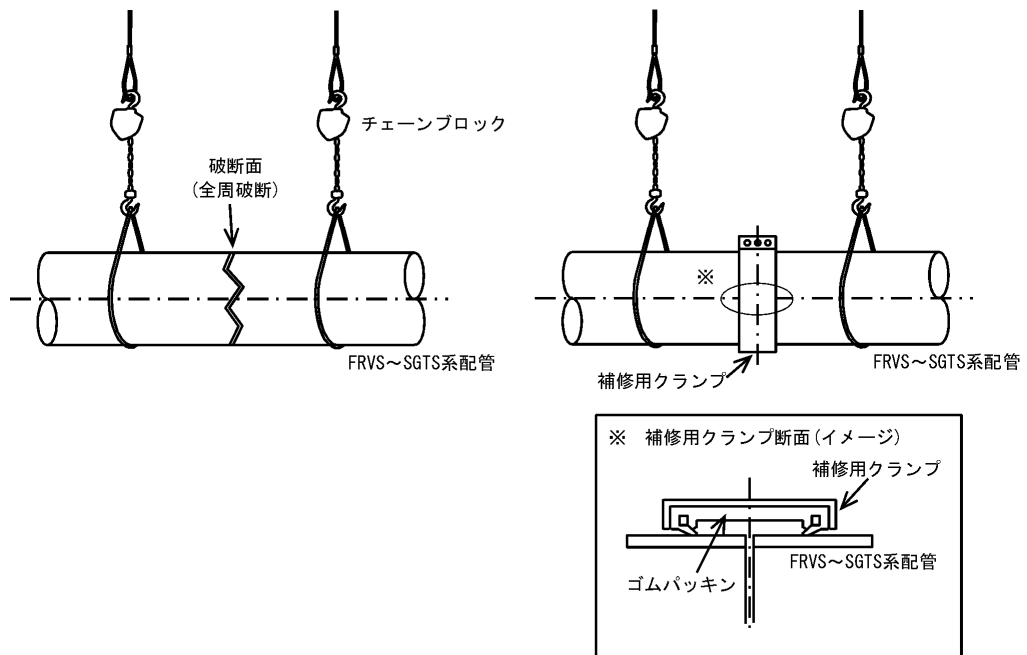
- i) 鋼管足場資材（足場パイプ、足場板、クランプ、ベース等）
- ii) 高所作業時安全装備品（安全帯、安全ネット、親綱、セーフティーブロック等）
- iii) 吊り具（チェーンブロック、ワイヤーロープ等）
- iv) 補修用クランプ（600A 用、450A 用）、補修用パテ、バンド等
- v) 研削工具

(3) 修復作業イメージ図

原子炉建屋ガス処理系配管の修復に当たっては、様々な部位の故障に対応できるよう修復方法を準備しておく必要がある。以下に、現在検討している修復方法を図示する。

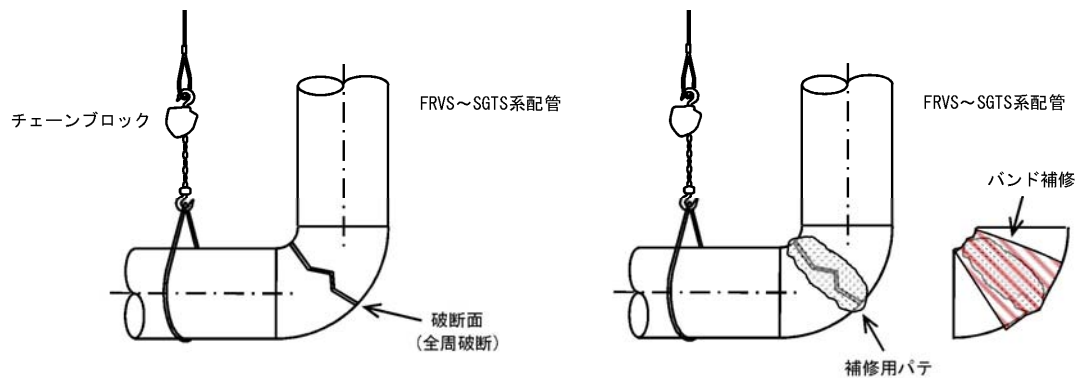
①直管部の修復

- ・補修用クランプにて固定



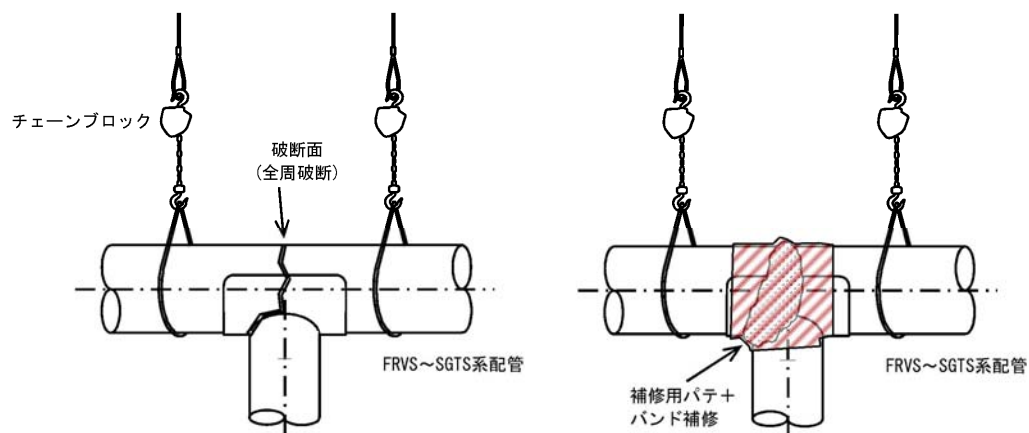
②エルボ部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



