

第 12 条：安全施設

<目 次>

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

3. 別紙

別紙 1 単一故障

別紙 1-1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

別紙 1-2 重要度の特に高い安全機能を有する系統 整理表

別紙 1-3 設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系

別紙 1-4 地震, 溢水, 火災以外の共通要因について

別紙 1-5 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

別紙 1-参考 1 単一設計採用時の安全確保基本方針

別紙 1-参考 2 非常用ガス処理系・中央制御室換気空調系システム信頼性・事故シーケンス頻度評価 (ランダム要因・地震要因) について

別紙 1-参考 3 福島第二原子力発電所の知見

(サプレッションプール水温度検出器中継端子箱について)

別紙 2 共用・相互接続

別紙 2-1 共用・相互接続設備 抽出表

別紙 2-2 共用・相互接続設備 概略図

4. 別添

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

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条、第 15 条を表 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表 1.1-1 表 設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条、第 15 条
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)	備考
安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
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。	変更なし (静的機器の単一故障に関する考え方の明確化)

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)	備考
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。	2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。	変更なし

設置許可基準規則第 12 条 (安全施設)	技術基準規則第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	備考
—	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
—	3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	変更なし

設置許可基準規則第 12 条 (安全施設)	技術基準規則第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	備考
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし
6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。	5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。	追加要求事項
7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。	6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。	追加要求事項

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 静的機器の単一故障

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

2.1.1 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち単一の設計とする箇所の確認

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

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

- ・ 冷却用海水供給機能
- ・ 原子炉制御室非常用換気空調機能
- ・ 圧縮空気供給機能

二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
- ・ 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
- ・ 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
- ・ 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
- ・ 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
- ・ 事故時の炉心冷却状態の把握機能
- ・ 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
- ・ 事故時のプラント操作のための情報の把握機能

また、設置許可基準規則第 12 条の解釈において、以下の記載がなされている。

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

これらの要求により、重要度の特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間（24 時間以上もしくは運転モード切替え以降）にわたって機能が要求される静的機器についての単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となったため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（重要度分類指針）に示される安全施設の中から各安全機能を担保する系統を抽出し、多重性又は多様性及び独立性の確保について整理した。なお、系統の抽出にあたっては、安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とした。また、独立性の確保においては、設置許可基準規則第 12 条に関する適合性の確認として、共通要因（地震，溢水，火災）についての整理を行った。あわせて、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系が全て含まれていることを確認した。各安全機能を担保する系統の抽出結果を別紙 1-1 に、整理結果を別紙 1-2 に、設計基準事故解析において期待する異常状態緩和系の確認結果を別紙 1-3 に示す。また、別紙 1-2 で整理した共通要因（地震，溢水，火災）以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについての整理結果を別紙 1-4 に示す。

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

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

別紙 1-2 の整理結果に基づき、安全機能を担保する系統が単一の種類の系統であり、かつ単一設計箇所を有するために多重性又は多様性の確保についての基準適合性に関する更なる検討が必要な系統を抽出した結果、以下の 3 系統が抽出された。

(1) 非常用ガス処理系 (単一設計箇所:配管及びフィルタユニット)

(2) 格納容器スプレイ冷却系(単一設計箇所:格納容器スプレイ・ヘッド)

(3) 中央制御室換気空調系 (単一設計箇所:ダクト及び再循環フィルタ)

なお、柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更)(平成22年4月19日付け, 平成21・08・12原第11号をもって設置変更許可)の添付書類八の「1.2 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合」のうち、「指針7. 共用に関する設計上の考慮(平成2年8月30日)」及び「指針45. 可燃性ガス濃度制御系」に記載していた可燃性ガス濃度制御系及び同系統可搬式再結合装置(6号及び7号炉共用, 既設)については、「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 共用に関する設計上の考慮について」(平成27年4月)に記載の通り, 単一設計となっている配管の二重化を行うとともに, 再結合装置を各号炉1台ずつ追加し, かつ常設設備に変更することから, 別紙1-2の整理の通り, 上記抽出の対象外となった。

別紙 1-2 の整理結果から、これらの系統はいずれも長期間にわたって機能が要求されるため、原則として静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要な系統となることを確認した。

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

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

その結果、下記の通り、①～③のいずれかに該当するため、設置許可基準規則

に適合することを確認した。

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

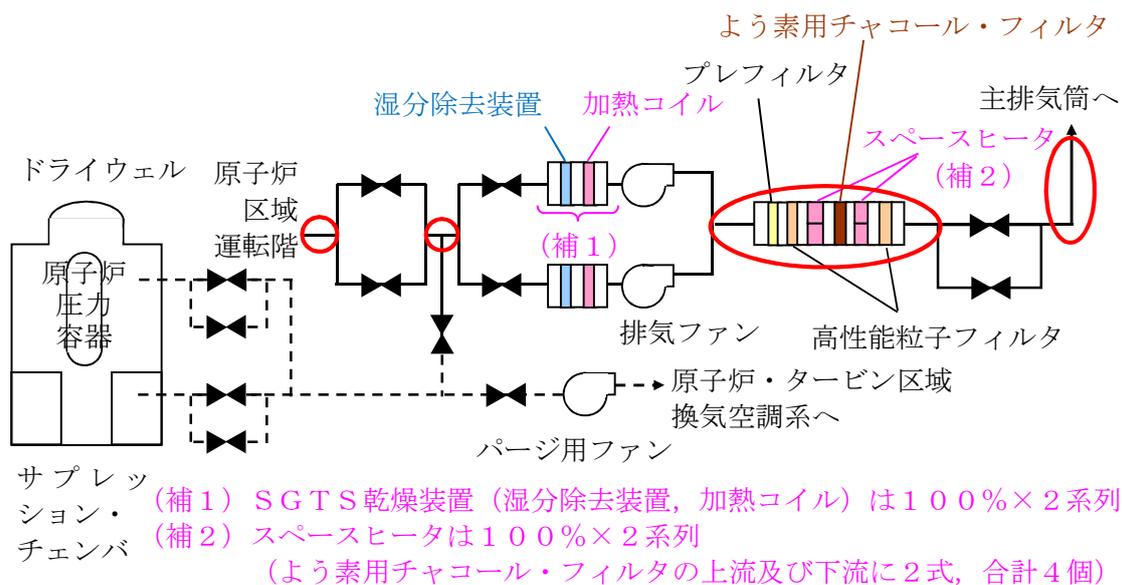
詳細を 2.1.2 以降で示す。

2.1.2 非常用ガス処理系

2.1.2.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

非常用ガス処理系は、事故時の格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を有する系統である。非常用ガス処理系の系統概略図を第 2.1.2-1 図に示す。



第 2.1.2-1 図 非常用ガス処理系 系統概略図

（○：単一設計の静的機器）

第 2.1.2-1 図に示す通り、非常用ガス処理系の動的機器である弁・乾燥装置（湿分除去装置・加熱コイル）・排気ファン・スペースヒータは全て二重化しており、配管の一部とフィルタユニット（スペースヒータ除く）が単一設計となっている。

これらの単一設計箇所材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を第 2.1.2-1 表に示す。

第 2.1.2-1 表 非常用ガス処理系 単一設計静的機器

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

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、仮に事故発生から24時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった後はそのままF Pを地上放散したと仮定して評価した。影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

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

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを第2.1.2-2表に示す。

第 2.1.2-2 表 非常用ガス処理系故障時影響評価条件（LOCA，変更点）

項目	評価条件
原子炉建屋からの換気率	0～24 時間：0.5 回/d（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0.5 回/d（建屋漏えい）
よう素除去効率	0～24 時間：99.99%（非常用ガス処理系） 24 時間以降：0%（－）
実効放出継続時間	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） 相対濃度 χ / Q [s/m ³]：10 時間 相対線量 D / Q [Gy/Bq]：10 時間 24 時間以降（地上放散） χ / Q [s/m ³]：350 時間 D / Q [Gy/Bq]：200 時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件 (気象データは変更なし ^{※1} (1985 年 10 月～1986 年 9 月))	0～24 時間（非常用ガス処理系の排気口放出） χ / Q [s/m ³]：6 号炉 2.5×10^{-6} 7 号炉 2.1×10^{-6} D / Q [Gy/Bq]：6 号炉 1.0×10^{-19} 7 号炉 8.9×10^{-20} 24 時間以降（地上放散） χ / Q [s/m ³]：6 号炉 7.2×10^{-6} 7 号炉 5.6×10^{-6} D / Q [Gy/Bq]：6 号炉 1.1×10^{-19} 7 号炉 9.8×10^{-20}

※1 気象データの代表性については別紙 1-5 に示す。

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

(なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失における評価結果は、6 号炉で約 1.6×10^{-5} mSv、7 号炉で約 1.5×10^{-5} mSv である。)

また、原子炉区域運転階にて F P が発生する燃料集合体の落下時にも非常用ガス処理系の機能に期待していることから、仮に燃料集合体の落下から 24 時間後に非常用ガス処理系が使用できなくなった場合の影響度合いをあわせて確認した。

原子炉停止から 3 日後の原子炉の燃料交換時に発生することを想定している燃料集合体の落下時、原子炉区域運転階に発生した F P は、事故発生から 24 時間までの間は非常用ガス処理系によって処理し、非常用ガス処理系の排気

口から放出する。一方、24 時間後以降は原子炉区域内から原子炉区域外に漏えいして地上放散すると仮定する。

このときの評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを第 2.1.2-3 表に示す。

第 2.1.2-3 表 非常用ガス処理系故障時影響評価条件（FHA，変更点）

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

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

(なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下における評価結果は、6 号炉で約 $1.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ 、7 号炉で約 $1.1 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。)

以上の通り、静的機器の単一故障が発生し、かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより、(3)に示す修復作業期間は、安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所の修復が可能か否かを確認した。

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

①故障の想定

非常用ガス処理系において単一設計を採用している静的機器である配管及びフィルタユニットについて、第 2.1.2-4 表に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

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

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

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

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

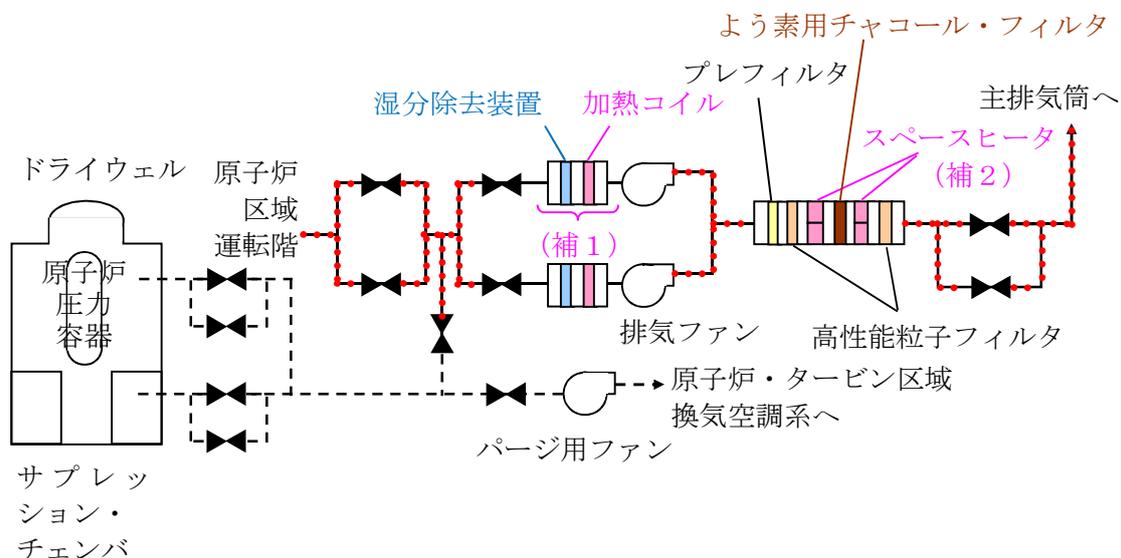
第 2.1.2-4 表 非常用ガス処理系 機能達成に必要な項目別の
故障モード整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原 因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流 体 移 送	配管	一部無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	異物 (c)	—	—
	排気 ファン	有				
	弁	有				
F P 除 去	フィル タ ユ ニ ッ ト(よう 素用チ ャコー ル・フィ ルタ)	無	破損	腐食 (a)	—	—
				外力 (b)	—	—
			閉塞	湿分	湿分除去 装置	有
					加熱コイ ル	有
					スペース ヒータ	有
				異物 (d)	プレフィ ルタ	無
高性能粒 子フィル タ	無					

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

②配管破損（リーク発生，全周破断）時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用している配管を第 2.1.2-2 図に示す。



第 2.1.2-2 図 非常用ガス処理系配管のうち単一設計箇所

第 2.1.2-2 図に示す単一設計箇所のうち，排気ファンより上流側で配管破損が発生した場合は，原子炉建屋原子炉区域内からの給気が維持されるため，非常用ガス処理系の機能も維持されることから，修復は不要である。

また，フィルタユニットより下流側でかつ原子炉建屋原子炉区域外に出た後で配管破損が発生した場合は，原子炉建屋原子炉区域内からの給気及びフィルタユニットによる F P の濃度低減機能が維持されることから，同様に当該機能復旧のための修復は不要である。なお，この場合，放出高さが低所側に変化することとなるが，その影響は (2) の影響度合いに包絡される。

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

(ア) 検知性

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

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

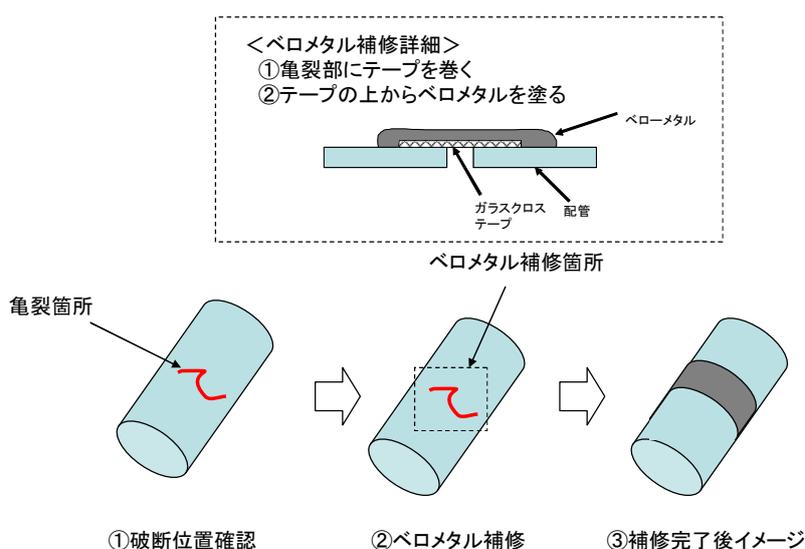
(イ) 修復作業性

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

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

(a) 配管部にピンホール・亀裂が生じた場合 (補修方法の例)

配管部にピンホール・亀裂が生じた場合は、損傷部にベロメタル補修を実施することが妥当と考えている。作業方法は、第 2.1.2-3 図に示すイメージの通り、配管破断位置を確認後に、破断位置についてガラスクロステープ等のテープ類を巻き付けて固定し、そのテープの上からベロメタルを塗り、硬化させることで配管破断部を埋め、配管機能を修復する方法である。第 2.1.2-4 図に、小口径配管でのベロメタル補修の例を示す。



第 2.1.2-3 図 ベロメタル補修の作業方法

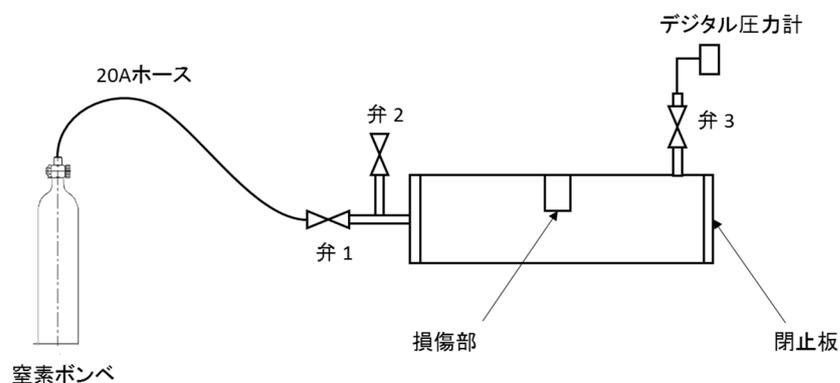


第 2.1.2-4 図 ベロメタル補修の例示

(修復方法の妥当性)

ベロメタル補修については一般的な配管補修方法であるため、配管機能を修復する方法として妥当と判断している。しかしながら、更なる知見拡充として、修復方法の妥当性を、モックアップ試験によって確認している。第 2.1.2-5 図にモックアップ試験の試験装置、第 2.1.2-6 図にモックアップ試験時の写真を示す。本試験では、非常用ガス処理系配管と同じような鋼材配管を準備し、配管に亀裂損傷を模擬して、それらの損傷位置についてベロメタル補修を行い、その後に当該配管の耐圧試験を行い試験圧力

に耐えられることを確認している。試験の結果、非常用ガス処理系配管の最高使用圧力 24.52kPa を超える 32kPa に対し、漏えいが無いことを確認しており、当該配管の補修方法として妥当であることが確認できている。



第 2.1.2-5 図 ベロメタル補修のモックアップ試験計画概要



第 2.1.2-6 図 ベロメタル補修後の耐圧試験概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を第 2.1.2-5 表に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始 1 日目は、主に足場組立作業を実施し、ベロメタル補修作業のための環境を整える。2 日目でベロメタル補修作業を行い、ベロメタル硬化を待つ。その後、漏えい確認を実施し3 日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

第 2.1.2-5 表 亀裂補修時の作業工程の概略予定

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

(作業訓練)

ベロメタル補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に、当社社員で対応できるよう訓練を実施する計画を検討している。本作業に必要な訓練は、第 2.1.2-5 表の作業工程でも示す通り足場組立作業とベロメタル補修作業であり、これらの作業について技量が必要なものについては訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。

これまでに実施している修復作業訓練のうち、当社社員による足場組立及び足場解体作業訓練の状況を第 2.1.2-7 図～第 2.1.2-9 図に示す。非常用ガス処理系配管損傷時における補修作業用の足場については、損傷箇所、損傷状況に応じて足場敷設方法を検討していくことになるが、これらが柔軟に対応できるように屋内での作業、屋外での作業を複数のケースで足場組立・解体作業訓練を実施している。これまでの訓練実績としては平成 27 年 6 月 22～24 日、平成 27 年 6 月 29・30 日、平成 27 年 10 月 19～21 日・23 日に実施しているが、今後も事故発生に備え、当社社員による足場組立・解体作業の技量を高めるため、訓練計画を立案し定期的に訓練を行うこととする。

なお、非常用ガス処理系配管補修と同様に、中央制御室換気空調系ダクトの補修についても足場が必要になることから、足場組立・解体作業の訓練は中央制御室換気空調系ダクト補修の訓練としても実施している。



第 2.1.2-7 図 足場組立・解体作業訓練（屋外①）



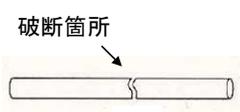
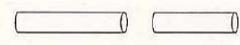
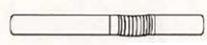
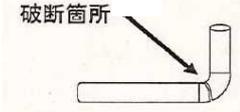
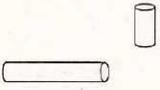
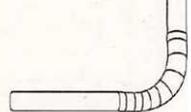
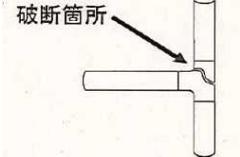
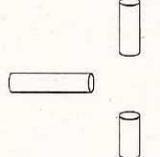
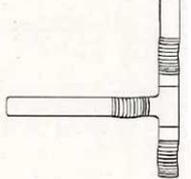
第 2.1.2-8 図 足場組立・解体作業訓練（屋外②）



第 2.1.2-9 図 足場組立・解体作業訓練（屋内）

(b) 配管が全周破断した場合
(補修方法の例)

配管が全周破断した場合は、破断・損傷部を切断・撤去し、その間に耐圧ホースを取付ける「耐圧ホース取付補修」を実施することが妥当と考えている。作業方法は第 2.1.2-10 図で直管部，エルボ部，ティ継手部がそれぞれ破断した場合について図示しているが，破断位置確認後，その破断面等の損傷部を配管切断装置等で切断し，切断したスペースに耐圧ホースをホースバンド等で取付けることで配管機能を修復する方法である。

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

第 2.1.2-10 図 耐圧ホース取付補修イメージ

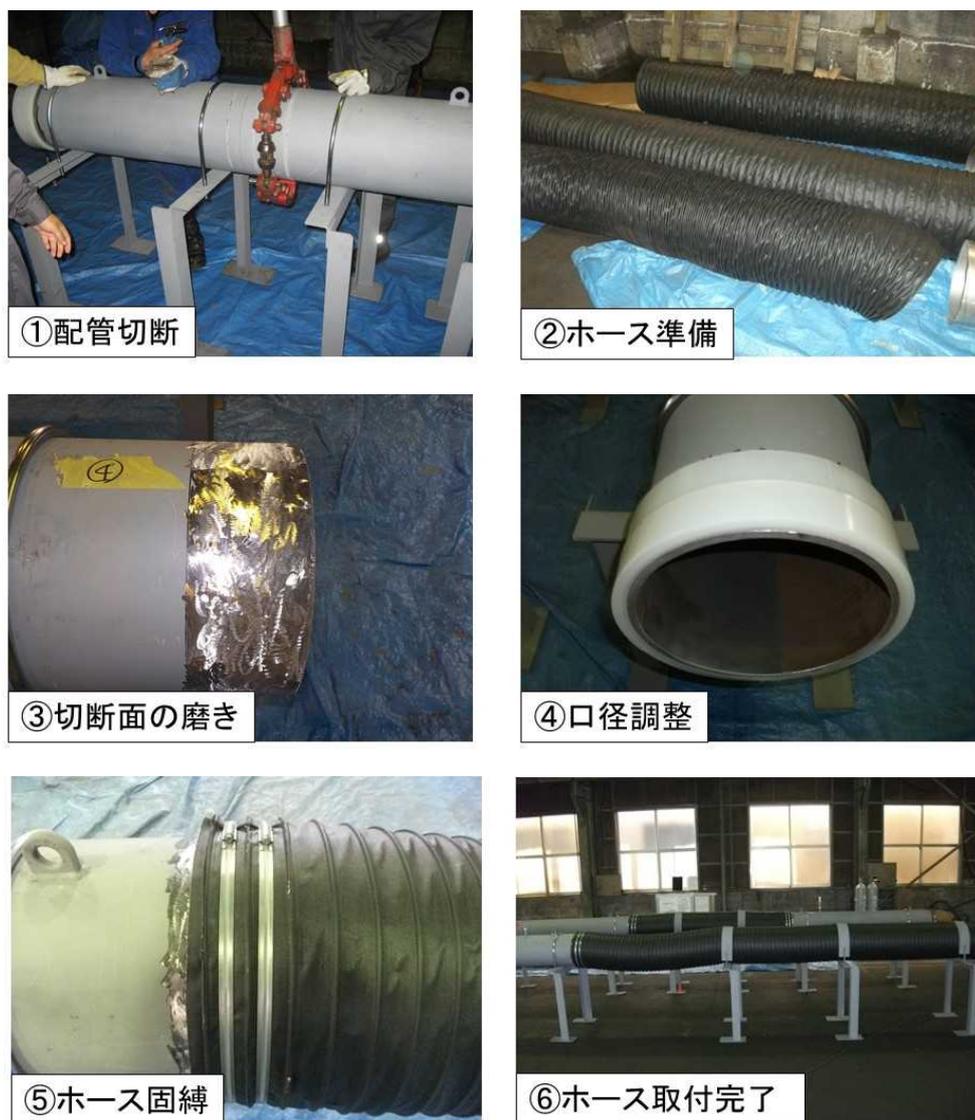
(修復方法の妥当性)

耐圧ホース取付補修作業は、非常用ガス処理系配管の系統設計圧力、温度に応じた耐圧ホースを選定し、配管機能を修復する方法として妥当である。修復方法の妥当性については、モックアップ試験によって確認している。第 2.1.2-11 図に耐圧ホース取付補修作業概要，第 2.1.2-12 図にモックアップ試験の計画概要を示す。

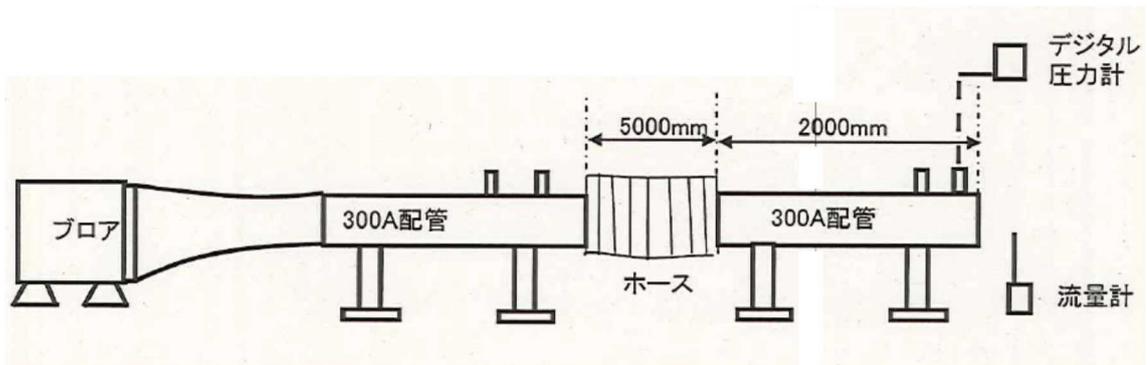
非常用ガス処理系配管の補修作業は、損傷部を配管ごと切断し，切断した部分に耐圧ホースを取り付ける工法である。配管切断面については，耐圧ホースを取り付け易くするため，火災防護対策を施した上で切断面の磨きを行い，耐圧ホースと配管の口径調整のために，磨き面に接着剤を塗布

シリコンゴムを巻き付ける。その後、磨き面に耐圧ホースを接続しバンドで固縛し、密閉性を高めるためにシリコンゴムと耐圧ホースの接続部をコーキング剤で密閉する。

上記の通り配管に取り付けた耐圧ホースについて、ブロアにより通気試験を実施し、流路を確保するための十分な機能が確保できることを確認している。



第 2.1.2-11 図 耐圧ホース取付補修の概要



第 2.1.2-12 図 耐圧ホース取付補修のモックアップ試験計画概要

(作業工程)

作業工程の概略予定を第 2.1.2-6 表に示す。破断位置を確認後に作業方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始 1 日目は、主に足場組立作業を実施し、耐圧ホース取付補修作業のための環境を整える。2 日目で損傷配管の切断及び干渉物撤去等を行い、3 日目に耐圧ホースを取付け、漏えい確認を実施し 3 日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

第 2.1.2-6 表 全周破断時の作業工程の概略予定

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

(作業訓練)

耐圧ホース取付補修作業は、事故時に修復作業が必要になった際に当社社員または発電所構内企業により対応ができるよう体制を整備する。本作業工程にある足場組立作業、配管切断作業、ホース取付作業について技量が必要となるものについては訓練計画を定め、計画に従って訓練することで修復作業の対応性を高めていく。

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、原子炉建屋原子炉区域内のF Pによる被ばくに加えて、フィルタに補集されたF Pからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。このとき、原子炉建屋原子炉区域内は一定のF P濃度と考えると、(2)で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下）時において、作業員の被ばくの観点から最も過酷な条件となるのは、フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、SGTS室における線量率の評価を実施した。

原子炉冷却材喪失時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失から変更したものを第2.1.2-7表に、評価結果を第2.1.2-8表に示す。

第2.1.2-7表 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(LOCA, 変更点)

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

第 2.1.2-8 表 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価結果 (LOC A)

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

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.2-8 表より原子炉冷却材喪失時の配管修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

このとき、修復作業を 3 日間と仮定すると、(2) 第 2.1.2-2 表の条件で評価した総放出量のうち、希ガス約 62%、よう素約 81%が修復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス処理系の排気口放出に変わる事となる。その結果、大気拡散条件を第 2.1.2-2 表の放出位置毎の値の通りとすると、敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 8.6×10^{-4} mSv、7 号炉では約 6.7×10^{-4} mSv となり、修復作業によって実効線量が約 5 分の 1 になることを確認した。

また、燃料集合体の落下時の評価条件の中で原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.3 燃料集合体の落下から変更したものを第 2.1.2-9 表に、評価結果を第 2.1.2-10 表に示す。

第 2.1.2-9 表 非常用ガス処理系配管修復時 線量率評価条件
(FHA, 変更点)

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

第 2.1.2-10 表 非常用ガス処理系配管修復時
線量率評価結果 (FHA)

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

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.2-10 表より燃料集合体の落下時のダクト修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

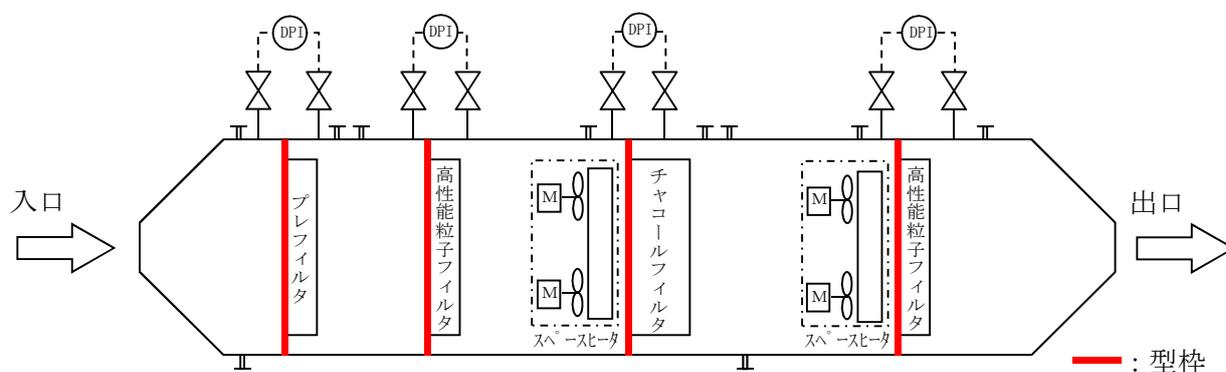
このとき、修復作業を 3 日間と仮定すると、(2) 第 2.1.2-3 表の条件で評価した総放出量のうち、希ガス約 0.00000005%、よう素約 0.0000004%が

修復作業によって非常用ガス処理系によるよう素除去有り・非常用ガス処理系の排気口放出に変わる事となる。その結果、大気拡散条件を第 2.1.2-3 表の放出位置毎の値の通りとすると、敷地境界外の実効線量は 6 号炉では約 $4.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、7 号炉では約 $3.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、修復作業を行っても実効線量はほぼ変わらないことを確認した。

以上から、(2) で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失，燃料集合体の落下）時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

③ フィルタユニット破損（リーク発生）時の修復可能性

非常用ガス処理系において単一設計を採用しているフィルタユニットを第 2.1.2-13 図に示す。



第 2.1.2-13 図 非常用ガス処理系フィルタユニット

第 2.1.2-13 図に示すフィルタユニットにリークが発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

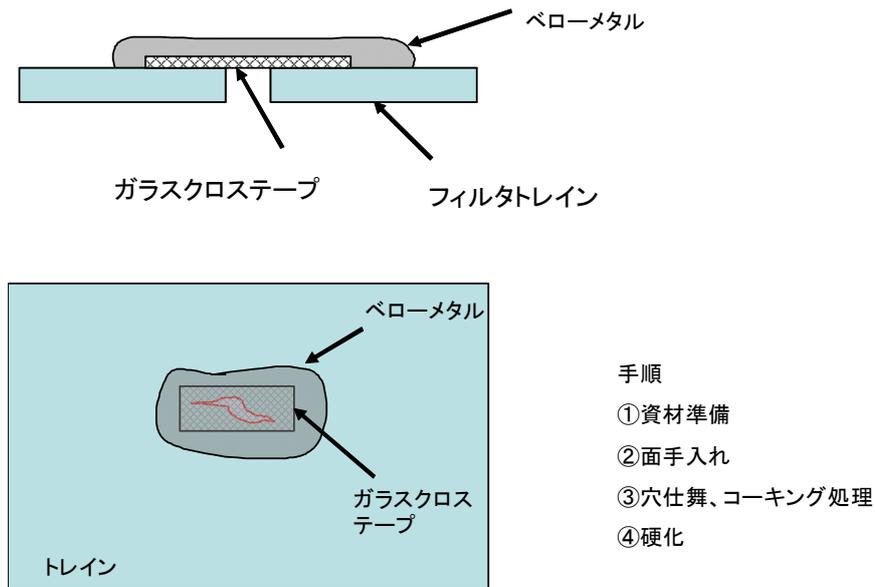
事故時の非常用ガス処理系作動時において、中央制御室内では原子炉建屋内の負圧維持を監視計器により確認する。当該系統フィルタユニットの破損（リーク発生）により系統の機能維持に悪影響が生じた場合、原子炉建屋内の負圧に影響を与えるため、原子炉建屋差圧を監視することにより、系統機能への悪影響を検知することが可能である。

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

(イ) 修復作業性

フィルタユニットの破損に対する修復は、配管破損に対する修復と同様に、ベロメタル等による方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

イメージを第 2.1.2-14 図に示す。



第 2.1.2-14 図 フィルタユニットのベロメタル補修イメージ

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、第 2.1.2-8 表及び第 2.1.2-10 表となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.2-8 表より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

また、第 2.1.2-10 表より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(2)で示した設計基準事故(原子炉冷却材喪失、燃料集合体の落下)時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

④フィルタユニット閉塞時の修復可能性

第2.1.2-13図に示すフィルタユニットに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

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

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

(イ) 修復作業性

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

i. 作業準備(修復資機材運搬等)

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

ii. チャコール充填用足場設置

iii. 充填排出装置設置

iv. フィルタユニット開放

v. 既設チャコール排出

vi. 新チャコール充填

vii. フィルタユニット復旧

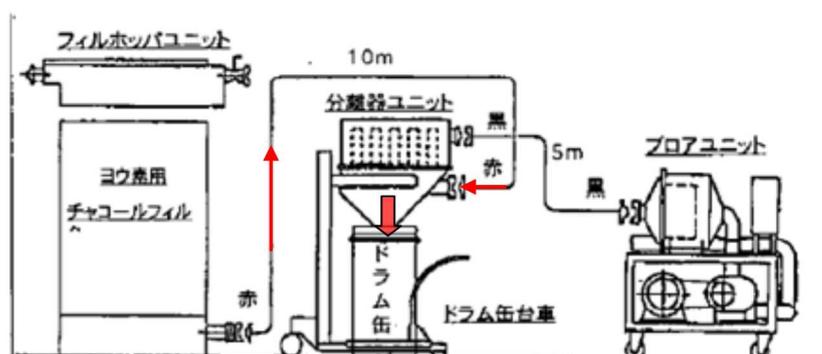
チャコールフィルタの取り替えについては、検知後、3日間で可能である。

(内訳：i ii iii 1日、iv v 1日、vi vii 1日、計3日間)

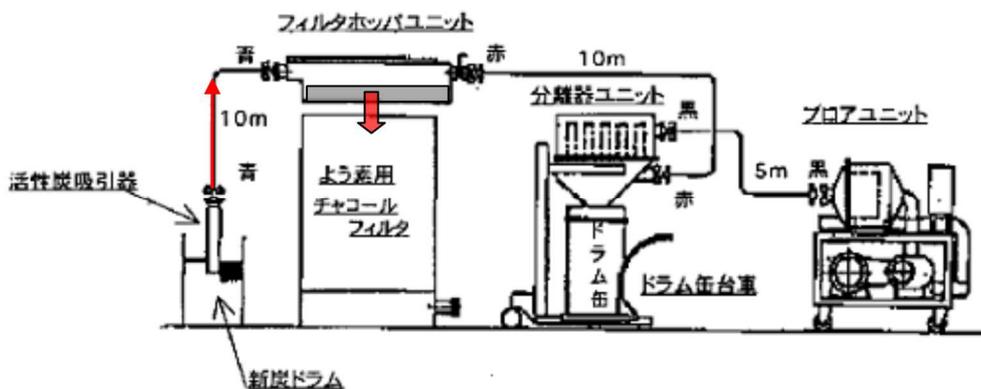
チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業(v)のイメージを第2.1.2-15

図に、チャコールフィルタ活性炭充填作業（vi）のイメージを第 2.1.2-16 図に示す。

修復作業については、協力企業にて取替実績もあり施工手順も配備されている。



第 2.1.2-15 図 チャコールフィルタ活性炭抜き取り作業



第 2.1.2-16 図 チャコールフィルタ活性炭充填作業

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

フィルタユニットを設置している部屋（SGTS室）での修復作業となることから、線量率の評価結果は②と同様に、第 2.1.2-8 表及び第 2.1.2-10 表となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.2-8 表より原子炉冷却材喪失時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 4.9mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

また、第 2.1.2-10 表より燃料集合体の落下時のフィルタユニット修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 59mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

以上から、(2) で示した設計基準事故（原子炉冷却材喪失，燃料集合体の落下）時において、線量の観点からは修復可能であることを確認した。

2.1.2.2 基準適合性

2.1.2.1 (2) 及び (3) の通り、非常用ガス処理系の静的機器のうち単一設計を採用している配管及びフィルタユニットにおいて、非常用ガス処理系に要求される「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」に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、安全上支障のない期間に修復が可能であることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

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

以上から、非常用ガス処理系の静的機器のうち単一設計を採用している配管及びフィルタユニットについては、設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い、その単一故障を仮定しないこととする。