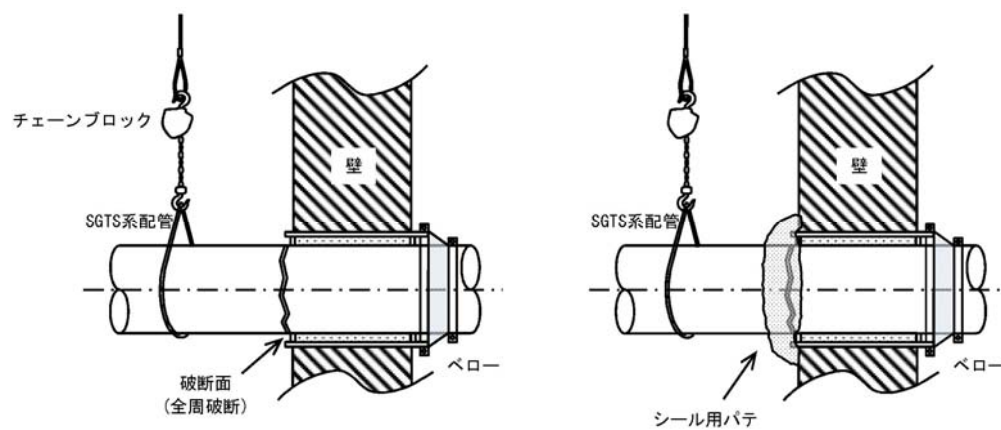
③分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



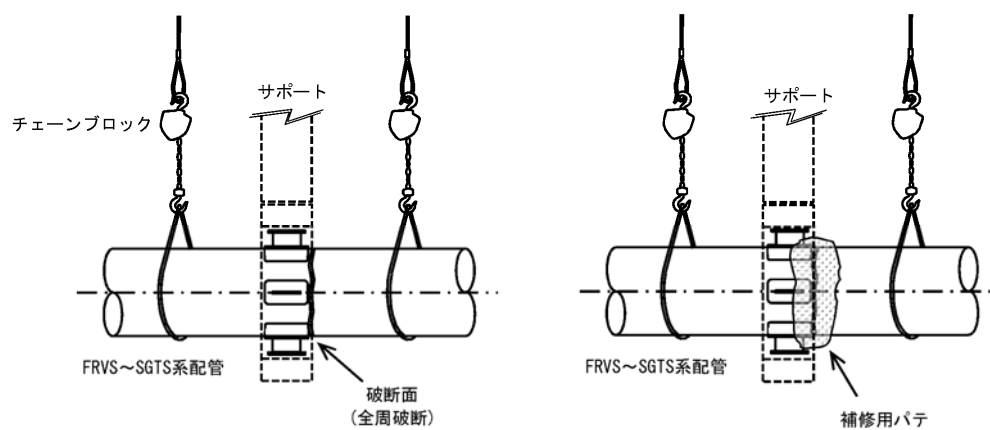
④建屋貫通部の修復

- ・シール用パテによる補修



⑤サポート部の修復

- ・補修用パテによる補修

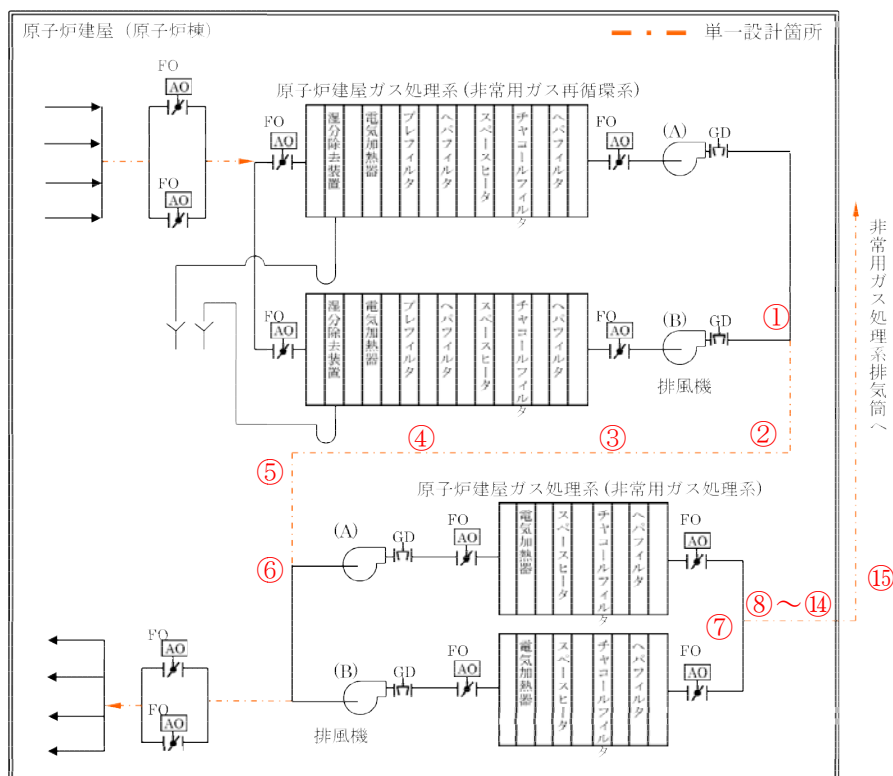


(4) 狭隘部の作業

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所にて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを確認した。

確認の結果、原子炉建屋ガス処理系（単一設計部）の屋内配管は、隣接機器及びサポートとの間にも十分な隙間があることが確認できた。これにより、当該配管の修復作業は実施可能であることを確認した。