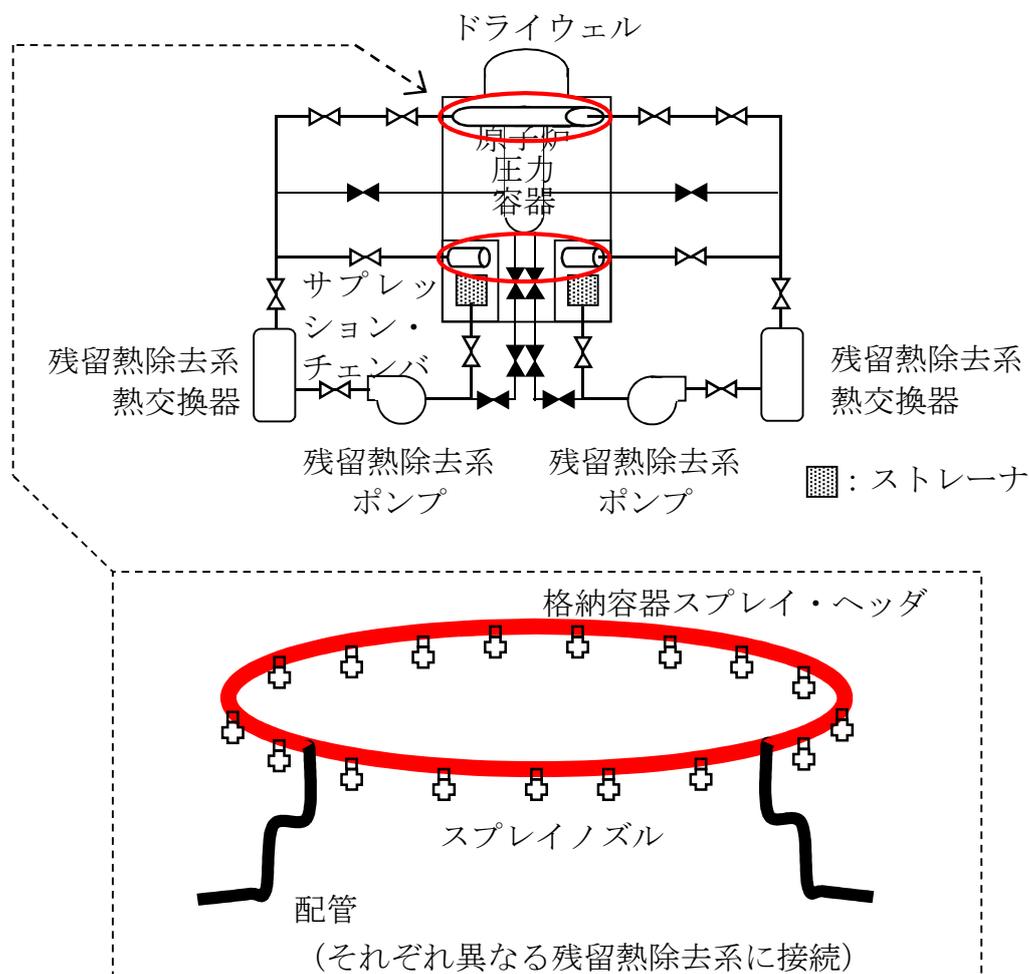
2.1.3 格納容器スプレイ冷却系

2.1.3.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

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

格納容器スプレイ冷却系の系統概略図を第2.1.3-1図に示す。



第2.1.3-1図 格納容器スプレイ冷却系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

第2.1.3-1図に示す通り、格納容器スプレイ冷却系の動的機器である残留熱除去系ポンプ・弁は全て二重化しており、格納容器スプレイ・ヘッド（ドライウエル，サブプレッション・チェンバ）が単一設計となっている。

これらの単一設計箇所¹の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を第 2.1.3-1 表に示す。

第 2.1.3-1 表 格納容器スプレイ冷却系 単一設計静的機器

		6 号炉		7 号炉	
		格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウエル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)	格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウエル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)
内部流体	通常時	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水 (サプレッション・プール水)	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水 (サプレッション・プール水)
	事故時	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)	水 (サプレッション・プール水)
設置場所		原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている格納容器スプレイ・ヘッドにおいて，仮に閉塞が発生した場合においても，格納容器スプレイ・ヘッドは円状に繋がっており，かつ流体を移送する二重化した系統は異なる箇所²で接続しているため，閉塞箇所を迂回して流体を移送することが可能であり，影響はない。

従って，仮に破損が発生した場合の影響度合いを確認するため，これによって事故発生から 15 分後の格納容器スプレイ冷却モードへの運転モード切替時に格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなったと仮定して

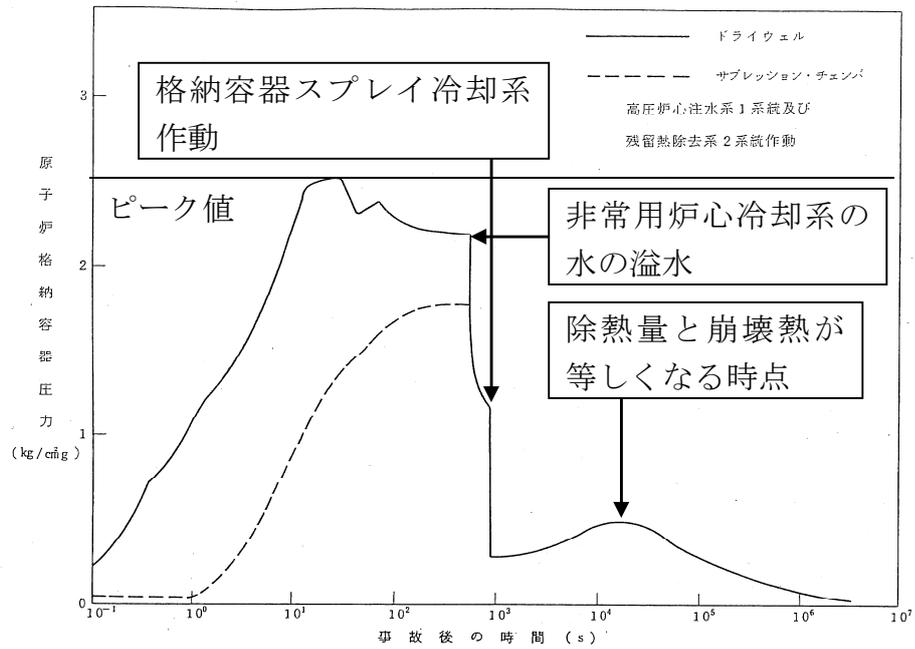
評価した。

設計基準事故の中で格納容器スプレイ冷却系の機能に期待しているのは、原子炉冷却材喪失時である。ただし、格納容器内圧力及びドライウェル内温度のピークは破断した配管からの高温の水の流出が終了するタイミングであり、非常用炉心冷却系によって原子炉圧力容器内に注水した低温の水が破断した配管から溢水し始めた時点で格納容器内圧力及びドライウェル内温度は大きく低下する。格納容器スプレイ冷却系に期待しているのは、この非常用炉心冷却系の水が溢水した後である。その後、格納容器内圧力、温度は緩やかに上昇し、残留熱除去系熱交換器の性能によって規定される格納容器スプレイ冷却系の除熱量と崩壊熱が等しくなる時点から緩やかに下降する。このタイミングがサブプレッション・チェンバ内温度のピークである。（第 2.1.3-2 図，第 2.1.3-3 図参照）

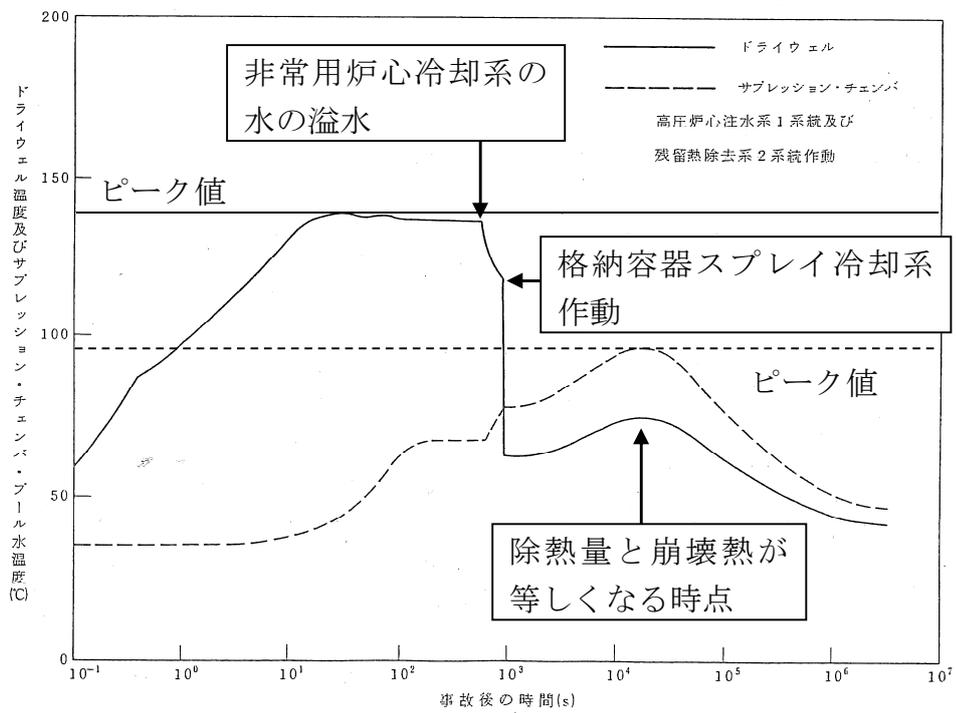
このような事象の特徴から、格納容器スプレイ・ヘッダの破損によって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用不可となっても、切り替え操作なしに格納容器スプレイ・ヘッダの破損箇所からそのまま格納容器内に注水することで、格納容器圧力・温度のピーク値に変化を与えることなく、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の性能で格納容器内の除熱を行うことができることを確認した。

なお、格納容器スプレイ冷却系を用いず、残留熱除去系熱交換器を用いて除熱しつつ原子炉圧力容器内に低圧注水を行うことでも、原子炉圧力容器と格納容器が破断した配管を通じて繋がっているため、格納容器内の除熱を行うことができる。

また、静的機器の単一故障を想定する場合は、使用可能な動的機器が増えることから、格納容器内の除熱を行う系統を増やすことも可能であり、更なる格納容器内の除熱を行うことも可能である。



第 2.1.3-2 図 格納容器圧力変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)



第 2.1.3-3 図 格納容器温度変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

また、設計基準事故の中でスプレイ機能によるF P低減効果を期待している事象があることから、仮に事故発生から15分後の格納容器スプレイ冷却モードへの運転モード切替時に格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用できなくなったと仮定して評価した。影響度合いを確認するための目安として、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvとの比較を行った。

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

この条件を用いて評価した結果、敷地境界外の実効線量は6号炉では約 1.6×10^{-5} mSv、7号炉では約 1.5×10^{-5} mSvとなり、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(なお、原子炉設置変更許可申請書添付書類十 3.4.4 原子炉冷却材喪失における評価結果は、6号炉で約 1.6×10^{-5} mSv、7号炉で約 1.5×10^{-5} mSvである。)

以上の通り、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、その影響度合いは設計基準事故時の判断基準を下回る程度であり、格納容器の冷却機能は維持されることを確認した。

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

従って、格納容器内にて修復作業を行うことは不可能である。

2.1.3.2 基準適合性

2.1.3.1 (2) の通り、格納容器スプレイ冷却系の静的機器のうち単一設計を採用している格納容器スプレイ・ヘッドにおいて、スプレイ機能に影響を及ぼすような破損が発生した場合にも、格納容器スプレイ冷却系に要求される「格納容器の冷却機能」は同等の性能で維持されることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている3条件のうちの

③単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる場合

の要求の通り，同等の機能を達成できることから，本条件に該当することを確認した。

以上から，格納容器スプレイ冷却系の静的機器のうち単一設計を採用している格納容器スプレイ・ヘッダについては，設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い，多重性の要求は適用しないこととする。

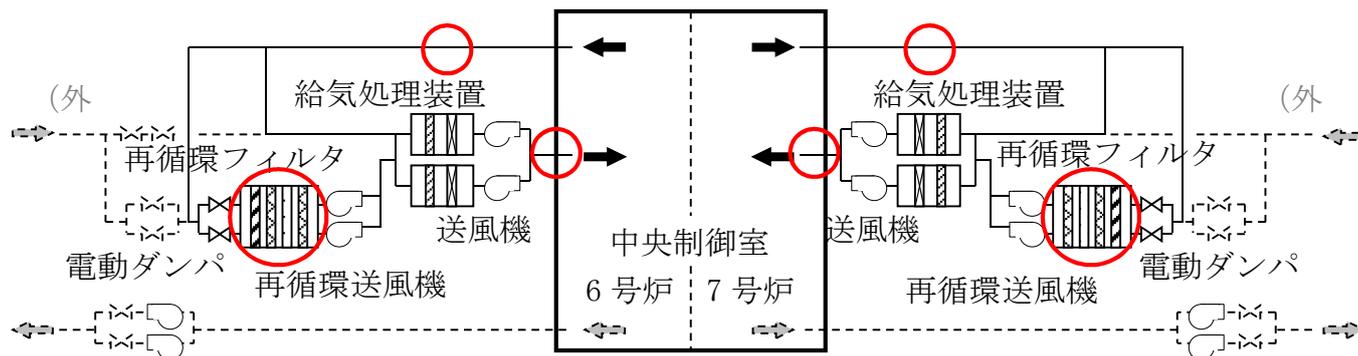
2.1.4 中央制御室換気空調系

2.1.4.1 単一故障仮定時の安全機能の確認結果

(1) 設備概要

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

中央制御室換気空調系の系統概略図を第 2.1.4-1 図に示す。



第 2.1.4-1 図 中央制御室換気空調系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

第 2.1.4-1 図に示す通り、中央制御室換気空調系の動的機器である送風機・電動ダンパ及び静的機器である給気処理装置は全て二重化しており、静的機器であるダクトの一部と再循環フィルタが単一設計となっている。

これらの単一設計箇所の材質・塗装有無・内部流体（通常時，設計基準事故時）・設置場所を第 2.1.4-1 表に示す。

第 2.1.4-1 表 中央制御室換気空調系 単一設計静的機器

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

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

(2) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

単一設計となっている静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合いを確認するため、仮に事故発生から 24 時間後に中央制御室換気空調系の F P 除去機能が使用できなくなると仮定して評価した。なお、設計基準事故の中で中央制御室換気空調系の機能に直接期待している事象はないが、技術基準規則第 38 条の解釈において以下の記載があることから、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時について検討し、仮想事故相当のソースタームを想定した。

- 1 2 第 5 項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第 8 条における緊急時作業に係る線量限度 1 0 0 m S v 以下にできるものであることをいう。

この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成 2 1 ・ 0 7 ・ 2 7 原院第 1 号(平成 2 1 年 8 月 1 2 日原子力安全・保安院制定)) (以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づくこと。チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。

影響度合いを確認するための目安として、上述の判断基準である運転員の線

量限度 100mSv との比較を行った。

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

4.1 BWR 型原子炉施設

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

① 6号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モードを投入するまでの 15 分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気の取り入れ量を多くするため保守的に 6 号炉だけではなく 7 号炉の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から 15 分後に 6 号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で 7 号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から 24 時間後に 6 号炉の再循環フィルタの F P 除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を第 2.1.4-2 表に示す。

第 2.1.4-2 表 6 号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15 分 : 0%（通常運転状態） 15 分～24 時間 : 90%（再循環） 24 時間～30 日 : 0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ / Q [s/m ³] : 340 時間 D / Q [Gy/Bq] : 110 時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ / Q [s/m ³]（よう素） : 1.5×10^{-4} χ / Q [s/m ³]（希ガス） : 1.8×10^{-4} D / Q [Gy/Bq] : 1.4×10^{-18} 入退域時 χ / Q [s/m ³] : 7.6×10^{-5} D / Q [Gy/Bq] : 8.1×10^{-19} (気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{*1} (1985 年 10 月～1986 年 9 月))
呼吸率	1.2[m ³ /h] (成人の活動時の呼吸率を使用)
外気リークイン量	0.5[回/h] (2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.3[回/h]に余裕をみた値)
外気取込量	0～15 分 : 10,000[m ³ /h] (2 プラント通常運転状態) 15 分～30 日 : 500[m ³ /h] (少量取込)
空間容積	20,800[m ³] (6 号及び 7 号炉中央制御室全体)
運転員勤務	5 直 2 交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約 19mSv となった。（なお、当該故障を仮定しない場合の評価結果は、約 13mSv である。
(26 条別添 2「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載))

② 7 号炉

原子炉冷却材喪失時、中央制御室換気空調系は運転員が事故時運転モー

ドを投入するまでの15分間通常時の運転状態を維持すると仮定する。さらに、外気の取り入れ量を多くするため保守的に7号炉だけではなく6号炉の換気空調系も通常時の運転状態で運転していると仮定する。事故発生から15分後に7号炉の事故時運転モード（再循環）を投入し、かつ外気少量取込を行うこととする。この時点で6号炉の換気空調系は停止状態と仮定する。その後、事故発生から24時間後に7号炉の再循環フィルタのF P除去機能が使用できなくなると仮定する。評価条件を第2.1.4-3表に示す。

第2.1.4-3表 7号炉 中央制御室換気空調系故障時影響評価条件

項目	評価条件
想定事故	原子炉冷却材喪失（仮想事故）
よう素除去効率	0～15分：0%（通常運転状態） 15分～24時間：90%（再循環） 24時間～30日：0%（再循環フィルタ機能喪失）
実効放出継続時間	χ/Q [s/m ³]：340時間 D/Q [Gy/Bq]：110時間
環境に放出された放射性物質の大気拡散条件	中央制御室内 χ/Q [s/m ³]（よう素）：2.7×10 ⁻⁴ χ/Q [s/m ³]（希ガス）：3.0×10 ⁻⁴ D/Q [Gy/Bq]：2.3×10 ⁻¹⁸ 入退域時 χ/Q [s/m ³]：7.7×10 ⁻⁵ D/Q [Gy/Bq]：8.2×10 ⁻¹⁹ (気象データは設計基準事故時被ばくと同様 ^{*1} (1985年10月～1986年9月))
呼吸率	1.2[m ³ /h] (成人の活動時の呼吸率を使用)
外気リークイン量	0.5[回/h] (2010年3月16日～17日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果0.3[回/h]に余裕をみた値)
外気取込量	0～15分：10,000[m ³ /h] (2プラント通常運転状態) 15分～30日：2,000[m ³ /h]（少量取込）
空間容積	20,800[m ³]（6号及び7号炉中央制御室全体）
運転員勤務	5直2交代

以上の条件を用いて評価した結果、運転員の実効線量は約 34mSv となった。（なお、当該故障を仮定しない場合の評価結果は、約 22mSv である。

（26 条別添 2「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に記載）

以上①②の通り、静的機器の単一故障が発生し、かつ（3）に示す修復を行わないと仮定しても、判断基準である運転員の線量限度 100mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより、（3）に示す修復作業期間は、安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

仮に事故発生から 24 時間後に単一故障が発生した後、当該単一故障箇所の修復が可能か否かを確認した。

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

①故障の想定

中央制御室換気空調系において単一設計を採用している静的機器であるダクト及び再循環フィルタについて、第 2.1.4-4 表に示す破損もしくは閉塞が発生することを想定する。

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

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

以上から、想定すべき故障として以下の 3 種類を選定した。

・ダクト破損（リーク発生、全周破断）

・再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）

・再循環フィルタ閉塞

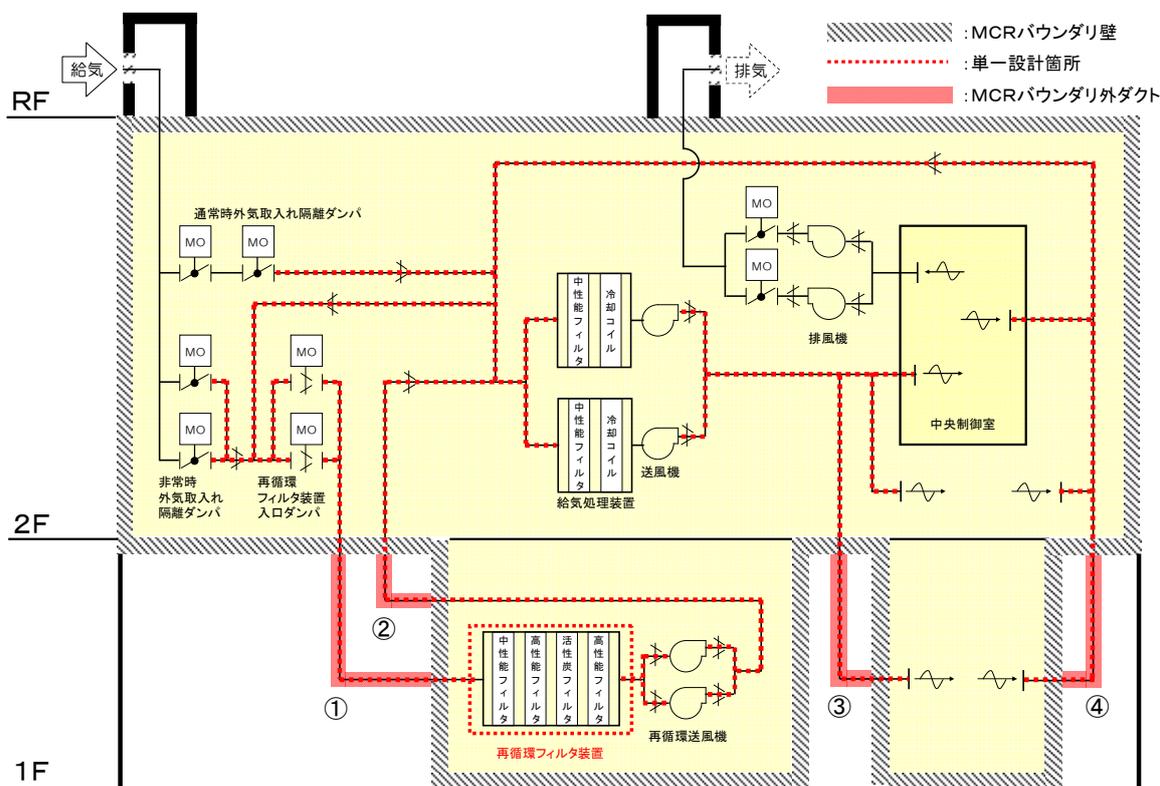
第 2.1.4-4 表 中央制御室換気空調系
機能達成に必要な項目別の故障モード整理表

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

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

②ダクト破損（リーク発生，全周破断）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用しているダクトを第 2.1.4-2 図に示す。



第 2.1.4-2 図 中央制御室換気空調系ダクトのうち単一設計箇所

第 2.1.4-2 図に示す単一設計箇所のうち，中央制御室バウンダリ内でダクト破損が発生した場合は，中央制御室バウンダリ内での給排気が可能であるため，中央制御室換気空調系の機能も維持されることから，修復は不要である。

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

ここで，第 2.1.4-2 図に示すバウンダリ外のダクト①～④の敷設状況を第 2.1.4-3 図に示す。

なお，ダクト③にリークあるいは全周破断が発生することを想定した場合，給気処理装置を通過して冷却した空気がダクト③の先にある下部中央制御室に全量は到達しないこととなるが，非常時においては下部中央制御室内の主な熱源となる計算機等への電源供給を短時間で遮断することから，温度の観点から著しい悪影響を及ぼすことはない。



第 2.1.4-3 図 バウンダリ外ダクト敷設状況

(ア) 検知性

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

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

(イ) 修復作業性

(補修方法の例)

ダクト直管部、及び、ダクト貫通部、ダクトコーナー部等のダクト破損箇所に応じた修復が可能である。また、ダクトの修復は、ジャバラ内装ダクト工法、及び、当て板（金属板）、紫外線硬化型FRPシート、不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

第 2.1.4-5 表に、ダクトの修復方法の例として、ダクト直管部、ダクト貫通部（周辺）、ダクト貫通部（内部）、及びダクトコーナー部の損傷状況に対する補修方法の一例を示す。

また、第 2.1.4-4 図に当て板によるダクト直管部の亀裂補修の例を示す。

第 2.1.4-5 表 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (1 / 2)

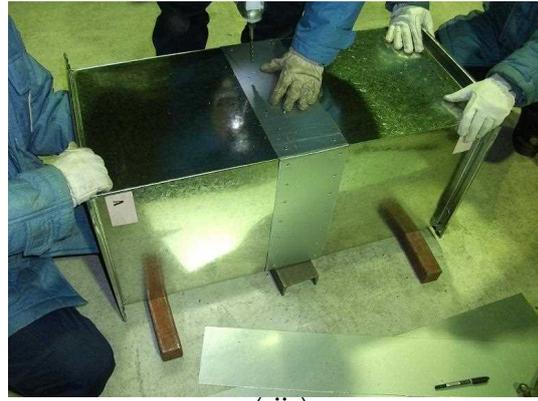
		ダクト破損状況	
		部分的な亀裂、穴あき	全周破断
ダクト破損箇所	ダクト直管部	<p>鉄板ビス</p> <p>当て板(金属板)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p>	<p>鉄板ビス</p> <p>当て板(金属板)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p>
	ダクト貫通部(周辺)	<p>シーリング材 (コーキング、パテ等)</p> <p>壁</p> <p>アルミテープ</p> <p>壁</p>	<p>シーリング材 (コーキング、パテ等)</p> <p>壁</p> <p>アルミテープ</p> <p>壁</p>
	ダクト貫通部(内部)	<p>シーリング材 (コーキング、パテ等)</p> <p>壁</p> <p>当て板 (金属板曲げ加工)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p> <p>壁</p> <p>鉄板ビス</p>	<p>シーリング材 (コーキング、パテ等)</p> <p>壁</p> <p>当て板 (金属板曲げ加工)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p> <p>壁</p> <p>鉄板ビス</p>
	ダクトコーナー部	<p>鉄板ビス</p> <p>当て板(金属板)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p>	<p>鉄板ビス</p> <p>当て板(金属板)</p> <p>アルミテープ 又はコーキング</p>

第 2.1.4-5 表 中央制御室換気空調系ダクト 修復方法の一例 (2 / 2)

ダクト補修方法	
ジャバラ内装ダクト工法	<p>広範囲のダクト破損に対する補修方法案</p>
紫外線硬化型FRPシート ダクト補修方法	<p>突起物(ダクトフランジ、ダクト補強、ダクトサポート等)周辺の破損に対する補修方法案 ⇒シート状のため、曲げ加工が不要。切断が容易。</p>
不燃性樹脂シート	<p>軽微なダクト破損箇所に対する作業時間短縮方法案 ⇒樹脂層に粘着性があるため、破損部に張るだけで施工可能。</p>



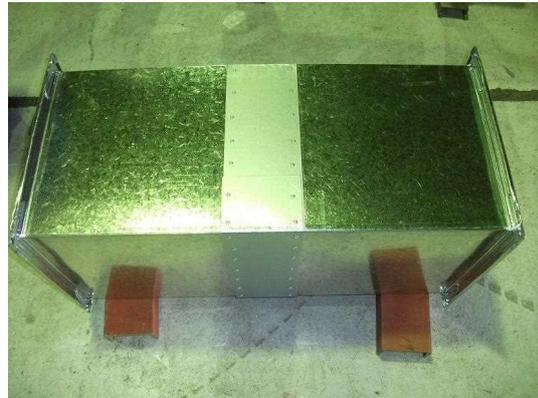
(i)



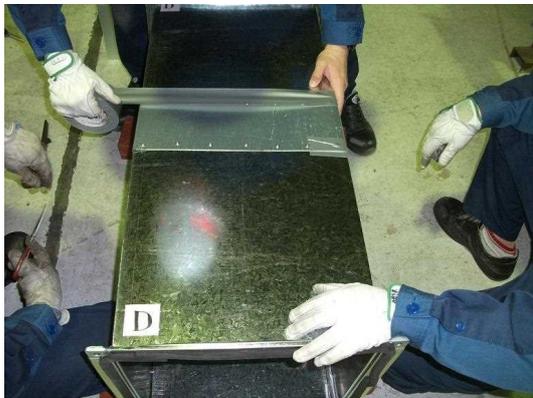
(ii)



(iii)



(iv)



(v)



(vi)

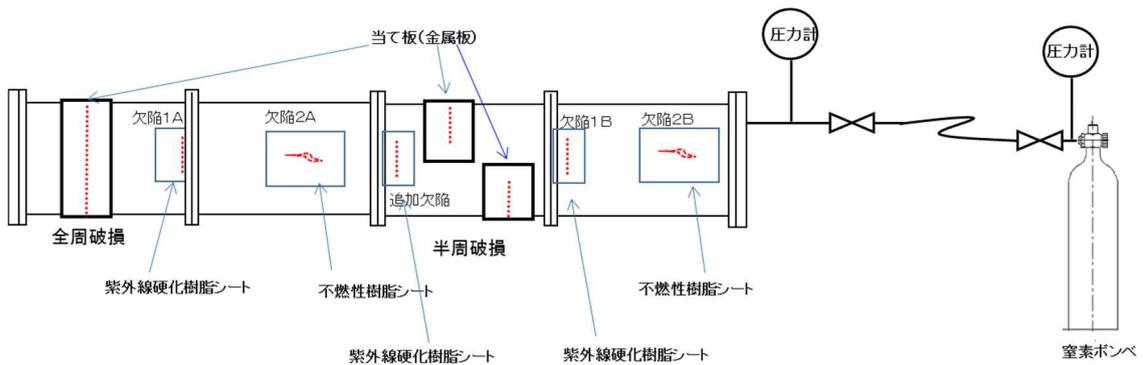
第 2.1.4-4 図 中央制御室換気空調系ダクト 亀裂補修の例

(修復方法の妥当性)

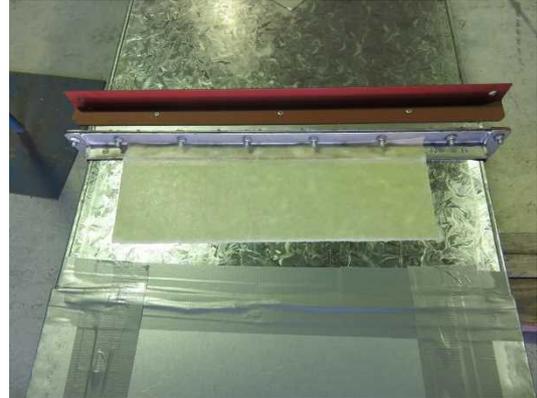
ダクト修復方法の妥当性確認として、モックアップ試験によってダクト修復の妥当性確認を実施する。第 2.1.4-5 図にモックアップ試験概要図を示す。モックアップ試験では、部分的な亀裂及び穴あきと全周破断に対して、当て板、紫外線硬化樹脂シート、及び不燃性樹脂シートを用いた修復を行い、その後に耐圧試験を行い試験圧力に耐えられることを確認する。

ダクト破損箇所の修復状況として、紫外線硬化樹脂シートによる修復状況（欠陥 1A, 1B）を第 2.1.4-6 図に、不燃性樹脂シートによる修復状況（欠陥 2A, 2B）を第 2.1.4-7 図に示す。

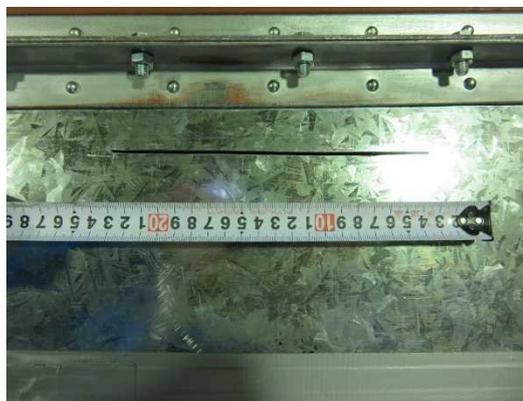
耐圧試験では、ダクト内の動圧が最大となる中央制御室送風機出口ダクトにおける動圧約 0.5kPa (風量 100,000m³/h, φ 約 1.1m) に対し保守的な 0.6kPa で 10 分間保持した状態で、発泡液を用いて著しい漏えいがないことを確認した。



第 2.1.4-5 図 ダクト修復のモックアップ試験概要図

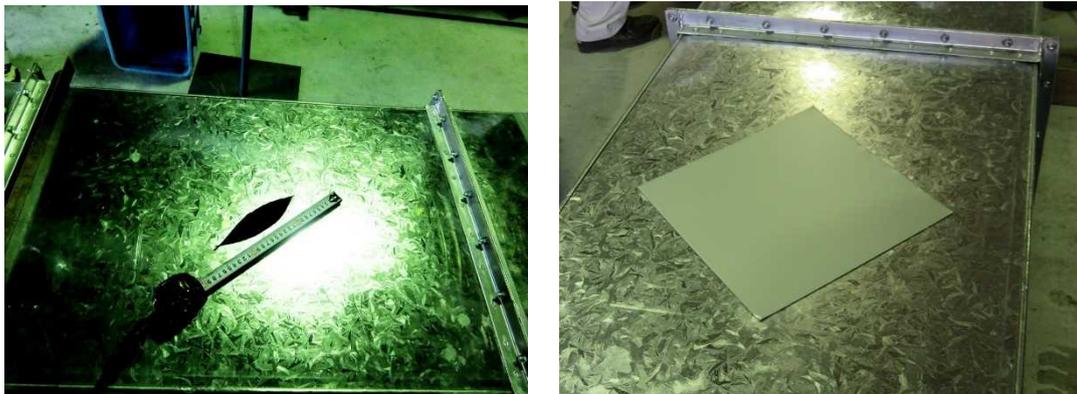


(欠陥 1A)

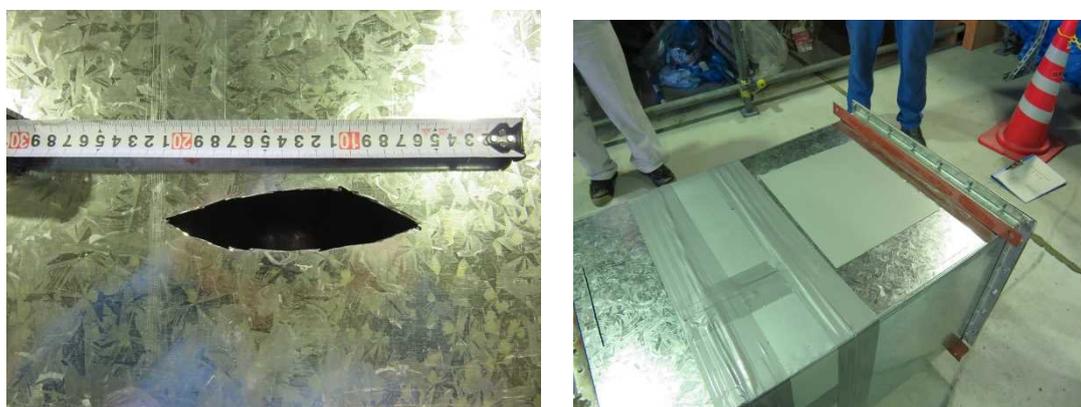


(欠陥 1B)

第 2.1.4-6 図 紫外線硬化樹脂シートによる修復状況 (欠陥 1A, 1B)



(欠陥 2A)



(欠陥 2B)

第 2.1.4-7 図 不燃性樹脂シートによる修復状況 (欠陥 2A, 2B)

(作業工程)

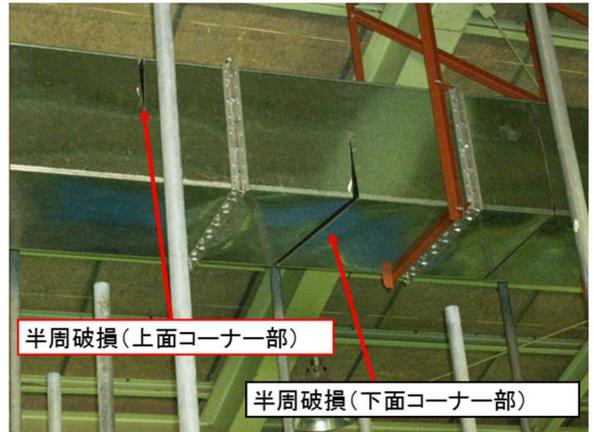
作業工程の概略予定を第 2.1.4-6 表に示す。破損箇所を確認後に修復方法を検討し、作業計画を立てる。作業開始 1 日目は、補修材や工具類搬入、足場組立て作業等の作業準備を実施し、ダクト補修のための作業環境を整える。2 日目でダクト補修作業を実施し、3 日目に漏えい確認を実施し3 日以内に修復作業を完了させる作業工程を考えている。

第 2.1.4-6 表 ダクト修復の概略工程

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

(作業訓練)

中央制御室換気空調系ダクトの補修方法については、発電所員により補修作業が行えるよう事故時に備えて訓練を実施している。当て板（金属板）による補修及び紫外線硬化樹脂シートによる補修の訓練について第 2.1.4-8 図に示す。訓練では、中央制御室換気空調系ダクトを模擬したダクトを、実際の現場状況を踏まえて高所に設置し、ダクトの全周破断、半周破損（上面コーナー部）、半周破損（下面コーナー部）のように、複数の損傷をダクトに設けて、これらを補修する作業を実施している。よって、高所のダクトについて補修作業エリアを確保するための足場設置作業についても本訓練にて実施し、足場組立完成後に、当て板（金属板）や樹脂シートによる補修を行い、補修の妥当性を確認するためにダクトの漏えい確認を行い、補修方法の効果を確認している。これらの訓練を当社社員により平成 26 年 6 月 25～26 日、平成 27 年 3 月 16～17 日に実施しており、中央制御室空調系ダクトの補修方法の信頼性を確認することができている。なお、今後も補修方法について改善検討または新規補修方法検討を行い、訓練を継続または新たに実施する必要があると判断する作業については、訓練を実施することとし、補修作業を確実に実施できるようにする。



第 2.1.4-8 図 ダクト修復 作業訓練の例

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

修復作業時は、外気と同等と整理している中央制御室バウンダリ外のFPによる被ばくに加えて、再循環フィルタに補集されたFPからの直接ガンマ線による被ばくも考慮する必要がある。再循環フィルタからの直接ガンマ線の影響は距離に依存することから、各作業エリアにおける線量率の評価を実施した。なお、(2)同様、より大きな実効線量となる原子炉冷却材喪失時で代表して評価を実施した。

評価条件を第2.1.4-7表に、評価結果を第2.1.4-8表～第2.1.4-10表に示す。

第2.1.4-7表 中央制御室換気空調系ダクト(7号炉)修復時
線量率評価条件
(第2.1.4-3表からの変更点)

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

第 2.1.4-8 表 中央制御室換気空調系ダクト①②修復時
線量率評価結果

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

第 2.1.4-9 表 中央制御室換気空調系ダクト③修復時 線量率評価結果

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

第 2.1.4-10 表 中央制御室換気空調系ダクト④修復時
線量率評価結果

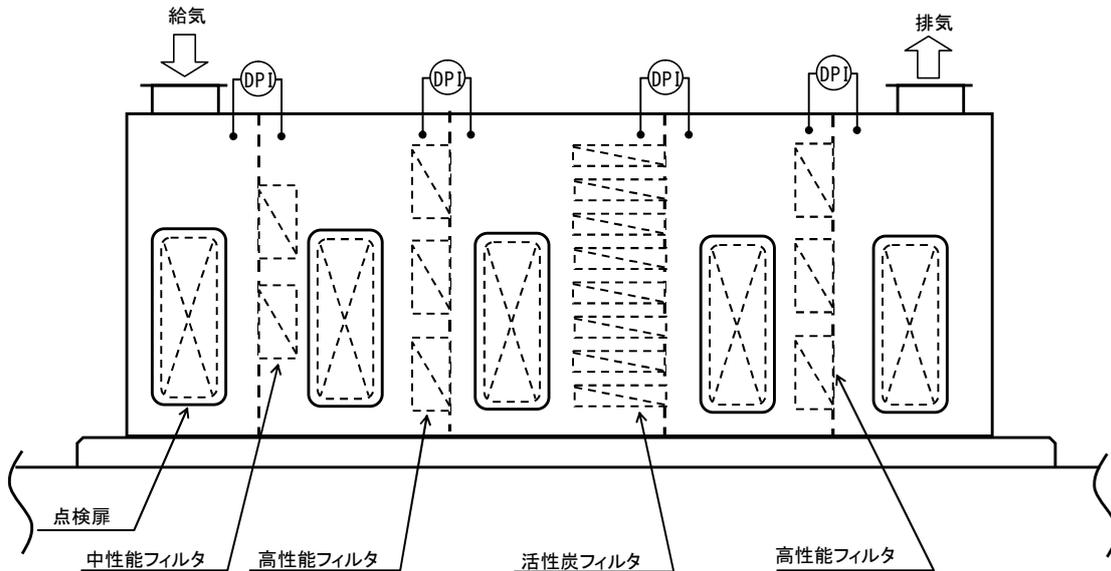
被ばく経路	線量率 (mSv/h)
作業エリア内 F P 内部被ばく	約 2.2×10^{-4}
作業エリア内 F P 外部被ばく	約 1.3×10^{-2}
再循環フィルタからの直接ガンマ線による被ばく	約 2.0×10^{-5}
原子炉建屋原子炉区域内の F P による外部被ばく (直接線・スカイシャイン線)	約 1.7×10^{-1}
大気中に放出された放出放射能による外部被ばく	約 1.9×10^{-2}
合計	約 2.0×10^{-1}