a. 現場状況写真



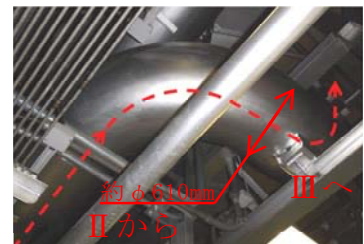
①



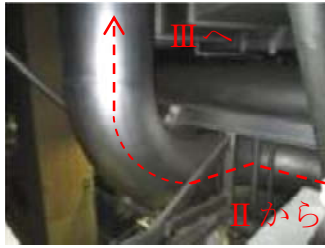
②



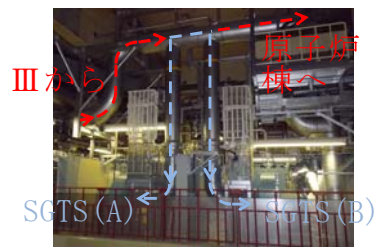
③



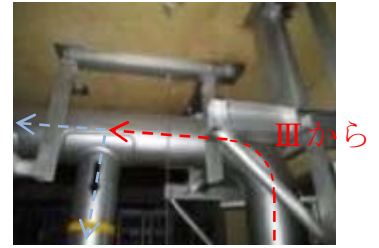
④



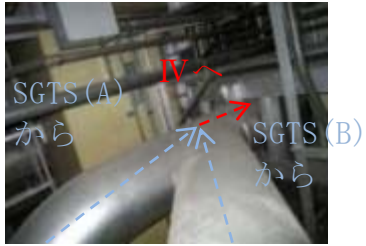
⑤



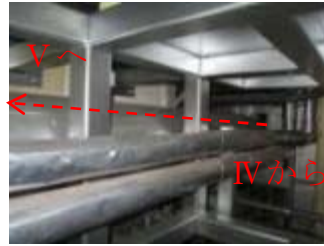
⑥



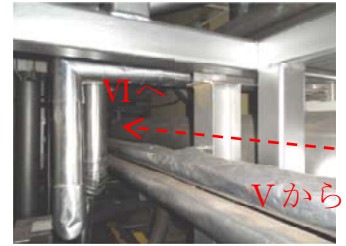
⑦



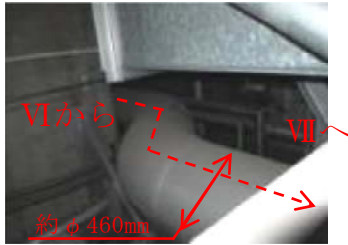
⑧



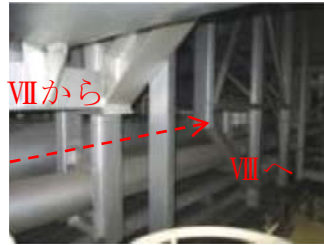
⑨



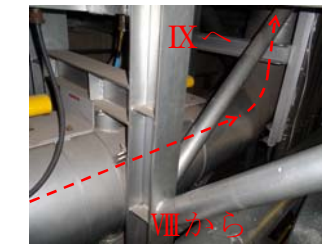
⑩



⑪



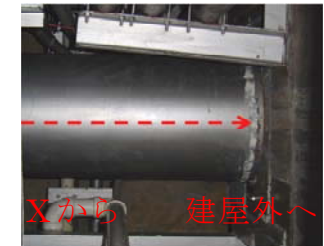
⑫



⑬



⑭



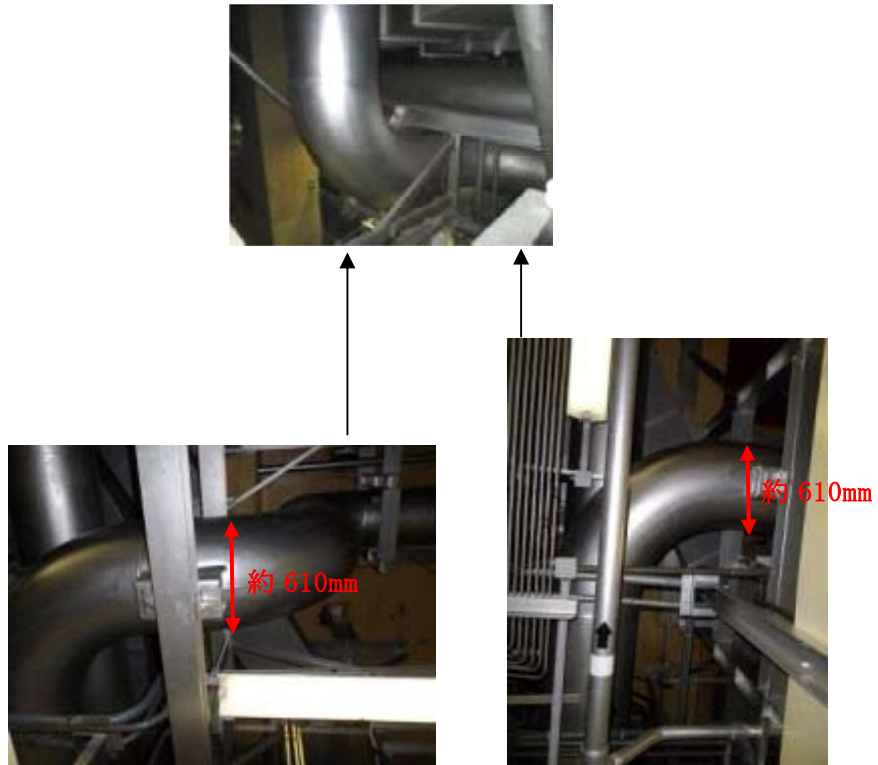
⑮



b. 作業性の確認

作業性の確認のため、写真④の部位を別の角度（下方）から撮影し、配管とサポート間に十分な隙間があることを確認した。

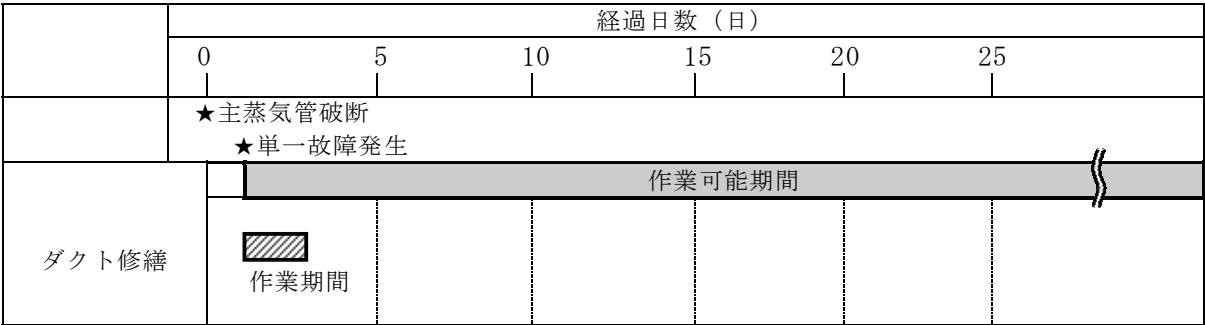
（写真④）



2. 中央制御室換気系

(1) 修復作業の実施時期について

中央制御室換気系ダクトに全周破断を想定し、安全上支障のない期間に修復できることを確認する。まず、主蒸気管破断における影響評価の結果に基づき、修復作業を完了すべき時期を明らかにする。また、修復作業での被ばく評価の結果から、修復作業は故障発生直後から開始できる。



(2) 修復作業性について

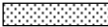
a. 作業手順

ダクトの修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。より詳細な作業要領については、今後、社内規程として整備することとする。

- ① 準備作業（修復用資機材運搬等）
- ② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。
- ③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。
- ④ ダクト破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート、当て板等）を取り付ける。

b. 概略工程

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。なお、足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする。

	1 日	2 日	3 日
工程	資機材 搬入・移動 	ダクト 補修準備  足場組立 	ダクト補修 

c. 対応要員

対応要員は、1班5人程度とする。今後は、社内体制を整備し、協力会社及びプラントメーカーの支援を受ける体制を構築する。

d. 資機材概要

修復用資機材としては、以下に示すものを用意する。これらについては、発電所構内に保管する。今後は、発電所構内の保管場所や必要な員数について明確にする。

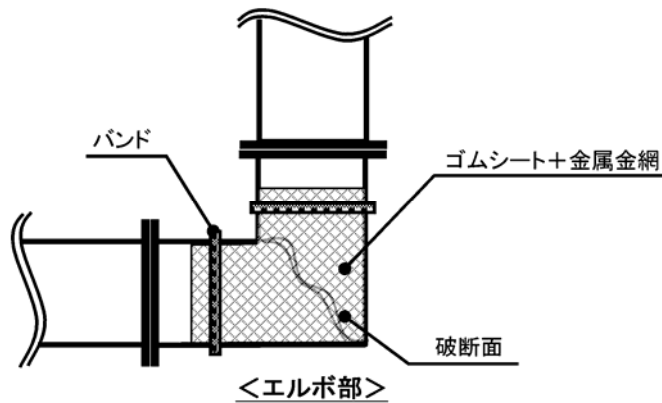
- i) 鋼管足場資材（足場パイプ、足場板、クランプ、ベース等）
- ii) ゴムシート、金属板、アルミテープ、ラチェットバンド、コーキング材等
- iii) チェーンブロック・ジャッキ等
- iv) 保温板金（ロール状）、アングル鋼材等（固定用）等