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.4-8 表～第 2.1.4-10 表より原子炉冷却材喪失時のダクト修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 1.8mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv

に照らしても、修復可能であることを確認した。

③再循環フィルタケーシング破損（リーク発生）時の修復可能性

中央制御室換気空調系において単一設計を採用している再循環フィルタを第 2.1.4-9 図に示す。



第 2.1.4-9 図 中央制御室換気空調系再循環フィルタ

第 2.1.4-9 図に示す再循環フィルタケーシングにリークが発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

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

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

(イ) 修復作業性

再循環フィルタケーシングの破損に対する修復は、ダクト破損に対する修復と同様に、紫外線硬化型FRPシート、不燃性樹脂シート等による複数の方法から現場状況に応じた最適な方法を選択することで、確実な修復が可能である。これらの修復用資機材は発電所構内に保管する計画としている。

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋（中央制御室バウンダリ内）での修復作業となる。7号炉について、②の評価条件である第2.1.4-7表からの変更点を第2.1.4-11表に、線量率の評価結果を第2.1.4-12表に示す。

第2.1.4-11表 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価条件（第2.1.4-7表からの変更点）

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

第2.1.4-12表 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（7号炉）

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

同様に6号炉についての線量率の評価結果を第2.1.4-13表に示す。

第2.1.4-13表 中央制御室換気空調系フィルタケーシング修復時
線量率評価結果（6号炉）

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

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.4-12 表及び第 2.1.4-13 表より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタケーシング修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 5.1mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

④再循環フィルタ閉塞時の修復可能性

第 2.1.4-9 図に示す再循環フィルタに閉塞が発生することを想定し、修復可能性を検討する。

(ア) 検知性

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

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

(イ) 修復作業性

再循環フィルタの仕様を第 2.1.4-14 表に、再循環フィルタの取付け状態を第 2.1.4-10 図に示す。活性炭フィルタ、及び、高性能フィルタ、中性能フィルタは寸法及び重量ともに、作業員 2 名により、1 日以内で運搬や取付け・取外しが可能である。これらのフィルタの予備品は発電所構内に保管する計画としている。

第 2.1.4-14 表 再循環フィルタの仕様

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



(高性能フィルタの取付け状態) (活性炭フィルタの取付け状態)

第 2.1.4-10 図 再循環フィルタの取付け状態

(ウ) 修復作業時の作業環境に係る線量評価

再循環フィルタを設置している部屋(中央制御室バウンダリ内)での修復作業となることから、線量率の評価結果は③と同様に、第 2.1.4-12 表及び第 2.1.4-13 表となる。

作業員 1 人当たりの作業時間を 8 時間とすると、第 2.1.4-12 表及び第 2.1.4-13 表より原子炉冷却材喪失時の再循環フィルタ修復における被ばく線量は作業員 1 人当たり最大約 5.1mSv となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、修復可能であることを確認した。

2.1.4.2 基準適合性

2.1.4.1 (2) 及び (3) の通り、中央制御室換気空調系の静的機器のうち単一設計を採用しているダクト及び再循環フィルタにおいて、中央制御室換気空調系に要求される「原子炉制御室非常用換気空調機能」に影響を及ぼすような故障が発生した場合には、安全上支障のない期間に修復が可能であることを確認した。従って、静的機器の単一故障の想定は不要と記載されている 3 条件のうちの

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

以上から、中央制御室換気空調系の静的機器のうち単一設計を採用しているダクト及び再循環フィルタについては、設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い、その単一故障を仮定しないこととする。

2.2 安全施設の共用・相互接続

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

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第 12 条の解釈において、以下の記載がなされている。

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

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

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

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

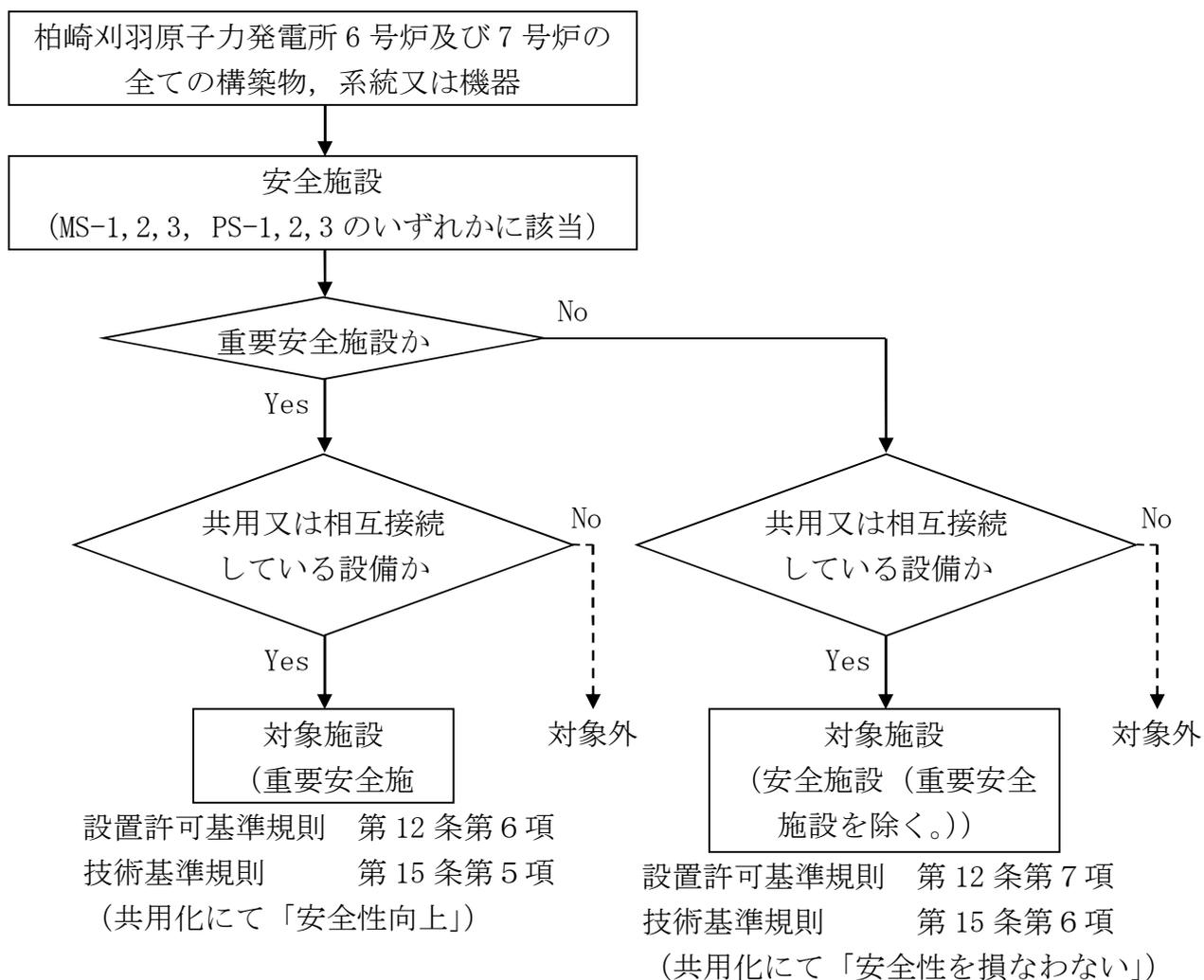
- 一方、安全施設のうち重要安全施設については、該当する構築物等のうち、
- ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室（下部中央制御室を除く）
 - ・安全上特に重要な関連機能を有する中央制御室換気空調系
（下部中央制御室の換気を除く）

が 2 基以上の原子炉施設間で共用する施設、

- ・安全上特に重要な関連機能を有する非常用所内電源系

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

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



第 2.2.1-1 図 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

第 2.2.1-1 表 共用・相互接続設備の抽出結果一覧（1 / 2）

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
中央制御室（下部中央制御室を除く）	MS-1	共用
中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）	MS-1	共用
非常用所内電源系	MS-1	相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
中央制御室遮蔽	MS-1	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む） ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 燃料取替機 ・ 原子炉建屋クレーン ・ 燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁 	PS-2 PS-3 PS-2 PS-2 MS-2	共用
サブプレッション・プール水排水系（サブプレッション・プール水サージタンク，ポンプ等）	PS-3	共用
液体廃棄物処理系（低電導度廃液系，高電導度廃液系）	PS-3	共用
固体廃棄物処理系（冷却材浄化系沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫）	PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 取水設備 ・ 放水設備 	PS-3 PS-3	共用
<ul style="list-style-type: none"> ・ 500kV 及び 154kV 送電線 ・ 変圧器（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工事用変圧器，共通用高压母線，共通用低压母線） ・ 開閉所（超高压開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器） 	PS-3 PS-3 PS-3	共用

第 2.2.1-1 表 共用・相互接続設備の抽出結果一覧（2 / 2）

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く。）		
・補助ボイラ	PS-3	共用
・所内蒸気系及び戻り系	PS-3	
不活性ガス系	MS-3	共用
・免震重要棟内緊急時対策所	MS-3	共用
・3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	MS-3	
通信連絡設備（1～7号炉共用，6号及び7号炉共用）	MS-3	共用
放射能監視設備 （固定モニタリング設備，気象観測設備）	MS-3	共用
放射能監視設備 （焼却炉建屋排気筒放射線モニタ，焼却炉建屋放射線モニタ）	MS-3	共用
消火系 （圧力調整用消火ポンプ，電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，防火扉等）	MS-3	共用
・安全避難通路	MS-3	共用
・非常用照明	MS-3	
・復水貯蔵槽	PS-3	相互接続
・復水補給水系	PS-3	
・計装用圧縮空気系	MS-3	相互接続
・計装用圧縮空気設備	PS-3	

これらの確認において、「安全性を損なうことのない」こと，及び「安全性が向上する」ことの判断基準は以下の通りとした。

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

のメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を 2.2.2 以降で示す。

2.2.2 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系を除く）

2.2.2.1 重要安全施設

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

・中央制御室（下部中央制御室を除く）

・中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）

2 基以上の原子炉施設間で相互に接続する施設として、

・非常用所内電源系

がある。

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

第 2.2.2-1 表 重要安全施設 共用の適切性（1 / 2）

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

第 2.2.2-1 表 重要安全施設 共用の適切性 (2 / 2)

相互接続設備	重要度 分類	相互接続により安全性が向上することの説明
<p>中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く)</p>	<p>MS-1</p>	<p>(6, 7 号炉共用)</p> <p>6 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) 及び 7 号炉中央制御室換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 要求される安全機能をそれぞれ満たすとともに, 共用することで, 下記の通り安全性が向上する。</p> <p>○更なる多重性の確保</p> <p>各換気空調系 (下部中央制御室の換気を除く) は, 共用空間である 6 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) 及び 7 号炉中央制御室 (下部中央制御室を除く) に対して, 100%容量のものを 2 系統ずつ設置しており, 共用により更に多重性が増すことから, 安全性が向上する。</p> <p>また, 2.1.4 で設置許可基準規則第 12 条の解釈に従い単一故障を仮定しないこととした各号炉単一設計の再循環フィルタについても, 共用により多重性が増すことから, 安全性が向上する。</p>

第 2.2.2-2 表 重要安全施設 相互接続の適切性

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

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

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

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

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）
- ・ 燃料プール冷却浄化系，燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁
- ・ 燃料取替機
- ・ 原子炉建屋クレーン
- ・ サブプレッション・プール水排水系
（サブプレッション・プール水サージタンク，ポンプ等）
- ・ 液体廃棄物処理系（低電導度廃液系，高電導度廃液系）
- ・ 固体廃棄物処理系
（冷却材浄化系沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，
固体廃棄物貯蔵庫）
- ・ 取水設備
- ・ 放水設備
- ・ 500kV 及び 154kV 送電線
- ・ 変圧器
（起動用開閉所変圧器，起動変圧器，予備電源変圧器，工所用変圧器，
共通用高圧母線，共通用低圧母線）
- ・ 開閉所
（超高压開閉所機器，起動用開閉所機器，154kV 開閉所機器）
- ・ 補助ボイラ
- ・ 所内蒸気系及び戻り系
- ・ 不活性ガス系
- ・ 免震重要棟内緊急時対策所，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（1～7 号炉共用，6 号及び 7 号炉共用）
- ・ 放射能監視設備
（固定モニタリング設備，気象観測設備，
焼却炉建屋排気筒放射線モニタ，焼却炉建屋放射線モニタ）
- ・ 消火系
（圧力調整用消火ポンプ，電動駆動消火ポンプ，
ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，防火扉等）
- ・ 安全避難通路
- ・ 非常用照明

これらの施設のうち、

- 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所
- 通信連絡設備（6号及び7号炉共用）
- 消火系（防火扉等）

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

共用による安全性への影響を確認した結果を第2.2.2-3表に示す。

第 2.2.2-3 表 安全施設 共用の適切性 (1 / 5)

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

(※1) 使用済燃料の号炉間輸送に用いる使用済燃料構内輸送容器については、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」における技術上の基準に適合した容器（核燃料輸送物設計承認及び容器承認を取得した容器）を用いることから、発電用原子炉施設としての重要度分類は対象外である。なお、本容器は号炉に関わらず使用するものであり、号炉間輸送時は実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 8 条（工場又は事業所において行われる運搬）を遵守し、輸送を行うことから、事業所外運搬と同様に安全性が損なわれることはない。

第 2.2.2-3 表 安全施設 共用の適切性 (2 / 5)

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

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

第 2.2.2-3 表 安全施設 共用の適切性 (3 / 5)

共用設備	重要度 分類	共用により安全性を損なわないことの説明
<ul style="list-style-type: none"> ・取水設備 ・放水設備 	PS-3 PS-3	(5, 6, 7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保しており, 取水を阻害する等の悪影響のない設計としているため, 安全性を損なうことはない。
<ul style="list-style-type: none"> ・500kV 及び 154kV 送電線 ・変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工所用変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線) ・開閉所 (超高压開閉所機器, 起動用開閉所機器, 154kV 開閉所機器) 	PS-3 PS-3 PS-3	(500kV 及び 154kV 送電線 : 1~7 号炉共用 起動用開閉所変圧器 : 1~7 号炉共用 起動変圧器 : 6, 7 号炉共用 予備電源変圧器 : 1~7 号炉共用 工所用変圧器 : 1~7 号炉共用 共通用高圧母線 : 6, 7 号炉共用 共通用低圧母線 : 6, 7 号炉共用 超高压開閉所機器 : 1~7 号炉共用 起動用開閉所機器 : 1~7 号炉共用 154kV 開閉所機器 : 1~7 号炉共用) 各号炉に必要な容量を確保しているため, 安全性を損なうことはない。 ただし, 予備電源変圧器については, 各号炉の非常用ディーゼル発電機 1 系統分の電源を供給できる容量を確保している。 外部電源の受電ルートには遮断器を設け, 電気事故が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他の系統への影響を及ぼさない設計としている。共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は, 非常用ディーゼル発電機により各号炉の非常用所内電源系に給電する。 なお, 6 号炉非常用高圧母線と 7 号炉非常用高圧母線は, 重大事故等対処設備である緊急用高圧母線を介して相互にケーブルが接続されているが, 遮断器を設け, 電気事故が発生した場合, 故障箇所を隔離し, 他の号炉への影響を及ぼさない設計としている。

第 2.2.2-3 表 安全施設 共用の適切性 (4 / 5)

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

第 2.2.2-3 表 安全施設 共用の適切性 (5 / 5)

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

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

・復水貯蔵槽，復水補給水系

・計装用圧縮空気系，計装用圧縮空気設備

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

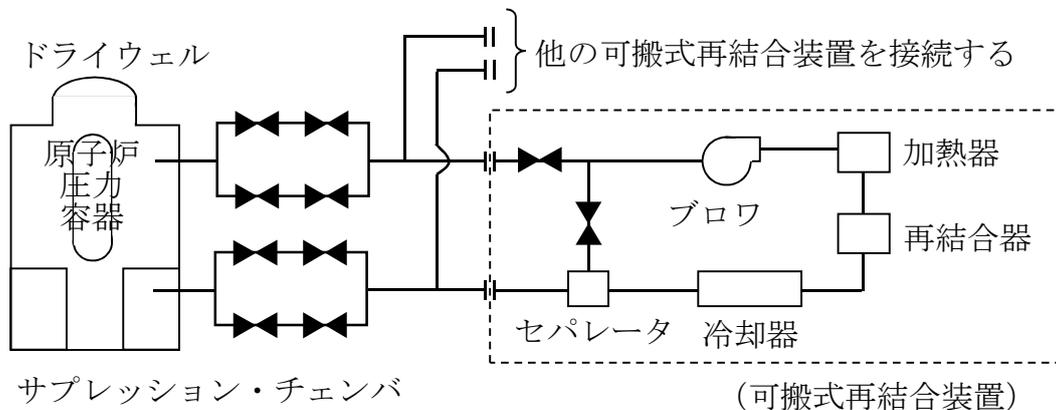
第 2.2.2-4 表 安全施設 相互接続の適切性

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

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

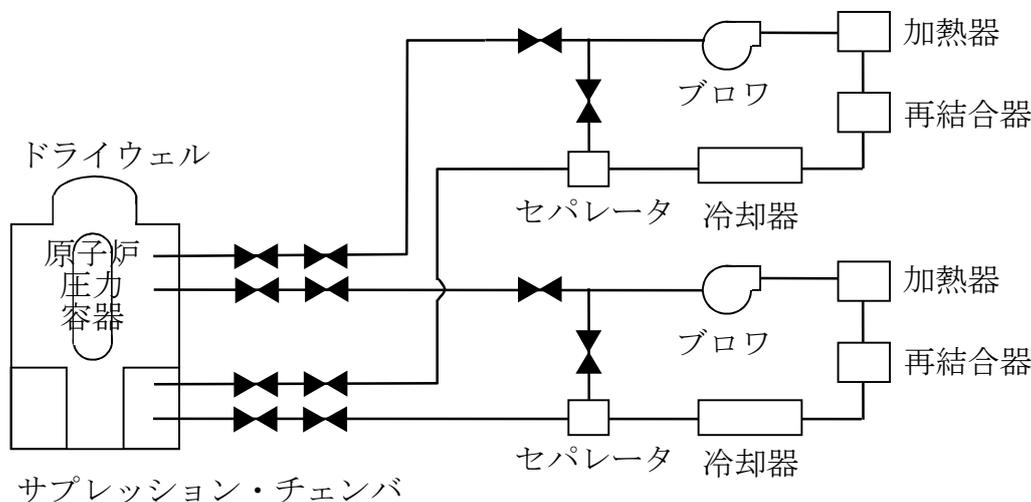
2.2.3 基準適合性（可燃性ガス濃度制御系）

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



第 2.2.3-1 図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更前）

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



第 2.2.3-2 図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図（変更後）

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

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能			
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷又は (b)燃料の大量の破損を引き起こす恐れのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器	(対象外)		
			原子炉再循環系ポンプ	(対象外)			
			配管、弁	(対象外)			
			隔離弁	【No. 22】 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能			
			制御棒駆動機構ハウジング	(対象外)			
			中性子束計装管ハウジング	(対象外)			
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング	制御棒駆動機構カップリング	【No. 2】 未臨界維持機能	
				制御棒駆動機構カップリング			
				制御棒駆動機構ラッチ機構			
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管）燃料集合体（但し、燃料を除く。）	炉心シュラウド	(対象外)		
				シュラウドサポート			
				上部格子板			
				炉心支持板			
				燃料支持金具			
				制御棒案内管			
				制御棒駆動機構ハウジング			
				燃料集合体（上部タイププレート）			
				燃料集合体（下部タイププレート）			
燃料集合体（スペーサ）							
直接関連系（燃料集合体）	チャンネルボックス						
1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒	【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					
		直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）		水圧制御ユニット（スクラムバレット弁、スクラム弁、アキュムレータ、窒素容器、配管、弁）			
		2) 未臨界維持機能		原子炉停止系（制御棒による系、ほう酸水注入系）	制御棒	【No. 2】 未臨界維持機能	
					制御棒カップリング		
					制御棒駆動機構カップリング		
					直接関連系（原子炉停止系の制御棒による系）		制御棒駆動機構
					制御棒駆動機構ハウジング		
		ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁）		【No. 2】 未臨界維持機能			
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能		逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）	【No. 3】 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
		4) 原子炉停止後の除熱機能		残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能））	残留熱除去系（ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁）	【No. 4】 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
直接関連系（残留熱除去系）	熱交換器バイパス配管及び弁						
原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブレーションプール、タービン、サブレーションプールから注水先までの配管、弁）	【No. 5】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能						
直接関連系（原子炉隔離時冷却系）			タービンへの蒸気供給配管、弁				
			ポンプ ミニマフローライン配管、弁				
			サブレーションプールストレナ				
			復水貯蔵槽				
			復水貯蔵槽出口水源切換弁				
			ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁				
潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却供給配管							
高圧炉心注水系（ポンプ、サブレーションプール、配管、弁、注入ヘッダ）	【No. 5】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能						
直接関連系（高圧炉心注水系）			ポンプ ミニマフローライン配管、弁				
		サブレーションプールストレナ					
		復水貯蔵槽					
		復水貯蔵槽出口水源切換弁					
ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁							
逃がし安全弁（手動逃がし機能）	【No. 6】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能						
直接関連系（逃がし安全弁（手動逃がし機能））		原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管					
駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能						

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		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能			
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	自動減圧系（手動逃がし機能）	【No. 6】 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能			
			直接関連系（自動減圧系（手動逃がし機能））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能		
			残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ、サブレーションバルブ、サブレーションバルブから注水先までの配管、弁（熱交換器、パイプライン含む）、注水ヘッダ）	【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			
			直接関連系（残留熱除去系（低圧注水モード））	ポンプ ミニマムフローラインの配管、弁 サブレーションバルブストレーナ			
			原子炉隔離時冷却系（ポンプ、サブレーションバルブ、タービン、サブレーションバルブから注水先までの配管、弁）	【No. 7】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能			
			直接関連系（原子炉隔離時冷却系）		タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプ ミニマムフローライン配管、弁 サブレーションバルブストレーナ 復水貯蔵槽 復水貯蔵槽出口水源切換弁 ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管、弁 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管		
			高圧炉心注水系（ポンプ、サブレーションバルブ、サブレーションバルブから注水先までの配管、弁、注水ヘッダ）		【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		
			直接関連系（高圧炉心注水系）			サブレーションバルブストレーナ ポンプ ミニマムフローライン配管、弁 復水貯蔵槽 復水貯蔵槽出口水源切換弁 ポンプの復水貯蔵槽からの吸込配管	
			自動減圧系（逃がし安全弁）			【No. 9】 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	
			直接関連系（自動減圧系（逃がし安全弁））	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁）		【No. 21】 圧縮空気供給機能	
			6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬入ハッチ、座部鉄筋コンクリートマット）	(対象外)	
					直接関連系（原子炉格納容器）		ダイヤフラムフロア ベント管 スプレイ管 ベント管付真空破壊弁 逃がし安全弁排気管のクエンチ
					原子炉建屋（原子炉建屋原子炉棟）		(対象外)
					直接関連系（原子炉建屋）		原子炉建屋常用換気空調系隔離弁
					原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		【No. 23】 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
					直接関連系（原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管）	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ、アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管、弁）	【No. 21】 圧縮空気供給機能
					主蒸気流量制限器	(対象外)	
					残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ、熱交換器、サブレーションバルブ、サブレーションバルブからスプレイ先（ドライウェル及びサブレーションバルブ気相部）までの配管、弁、スプレイ・ヘッダ（ドライウェル及びサブレーションバルブ））	【No. 11】 格納容器の冷却機能	
					直接関連系（残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイ冷却モード））		ポンプ ミニマムフローラインの配管、弁 サブレーションバルブストレーナ
					非常用ガス処理系（乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁）	【No. 10】 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	
					直接関連系（非常用ガス処理系）		乾燥装置（乾燥機能部分） 排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）
可燃性ガス濃度制御系（再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁）	【No. 12】 格納容器内の可燃性ガス制御機能						
直接関連系（可燃性ガス濃度制御系）		残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）					
遮蔽設備（原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁）	(対象外)						

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		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能		
	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の作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	【No. 24】 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	
				<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路 	【No. 25】 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系（いずれも、MS-1関連のもの）	直接関連系（非常用所内電源系）	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
					燃料系（軽油タンク～機関）	
					始動用空気系（空気だめ～機関）	
					吸気系 冷却水系	
				中央制御室及び中央制御室遮蔽	(対象外)	
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒ガス防護機能）（非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ）	【No. 20】 原子炉制御室非常用換気空調機能	
				原子炉補機冷却水系（ポンプ、熱交換器、非常用系負荷冷却ライン配管、弁）	【No. 18】 補機冷却機能	
				直接関連系（原子炉補機冷却水系） サージタンク		
原子炉補機冷却海水系（ポンプ、配管、弁、ストレーナ（MS-1関連））	【No. 19】 冷却用海水供給機能					
直接関連系（原子炉補機冷却海水系） ストレーナ（異物除去機能を司る部分） 取水路（屋外トレンチ含む）						
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）	【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					
計測制御電源系（蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路）	【No. 17】 非常用の計測制御用直流電源機能					
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こす恐れはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出の恐れのある構築物、系統、および機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系（いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分） 主蒸気系 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）	(対象外)	
			放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）、使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）	放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置） 使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む） 新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（減速材流入防止堰又は新燃料貯蔵ラック）	(対象外)	
			燃料取扱設備	燃料交換機 原子炉建屋クレーン 直接関連系（燃料取扱設備） 原子炉ウエル	(対象外)	
	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	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	(対象外)	
			1) 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、サブプレッションプール、サブプレッションプールから燃料プールまでの配管、弁） 直接関連系（残留熱除去系） ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サンプルプレッションプールストレーナ	(対象外)
				2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（OG系）隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外の部分） 燃料プール冷却材浄化系の燃料プール入口逆止弁
燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟 直接関連系（原子炉建屋） 原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	(対象外)				
直接関連系（非常用ガス処理系）	非常用ガス処理系 乾燥装置（乾燥機能部分） 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）	(対象外)				

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		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能		
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	<ul style="list-style-type: none"> 中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 制御棒位置 	【No. 26】 事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
				<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉圧力 	【No. 27】 事故時の炉心冷却状態の把握機能	
				<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 サブプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率 	【No. 28】 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
				[低温停止への移行] <ul style="list-style-type: none"> 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 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域、燃料域） サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 	【No. 29】 事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
	2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし。		(対象外)		
	3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路	(対象外)		
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, 2以外のもの）	原子炉冷却材圧力パウンダリから除外される計装等の小口径配管、弁	計装配管、弁	(対象外)	
				試料採取系配管、弁		
			ドレン配管、弁			
			ベント配管、弁			
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ	(対象外)	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの小さいもの）注） 液体廃棄物処理系 注）現状では、液体及び固体の放射性廃棄物処理系が考えられる。	サブプレッション・プール排水系（サブプレッション・プール水タンク）		(対象外)
				復水貯蔵槽		
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液系、高電導度廃液系）		
				固体廃棄物処理系（冷却材浄化系沈降分離槽、使用済樹脂槽、濃縮廃液タンク、固体廃棄物貯蔵庫）		
				新燃料貯蔵庫		
		新燃料貯蔵ラック				
4) 電源供給機能（非常用を除く）	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系（復水器を含む） 給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機、励磁機）		(対象外)		
		直接関連系（発電機及び励磁装置）	固定子冷却装置 発電機水素ガス冷却装置 軸密封油装置 励磁電源系			
		蒸気タービン（主タービン、主要弁、配管）				
		直接関連系（蒸気タービン）	主蒸気系（主蒸気／駆動源） タービン制御系 タービン潤滑油系			
		復水系（復水器を含む）（復水器、復水ポンプ、配管／弁）		(対象外)		
		直接関連系（復水系（復水器を含む））	復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系、配管／弁）			
		給水系（電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管／弁）		(対象外)		
		直接関連系（給水系）	駆動用蒸気			
		循環水系（循環水ポンプ、配管／弁）		(対象外)		
		直接関連系（循環水系）	取水設備（屋外トレンチを含む）			
常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		(対象外)				
直流電源系（蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		(対象外)				
計装制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MS-1関連以外））		(対象外)				
500kV及び154kV送電線		(対象外)				
変圧器（所内変圧器、起動用開閉所変圧器、起動変圧器、予備電源変圧器、工事用変圧器、共通用高圧母線、共通用低圧母線）		(対象外)				
直接関連系（変圧器）	油劣化防止装置 冷却装置					
開閉所（母線、遮断器、断路器、電路）		(対象外)				
5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く）	原子炉制御系、運転監視補助装置（制御棒値ミニマイザ）、原子炉格納容器の一部、原子炉プラントプロセス計装の一部	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系（制御棒値ミニマイザを含む） 原子炉格納容器 原子炉プラントプロセス計装 	(対象外)			

重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

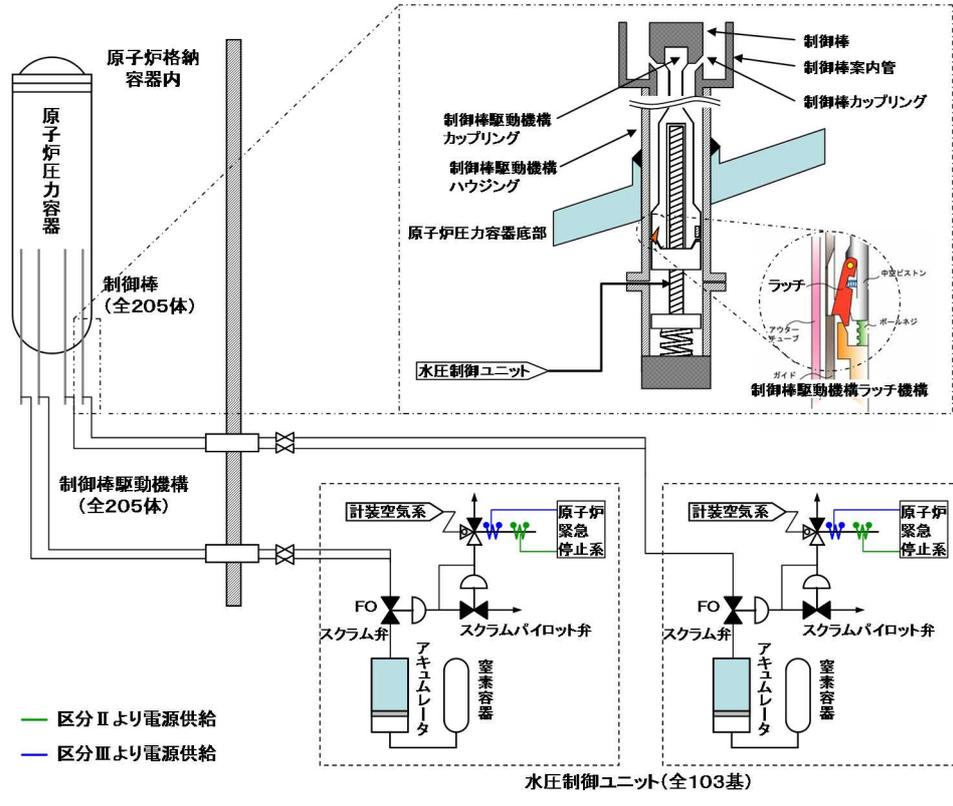
重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要度が特に高い安全機能		
		6)プラント運転補助機能	補助ボイラ設備, 計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備 (補助ボイラ, 給水タンク, 給水ポンプ, 配管/弁)	(対象外)	
				直接関連系 (補助ボイラ設備)		補助ボイラ用変圧器から補助ボイラ給電部までの配電設備及び電路
所内蒸気系及び戻り系 (ポンプ, 配管/弁)						
計装用圧縮空気設備 (空気圧縮機, 中間冷却器, 配管, 弁)						
直接関連系 (計装用圧縮空気設備)						
後部冷却器						
気水分離器						
空気貯蔵						
原子炉補機冷却水系 (MS-1) 関連以外 (配管/弁)						
タービン補機冷却水系 (タービン補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)						
直接関連系 (タービン補機冷却水系)						
サージタンク						
タービン補機冷却海水系 (タービン補機冷却海水ポンプ, 配管/弁, ストレーナ)						
復水補給水系 (復水移送ポンプ, 配管/弁)						
直接関連系 (復水補給水系)						
復水貯蔵槽						
2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中の放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管	(対象外)		
			上/下部端栓			
			タイロッド			
2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系	原子炉冷却材浄化系 (再生熱交換器, 非再生熱交換器, ポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁)	(対象外)			
		復水浄化系 (復水ろ過装置, 復水脱塩装置, 配管, 弁)				
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, 2とあいまって事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1)原子炉圧力上昇の緩和機能	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	(対象外)		
			直接関連系 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))		原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源 (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)	
			タービンバイパス弁			
			直接関連系 (タービンバイパス弁)			
			原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管			
			駆動用油圧源 (アキュムレータ, アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管, 弁)			
			2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系 (再循環ポンプトリップ機能), 制御棒引抜監視装置	原子炉再循環制御系	(対象外)
					制御棒引抜阻止インターロック	
			選択制御棒挿入系の操作回路			
			3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系, 原子炉隔離時冷却系	制圧棒駆動水圧系 (ポンプ, 復水貯蔵槽, 復水貯蔵槽から制御棒駆動機構までの配管及び弁)	(対象外)
					直接関連系 (制御棒駆動水圧系)	
					ポンプサクシオンフィルタ	
ポンプミニマムフローライン配管, 弁						
4)原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	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, 復水貯蔵槽, 復水貯蔵槽から注入先までの配管, 弁)	(対象外)			
		直接関連系 (原子炉隔離時冷却系)				
		タービンへの蒸気供給配管, 弁				
ポンプミニマムフローライン配管, 弁						
潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管						
5)タービントリップ	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	(対象外)			
		BWRには対象機能なし。	(対象外)			
2)異常状態への対応上必要な構築物, 系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子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	免震重要棟内緊急時対策所, 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	(対象外)		
			直接関連系 (免震重要棟内緊急時対策所)			
			情報収集設備			
			通信連絡設備			
			資料及び器材			
			遮へい設備			
			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線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)			
			放射能監視設備			
			事故時監視計器の一部			
			消火系 (水消火設備, 泡消火設備, 二酸化炭素消火設備, 等)			
			直接関連系 (消火系)			
圧力調整用消火ポンプ, 電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ						
ろ過水タンク						
火災検出装置 (受信機含む)						
防火扉, 防火ダンバ, 耐火壁, 隔壁 (消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)						
安全避難通路						
直接関連系 (安全避難通路)						
安全避難用扉						
非常用照明						
(対象外)						