(3) ダクト修復のイメージ図

中央制御室換気系ダクトの修復に当たっては、様々な部位の故障に対応できるように修復方法を準備しておく必要がある。以下に、現在検討している修復方法を図示する。

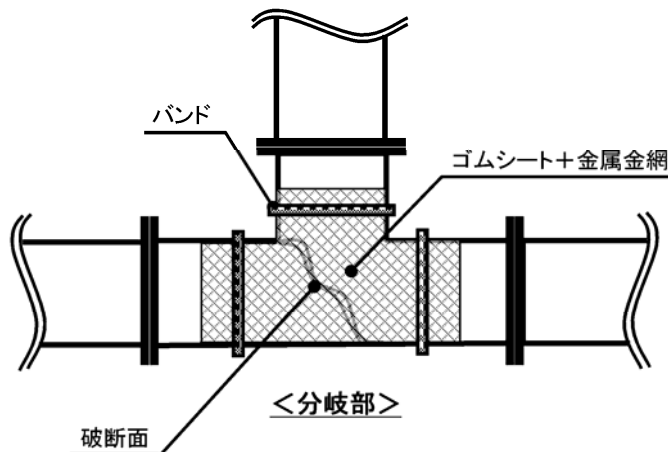
①中央制御室空調ダクトエルボ部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



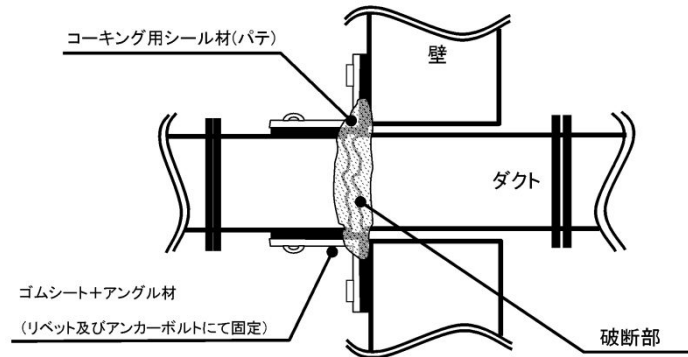
②中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



③中央制御室空調ダクト貫通部における修復方法

- ・ゴムシート+アングル材にてダクトを固定，破断面をコーキング処理

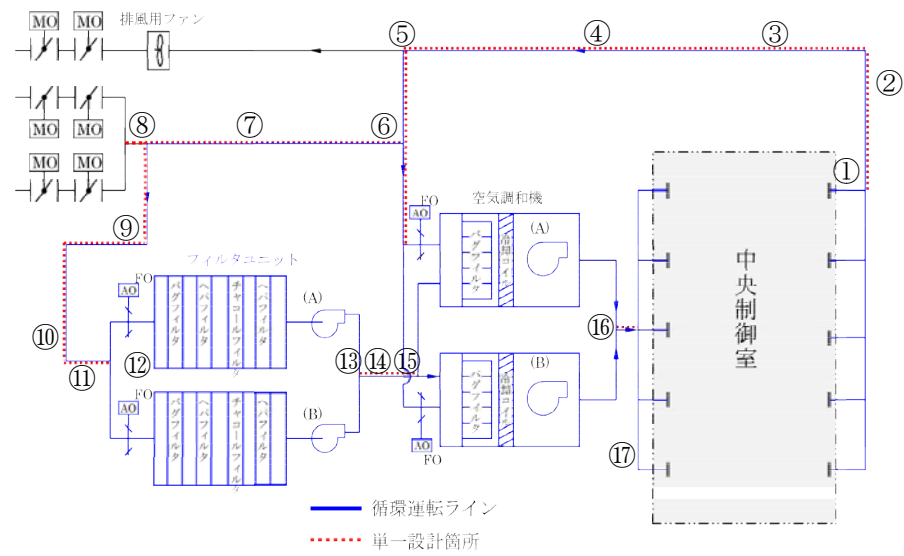


(4) 狭隘部の作業

中央制御室系ダクトの単一設計箇所にて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを確認した。

その結果，当該ダクトは空調機械室内に設置されており，アクセスや目視確認の障害となるものはなかった。一部，隣接するダクトとの距離が近いと思われる箇所について，確認したところ，手工具等による作業が問題なく行える隙間であることを確認した。

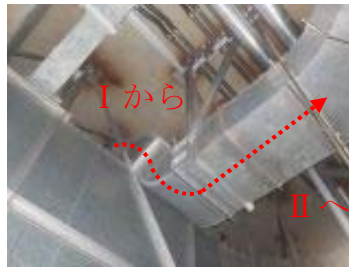
a. 現場状況写真



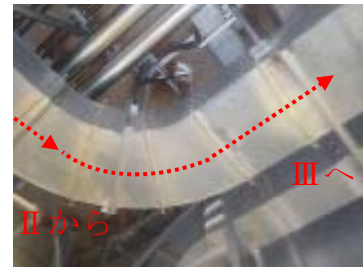
①



②



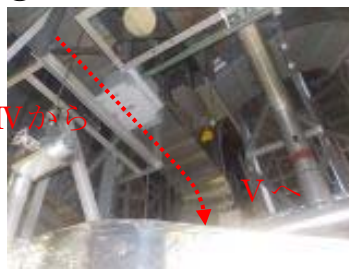
③



④



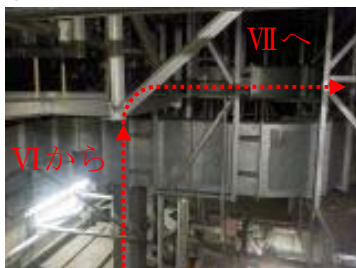
⑤



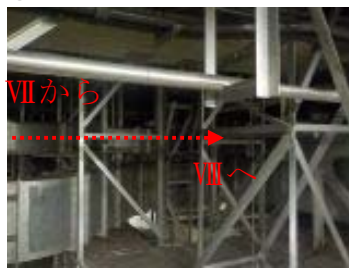
⑥



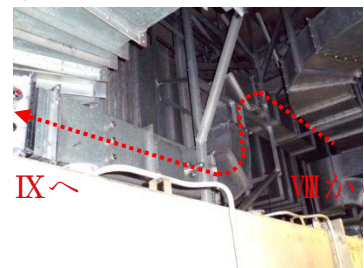
⑦



⑧



⑨



⑩



⑪



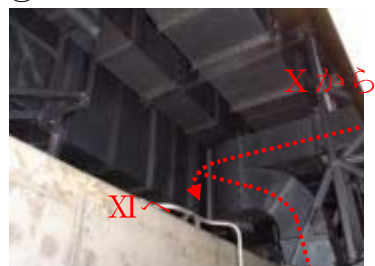
⑫



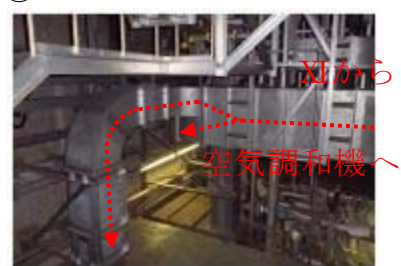
⑬



⑭



⑮



⑯

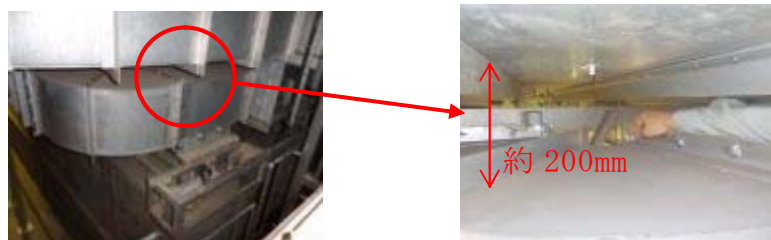


⑰



b. 作業性の確認

作業性の確認のため、写真⑪の部位を拡大した写真を撮影し、ダクトの間には、手工具による作業に支障のない十分な隙間があることを確認した。



配管及びダクトの内部点検の実施状況について

東海第二発電所では、静的機器の単一故障を想定する機器として、3 系統の配管、ダクトを評価している。これら単一設計となっている配管、ダクトについて、内部点検の実施状況を整理する。

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 内部点検の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① 屋外の配管について、外面の補修塗装に併せ、肉厚測定を実施しており、著しい減肉がないことを確認している。
- ② 機器分解時等において近傍の配管内部を目視にて点検し、腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

屋外の配管は海塩粒子の影響で、屋内配管に比べ腐食発生の可能性が高いものと考えられるが、これまでの内部に関する点検結果から屋外配管、屋内配管のいずれにも異常は認められていない。

今後も、屋外配管の肉厚測定等を継続することにより原子炉建屋ガス処理系配管の健全性を維持することが可能である。

2. 残留熱除去系スプレイヘッダ（サブプレッション・プール側）

(1) 内部点検の実施状況

残留熱除去系スプレイヘッダ（サブプレッション・プール側）の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① C C Dカメラを用いた内部点検（抜取※）やノズルを外した状態での目視（全数）による内部点検を実施しており、腐食等の異常がないことを確認している。

※スプレイヘッドの構造はリング状であり、全周が同一口径で、スプレイノズルが下向きに取付けられていることから、内部に水が停滞することはない。したがって、どの位置でも同じ環境であると考えられることから、内部点検は抜取検査とした。