※間接関連系は, 当該系の機能遂行に直接必要ない構築物, 系統及び機器であるため, 記載を省略した。

重要度の特に高い安全機能を有する系統

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

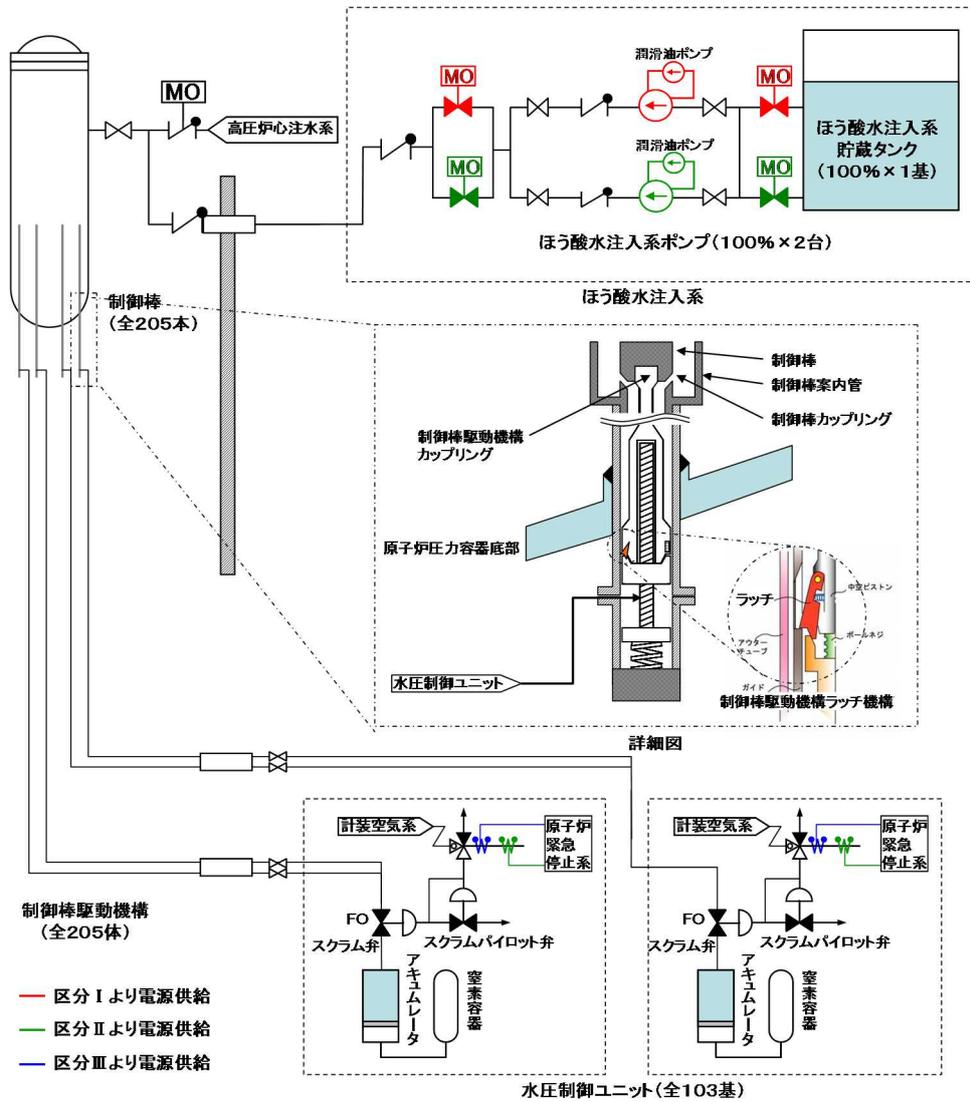
系統概略



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

系統概略

図

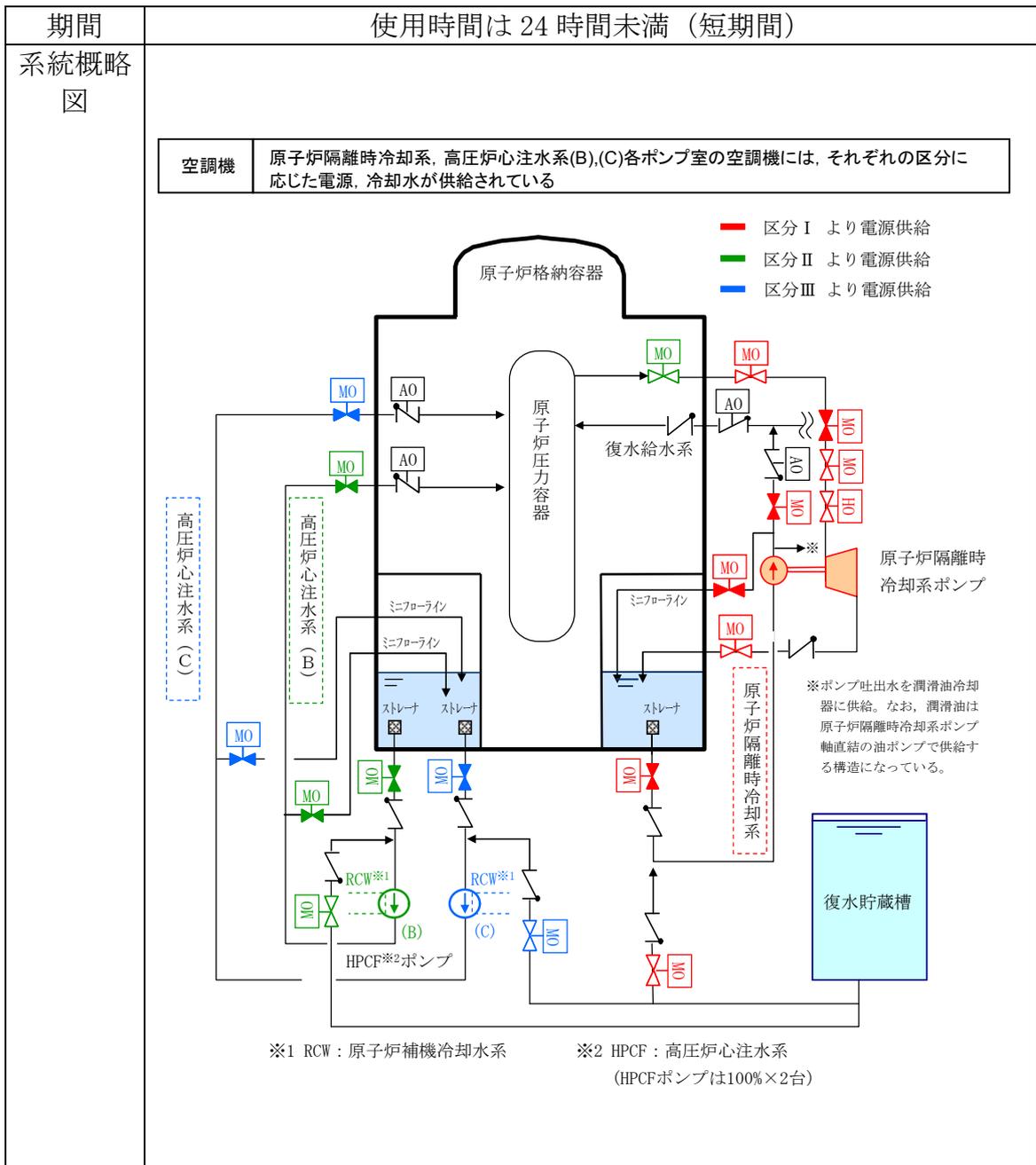


No.	3
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
対象系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
多重性/多様性	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）は18弁あり、各弁に対して個別に駆動用バネが設置されており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）逃がし安全弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）逃がし安全弁は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、逃がし安全弁が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>（3）逃がし安全弁は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としており、また、安全弁としての機能は各弁に個別に設置された駆動バネにより確保しており、サポート系を必要としない設計としている。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	1回あたりの使用時間は極短時間であり、事象全体での使用時間も24時間未満（短期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-3-2 ページ参照

No.	4
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
対象系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
多重性/多様性	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は3系統あり、それぞれの系統を用いて崩壊熱の除去が可能であることから、多重性を有している。
独立性	<p>（1）残留熱除去系は3系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）残留熱除去系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、3系統が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は、1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は位置的分散を図るよう配置する設計としている。サポート系についても、電源については基本的にはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>なお、格納容器外側隔離弁の電源区分については、残留熱除去系による注水機能よりも格納容器バウンダリ機能を優先することから、主系統と電源を分離している。そこで、主系統が他の系統の故障により機能喪失することを防ぐために、格納容器外側隔離弁については以下の通り手動操作ができるよう設計している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区分Ⅰ電源喪失時 <ul style="list-style-type: none"> ：区分Ⅱの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（B）を使用し、区分Ⅰ電源の外側隔離弁1弁を手動開 区分Ⅲの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（C）を使用し、区分Ⅰ電源の外側隔離弁1弁を手動開 ・区分Ⅱ電源喪失時 <ul style="list-style-type: none"> ：区分Ⅰの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（A）を使用し、区分Ⅱ電源の外側隔離弁1弁を手動開 区分Ⅲの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（C）を使用し、区分Ⅰ電源の外側隔離弁1弁を電動又は手動開

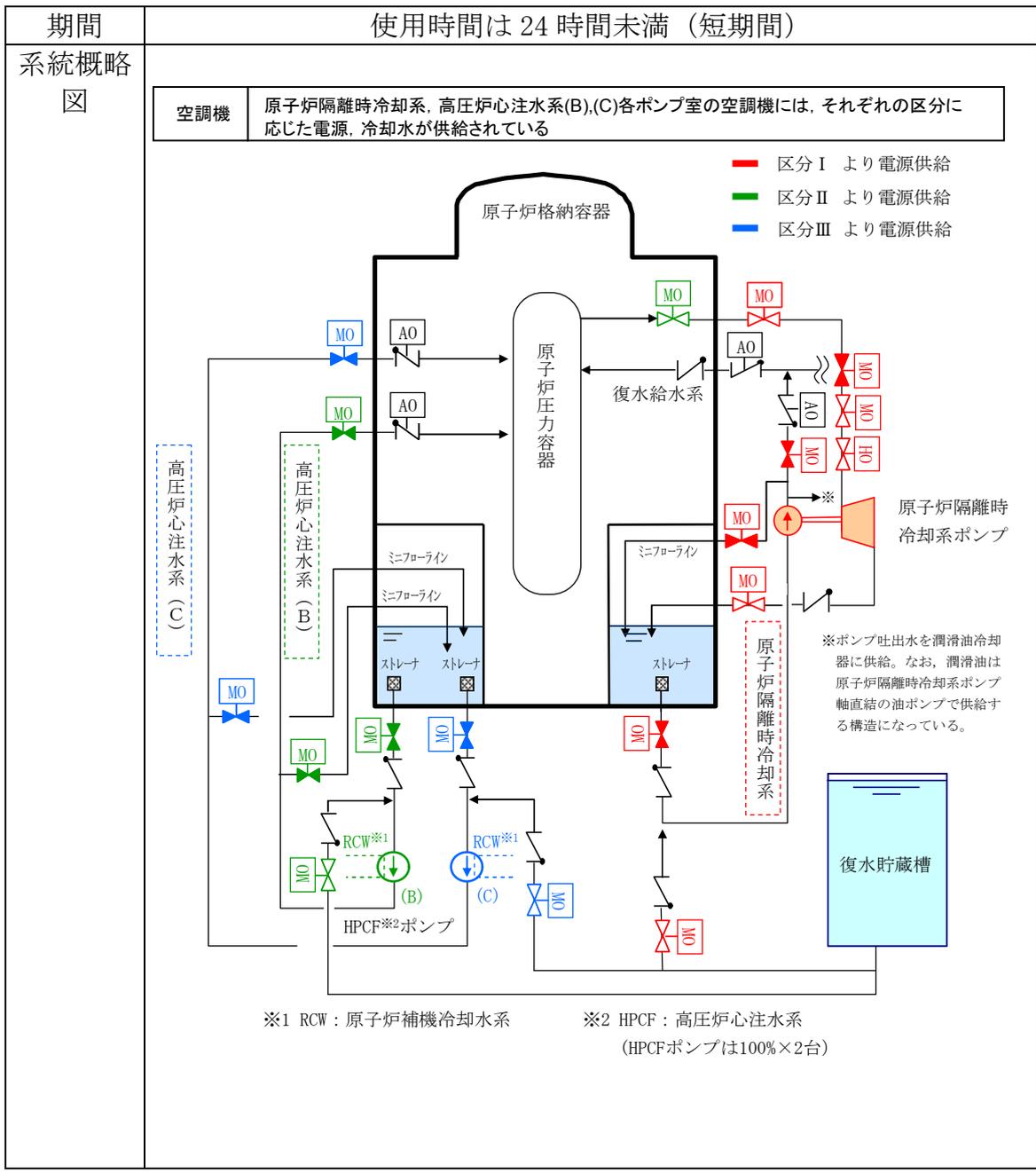
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 区分Ⅲ電源喪失時 <p>： 区分Ⅰの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（A）を使用し，区分Ⅱ電源の外側隔離弁1弁を電動又は手動開</p> <p>区分Ⅱの電源が使用可能な場合は残留熱除去系ポンプ（B）を使用し，区分Ⅰ電源の外側隔離弁1弁を電動又は手動開</p> <p>この手動操作性について簡易評価したところ，原子炉停止時冷却モードが必要な状況下において，弁操作場所の線量率は1mSv/hを下回り，弁開操作も20分程度の作業であることから，弁操作時の被ばく線量は100mSvを下回ることを確認している。</p> <p>また，残留熱除去系にはタイラインがあるが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており，その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-4-3 ページ参照

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



No.	6
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能
対象系 統・機器	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
多重性/ 多様性	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は 18 弁設置されており、このうち 8 弁は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。これらの弁には、 全ての弁に対してそれぞれ個別にアキュムレータが設けられ、個別 に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）逃がし安全弁及び自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）自動減圧系（手動逃がし機能）は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、逃がし安全弁が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>（3）逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。サポート系について、自動減圧系（手動逃がし機能）の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は減圧状態維持のため 24 時間以上（長期間）
系統概略 図	12 条-別紙 1-2-3-2 ページ参照

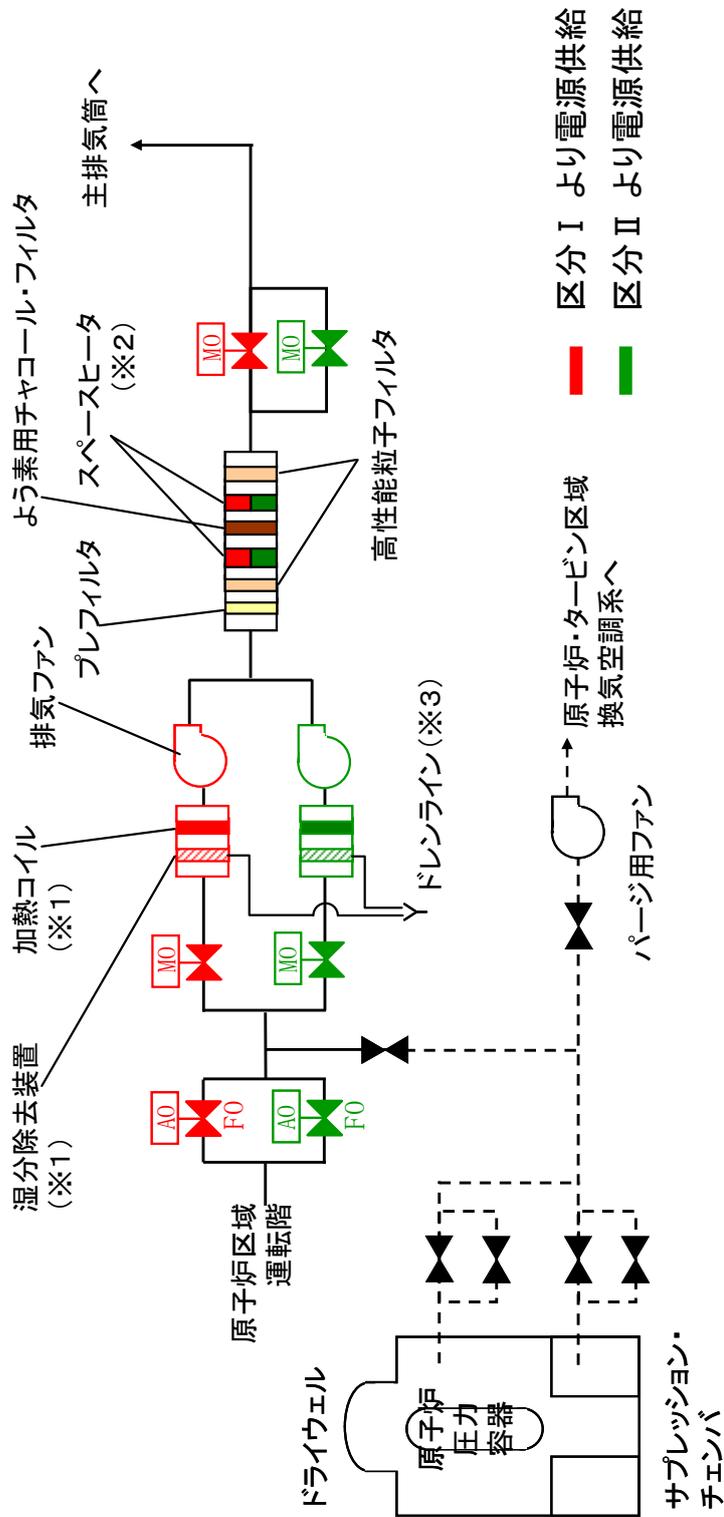
No.	7
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における注水機能
対象系 統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系
多重性/ 多様性	原子炉隔離時冷却系と高圧炉心注水系は、いずれも高圧で原子炉への注水を行う系統であるが、原子炉隔離時冷却系は、原子炉で発生する蒸気を用いてタービンを回転させ、このタービンにより駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う。一方、高圧炉心注水系は、電動機により駆動されるポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、2系統設置されている。 これら異なる駆動原理により、複数の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



No.	8
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内低圧時における注水機能
対象系 統・機器	残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心注水系
多重性/ 多様性	残留熱除去系（低圧注水モード）は3系統、高圧炉心注水系は2系統あり、それぞれの系統を用いて原子炉への注水が可能であることから、多重性を有している。
独立性	<p>（1）残留熱除去系と高圧炉心注水系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）残留熱除去系と高圧炉心注水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、3系統がすべて機能喪失しないよう位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）各系統の設備は、1系統の故障が他のすべての系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は位置的分散を図るよう配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>また、残留熱除去系にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており、その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略 図	残留熱除去系は12条-別紙1-2-8-2 ページ参照 高圧炉心注水系は12条-別紙1-2-7-2 ページ参照

No.	9
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能
対象系統・機器	自動減圧系
多重性/多様性	逃がし安全弁は 18 弁設置されており、このうち 8 弁は自動減圧系(自動逃がし機能)を兼ねている。これらの弁には、全ての弁に対してそれぞれ個別にアキュムレータが設けられ、個別に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 自動減圧系は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失事故時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、逃がし安全弁が窒素充填された格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 逃がし安全弁は 4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。サポート系について、自動減圧系の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述 (1) ~ (3) により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) にて減圧維持後は使用しないため、使用時間は 24 時間未満 (短期間)
系統概略図	12 条-別紙 1-2-3-2 ページ参照

No.	10
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の 雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能
対象系 統・機器	非常用ガス処理系
多重性/ 多様性	非常用ガス処理系排風機及び出入口弁は2系統設置されており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（配管の一部、フィルタユニット）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>（1）非常用ガス処理系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）非常用ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに2系統の排気ファン・乾燥装置並びにサポート系である室内空調機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）2系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略 図	12条-別紙1-2-10-2 ページ参照



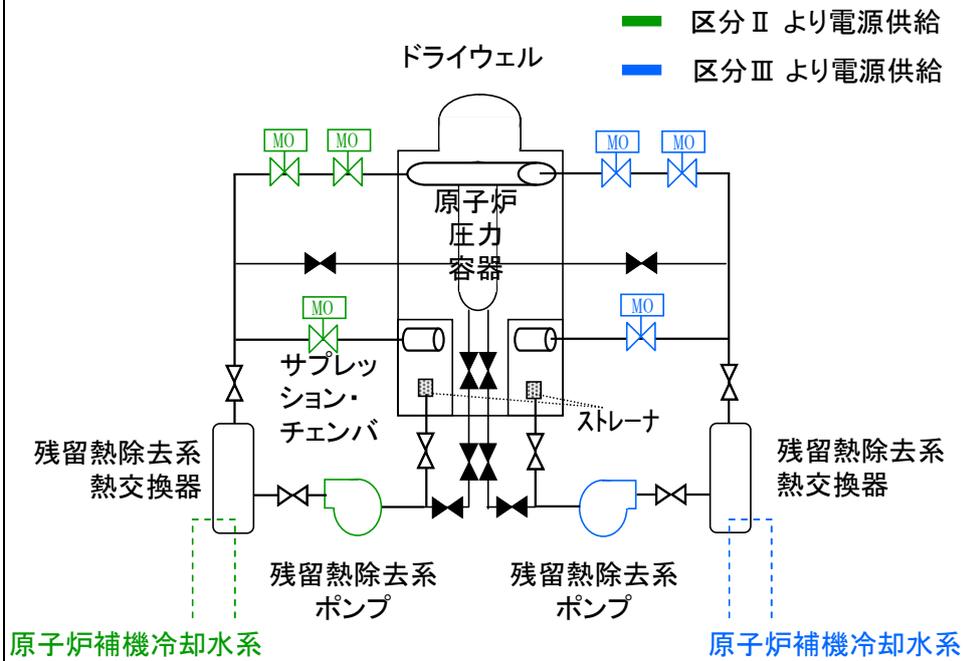
(※1) SGT5乾燥装置 (湿分除去装置、加熱コイル)は100% × 2系列
 (※2) スペースヒータは100% × 2系列(よう素用チャコール・フィルタの上流及び下流に2式、合計4個)
 (※3) 乾燥装置ドレンラインは、A系及びB系で独立配管によりファンネルヘッドドレン水を移送するため、ドレン配管閉塞により乾燥装置が同時に機能喪失することはない。

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

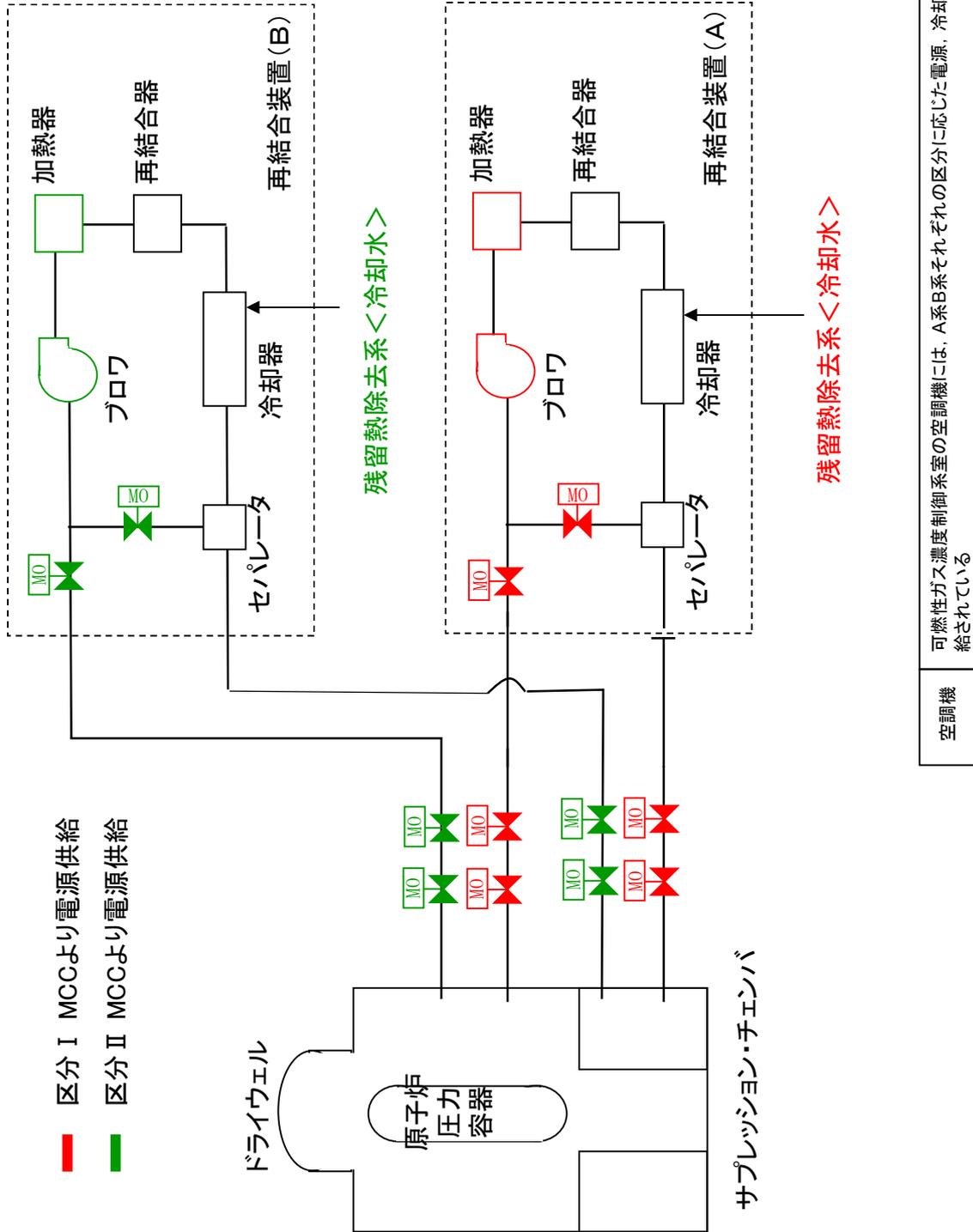
No.	11
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器の冷却機能
対象系統・機器	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))
多重性/多様性	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) は2系統あり、それぞれの系統を用いて格納容器スプレイ冷却が可能であることから、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部 (格納容器スプレイ・ヘッダ (ドライウエル, サプレッション・チェンバ)) は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	(1) 格納容器スプレイ冷却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

系統概略
図

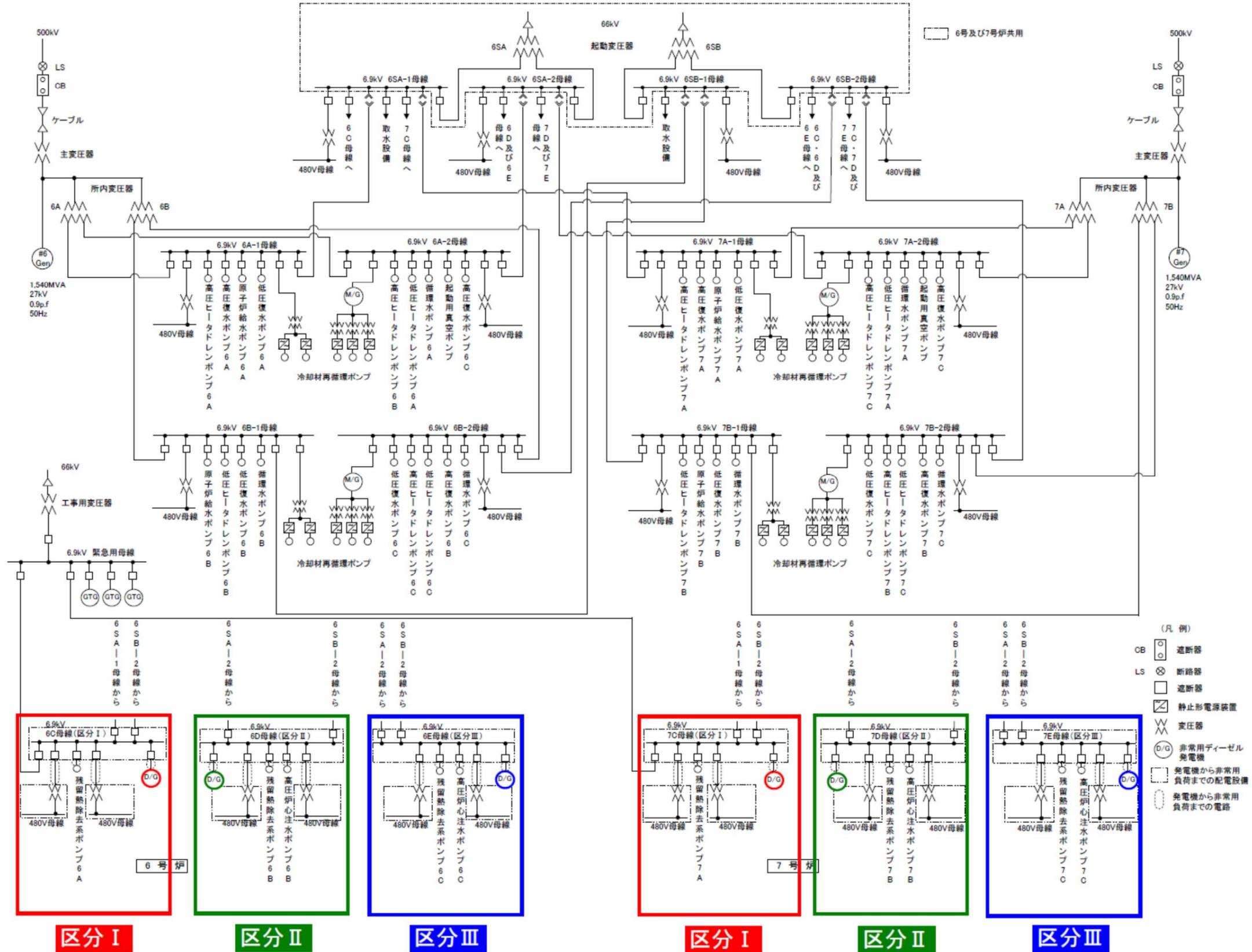
空調機	残留熱除去系(B),(C)各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている
-----	--



No.	12
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 格納容器内の可燃性ガス制御機能
対象系統・機器	可燃性ガス濃度制御系
多重性/多様性	可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、それぞれの系統を用いて可燃性ガスの制御が可能であることから、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、2系統とも、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに2系統の再結合装置並びにサポート系の室内空調機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 2系統の再結合装置は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ位置的分散を考慮して配置する設計としている。また、サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-12-2 ページ参照

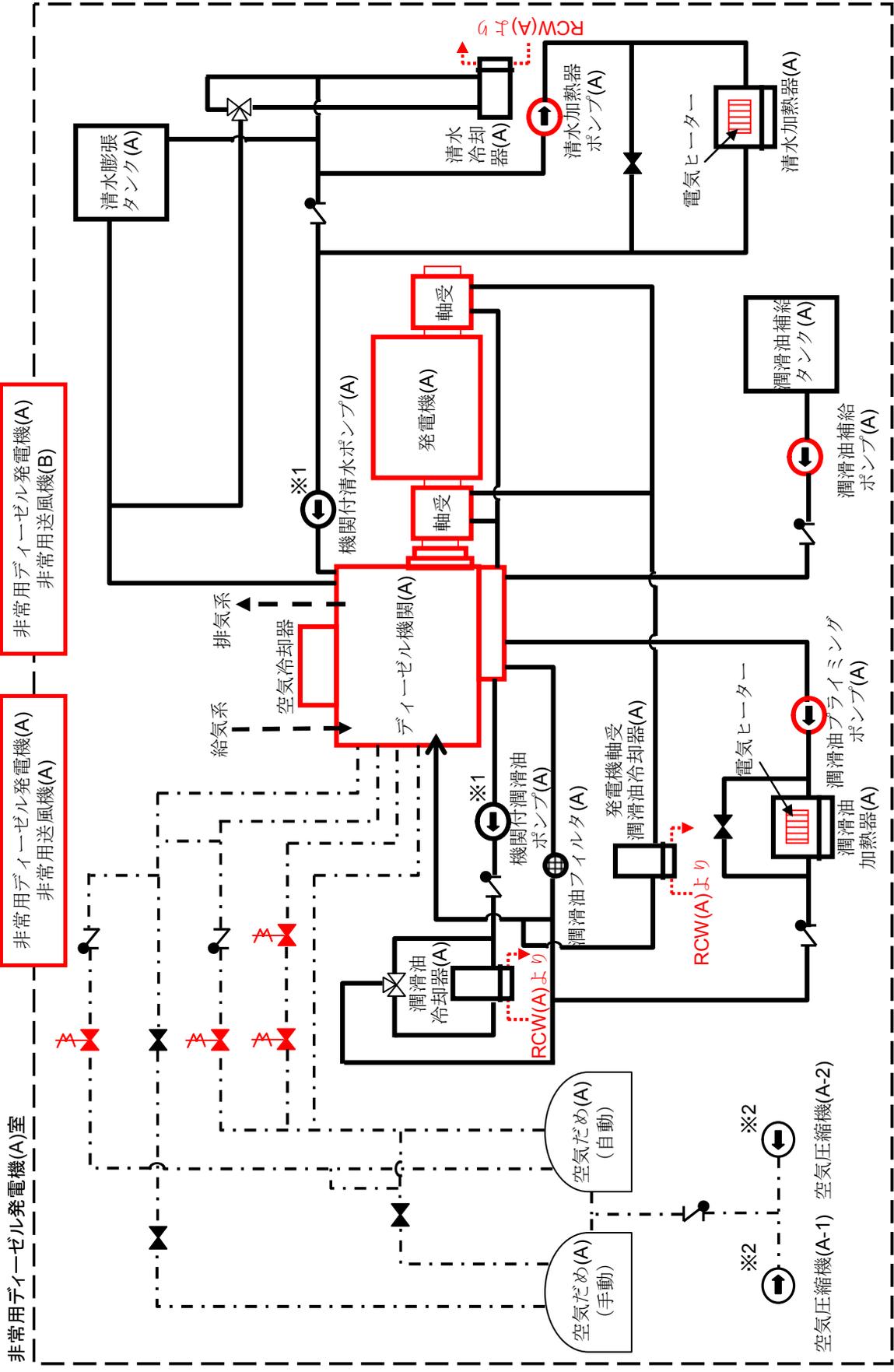


No.	13
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	非常用電源系
多重性/多様性	非常用電源系は3区分あり、多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用電源系は、いずれも二次格納施設外の環境条件として、非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については、想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用電源系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 3系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離、又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また、外部電源の受電ルートには遮断器を設け、電気事故が発生した場合、故障箇所を隔離し、他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系についても、空調系についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-13-2 ページ参照

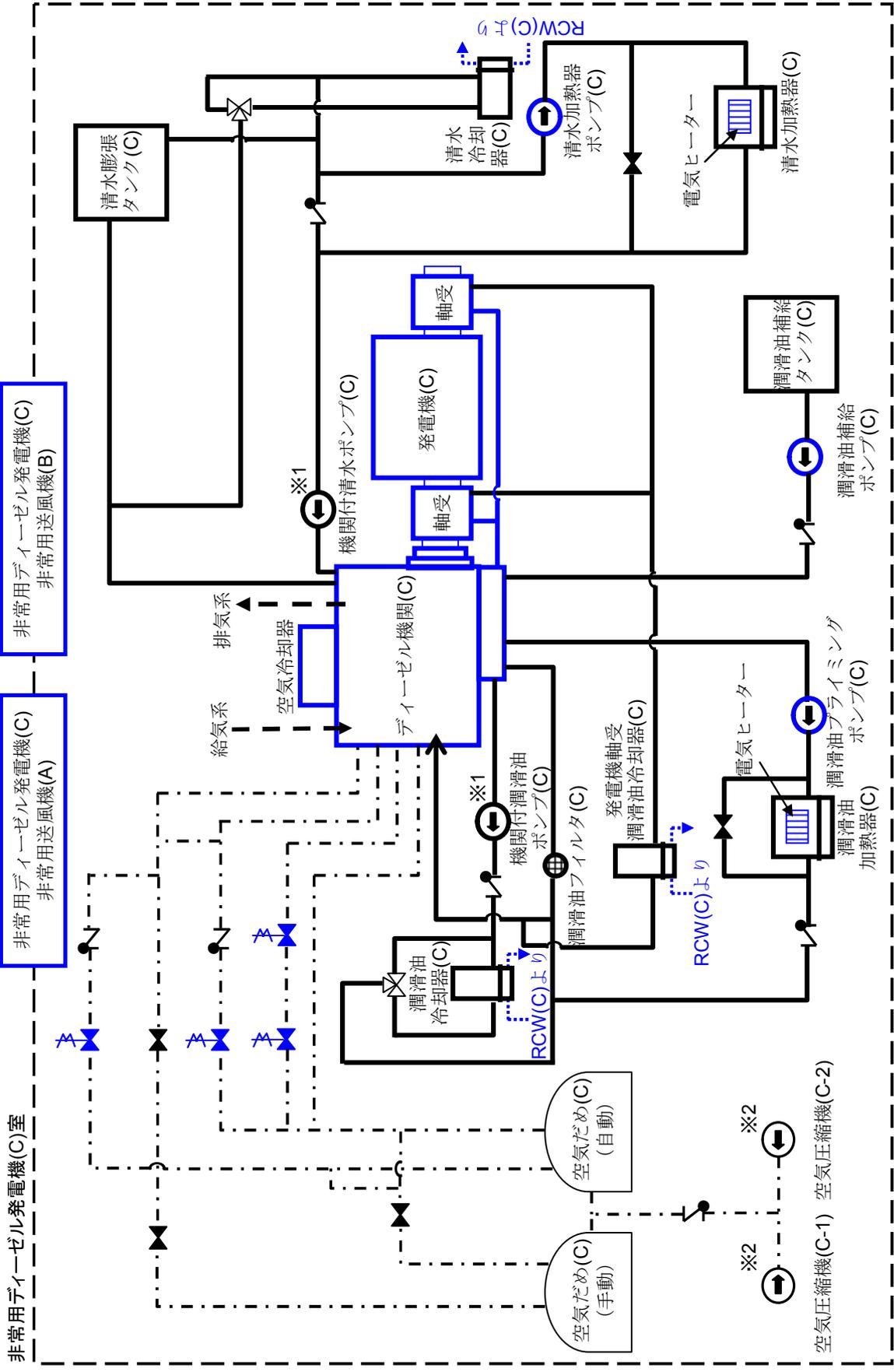


No.	14
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
対象系統・機器	直流電源系
多重性/多様性	直流電源系は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 直流電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 直流電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，4系統のうち2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 4系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また，異なる区分の非常用電源系を接続する場合，充電器に遮断器を設け，電気事故が発生した場合，故障箇所を隔離し，他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系の空調系については，1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-14-2 ページ参照

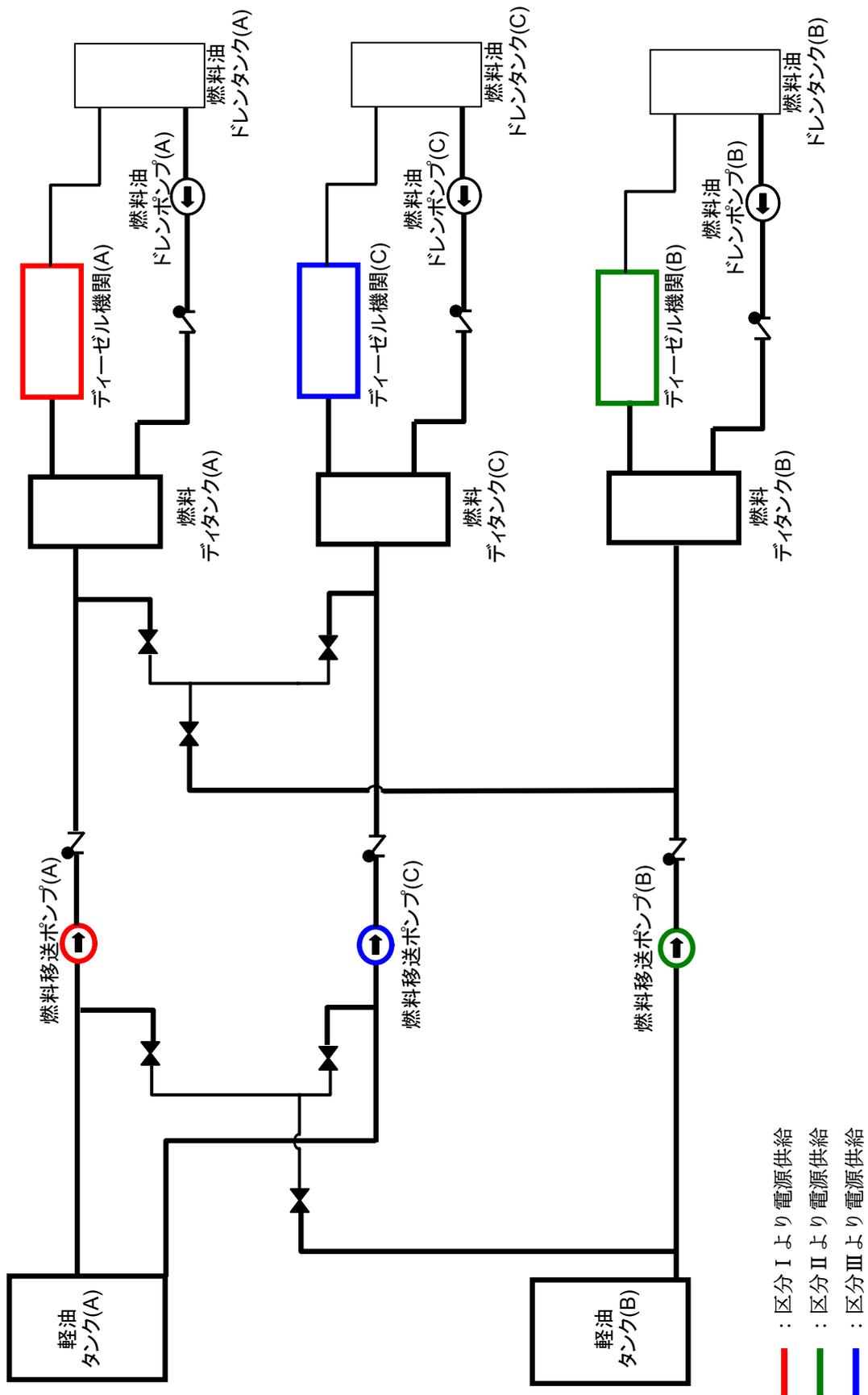
No.	15
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用の交流電源機能
対象系統・機器	非常用ディーゼル発電機
多重性/多様性	非常用ディーゼル発電機は3系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用ディーゼル発電機は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 非常用ディーゼル発電機は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用ディーゼル発電機は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から，空調系についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-15-2～5ページ参照