(2) 今後の点検方針

当該スプレイヘッドについては、これまでの内部に関する点検結果から、異常は認められていない。また、通常運転中は窒素雰囲気となるサプレッション・チェンバ内にあり、配管内部も水を内包しないことから、急激に腐食が進行するとは考えられない。

今後も、スプレイヘッド内部の点検を継続することにより、残留熱除去系スプレイヘッド（サプレッション・プール側）の健全性を維持することが可能である。

3. 中央制御室換気系ダクト

(1) 内部点検の実施状況

中央制御室換気系ダクトの内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① 機器分解時等において近傍のダクト内部を目視にて点検し、腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

当該ダクトについては、これまでの内部に関する点検結果から、異常は認められていない。

今後も、ダクト内部の点検を実施することにより、中央制御室換気系ダクトの健全性を維持することが可能である。

小規模破損の検知及び修復について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食による配管の全周破断を想定しているが、配管が腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食孔が配管を貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定する必要がある。そこで、全周破断に至るまでの小規模破損の段階で検知可能であるかについて検討する。小規模破断として、全流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

破断箇所としては、配管が高所にある非常用ガス処理系とする。なお、非常用ガス処理系の流量の10%が漏えいしている場合、原子炉建屋の負圧は維持されるため、一般公衆への影響は全周破断に比べて小さい。

(2) 検知性

10%漏えい破損であれば、穴径約136mmであり、損傷部から吹き出す風量が $357\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ ），風速約 $6.9\text{m}/\text{s}$ であるため、中央制御室でのパラメータ変動の確認や現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破損箇所の特定が可能である。

(3) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、配管全周破断時と同様に修復を行う。

(4) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、配管全周破断時における評価に包絡される。

2. 中央制御室換気空調系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食によるダクトの全周破断を想定しているが、ダクトが腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食孔がダクトを貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定する必要がある。そこで、全周破断に至るまでの小規模破損の段階で検知可能であるかについて検討する。小規模破断として、全流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

破断箇所としては、周囲のダクトと近接しており、比較的視認性が悪いと思われるフィルタユニット近傍のダクトとする。なお、系統流量の10%が漏えいしている場合の中央制御室運転員への影響は、中央制御室への給気が全て汚染した外気として評価した全周破断に比べて小さい。

(2) 検知性

10%漏えい破損であれば、穴径約164mmであり、損傷部から吹き出す風量が $510\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $5,100\text{m}^3/\text{h}$ ），風速約 $6.7\text{m}/\text{s}$ であるため、中央制御室でのパラメータ変動の確認や現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破損箇所の特定が可能である。

(3) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、ダクト全周破断時と同様に修復を行う。

(4) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、ダクト全周破断時における評価に包絡される。

中央制御室換気系の外気取入ライン故障時の影響について

1. 外気取入機能について

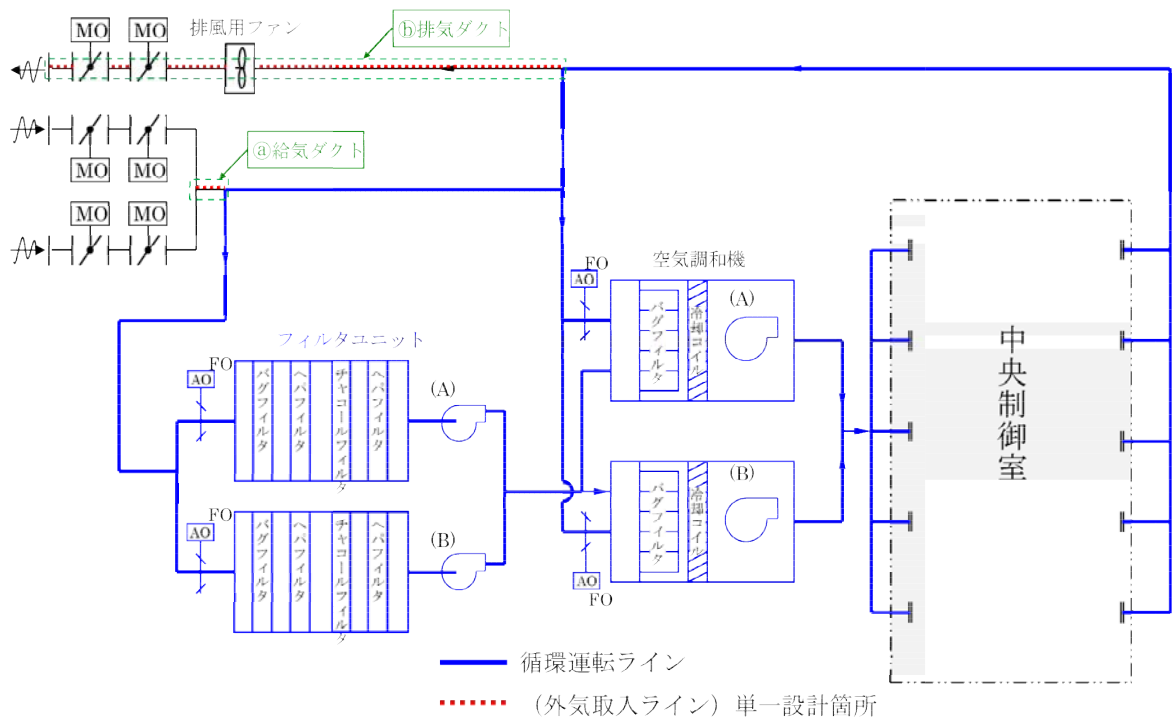
中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する。循環運転中は、中央制御室の酸欠防止の観点から必要に応じて外気を取り込むことができる。