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

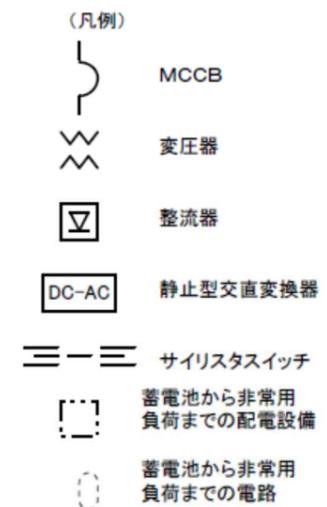
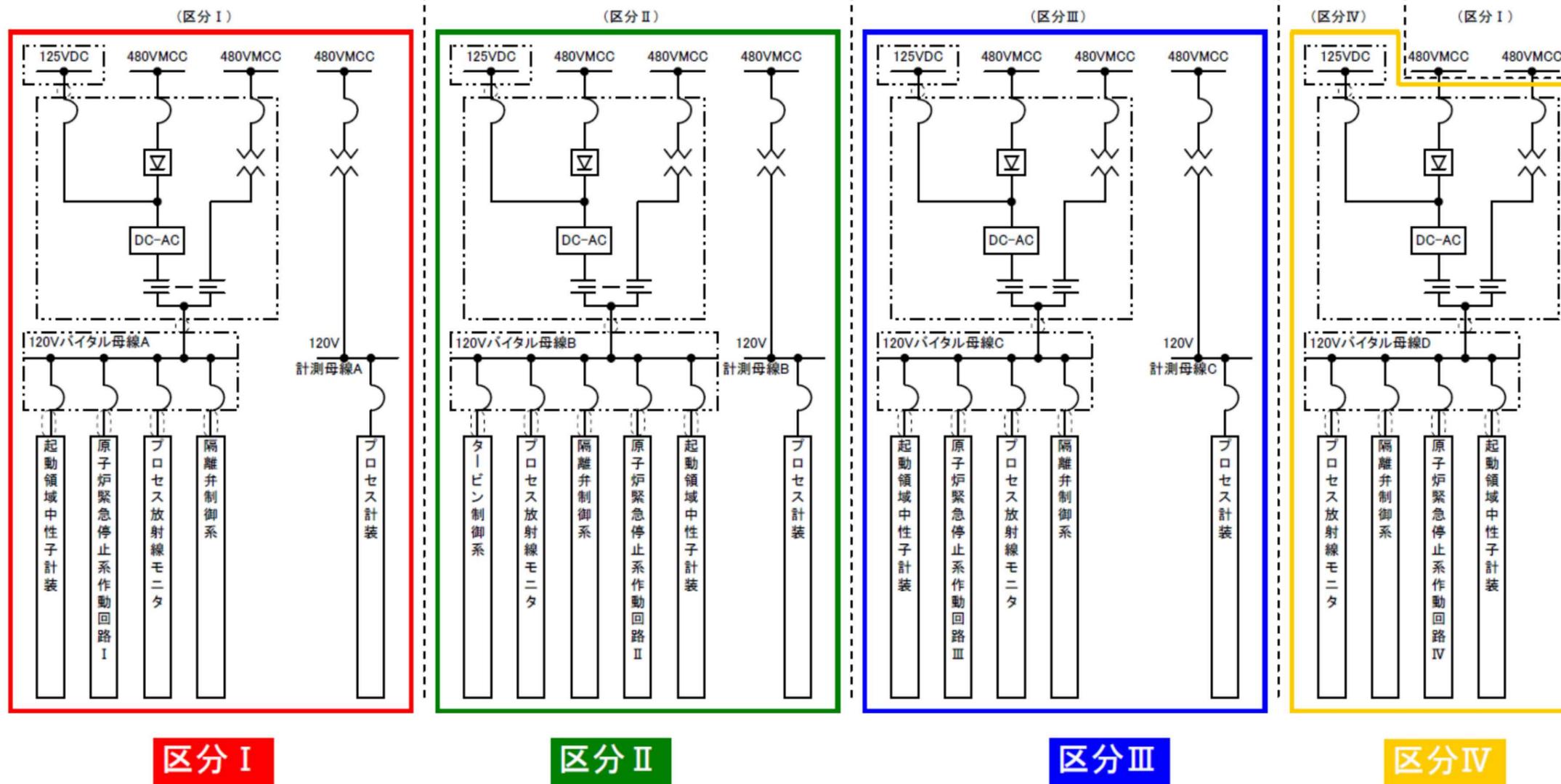


--- : 始動空気系
 --- : 区分Ⅲより電源供給 (ディーゼル発電機(C)起動後は、ディーゼル発電機(C)より電源供給)
 --- : 始動空気系
 --- : 区分Ⅲより電源供給 (ディーゼル発電機(C)起動後は、ディーゼル発電機(C)より電源供給)
 ※1: ディーゼル機関の軸動力にて駆動 RCW: 原子炉補機冷却水系
 ※2: ディーゼル機関運転には必須とならない設備

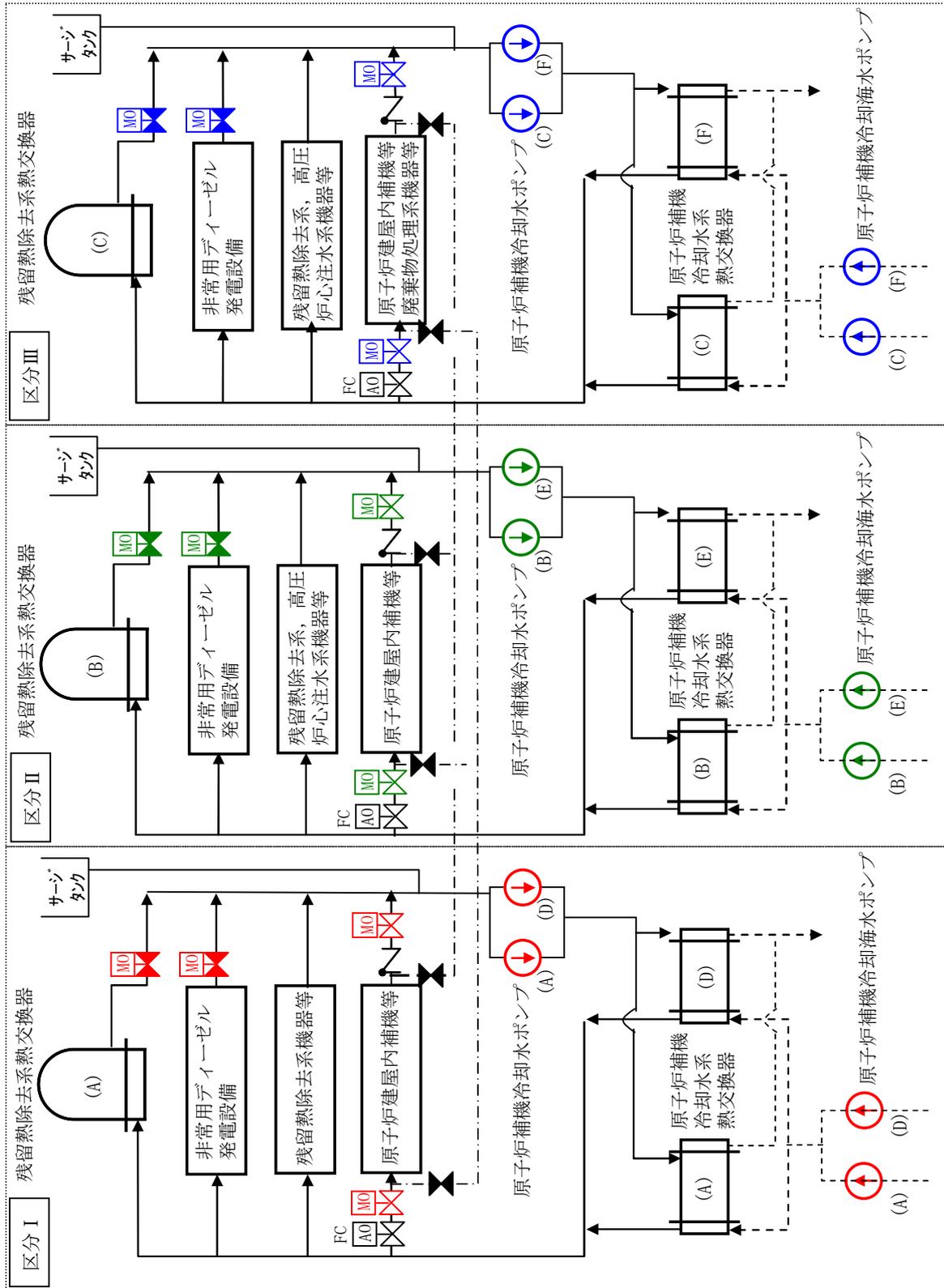


No.	16
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 非常用の直流電源機能
対象系統・機器	直流電源系（非常用所内電源）
多重性/多様性	直流電源系（非常用所内電源）は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>（1）直流電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）直流電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，4系統のうち2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）4系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。また，異なる区分の非常用電源系を接続する場合，充電器に遮断器を設け，電気事故が発生した場合，故障箇所を隔離し，他の系統へ影響を及ぼさない設計としている。サポート系の空調系については，1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-14-2 ページ参照

No.	17
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 非常用の計測制御用直流電源機能
対象系統・機器	計測制御電源系
多重性/多様性	計測制御電源系は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 計測制御電源系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として，非常用換気空調系によって温度制御された状態において健全に動作するよう設計している。一部の電路については，想定される最も苛酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 計測制御電源系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 4系統の設備は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離，又は必要な離隔距離を確保して配置する設計としている。サポート系の空調系については，1系統の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-17-2 ページ参照



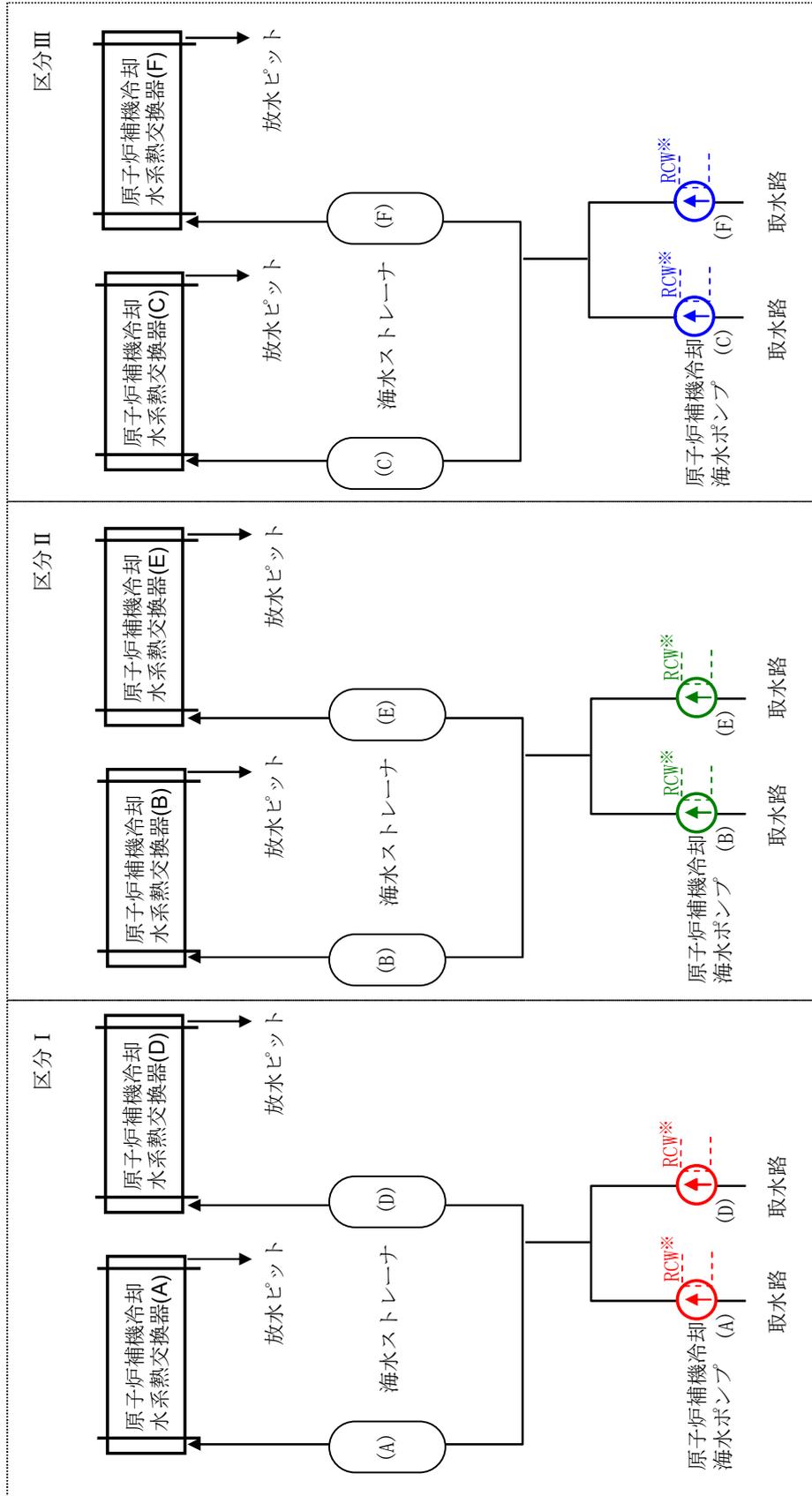
No.	18
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 補機冷却機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却水系
多重性/多様性	原子炉補機冷却水系は3系統あり、それぞれの系統を用いて補機の冷却が可能であることから、多重性を有している（なお、1区分あたりポンプは2台（1台は通常時予備））。
独立性	<p>（1）原子炉補機冷却水系は、二次格納施設内外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉補機冷却水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水（海水系）については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。また、原子炉補機冷却水系にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており、その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-18-2 ページ参照



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

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

No.	19
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 冷却用海水供給機能
対象系統・機器	原子炉補機冷却海水系
多重性/多様性	原子炉補機冷却海水系は3系統あり、それぞれの系統を用いて補機の除熱が可能であることから、多重性を有している（なお、1区分あたりポンプは2台（1台は通常時予備））。
独立性	<p>（1）原子炉補機冷却海水系は、二次格納施設外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉補機冷却海水系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、2系統以上が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>（3）3系統の設備は、1系統の故障が他の系統に波及しないよう、それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から、冷却水については主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>また、残留熱除去系にはタイラインがあるが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置しており、その弁も耐震Sクラス設備として設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-19-2 ページ参照



— 区分Ⅰ 電源供給
— 区分Ⅱ 電源供給
— 区分Ⅲ 電源供給

※ RCW：原子炉補機冷却水系

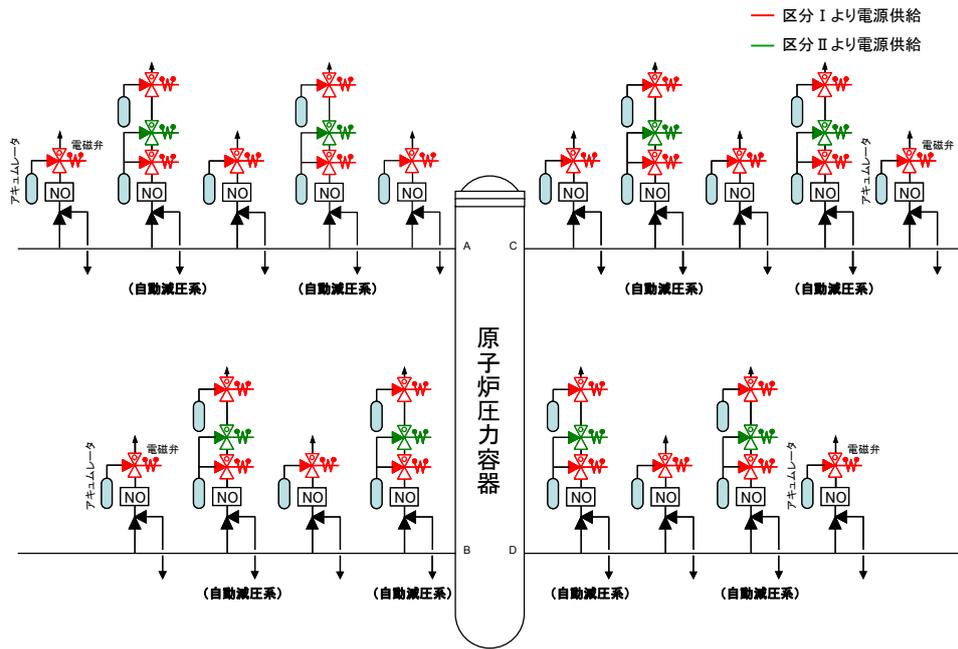
原子炉補機冷却海水系ポンプ(A/D), (B/E), (C/F)の空調機には、それぞれの区分に応じた電源、冷却水が供給されている

空調機

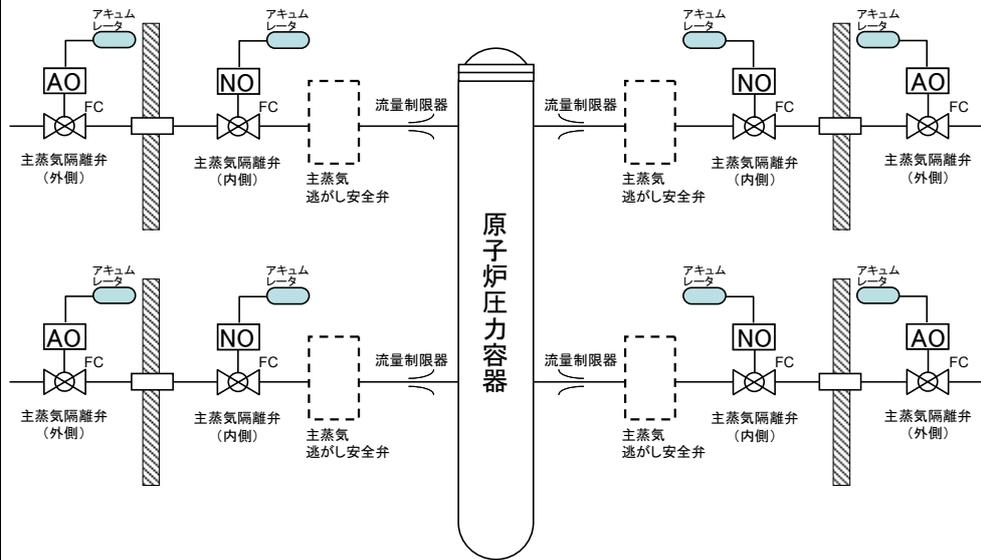
No.	20
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》 原子炉制御室非常用換気空調機能
対象系統・機器	中央制御室換気空調系
多重性/多様性	中央制御室換気空調系送排風機及び出入口ダンパは二重化しており、多重性を有している。 一方、 <u>静的機器の一部（ダクトの一部、再循環フィルタ）は単一設計であり、基準適合性に関する更なる検討が必要</u> である。
独立性	<p>(1) 中央制御室換気空調系は、二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 中央制御室換気空調系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施するとともに2系統の送風機・排風機・再循環送風機間への耐火壁及び感知設備・自動消火設備を設置することで、機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 中央制御室換気空調系のサポート系は、電源についてそれぞれ異なる区分から、冷却水について主系統と同一の区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-20-2 ページ参照

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

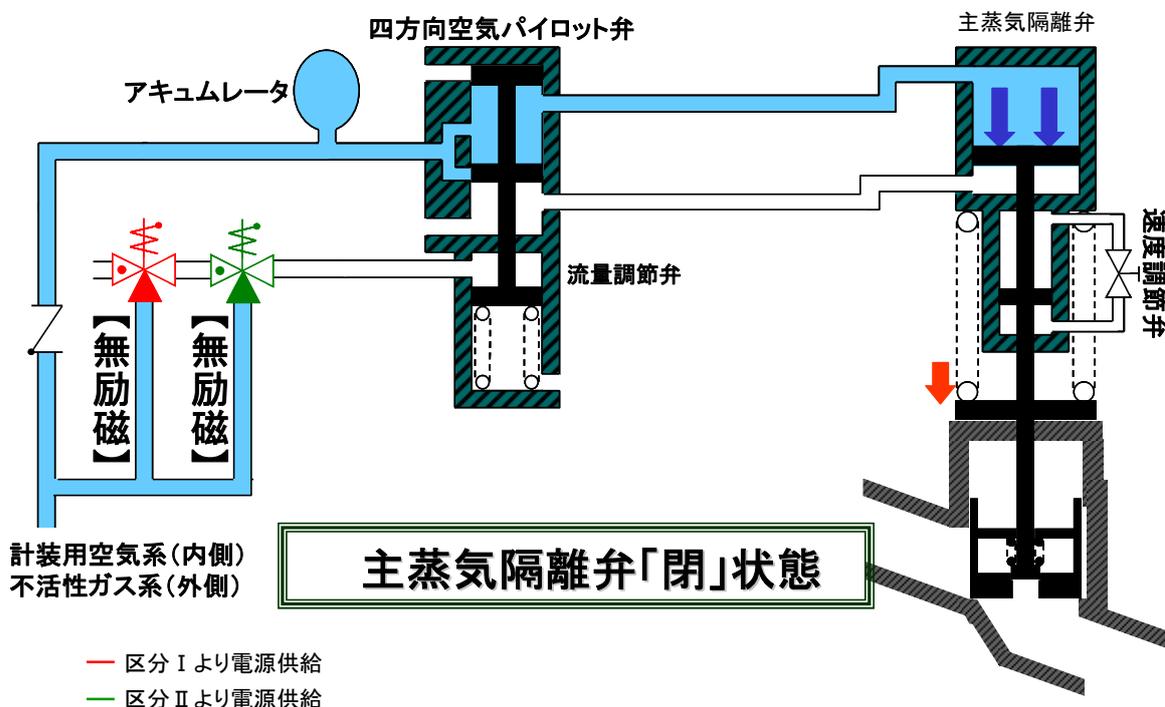
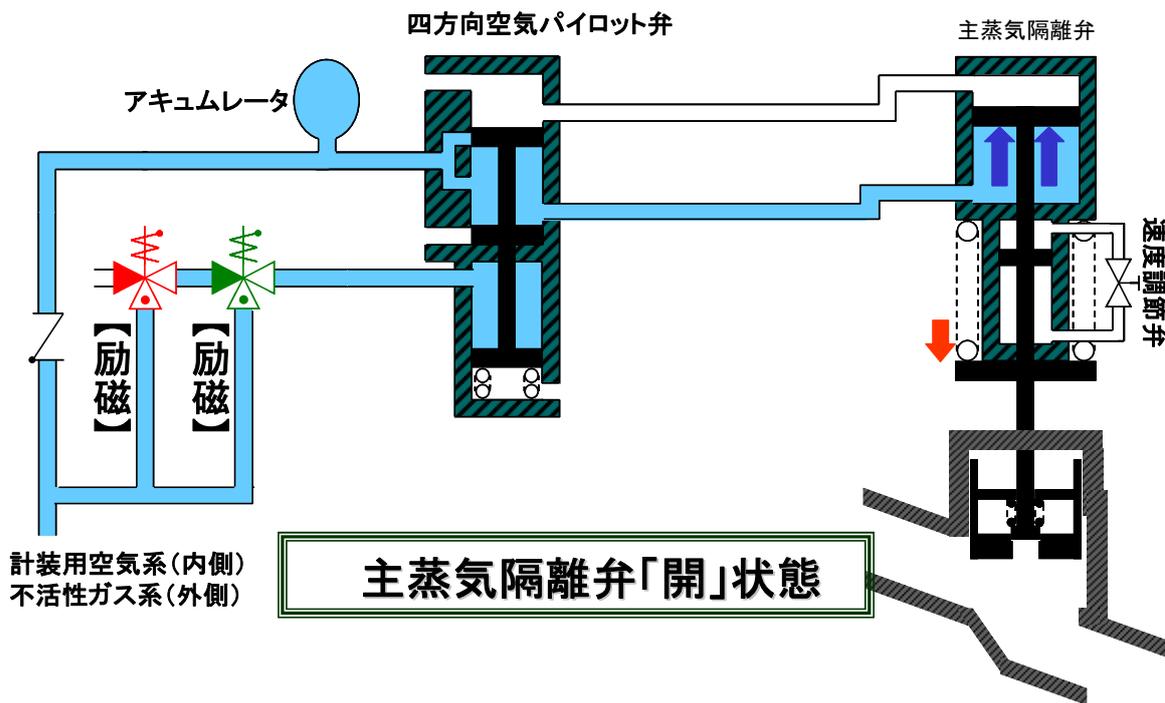
系統概略



駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給)

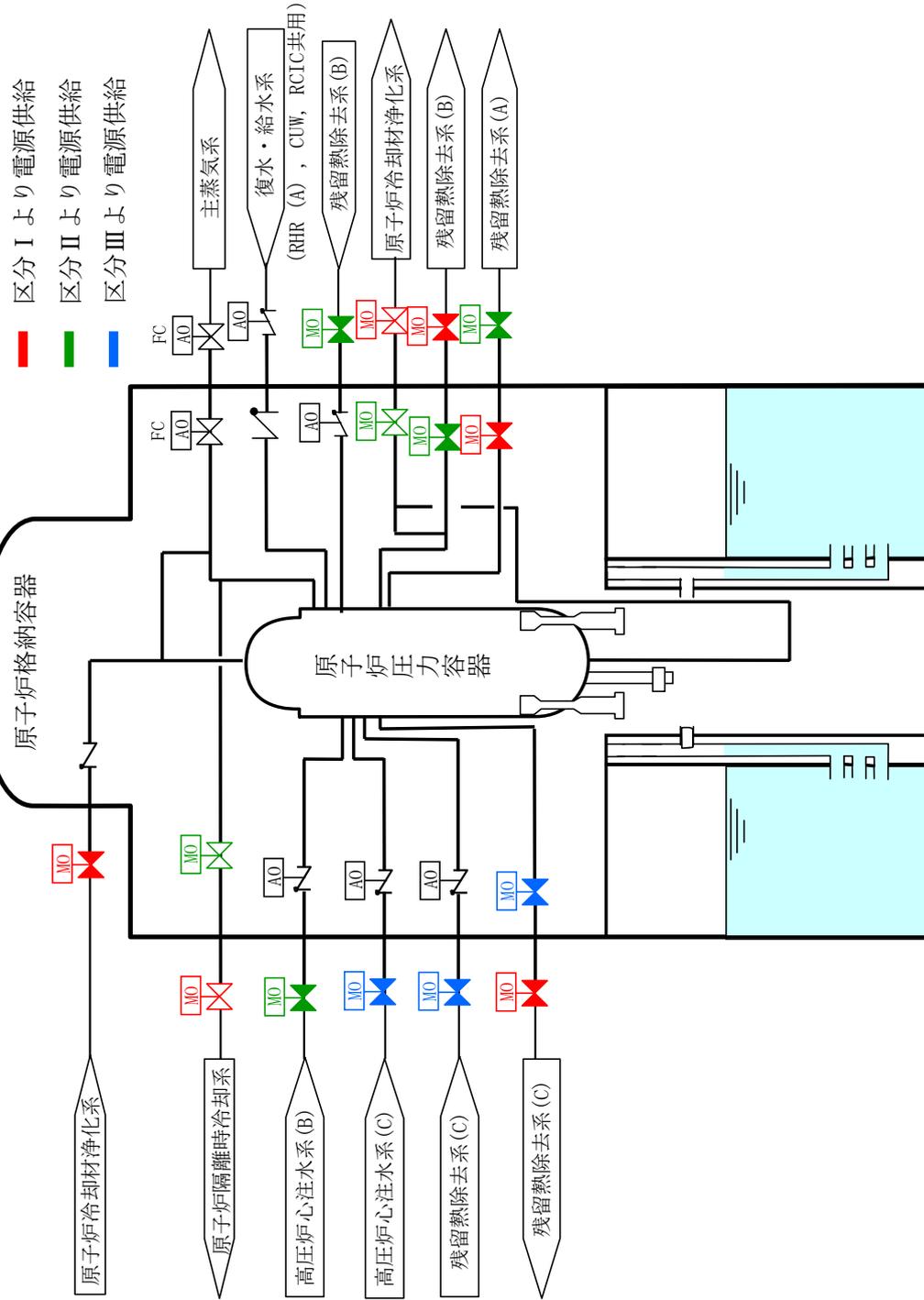


駆動用窒素源 (主蒸気隔離弁への供給 (動作原理については 12 条-別紙 1-2-21-3 参照))



No.	22
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁
多重性/多様性	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されており、かつ、設置許可基準規則17条への適合性を有していることから多重性/多様性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁（第1隔離弁、第2隔離弁）の位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁（第1隔離弁、第2隔離弁）は、弁駆動源である電源、空気が単一故障で喪失した場合でも、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう、下記のとおり駆動方法を分離した設計にしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁の場合には、互いに電源の区分を分離するよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに空気作動弁の場合には、駆動源喪失時にフェイルクローズとするよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁のうち、いずれかに逆止弁がある場合は、もう一方の隔離弁駆動源が喪失した場合でも、逆止弁で隔離機能が確保可能となるよう設計している。 <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は極短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-22-2 ページ参照

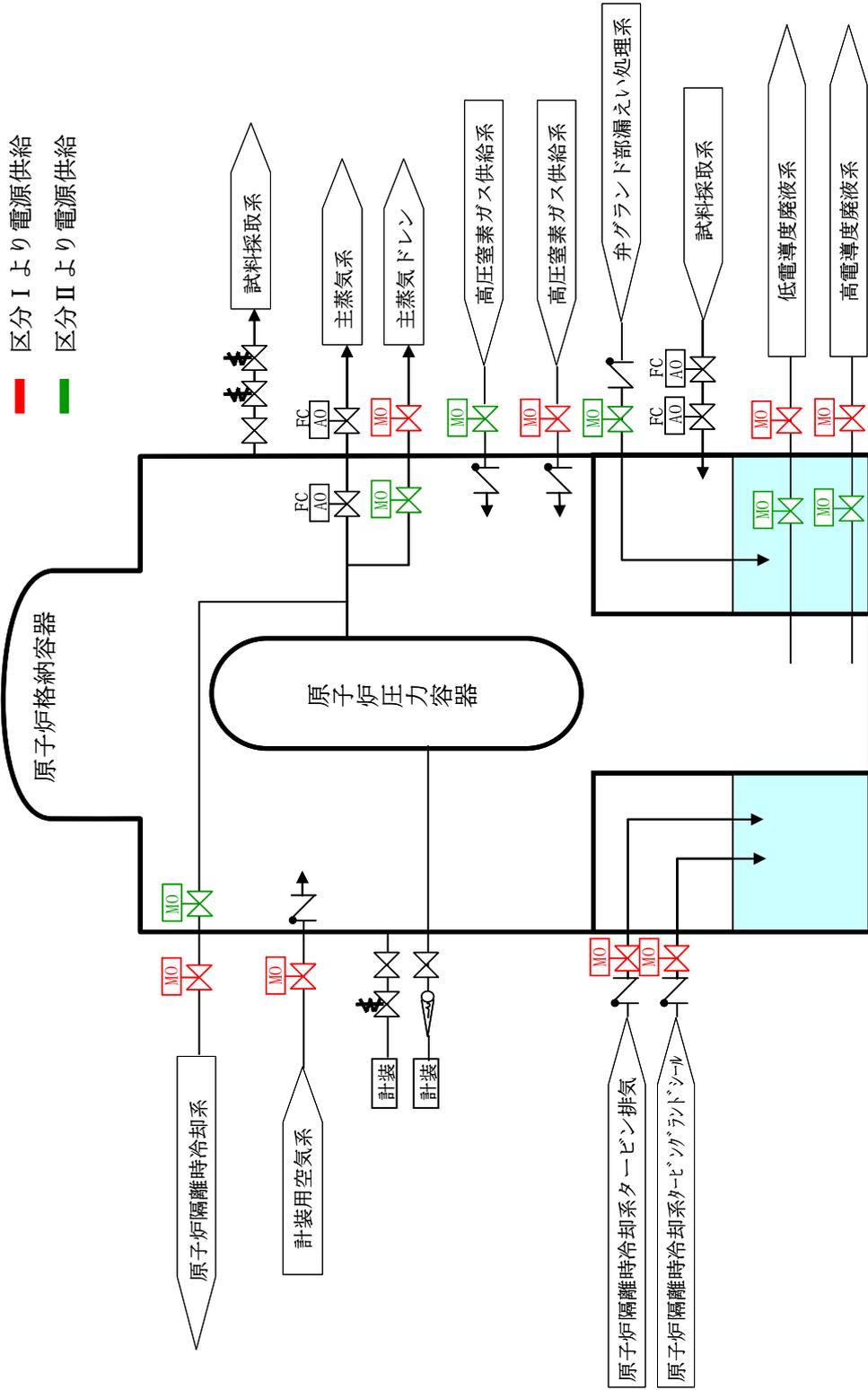
原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁概要図



本図で示す原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁は、「通常運転時の原子炉冷却材補給系によって通常停止等の安全上十分な措置がとれるまでの間、原子炉冷却材系への冷却水の補給が十分可能なほど破断時の流出流量が少ない小口径配管」のものについては省略している。また、通常時または事故時に開となるおそれがないものについても省略している。

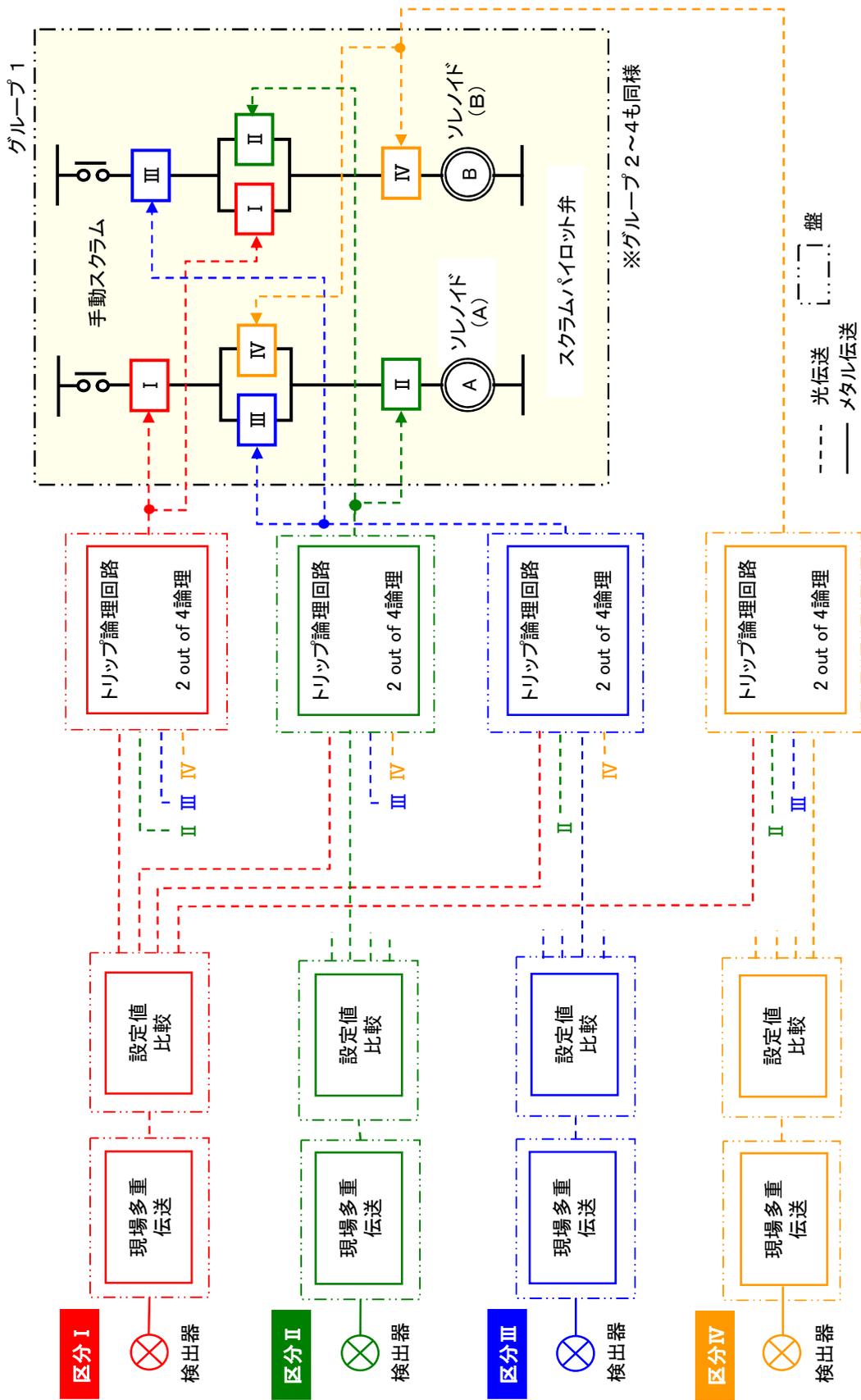
No.	23
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
対象系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
多重性/多様性	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき設置されており、多重性/多様性を有している。
独立性	<p>(1) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、影響軽減対策等を実施することにより、同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについて、弁駆動源である電源供給、空気供給が単一故障で喪失した場合でも、もう一方の隔離弁機能に波及しないよう、下記の通り駆動方法を分離するよう設計している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁の場合には、互いに電源の区分を分離するよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに空気作動弁の場合には、駆動源喪失時にフェイルクローズとするよう設計している。 ・第1隔離弁、第2隔離弁のうち、いずれかに逆止弁がある場合は、もう一方の隔離弁駆動源が喪失した場合でも、逆止弁で隔離機能確保可能となるよう設計している。 ・原子炉圧力容器に接続される計装配管の場合には、エクセスフローチェック弁（過流量阻止弁）、又は駆動源喪失時にフェイルクローズとなる電磁弁により、隔離できるよう設計している。 <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	隔離時間は極短時間だが、隔離状態を維持するための使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-23-2 ページ参照

原子炉格納容器バウンダリ隔離弁概要図



本図で示す原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、原子炉格納容器を貫通する配管のうち、JEAC4602-2004「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」に基づき隔離弁が2弁要求されるもので、通常時間、事故時間、事故時間を記載している。原子炉格納容器バウンダリ隔離弁で「通常時間、事故時間」のもの、「原子炉格納容器の内側、外側、又は内外で閉じた系を構成する配管」のものについては隔離弁が1弁要求であり、本図では省略している。

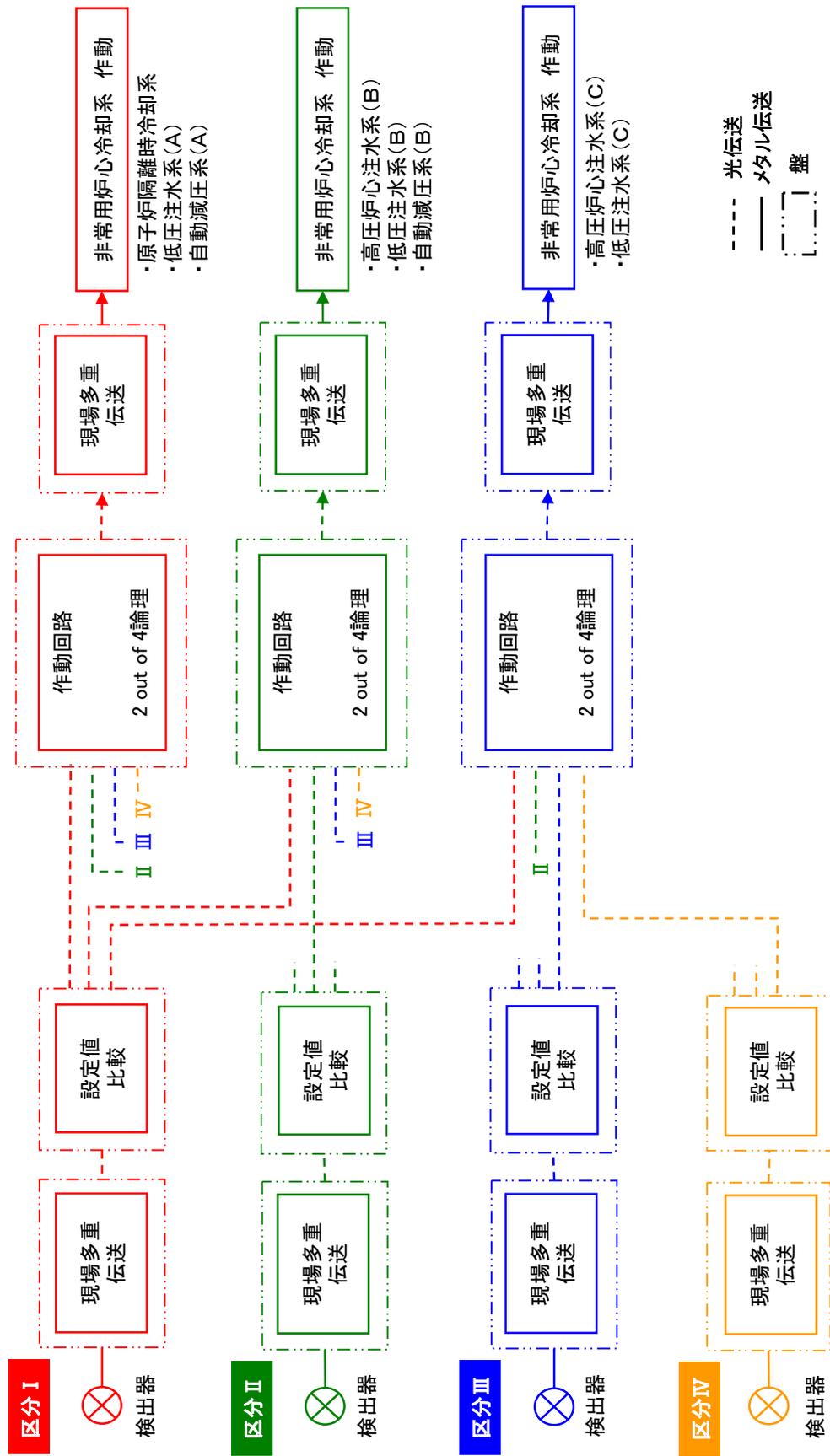
No.	24
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能
対象系統・機器	原子炉緊急停止の安全保護回路
多重性/多様性	原子炉緊急停止の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、4区分のトリップ論理回路（2 out of 4）を通じてトリップ信号を発生させており、多重性を有している。
独立性	<p>（1）原子炉緊急停止の安全保護回路は、想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）原子炉緊急停止の安全保護回路は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災による機器の損傷が発生した場合においてもトリップさせるフェイルセーフ設計となっており、機能への影響はない。</p> <p>（3）原子炉緊急停止の安全保護回路は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な離隔距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。また、他区分で故障が生じて影響がないよう、信号の取り合いは光伝送により電気的な分離が図られている。サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間はスクラムのタイミングのみ（短期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-24-2 ページ参照



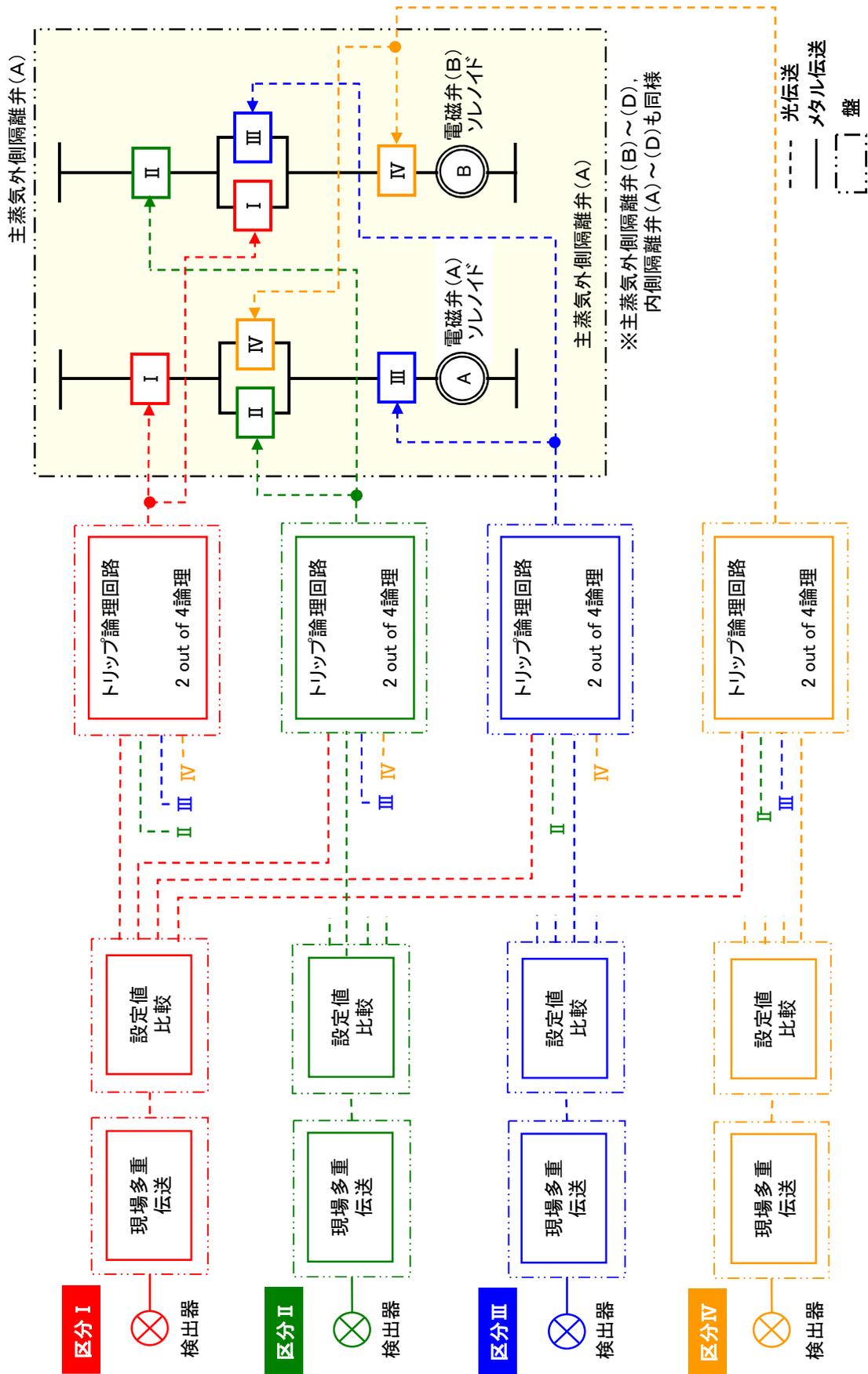
No.	25
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
対象系統・機器	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路
多重性/多様性	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用い、3区分の安全論理回路(2 out of 4)を通じて作動信号を発生させており、多重性を有している。 主蒸気隔離の安全保護回路は4区分の検出器から得られた信号を用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

	前述（１）～（３）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
期間	使用時間は 24 時間以上（長期間）
系統概略 図	12 条-別紙 1-2-25-3～6 ページ参照

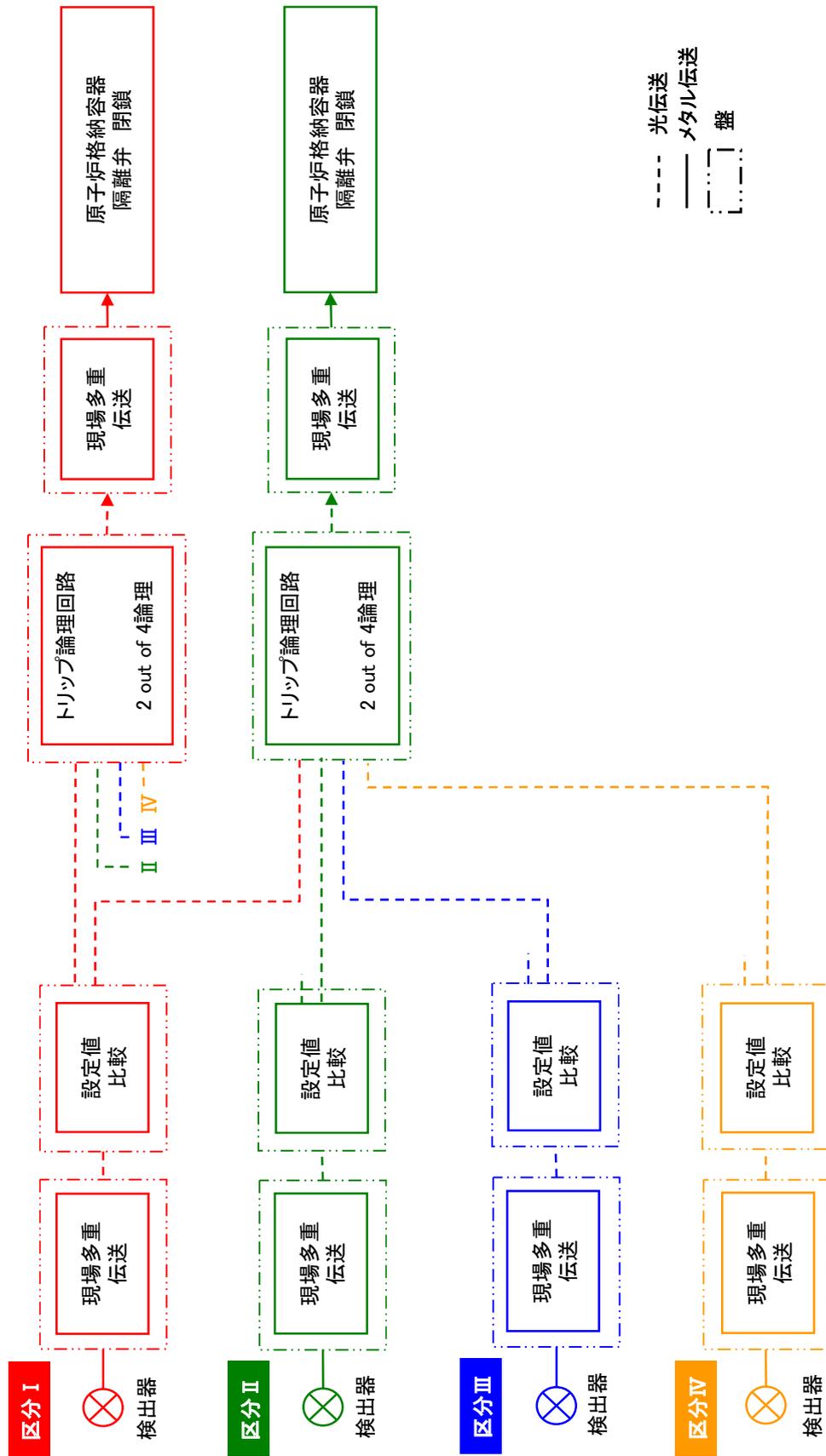
(非常用炉心冷却系作動の安全保護回路)



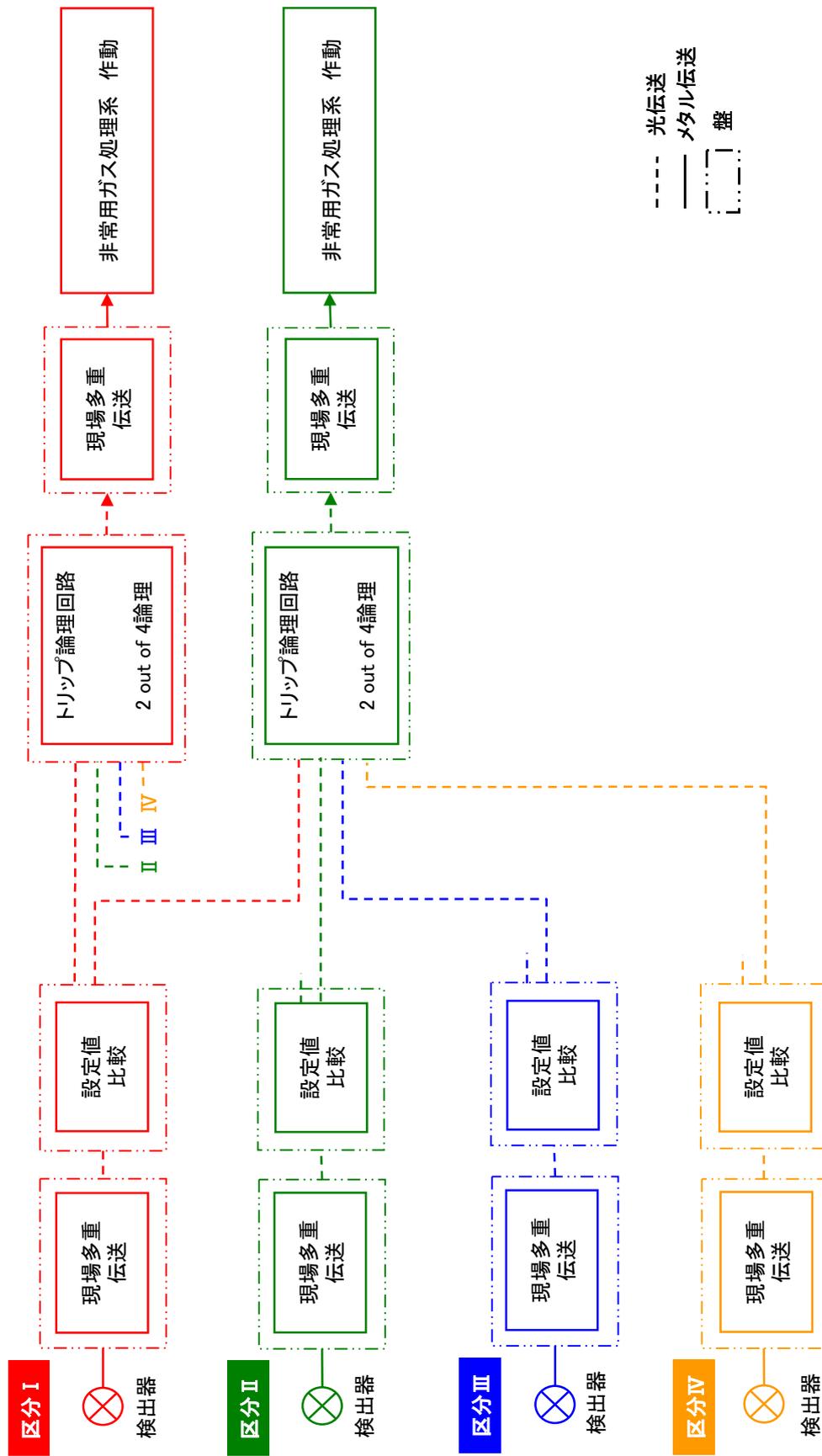
(主蒸気隔離の安全保護回路)



(原子炉格納容器隔離の安全保護回路)



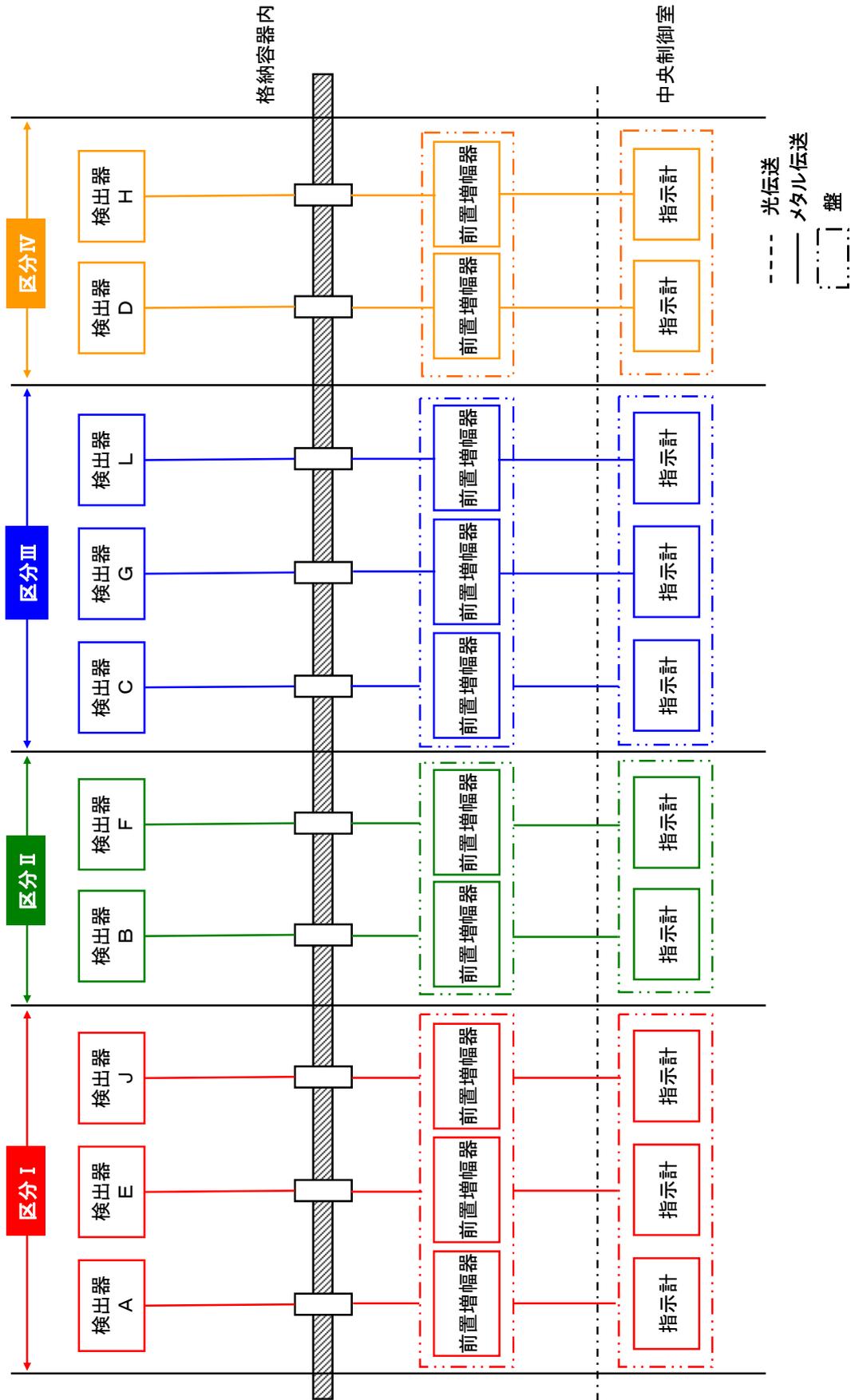
(非常用ガス処理系作動の安全保護回路)



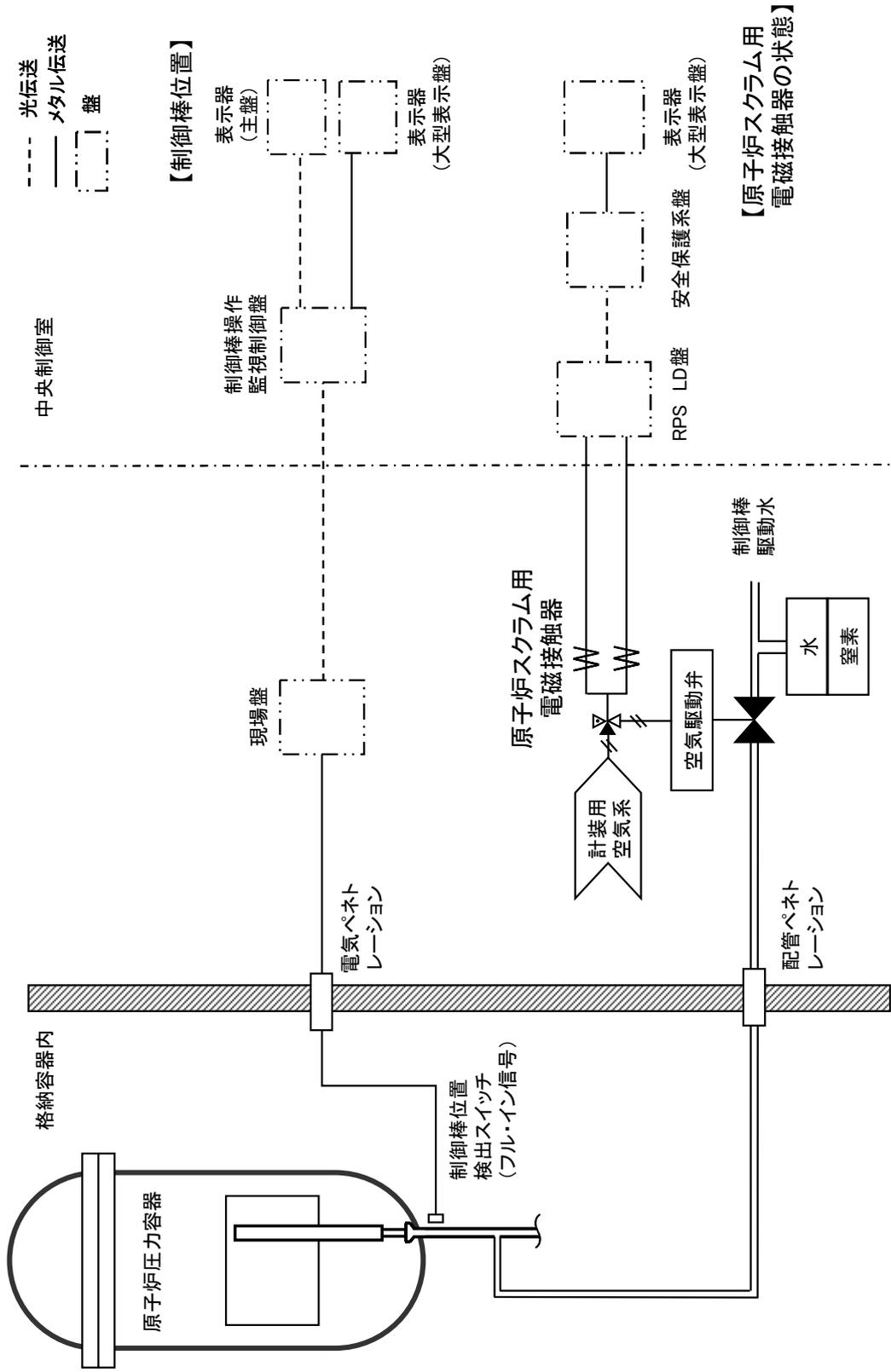
No.	26
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
対象系統・機器	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置
多重性/多様性	中性子束（起動領域モニタ）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置は，この2種で多様性を有している。
独立性	<p><中性子束（起動領域モニタ）></p> <p>（1）起動領域モニタは，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。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

	<p>(2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。 制御棒位置は、耐震Cクラス設備として設計している。</p> <p>(3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態は、区分毎に盤筐体に収納し、物理的分離を行っている。 サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 制御棒位置と原子炉スクラム用電磁接触器の状態を監視するために必要な設備とは、物理的分離を行っている。</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	中性子束(起動領域モニタ)は12条-別紙1-2-26-3ページ参照 原子炉スクラム用電磁接触器の状態及び制御棒位置は12条-別紙1-2-26-4ページ参照

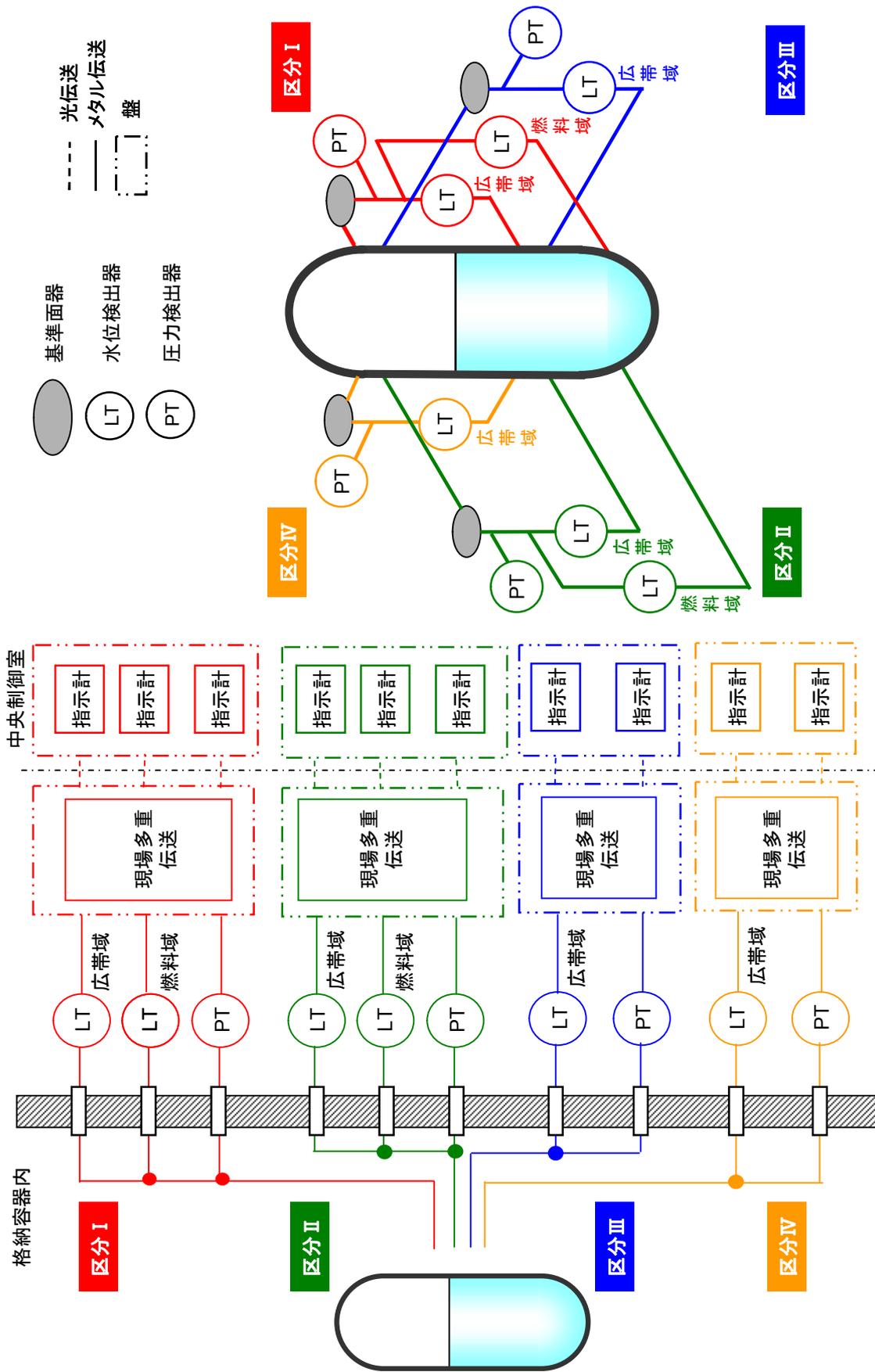
(中性子束 (起動領域モニタ))



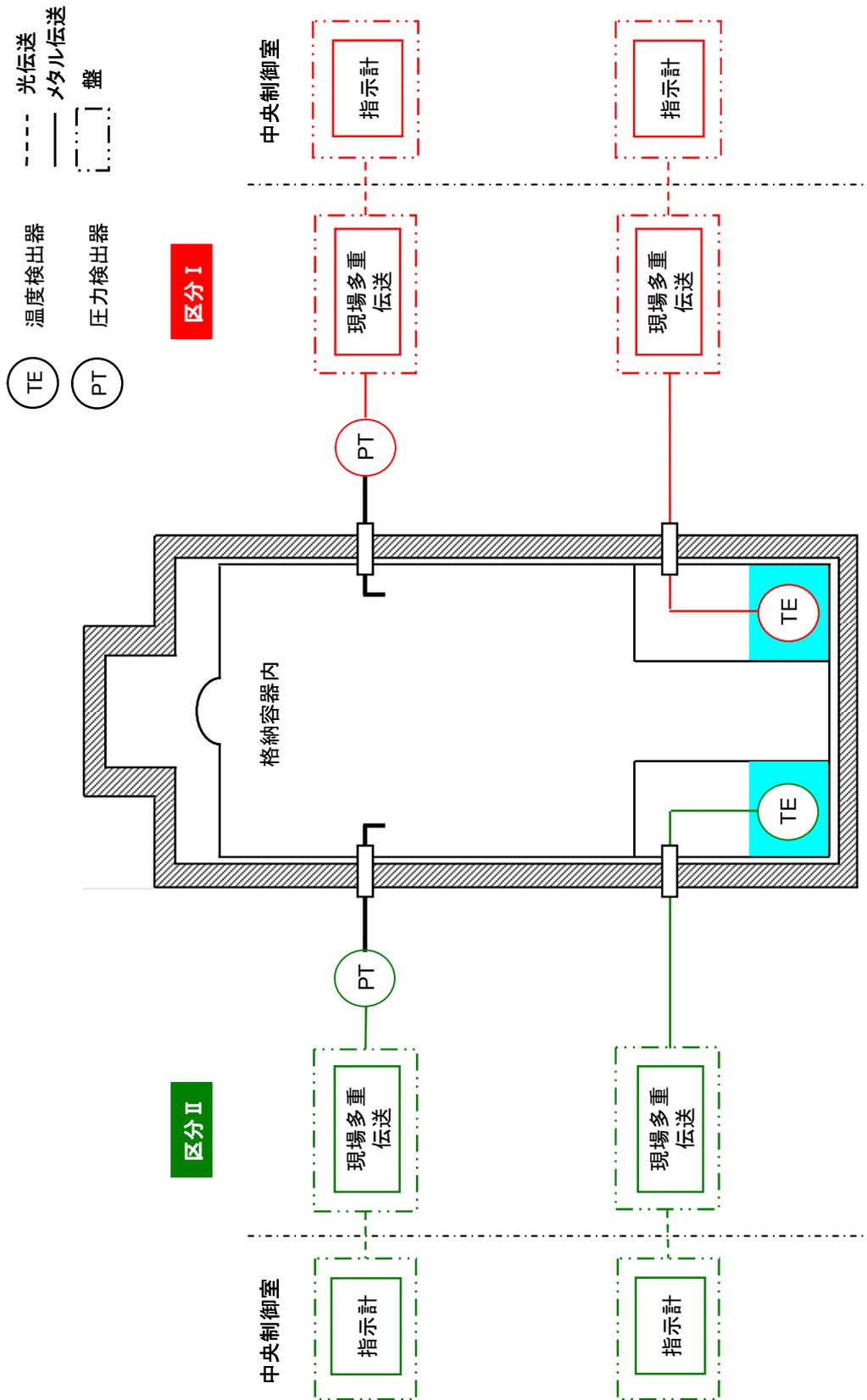
(原子炉スクラム用電磁接触器の状態 及び 制御棒位置)



No.	27
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時の炉心冷却状態の把握機能
対象系統・機器	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
多重性/多様性	原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 原子炉圧力は4区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>（1）各計装は，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>（2）各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計している。</p> <p>（3）各計装は，それぞれ区画されたエリアに設置，又は必要な離隔距離を確保して配置しており，物理的分離を行っている。 サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述（1）～（3）により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上（長期間）
系統概略図	12条-別紙1-2-27-2 ページ参照

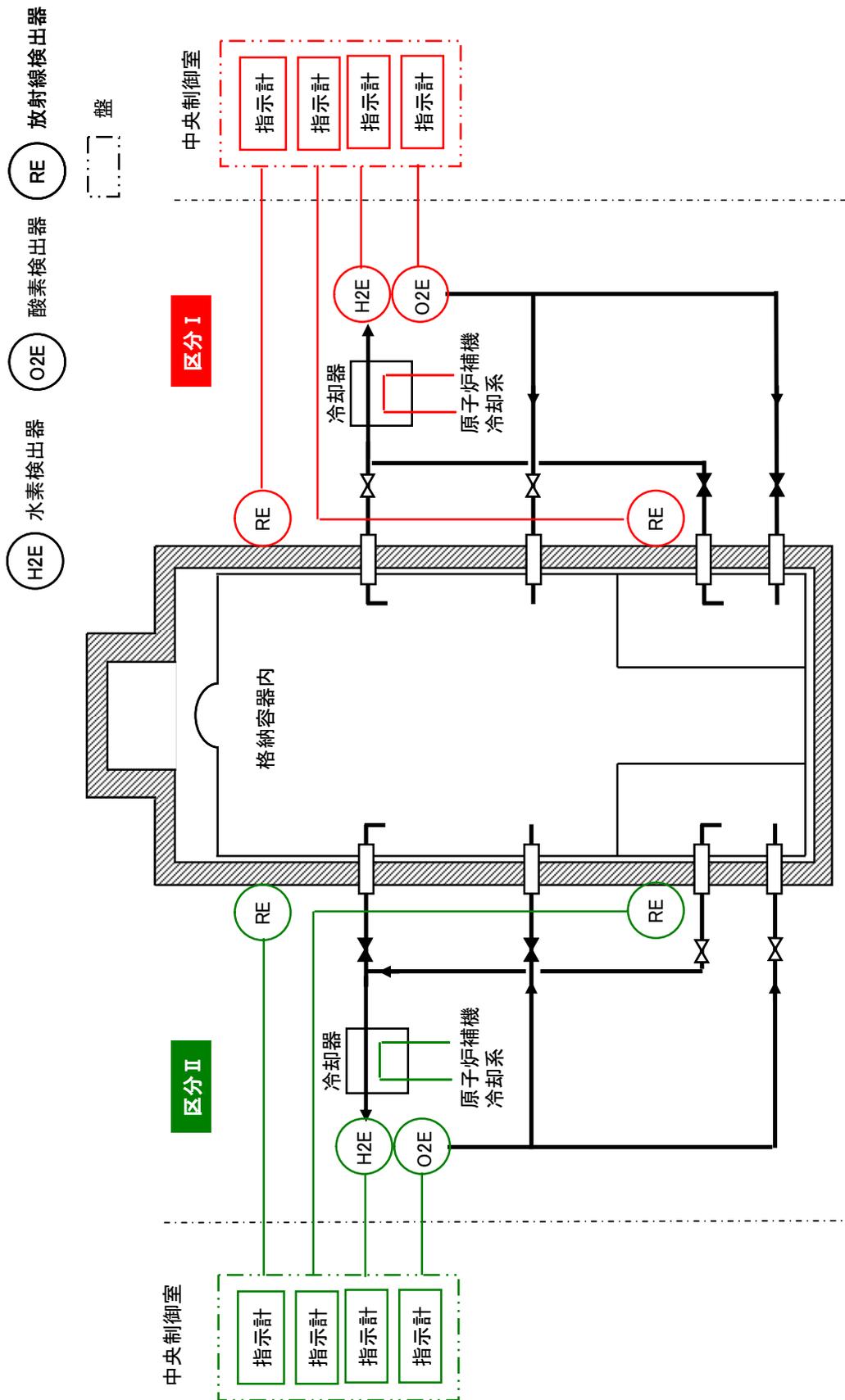


No.	28
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
対象系統・機器	原子炉格納容器圧力 サブプレッション・プール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率
多重性/多様性	原子炉格納容器圧力は2区分あり，多重性を有している。 サブプレッション・プール水温度は2区分あり，多重性を有している。 原子炉格納容器エリア放射線量率は2区分あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 各計装は，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計している。</p> <p>(3) 各計装は，それぞれ区画されたエリアに設置，又は必要な離隔距離を確保して配置しており，物理的分離を行っている。 サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	原子炉格納容器圧力，サブプレッション・プール水温度は 12条-別紙1-2-28-2 ページ参照 原子炉格納容器エリア放射線量率は 12条-別紙1-2-29-4 ページ参照