このため、外気取入ラインに単一故障を想定した場合の影響について検討した。

2. 故障の仮定

外気取入ラインは給気ダクトの一部と排気ダクトが単一設計となっている。

(第 1 図参照)



当該ダクトには大きな異物が系統内に流入することはない、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。また、フィルタも設置されていないことから、外気取入ラインに閉塞による機能喪失が発生することはない。

なお、全周破断を想定しても破断箇所から給・排気を行うことになり、外気取入機能に影響はない。

3. 現場操作の実施について

外気取入ラインの隔離弁（電動弁）の駆動電源が喪失した場合は、手動にて開操作することが必要となる。これは短時間で作業が可能であり、全周破断を想定した修復作業での被ばく評価においても雰囲気線量率は約 $5.2 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ であることから、手動による開操作は確実に実施することができる。また排風機が停止したとしても、ダクトを閉塞させることはないので外気取入機能を喪失させることはない。

4. 検討結果

以上に示したように、中央制御室換気系の外気取入ラインについて、外気取入機能に対する影響を確認した結果、外気取入機能が喪失するような単一故障は発生しないことが確認できた。

故障・トラブル情報の活用について

東海第二発電所では、故障・トラブル情報の収集及び活用の仕組みとして、トラブル検討会及び不適合管理票がある。トラブル検討会では他プラントの事例を収集、水平展開の可否を検討しトラブルの未然防止を図る。不適合管理票では東海第二発電所の故障等を検出し、対策及び再発防止を管理する。

1. トラブル検討会

トラブル検討会で審議する主な情報としては次のものがある。

① 国内 原子力発電所

- ・ 法律に基づき報告された事象
- ・ 原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録された情報

② 海外 故障・トラブル情報

- ・ WANO／INPO／NRC／IAEA 情報
- ・ メーカー故障・トラブル情報

③ 原子力発電所以外の国内施設故障・トラブル情報

これらについて、東海第二発電所への水平展開の必要性等を検討している。

東海第二発電所において、平成 16 年に QMS が導入されて以降、トラブル検討会で検討した事例のうちダクトに関するものは 18 件であった。なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

東海第二発電所への水平展開を実施した主な事例として「中

中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食（敦賀発電所 1 号炉）※¹」がある。本事象を受け、中央制御室換気系ダクトについては定期的な内面・外面点検を実施し、汚染のおそれのある管理区域の気体が流れるダクトについては毎年外観点検を行い、腐食状況を確認することとした。

また、運転員が行う巡視点検において、点検範囲や着眼点を明確化するとともに、安全上重要な設備である中央制御室換気系ダクトについては、巡視点検に加えて、外観目視確認を定期的実施することとした。点検で確認された不具合等に対しては、不適合管理票を発行することを明確にした。

※ 1 中央制御室換気空調系送風機の試運転時に外気取入れダクトに 2 箇所の腐食孔が確認された。（平成 20 年 12 月 11 日発生）

2. 不適合管理票

東海第二発電所で検出された不具合には不適合管理票を発行し、原子力安全に与える影響に応じたレベル区分を設定し、必要な処置を行う。

東海第二発電所において、平成 16 年に QMS が導入されて以降、発行された不適合管理票のうちダクトに関するものは 34 件であった※²。その中で、中央制御室換気系ダクトに関する不適合管理票は 1 件であった。これは、ダクト表面の軽微な発錆の段階で検出された不適合事象であり、簡易な補修による対策で設備の健全性を確保できるものであった。

その他の事象についても、原子力安全に影響を与えるものは

なく、不適合管理票を活用することにより、設備の健全性維持を図っている。

なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

※2 東海発電所において発行された不適合管理票のうち、ダクトに関するものは41件であった。この中で、ニューシアにも登録された事例として「サイトバンカ（イ）排気ダクト腐食孔発生について」（平成21年5月11日発生）がある。これは、換気装置の排気ダクト（屋外）に腐食による貫通孔が確認されたものである。敦賀発電所1号炉「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食」事象の再発防止対策も考慮し、巡視点検の充実と保全計画の見直しを実施した。

3. 保守管理の改善

以上に示すとおり、過去の故障・トラブル情報を検討し、巡視点検の充実や保全計画を見直す等、保守管理の継続的な改善を実施しており、原子炉建屋ガス処理系配管、中央制御室換気系ダクトについては、設備の健全性を確保・維持することが可能である。