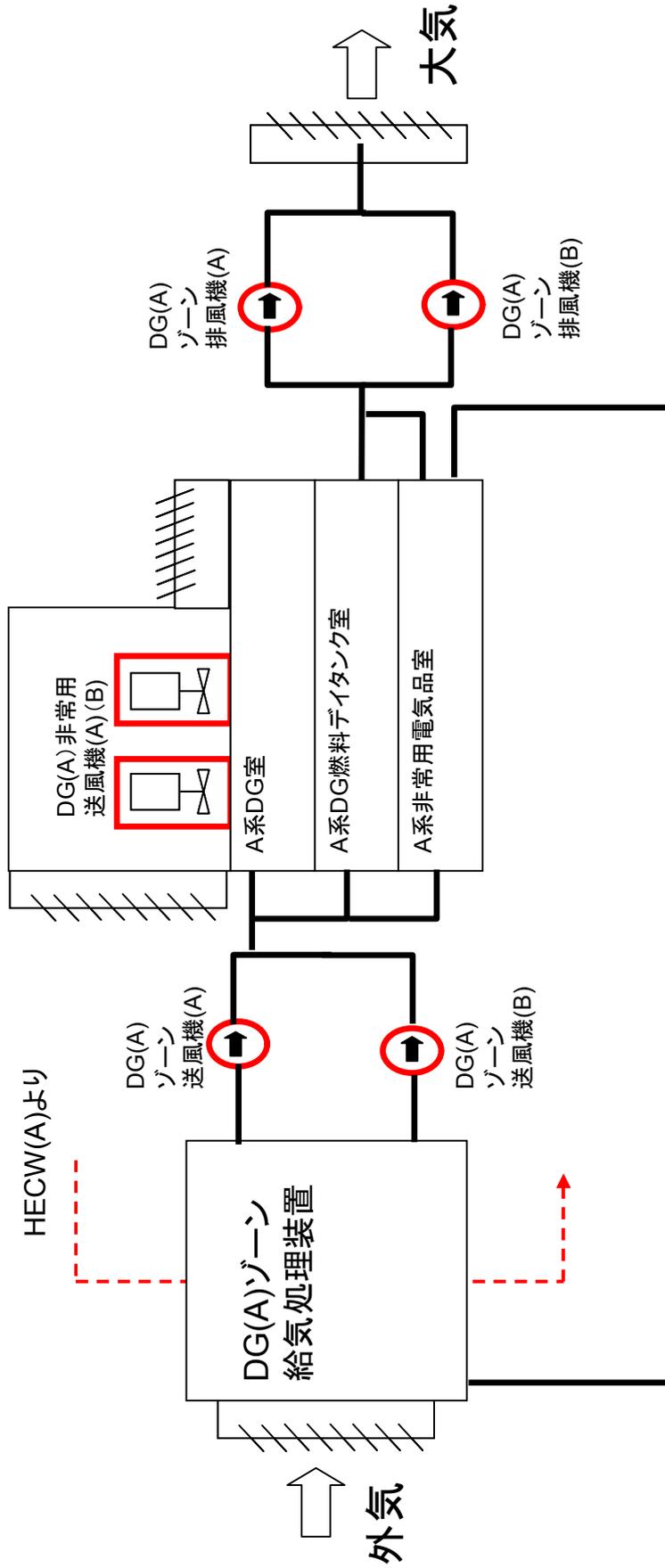


No.	29
安全機能	《その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能》 ----- 事故時のプラント操作のための情報の把握機能
対象系 統・機器	[低温停止への移行] 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域，燃料域） サプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 [放射性気体廃棄物処理系の隔離] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ
多重性/ 多様性	[低温停止への移行] 原子炉圧力は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 原子炉格納容器圧力は2区分あり，多重性を有している。 [サプレッション・プール冷却] 原子炉水位（広帯域）は4区分あり，多重性を有している。 原子炉水位（燃料域）は2区分あり，多重性を有している。 サプレッション・プール水温度は2区分あり，多重性を有している。 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度は2区分あり，多重性を有している。 原子炉格納容器酸素濃度は2区分あり，多重性を有している。 [放射性気体廃棄物処理系の隔離] 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは2区分あり，多重性を有している。
独立性	（1）各計装は，想定される最も過酷な環境条件として原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計している。 （気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは，放射性気体廃棄物処理施設の破損時に想定される状態） なお，原子炉格納容器水素濃度及び酸素濃度は，格納容器内のガスを除湿，冷却及び減圧して計器に導き，格納容器内の温度の影響を直接

	<p>受けない設計としている。</p> <p>(2) 各計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計している。 (気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、上記の対応を今後実施する)</p> <p>(3) 各計装は、それぞれ区画されたエリアに設置、又は必要な離隔距離を確保して配置しており、物理的分離を行っている。 サポート系についても、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは、上記の対応を今後実施する)</p> <p>前述(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
<p>期間</p>	<p>使用時間は24時間以上(長期間)</p>
<p>系統概略 図</p>	<p>[低温停止への移行] 原子炉圧力は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 原子炉水位(広帯域)は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 [ドライウェルスプレイ] 原子炉水位(広帯域)は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 原子炉水位(燃料域)は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 原子炉格納容器圧力は12条-別紙1-2-28-2ページ参照 [サブプレッション・プール冷却] 原子炉水位(広帯域)は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 原子炉水位(燃料域)は12条-別紙1-2-27-2ページ参照 サブプレッション・プール水温度は12条-別紙1-2-28-2ページ参照 [可燃性ガス濃度制御系起動] 原子炉格納容器水素濃度は12条-別紙1-2-29-3ページ参照 原子炉格納容器酸素濃度は12条-別紙1-2-29-3ページ参照</p>



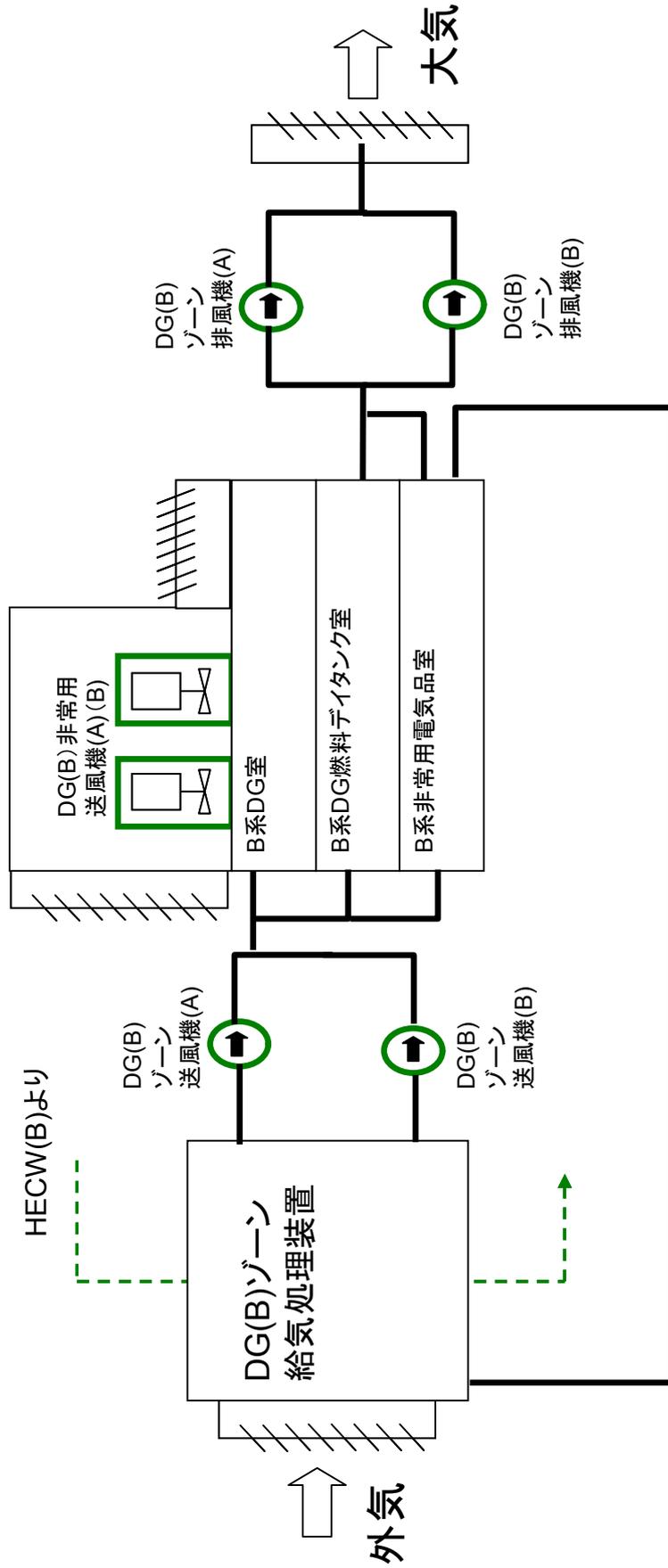
No.	その他 1
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
対象系統・機器	非常用電気品区域換気空調系
多重性/多様性	非常用電気品区域換気空調系は3系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 非常用電気品区域換気空調系は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2) 非常用電気品区域換気空調系は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，影響軽減対策等を実施することにより，同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 非常用電気品区域換気空調系は，1系統の故障が他の系統に波及しないよう，位置的分散を考慮して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は24時間以上(長期間)
系統概略図	12条-別紙1-2-その他-2～4 ページ参照



— : 区分 I より電源供給

DG: 非常用ディーゼル発電機

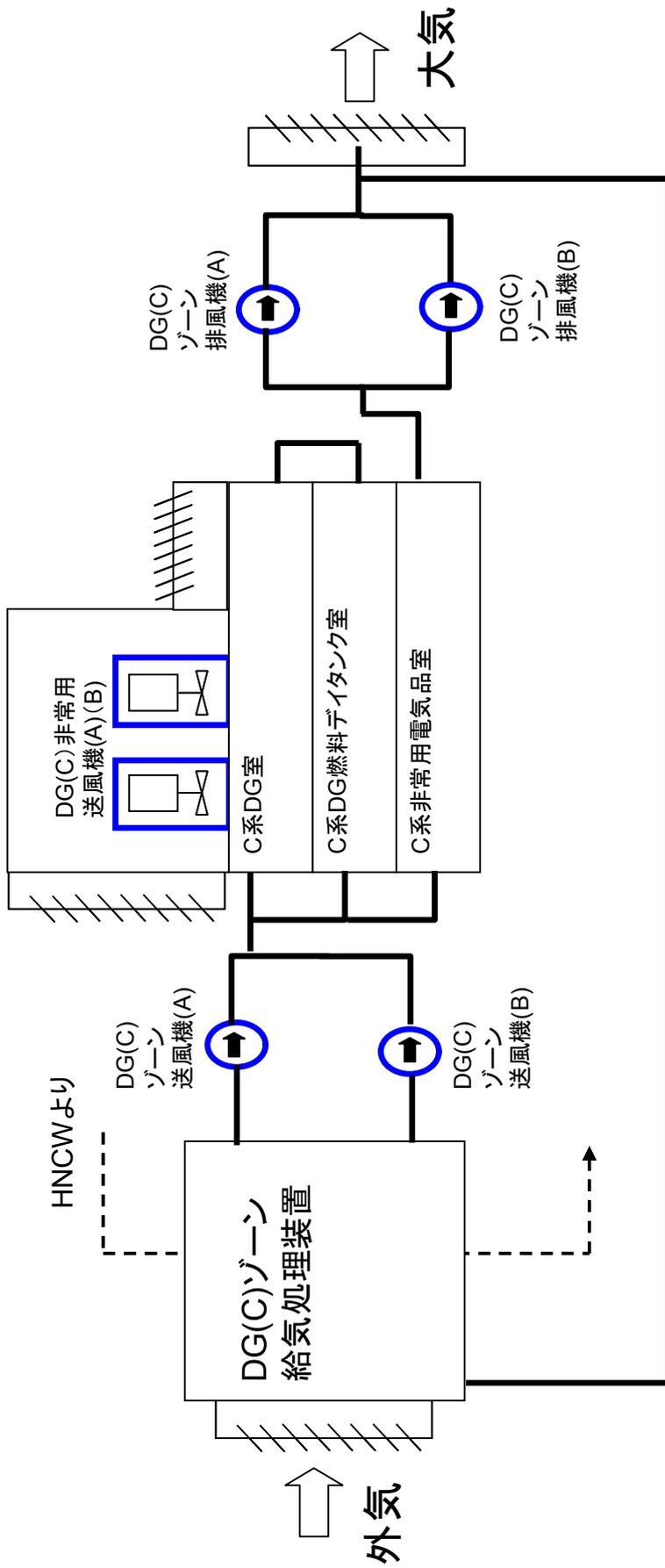
HECW: 換気空調補機非常用冷却水系



— : 区分Ⅱより電源供給

DG: 非常用ディーゼル発電機

HECW: 換気空調補機非常用冷却水系

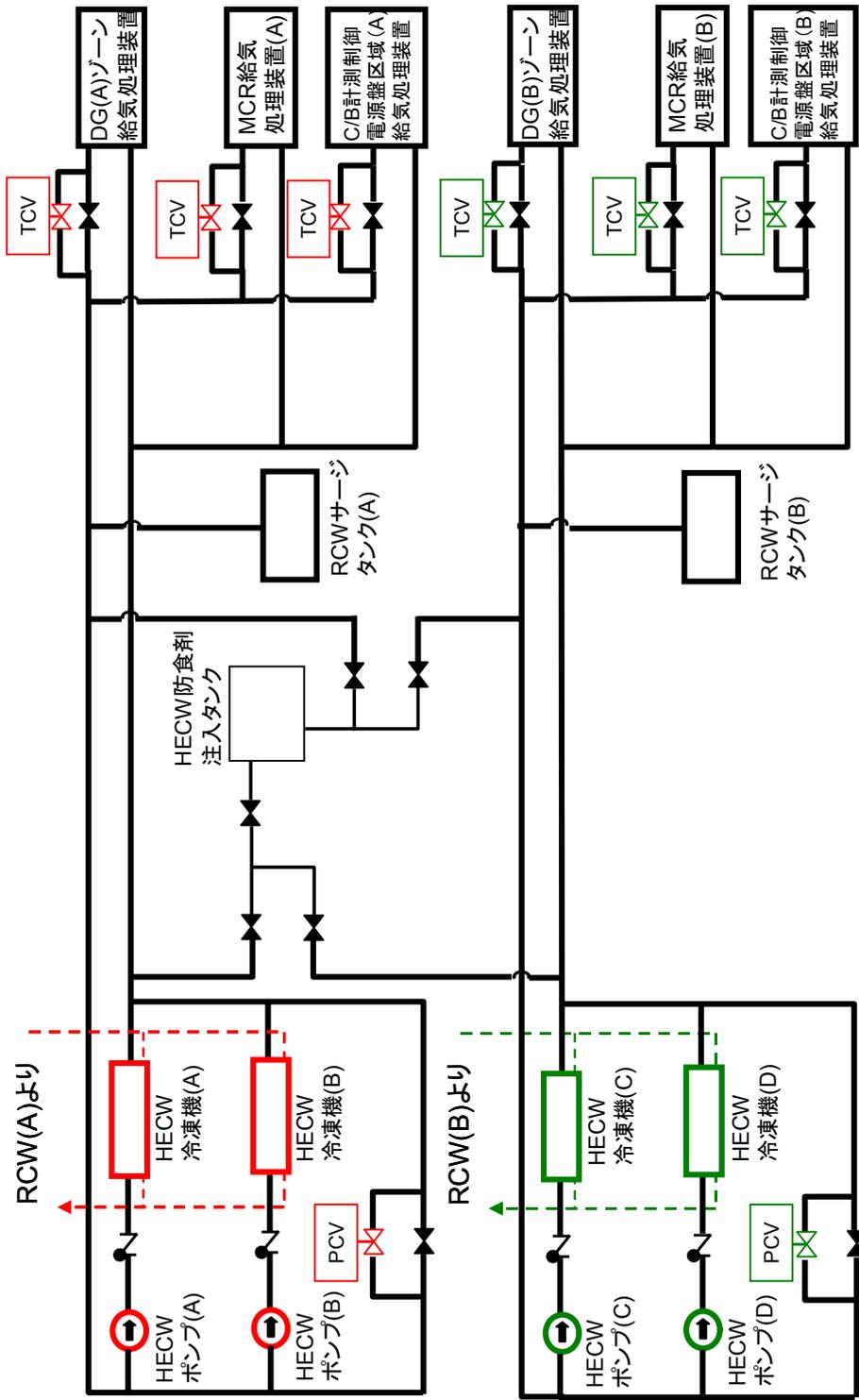


— : 区分Ⅲより電源供給

DG: 非常用ディーゼル発電機

HNCW: 換気空調補機常用冷却水系

No.	その他 2
安全機能	《その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能》
対象系統・機器	換気空調補機非常用冷却水系
多重性/多様性	換気空調補機非常用冷却水系は 2 系統あり，多重性を有している。
独立性	<p>(1) 換気空調補機非常用冷却水系は，いずれも二次格納施設外の環境条件として通常運転時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 換気空調補機非常用冷却水系は，耐震 S クラス設備として設計している。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，2 系統が同時に機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3) 換気空調補機非常用冷却水系は，1 系統の故障が他の系統に波及しないよう，それぞれ区画されたエリアに分離して配置する設計としている。サポート系についても，電源についてはそれぞれ異なる区分から，冷却水については主系統と同一の区分から供給しており，1 系統のサポート系の故障が他のすべての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>前述 (1) ~ (3) により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
期間	使用時間は 24 時間以上 (長期間)
系統概略図	12 条-別紙 1-2-その他-6 ページ参照



設計基準事故解析で期待する異常状態緩和系

1. 確認方針

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

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

2. 確認結果

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

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

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

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

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

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

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

なお，設計基準事故解析において期待するMS－3の異常状態緩和系は，

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

のみである。

地震，溢水，火災以外の共通要因について

1. 考慮するハザード

重要度の特に高い安全機能を有する系統における独立性の確認として，地震，溢水（内部溢水），火災（内部火災）による共通要因故障の有無を別紙 1-2 にて整理している。ここでは，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理する。

設計基準対象施設について考慮するハザードは，設置許可基準規則の以下の条文に該当するものである。

第四条 地震による損傷の防止

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

第八条 火災による損傷の防止

第九条 溢水による損傷の防止等

これらの条文のうち，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードは，

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

である。

2. 津波による損傷の防止（設置許可基準規則第五条）

津波による損傷の防止については，設置許可基準規則第五条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対しては，同別記 3 の通り，以下の対策をとることで基準津波に対して安全機能を損なわない設計としている。

- ・ 津波による遡上波が到達しない高い場所への配置
- ・ 津波が流入することを防止するための設備の設置等の津波防護対策
- ・ 基準津波による水位の低下に対する海水ポンプの機能保持対策

3. 外部からの衝撃による損傷の防止（設置許可基準規則第六条）

外部からの衝撃による損傷の防止については，設置許可基準規則第六条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対しては，以下の通り，安全機能を損なわない設計としている。

- ・ 発電所敷地で想定される風（台風），竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，火山の影響の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得

- る環境条件においても安全機能を損なわない設計
- ・「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」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の「V. 2. (2) 自然現象に対する設計上の考慮」に示される重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた設計
 - ・ 発電所敷地又はその周辺において想定される火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災），有毒ガスの原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計
 - ・ 自然現象，人為事象の組み合わせについても，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，火山，森林火災等の影響を考慮し，事象が単独で発生した場合の影響と比較して，複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し，その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計

各ハザードに対する具体的な設計上の考慮は表1の通りである。

表1 設置許可基準規則第六条のハザードに対する設計上の考慮（1 / 2）

ハザード	設計上の考慮
風（台風）	基準風速による風荷重に対して，安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保，若しくは，風（台風）による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なうことのない設計とする。
竜巻	設計竜巻の風圧力による荷重，気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重等を適切に組み合わせた設計荷重に対して，安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保，若しくは，飛来物による損傷を考慮し安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。
低温（凍結）	基準温度による凍結に対し，安全施設の低温に対する健全性の確保，若しくは，低温による凍結を考慮し，安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なうことのない設計とする。
積雪	基準積雪量による荷重，閉塞に対し，安全施設の荷重，閉塞に対する健全性の確保，若しくは，積雪による損傷を考慮し，安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なうことのない設計とする。
落雷	基準電流値による雷サージに対し，安全施設の雷サージに対する健全性の確保，若しくは，雷サージによる損傷を考慮し，安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なうことのない設計とする。

表1 設置許可基準規則第六条のハザードに対する設計上の考慮（2 / 2）

ハザード	設計上の考慮
火山	<p>想定される降下火砕物に対し，その静的負荷等の直接的影響に対し，安全施設の健全性の確保，若しくは，降下火砕物による損傷を考慮し，安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>また，降下火砕物の間接的影響である7日間の外部電源喪失等に対して，発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続でき，安全機能を損なわない設計とする。</p>
森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災	<p>想定される森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下に伴う火災について，防火帯の設置又は離隔距離の確保等により，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>また，二次的影響であるばい煙等による影響については，換気空調設備に適切な防護対策を講じること等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p>
有毒ガス	<p>想定される有毒ガスの発生については，発生源からの離隔を確保すること等により，安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p>
重畳	<p>事象が単独で発生した場合の影響と比較して，複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し，その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある，地震，積雪，火山等の組み合わせの影響に対し，安全機能を損なわない設計とする。</p>

4. 結論

地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理した結果，設置許可基準規則第五条及び第六条に対する適合性を有しており，各々に対して安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

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

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

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

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 4 月～2013 年 3 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 9 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

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

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

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

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

検定結果を第 1 表から第 4 表に示す。

第1表 棄却検定表（風向）

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

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

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

第2表 棄却検定表（風速）

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

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

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

第3表 棄却検定表（風向）

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

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

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

第4表 棄却検定表（風速）

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

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

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

単一設計採用時の安全確保基本方針

1. 安全確保方針

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

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

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

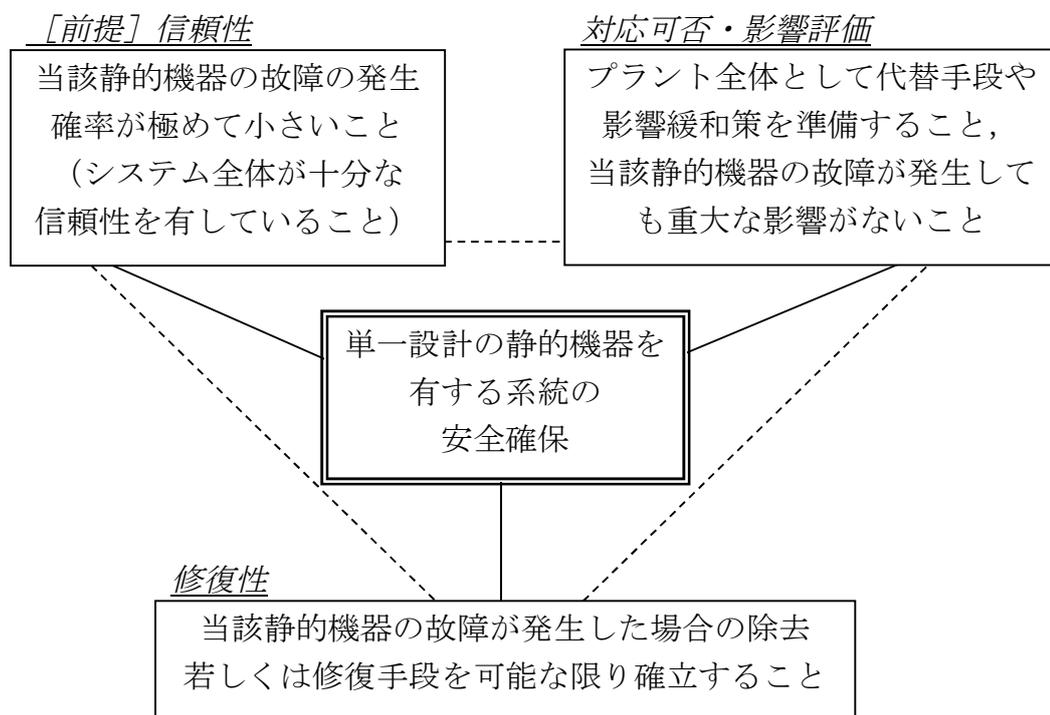


図 1 単一設計の静的機器を有する系統の安全確保の基本方針

図 1 に示す通り、単一設計を採用する場合の前提は、上述の 3 条件のうち、そ

の故障の発生確率が合理的に見て極めて小さいと判断できることである。このとき、系統の特徴を鑑み、必要に応じてシステム全体の信頼性を定量的に評価し、単一設計を採用してもシステム全体が十分な信頼性を有していることを確認する。

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

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

2. 安全確保方針に基づく検討結果

2.1 非常用ガス処理系

(1) 設備概要

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

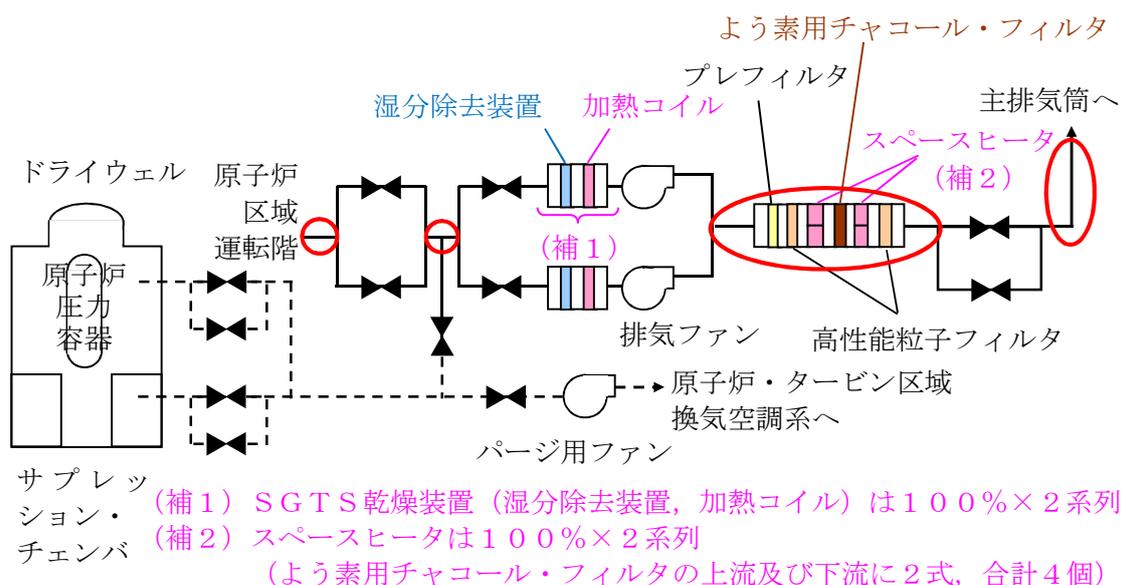


図2 非常用ガス処理系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 前提条件の確認 (静的機器の単一故障の発生の可能性)

図2に示す通り、非常用ガス処理系の動的機器である弁・乾燥装置 (湿分除去装置・加熱コイル) ・排気ファン・スペースヒータは全て二重化しており、配管の一部とフィルタユニット (スペースヒータ除く) が単一設計となっている。これらの設備について、事故時の格納容器内又は放射性物質 (FP) が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中のFPの濃度低減機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表1に示す。

表1 非常用ガス処理系 機能達成に必要な項目別の整理表

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

表1の結果から、

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

の発生可能性についての検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所材質・塗装有無・内部流体（通常時、設計基準事故時）・設置場所を表2に示す。

表2 非常用ガス処理系 単一設計静的機器

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

表2の通り、通常時の内部流体は屋内空気である。従って、内部流体の特性から、通常時に

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

が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

これらの結果は、表3に示す点検実績からも明らかである。

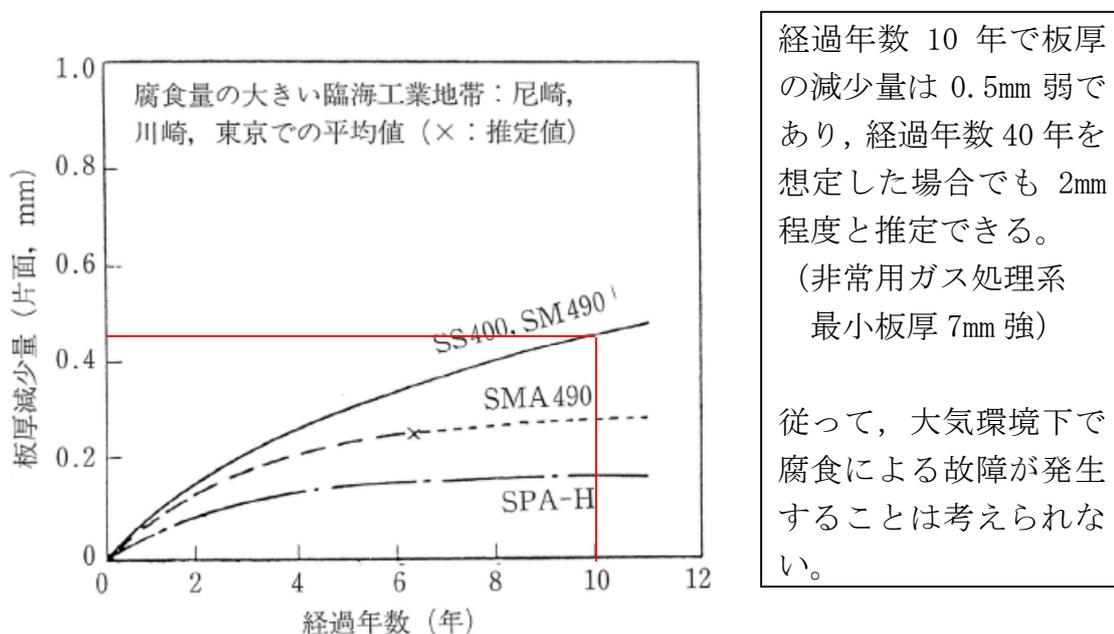


図3 普通鋼および耐候性鋼の暴露試験結果
（出典：腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会）

表3 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 非常用ガス処理系
点検実績

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

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

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

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

ことは考えられない。そのため、地震・津波以外の外部事象によって破損が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

従って、

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

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

湿分については、表1に示した通り、多重化した乾燥装置（湿分除去装置・加熱コイル）を設置している。これらの設備によって、直径数 μm の水滴を99%以上除去したうえで、相対湿度を70%以下にしているため、乾燥装置下流では湿分の影響はない。加えて、多重化したスペースヒータを設置して相対湿度を70%以下に保持し、フィルタユニットにおける湿分の影響を極力排除している。

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

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

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

従って、事故時も通常時と同様に、

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

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

号機においても故障は発生していないという実績がある。

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

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

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

と整理されており、静的機器である配管の故障発生確率が、動的機器であるファン／ブローアの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。これらのデータを用いてシステム全体の信頼性を評価した結果を別紙1-参考2に示す。

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

Pipe Non-Emergency service water (Mean)

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

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

※2 単位時間・単位長さあたりの故障率

Fan (Standby) (Mean)

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

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

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



とされている。

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



と整理されており、この知見とも整合する。

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



ことを確認している。

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

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a)～(d)の発生の可能性は極めて小さいと判断できることから、前提条件を満たすことを確認した。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

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

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

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

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

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

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

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

確認の結果は 2.1.2.1 (2) の通りであり、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(5) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

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

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

確認の結果は 2.1.2.1 (3) の通りであり、単一故障箇所の修復が可能であることを確認した。

(6) 検討結果

(2) ～ (5) の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している非常用ガス処理系について、1. の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

2.2 格納容器スプレイ冷却系

(1) 設備概要

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

格納容器スプレイ冷却系の系統概略図を図4に示す。

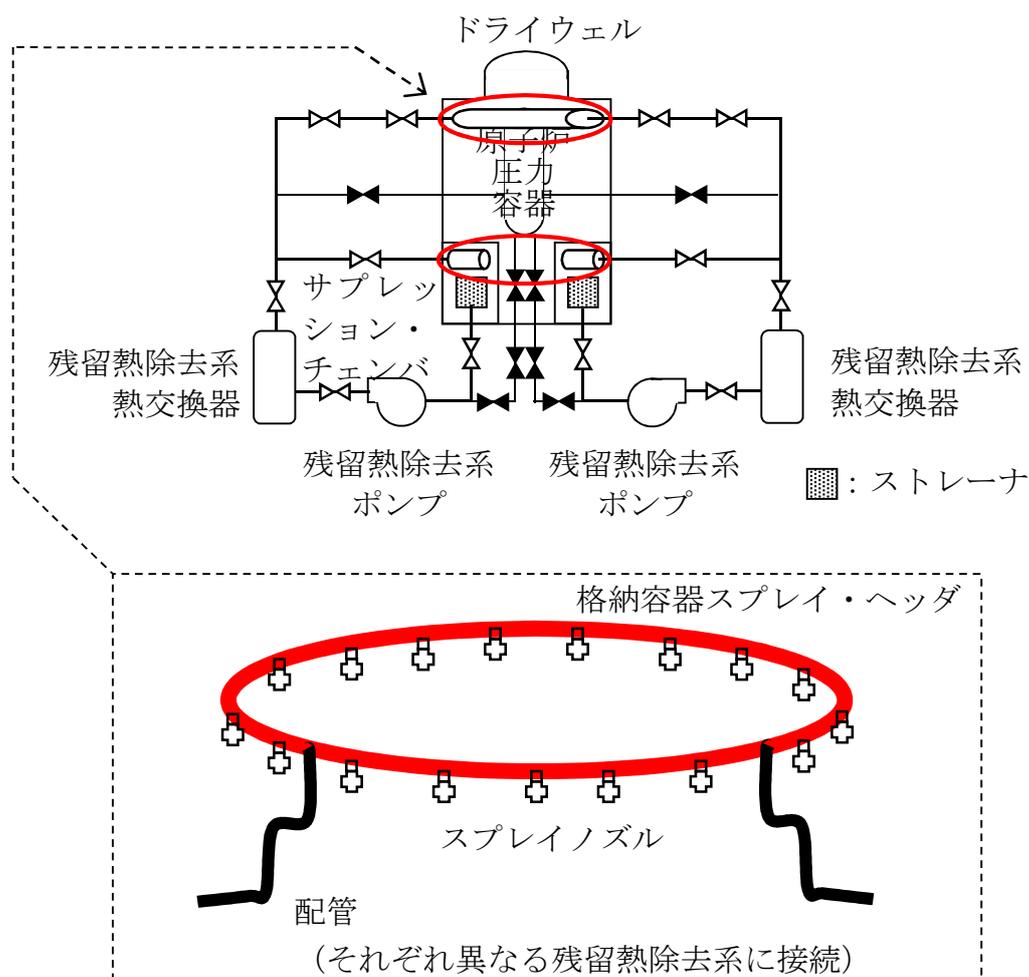


図4 格納容器スプレイ冷却系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 前提条件の確認（静的機器の単一故障の発生の可能性）

図4に示す通り、格納容器スプレイ冷却系の動的機器である残留熱除去系ポンプ・弁は全て二重化しており、格納容器スプレイ・ヘッド（ドライウェル、サブプレッション・チェンバ）が単一設計となっている。これらの設備について、

事故時の格納容器の冷却機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表4に示す。

表4 格納容器スプレイ冷却系 機能達成に必要な項目別の整理表

項目	部位	多重化／ 多様化	想定故障 モード	故障原 因	対応設備	対応設備の多 重化／多様化
流体 移送	配管	有				
	ポンプ	有				
	熱交換器	有				
	弁	有				
流体 放出	格納容器スプレイ・ヘッド(ドライウエル)	無	破損	腐食(a)	—	—
				外力(b)	—	—
			閉塞	異物	ストレーナ	有
	格納容器スプレイ・ヘッド(サブプレッション・チェンバ)	無	破損	腐食(a)	—	—
				外力(b)	—	—
			閉塞	異物	ストレーナ	有

表4の結果から、

- (a) 格納容器スプレイ・ヘッドの腐食による破損
 - (b) 格納容器スプレイ・ヘッドの外力による破損
- の発生可能性についての検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所(材質・塗装有無・内部流体(通常時、設計基準事故時)・設置場所)を表5に示す。

表5 格納容器スプレイ冷却系 単一設計静的機器

		6号炉		7号炉	
		格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウエル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)	格納容器スプレイ・ヘッド (ドライウエル)	格納容器スプレイ・ヘッド (サプレッション・チェンバ)
材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
塗装		有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)	有 (外面)
内部流体	通常時	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水(サプレッション・プール水)	窒素 (定検時は室内空気)	窒素 (定検時は室内空気) ただし定例試験時 水(サプレッション・プール水)
	事故時	水(サプレッション・プール水)	水(サプレッション・プール水)	水(サプレッション・プール水)	水(サプレッション・プール水)
設置場所		原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内	原子炉格納容器内

表5の通り、通常時の内部流体は基本的に窒素である。従って、内部流体の特性から、通常時に

(a) 格納容器スプレイ・ヘッドの腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

また、格納容器スプレイ・ヘッド(サプレッション・チェンバ)は定例試験において、水(サプレッション・プール水)を通水し、適切な流量が出ることを確認しているが、その時間は短時間であり、配管内部が腐食することは考え

にくく、腐食による破損が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。
これは、表6に示す点検実績からも明らかである。

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

	点検時期及び 頻度	点検内容	点検結果
格納容器スプレイ・ ヘッド（ドライウェ ル，サブプレッショ ン・チェンバ）	定期検査 （毎定検）	外観点検 （変形，腐食， 詰まりがない こと）	これまでの点 検において異 常は確認され ていない

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

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

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

従って、

（b）格納容器スプレイ・ヘッドの外力による破損
が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

（a）格納容器スプレイ・ヘッドの腐食による破損
が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

なお、表4に示した通り、事故時の閉塞による故障の発生の可能性については、吸込口にストレーナを設置し、かつ系統として二重化することで対応して

いる。また、格納容器スプレイ・ヘッドの閉塞を防止するために、吸込口のストレーナの孔径は最小通路サイズ(6号炉は格納容器スプレイ最小通路サイズ \square mm, 7号炉は残留熱除去系ポンプ付属サイクロンセパレータ入口オリフィス最小径 \square mm)以下の設計としている。

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

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

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

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

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

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

Pipe Non-Emergency service water (Mean)	
external leak small	: 2.53×10^{-10} [/h-ft] ^{※2}
external leak large	: 2.53×10^{-11} [/h-ft] ^{※2}
Motor-Driven Pump (Standby) (Mean)	
fail to run for 1 hour of operation	: 3.78×10^{-4} [/h]
fail to run after 1 hour of operation	: 5.79×10^{-6} [/h]

と整理されているほか、EPRI TR-3002000079においても、

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

とされている。

一方、OREDAにおいても、

と整理されており、この知見とも整合する。

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

ことを確認している。

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

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a)・(b)の発生の可能性は極めて小さいと判断できることから、前提条件を満たすことを確認した。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

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

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

確認の結果は2.1.3.1(2)の通りであり、格納容器の冷却機能は維持されることを確認した。

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

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

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

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

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

確認の結果は2.1.3.1(2)の通りであり、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量5mSvを下回る程度の影響度合いであることを確認した。

(5) 検討結果

(2)～(4)の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している格納容器スプレイ冷却系について、1.の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

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

従って、格納容器内にて修復作業を行うことは不可能である。

2.3 中央制御室換気空調系

(1) 設備概要

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

中央制御室換気空調系の系統概略図を図5に示す。

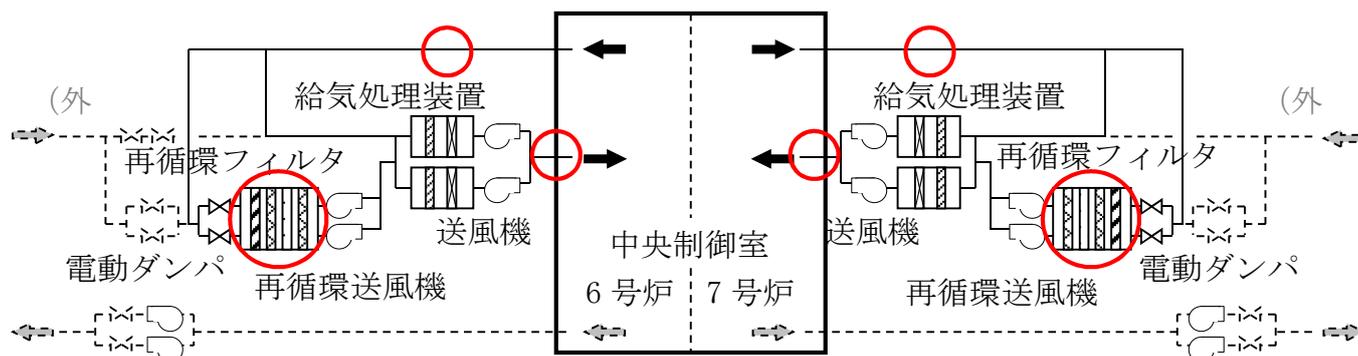


図5 中央制御室換気空調系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

(2) 前提条件の確認（静的機器の単一故障の発生の可能性）

図5に示す通り、中央制御室換気空調系の動的機器である送風機・電動ダンパ及び静的機器である給気処理装置は全て二重化しており、静的機器であるダクトの一部と再循環フィルタが単一設計となっている。これらの設備について、事故時の原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な項目別に整理を行った結果を表7に示す。

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

表7 中央制御室換気空調系 機能達成に必要な項目別整理表

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

表7の結果から、

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

の発生可能性について検討が必要であると整理できる。

これらの単一設計箇所（材質・塗装有無・内部流体（通常時、設計基準事故時）・設置場所）を表 8 に示す。

表 8 中央制御室換気空調系 単一設計静的機器

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

表 8 の通り、通常時の内部流体は空気又は屋内空気であることから、通常時に

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

が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

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

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

が発生する可能性は極めて小さいと判断できる。

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

これらは、表 9 に示す点検実績からも明らかである。

表9 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉
中央制御室換気空調系 点検実績

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

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

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

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

従って、

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

事故時においても、内部流体は空気であるが、F Pを多く含む点が異なる。

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

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

従って、事故時も通常時と同様に、

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

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

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

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

①ニューシア通番 3004

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

②ニューシア通番 10103

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

③ニューシア通番 10991

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

④ニューシア通番 11926

「中央制御室換気空調系ダクト腐食」
(2014年1月7日発生)

なお、これらの故障事例から、腐食のリスクが懸念される箇所は外気取り入れダクトであると整理できる。当該ダクトについては、これらの事象を鑑みて、点検長期計画を作成して定期的に点検・交換を行っており、状況に応じてダクト交換等の対応を検討することから、同様の故障の発生の可能性は極めて小さいと判断できる。

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

福島第二原子力発電所 1号炉：約3ヶ月連続再循環運転

従って、運転実績からも、故障が発生する可能性は極めて小さいと評価できる。

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

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

と整理されており、静的機器である配管の故障発生確率が、動的機器であるファン／ブロアの故障発生確率に比べて十分小さいとされている知見とも整合する。これらのデータを用いてシステム全体の信頼性を評価した結果を別紙1-参考2に示す。

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

Pipe Non-Emergency service water (Mean)	
external leak small	2.53×10^{-10} [h-ft] ^{※2}
external leak large	2.53×10^{-11} [h-ft] ^{※2}
Fan (Standby) (Mean)	
fail to run for 1 hour of operation	1.91×10^{-3} [h]
fail to run after 1 hour of operation	1.11×10^{-4} [h]

と整理されているほか、EPRI TR-3002000079においても、



とされている。

また、OREDAにおいても、

と整理されており、この知見とも整合する。

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

ことを確認している。

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

以上の理由から、通常時・事故時を通して、(a)～(e)の発生の可能性は極めて小さいと判断できることから、前提条件を満たすことを確認した。

(3) 深層防護の観点から見た対応の可否

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

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

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

この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。

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

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

ただし、6号炉及び7号炉は中央制御室（下部中央制御室を除く）及び中央制御室換気空調系（共用空間の居住性に係るものに限る）を共用しており、片方の号炉のFP除去機能が使用できない場合でも、残る号炉のFP除去機能によってFPを低減することが可能である。また、重大事故等時においても同じ中央制御室を使用することから、運転員が中央制御室内にとどまり必要な操作措置がとれるような構造とするため、一定の放射線防護措置をとることは可能である。

(4) 静的機器の単一故障が発生した場合の影響度合い

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

ここで、影響度合いを確認するための目安として、(3)に示した判断基準である運転員の線量限度100mSvとの比較を行った。

確認の結果は2.1.4.1(2)の通りであり、静的機器の単一故障が発生したと仮定しても、判断基準である運転員の線量限度100mSvを下回る程度の影響

度合いであることを確認した。

(5) 静的機器の単一故障が発生した場合の修復可能性

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

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

確認の結果は2.1.4.1(3)の通りであり、単一故障箇所の修復が可能であることを確認した。

(6) 検討結果

(2)～(5)の通り、長期間にわたって機能が要求される静的機器において単一設計を採用している中央制御室換気空調系について、1.の安全確保方針に基づく安全性の確保がなされていることを確認した。

非常用ガス処理系・中央制御室換気空調系
システム信頼性・事故シーケンス頻度評価
(ランダム要因・地震要因) について

1. 概要

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

表 1 システム信頼性及び事故シーケンス頻度評価結果のまとめ

			SGTS	MCR 空調	考察
ランダム	システム 非信頼度	単一の 静的機器	5. 2E-5	1. 5E-4	単一の静的機器は冗長化 機器と同等の信頼性を有 する
		冗長化 機器	2. 5E-4	5. 4E-4	
	LOCA 時事故 シーケンス 頻度	単一の 静的機器	1. 8E-9 (/炉年)	1. 8E-9 (/炉年)	単一の静的機器関連の事 故シーケンス頻度は極め て小さい
地震	フラジリティ 最弱機器	単一の 静的機器	HCLPF 1. 66	HCLPF 1. 27	単一の静的機器は地震に 対して十分な耐性を有す る

2. ランダム要因

2.1 システム信頼性

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

表2 ランダム要因の非信頼度

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

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

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

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

SGTS及びMCR空調は動的機器について冗長化されているため、冗長化機器と単一の静的機器の非信頼度（冗長化機器については、冗長化ラインが全て機能喪失する確率）は同等となっており、図1、図2に示したとおり機器・設備毎に見ても特に寄与が高いものは存在せず、バランスのとれたシステム構成となっている。また、SGTS、MCR空調共に、システム全体としての非信頼度は 10^{-4} オーダーとなっており、他のシステムの非信頼度（表6参照）と比較しても小さい値であり、現状で十分な信頼性を有しているものと考えられる。

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

2.2 事故シーケンス評価

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

<比較①>

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

<比較②>

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

事故シーケンス評価結果を表 3 に示す。

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

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

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

表 3 LOCA 時事故シーケンス評価 (単位：/炉年)

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

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

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

☆ 実際の故障事例

<配管リーク>

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

*登録日の関係で、21カ年データの実績には入っていない。

<ストレーナ/フィルタ（海水）閉塞>

※システム信頼性評価では、本実績を考慮した故障率は使用していない。

（ストレーナ/フィルタ（淡水）の故障率を使用）

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

表4 評価に使用した主なパラメータ一覧（故障率）

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

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

表5 評価に使用した主なパラメータ一覧（共通原因故障因子）

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

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

システム	非信頼度	備考
スクラム系	3.9E-7	スクラム電気系の非信頼度
	5.9E-4	ARI の非信頼度
	2.6E-11	スクラム機械系の非信頼度
再循環ポンプトリップ	6.9E-10	RPT の非信頼度
高圧炉心冷却系	4.0E-2	給水系の非信頼度 (隔離事象時)
	1.5E-2	給水系の非信頼度 (非隔離事象時)
	3.2E-3	HPCF-B 非信頼度 (過渡変化時)
	3.2E-3	HPCF-C 非信頼度 (過渡変化時)
	5.8E-3	RCIC 非信頼度 (過渡変化時)
	6.0E-3	HPCF-B 非信頼度 (LOCA 時)
	6.5E-3	HPCF-C 非信頼度 (LOCA 時)
	5.2E-3	RCIC 非信頼度 (LOCA 時)
原子炉減圧系	1.2E-2	手動減圧の非信頼度 (過渡変化時)
	6.8E-6	自動減圧及び手動減圧の非信頼度 (LOCA 時)
低圧炉心冷却系	3.5E-2	復水系の非信頼度
	6.2E-3	LPFL-A 非信頼度 (過渡変化時)
	6.4E-3	LPFL-B 非信頼度 (過渡変化時)
	6.8E-3	LPFL-C 非信頼度 (過渡変化時)
	6.4E-3	LPFL-A 非信頼度 (LOCA 時)
	6.5E-3	LPFL-B 非信頼度 (LOCA 時)
	6.9E-3	LPFL-C 非信頼度 (LOCA 時)
崩壊熱除去系	1.3E-2	PCS の非信頼度 (過渡変化時)
	6.7E-3	RHR-A の非信頼度 (過渡変化時)
	6.6E-3	RHR-B の非信頼度 (過渡変化時)
	7.0E-3	RHR-C の非信頼度 (過渡変化時)
非常用電源系	1.5E-4	非常用電源 C 系の非信頼度
	1.6E-4	非常用電源 D 系の非信頼度
	1.6E-4	非常用電源 E 系の非信頼度
SLC	3.4E-1	SLC の非信頼度

※使命時間は 24 時間

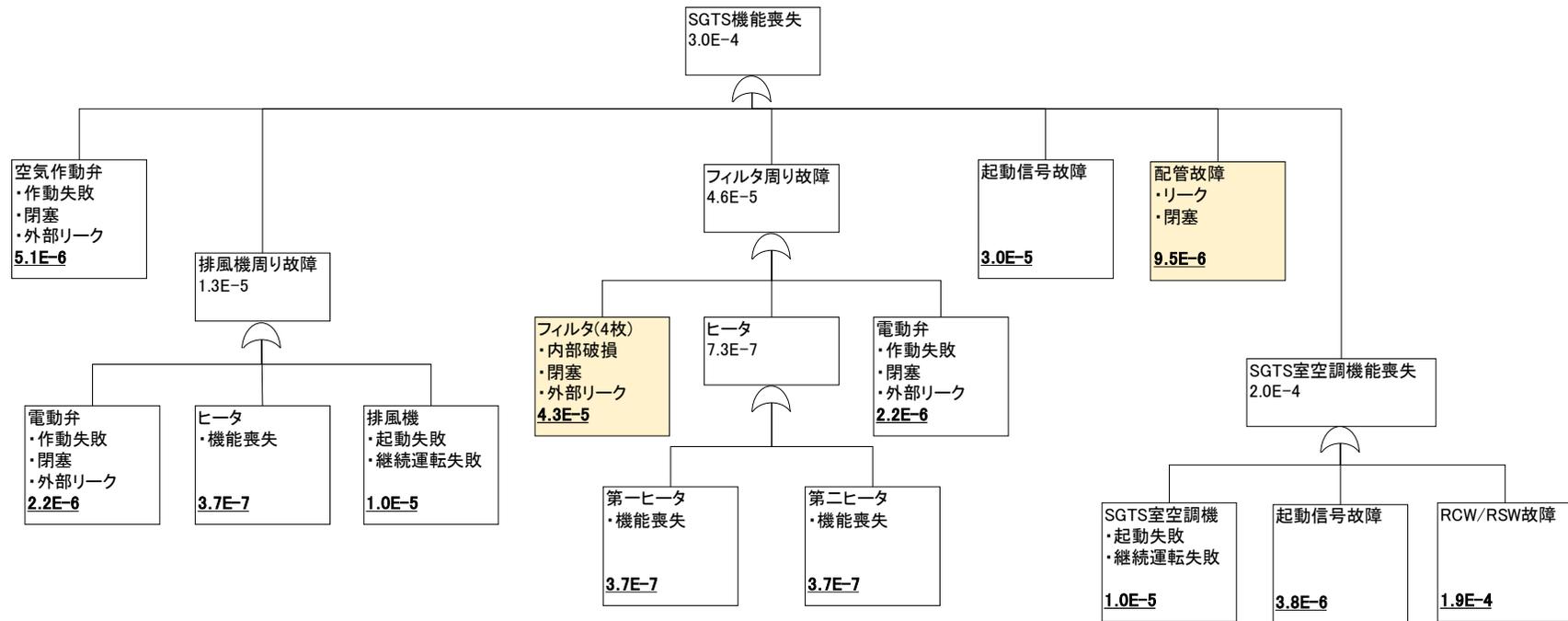


図1 概略フォールトツリー (SGTS)

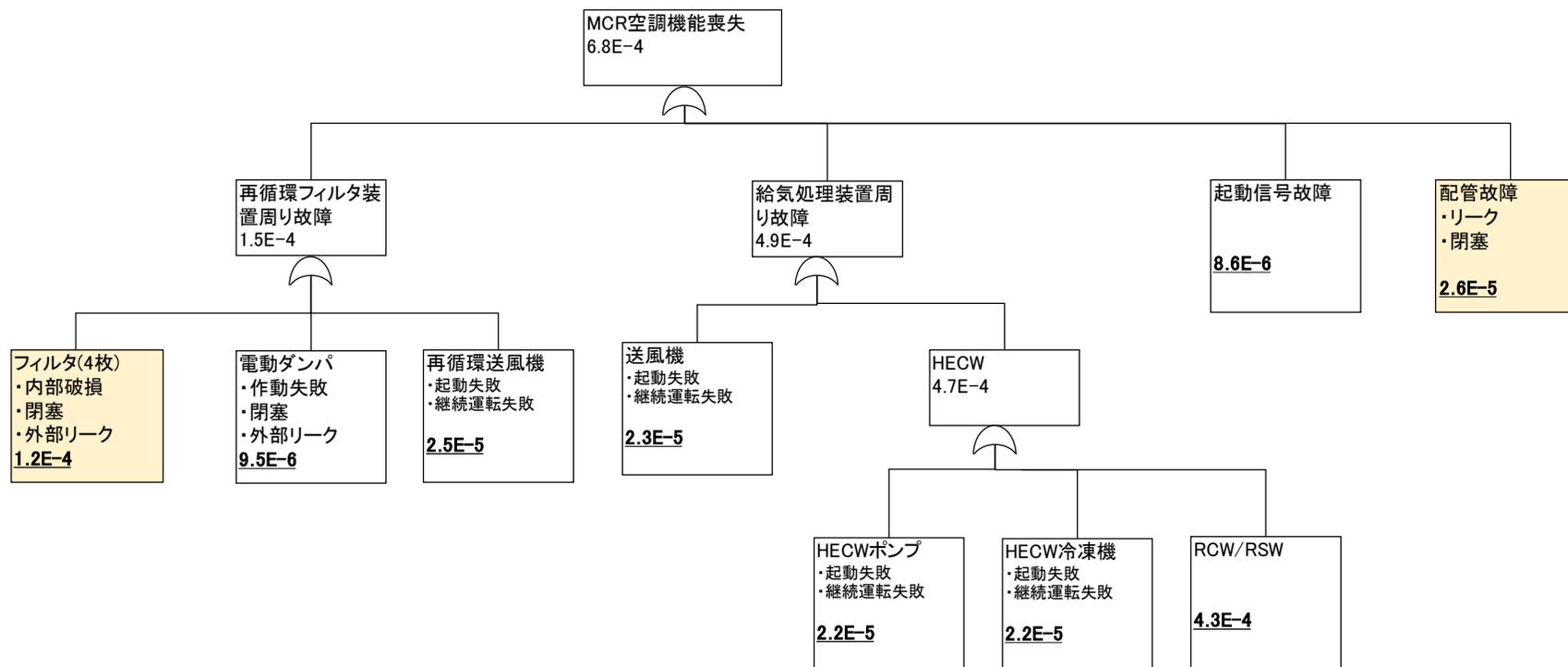


図2 概略フォールトツリー (MCR 空調)

3. 地震要因非信頼度

SGTS 及び MCR 空調の地震要因の非信頼度を評価した。それぞれの評価結果を図 3 及び図 4 に示す。非信頼度評価に使用した fragility 評価結果については表 7 に示す。

図 3 及び図 4 に示したとおり地震要因については、SGTS、MCR 空調共に冗長化機器の非信頼度がシステム全体の非信頼度に対して支配的となっている⁴。

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

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

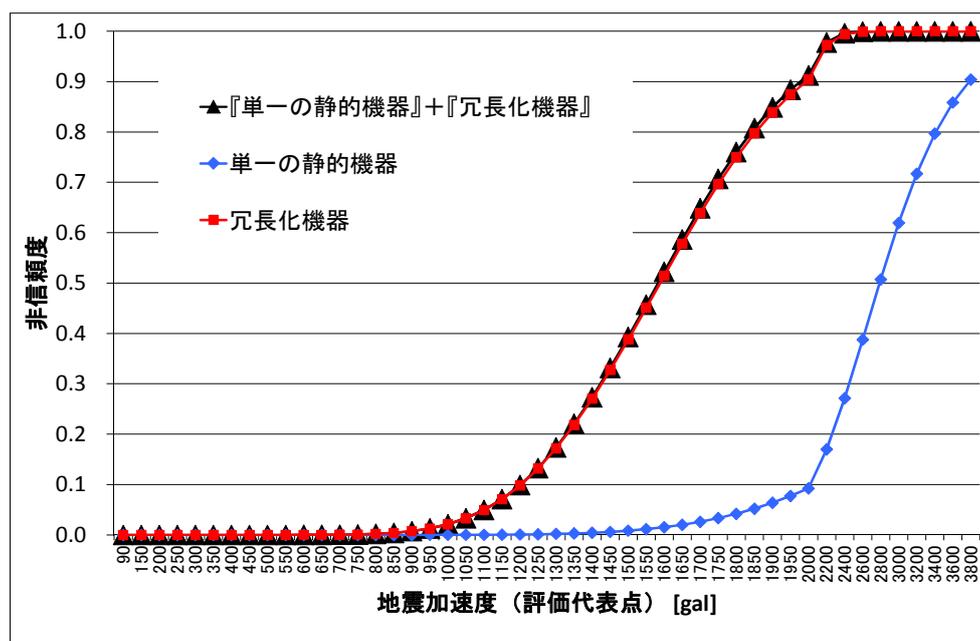


図 3 地震要因の非信頼度 (SGTS)

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

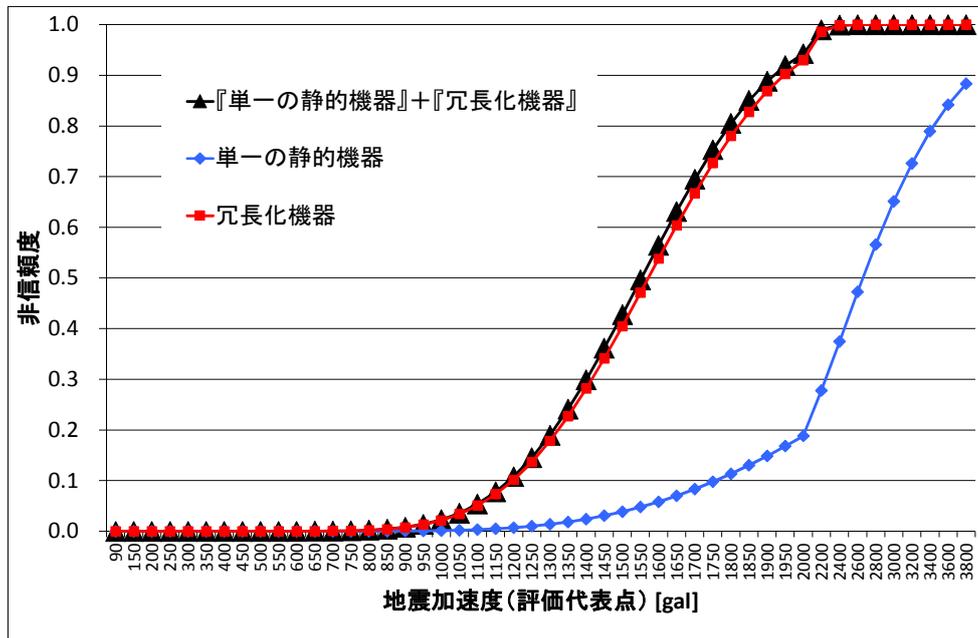


図4 地震要因の非信頼度 (MCR 空調)

表7 フラジリティ評価結果

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

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

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

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

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

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

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

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

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

以上

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

共用・相互接続設備 抽出表

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

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉									
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり				
	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系の作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	○						
				・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・非常用ガス処理系作動の安全保護回路	○						
		2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系 (いずれも、MS-1関連のもの)	非常用所内電源系 (ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)		○	相互接続				
					直接関連系 (非常用所内電源系)	燃料系 (軽油タンク～機関)			○		
						始動用空気系 (空気だめ～機関)			○		
						吸気系			○		
				冷却水系		○					
				中央制御室	○	共用 (下部中央制御室を除く)					
				中央制御室遮蔽		共用					
				中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機、非常用再循環フィル装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ)	○	共用 (下部中央制御室の換気を除く)					
				原子炉補機冷却水系 (ポンプ、熱交換器、非常用系負荷冷却ライン配管、弁)	○						
				直接関連系 (原子炉補機冷却水系)	ポンプ	○					
				原子炉補機冷却海水系 (ポンプ、配管、弁、ストレーナ (MS-1関連))	○						
				直接関連系 (原子炉補機冷却海水系)	ストレーナ (異物除去機能を司る部分) 取水路 (屋外トレンチ含む)	○					
				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)	○						
計測制御電源系 (蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路)	○										
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こす恐れはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出の恐れのある構築物、系統、および機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系 (いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉冷却材浄化系 (原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分) 主蒸気系							
			2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む)	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)		共用	共用 (燃料プール冷却浄化系 (PS-3))			
				新燃料貯蔵庫 (臨界を防止する機能) (減速材流入防止堰又は新燃料貯蔵ラック)							
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取替機			共用				
				原子炉建屋クレーン			共用				
		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	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分)						
					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、サブプレッションプール、サブプレッションプールから燃料プールまでの配管、弁)				
							直接関連系 (残留熱除去系)	ポンプミニマムフローラインの配管、弁 サブプレッションプールストレーナ			
							放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	放射性気体廃棄物処理系 (OG系) 隔離弁			
								排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外の部分)			
2) 放射性物質放出の防止機能	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	燃料プール冷却材浄化系の燃料プール入口逆止弁	燃料プール冷却材浄化系の燃料プール入口逆止弁		共用						
			原子炉建屋原子炉棟								
			直接関連系 (原子炉建屋)	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			相互接続 (計装用圧縮空気系 (MS-3))				
			非常用ガス処理系								
直接関連系 (非常用ガス処理系)	乾燥装置 (乾燥機能部分)										
	排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)										

共用・相互接続設備 抽出表

重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉									
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり				
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	・中性子束 (起動領域モニタ)							
				・原子炉スクラム用電磁接触器の状態							
				・制御棒位置							
				・原子炉水位 (広帯域, 燃料域)							
				・原子炉圧力							
				・原子炉格納容器圧力							
				・サブプレッション・プール水温度							
				・原子炉格納容器エリア放射線量率							
				[低温停止への移行]							
				・原子炉圧力							
				・原子炉水位 (広帯域)							
				[ドライウェルスプレイ]							
				・原子炉水位 (広帯域, 燃料域)							
				・原子炉格納容器圧力							
				[サブプレッション・プール冷却]							
				・原子炉水位 (広帯域, 燃料域)							
				・サブプレッション・プール水温度							
				[可燃性ガス濃度制御系起動]							
				・原子炉格納容器水素濃度							
				・原子炉格納容器酸素濃度							
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし。								
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路							
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであってPS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, 2以外のもの)	原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される計装等の小口径配管, 弁	計装配管, 弁							
				試料採取系配管, 弁							
				ドレン配管, 弁							
				ベント配管, 弁							
				2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ					
				3) 放射性物質の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施設 (放射能インベントリの小さいもの) 注) 液体廃棄物処理系 注) 現状では, 液体及び固体の放射性廃棄物処理系が考えられる。	サブプレッション・プール排水系 (サブプレッション・プールサージタンク)		共用 (サブプレッション・プール排水系)			
						復水貯蔵槽		相互接続			
						液体廃棄物処理系 (低電導度廃液系, 高電導度廃液系)		共用 (液体廃棄物処理系)			
						固体廃棄物処理系 (冷却材浄化系沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫)		共用 (固体廃棄物処理系)			
						新燃料貯蔵庫					
						新燃料貯蔵ラック					
				4) 電源供給機能 (非常用を除く)	タービン, 発電機及びその励磁装置, 復水系 (復水器を含む) 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所	発電機及びその励磁装置 (発電機, 励磁機)					
						直接関連系 (発電機及び励磁装置)	固定子冷却装置				
							発電機水素ガス冷却装置				
							軸密封油装置				
								励磁電源系			
								蒸気タービン (主タービン, 主要弁, 配管)			
								直接関連系 (蒸気タービン)	主蒸気系 (主蒸気/駆動源)		
									タービン制御系		
									タービン潤滑油系		
								復水系 (復水器を含む) (復水器, 復水ポンプ, 配管/弁)			
								直接関連系 (復水系 (復水器を含む))	復水器空気抽出系 (蒸気式空気抽出系, 配管/弁)		
									給水系 (電動駆動給水ポンプ, タービン駆動給水ポンプ, 給水加熱器, 配管/弁)		
						直接関連系 (給水系)	駆動用蒸気				
						循環水系 (循環水ポンプ, 配管/弁)					
				直接関連系 (循環水系)	取水設備 (屋外トレンチを含む)	共用	共用 (放水設備 (PS-3))				
				常用所内電源系 (発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))							
				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))							
				計装制御電源系 (電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1関連以外))							
				500kV及び154kV送電線		共用					
				変圧器 (所内変圧器)							
				変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 工事用変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線)		共用					
				直接関連系 (変圧器)	油劣化防止装置						
					冷却装置						
				開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)		共用					

共用・相互接続設備 抽出表

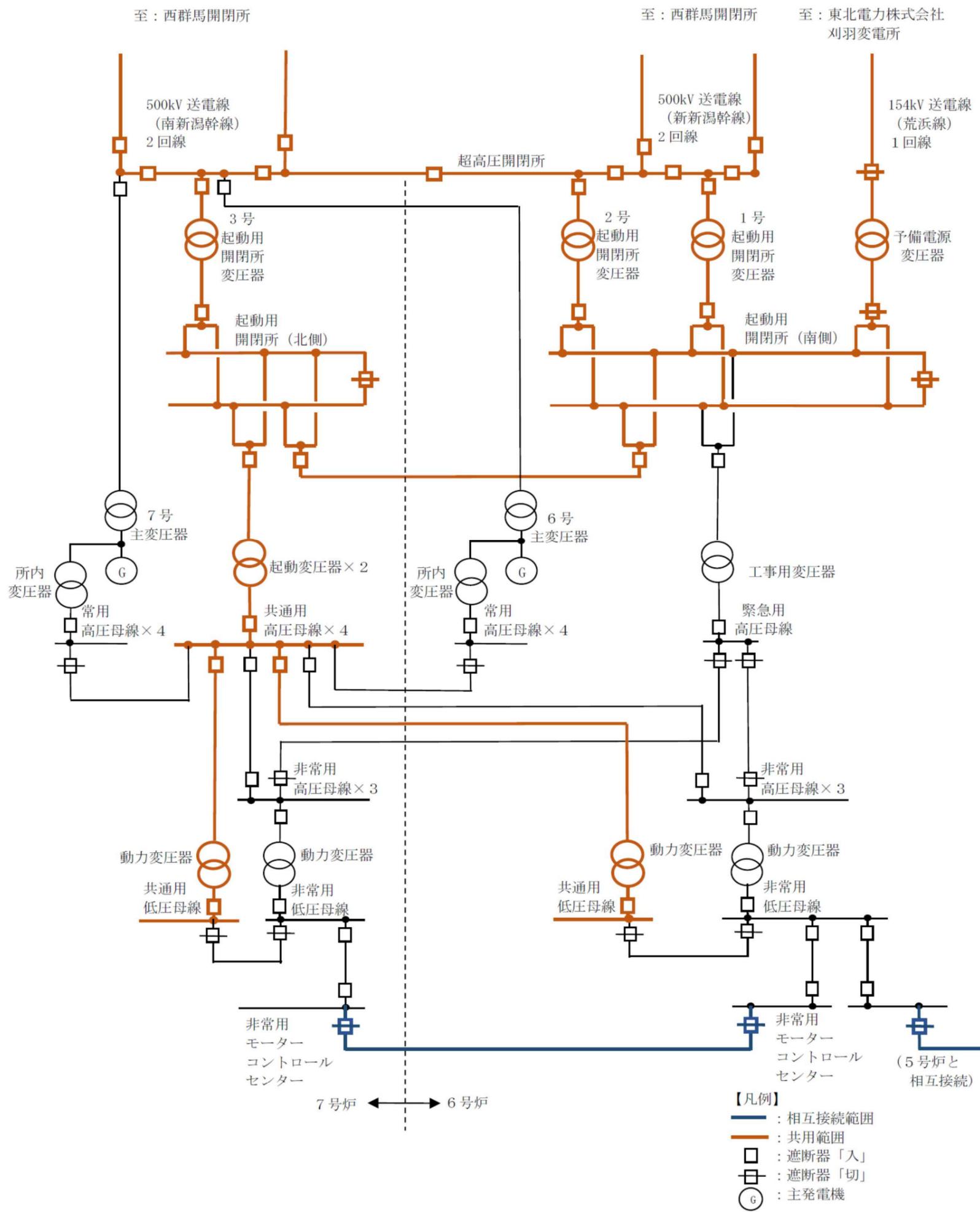
重要度分類指針			柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり	
		5)プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く)	原子炉制御系, 運転監視補助装置(制御棒値ミニマイザ), 原子炉格納容器の一部, 原子炉プラントプロセス計装の一部	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系(制御棒値ミニマイザを含む) 原子炉格納容器 原子炉プラントプロセス計装 				
		6)プラント運転補助機能	補助ボイラ設備, 計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備(補助ボイラ, 給水タンク, 給水ポンプ, 配管/弁)			共用	
				直接関連系(補助ボイラ設備)	補助ボイラ用変圧器から補助ボイラ給電部までの配電設備及び電路		共用	
				所内蒸気系及び戻り系(ポンプ, 配管/弁)			共用	
				計装用圧縮空気設備(空気圧縮機, 中間冷却器, 配管, 弁)			相互接続	
				直接関連系(計装用圧縮空気設備)	後部冷却器			
					気水分離器			
					空気貯槽		相互接続	
				原子炉補機冷却水系(MS-1)関連以外(配管/弁)				
				タービン補機冷却水系(タービン補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)				
				直接関連系(タービン補機冷却水系)	サージタンク			
		タービン補機冷却海水系(タービン補機冷却海水ポンプ, 配管/弁, ストレーナ)						
		復水補給水系(復水移送ポンプ, 配管/弁)				相互接続		
		直接関連系(復水補給水系)	復水貯蔵槽			相互接続		
		2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中の放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド			
2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系		原子炉冷却材浄化系(再生熱交換器, 非再生熱交換器, ポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系(復水ろ過装置, 復水脱塩装置, 配管, 弁)					
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, 2とあまって事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1)原子炉圧力上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能), タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)				
				直接関連系(逃がし安全弁(逃がし弁機能))	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
					駆動用窒素源(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)			
				タービンバイパス弁				
				直接関連系(タービンバイパス弁)	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管			
		駆動用油圧源(アキュムレータ, アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管, 弁)						
		2)出力上昇の抑制機能	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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引抜阻止インターロック 選択制御棒挿入系の操作回路 				
				直接関連系(制御棒駆動水圧系)	ポンプサクションフィルタ			
					ポンプミニマムフローライン配管, 弁			
		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, 復水貯蔵槽, 復水貯蔵槽から注入先までの配管, 弁)				
直接関連系(原子炉隔離時冷却系)	タービンへの蒸気供給配管, 弁							
	ポンプミニマムフローライン配管, 弁 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管							
4)原子炉冷却材の再循環流量低下の緩和機能	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット						
5)タービントリップ	BWRには対象機能なし。							
2)異常状態への対応上必要な構築物, 系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	免震重要棟内緊急時対策所, 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所			共用			
		直接関連系(免震重要棟内緊急時対策所, 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	情報収集設備		共用			
			通信連絡設備		共用			
			資料及び器材		共用			
			遮へい設備		共用			
		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)				共用		
放射能監視設備				共用 (固定モニタリング設備, 気象観測設備, 焼却炉建屋排気筒放射線モニタ, 焼却炉建屋放射線モニタ)				
事故時監視計器の一部								

共用・相互接続設備 抽出表

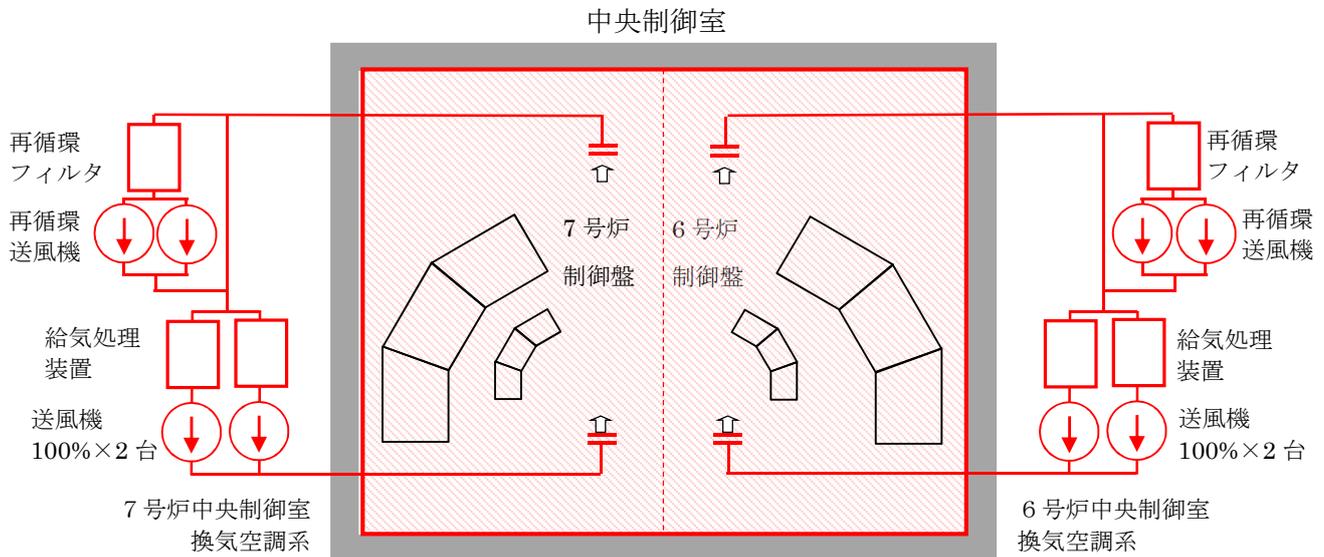
重要度分類指針		柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに ○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の 共用/相互接続 あり
			消火系 (水消火設備, 泡消火設備)			共用	
			消火系 (二酸化炭素消火設備, 等)				
		直接関連系 (消火系)	圧力調整用消火ポンプ, 電動駆動消火ポン プ, ディーゼル駆動消火ポン プ			共用	
			ろ過水タンク			共用	
			火災検出装置 (受信機含む)				
			防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁 (消火 設備の機能を維持担保するために必要なも の)			共用	
			安全避難通路			共用	
		直接関連系 (安全避難通路)	安全避難用扉			共用	
			非常用照明			共用	

共用・相互接続設備 概略図

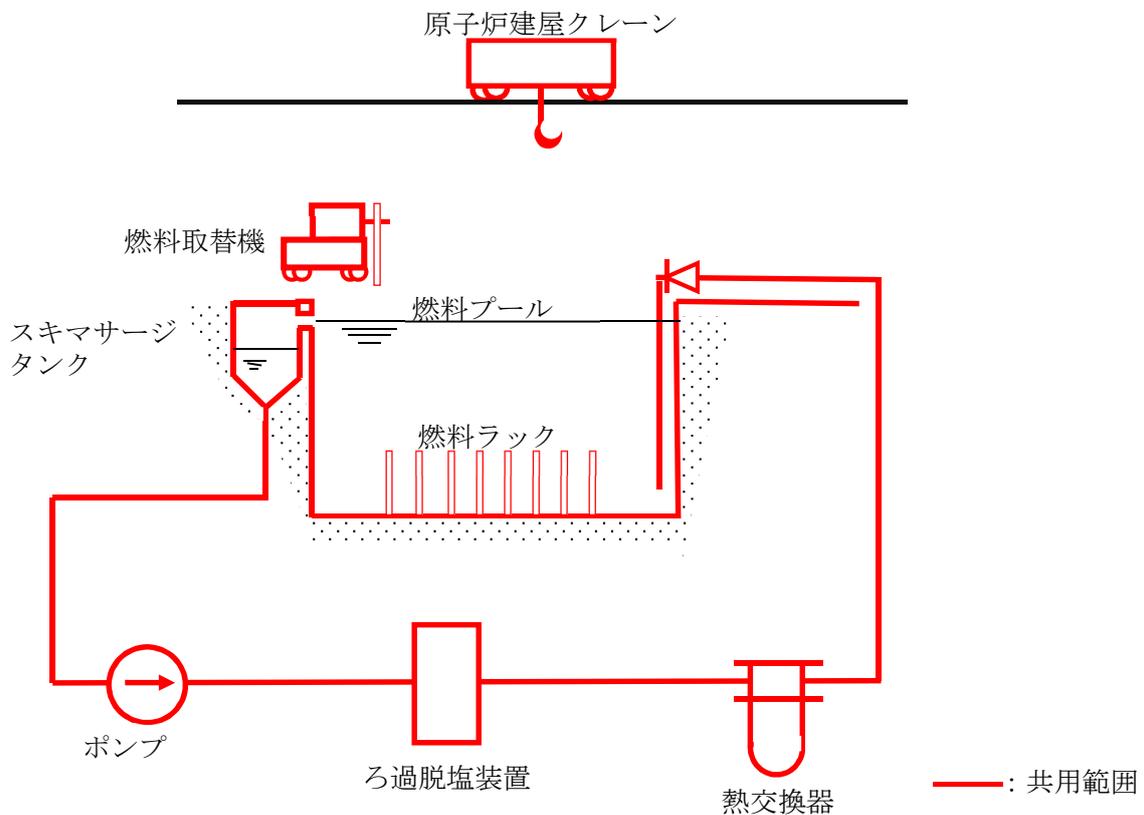
- (1) 非常用所内電源系, 500kV 及び 154kV 送電線, 変圧器 (起動用開閉所変圧器, 起動変圧器, 予備電源変圧器, 共通用高圧母線, 共通用低圧母線), 開閉所 (超高圧開閉所機器, 起動用開閉所機器, 154kV 開閉所機器)



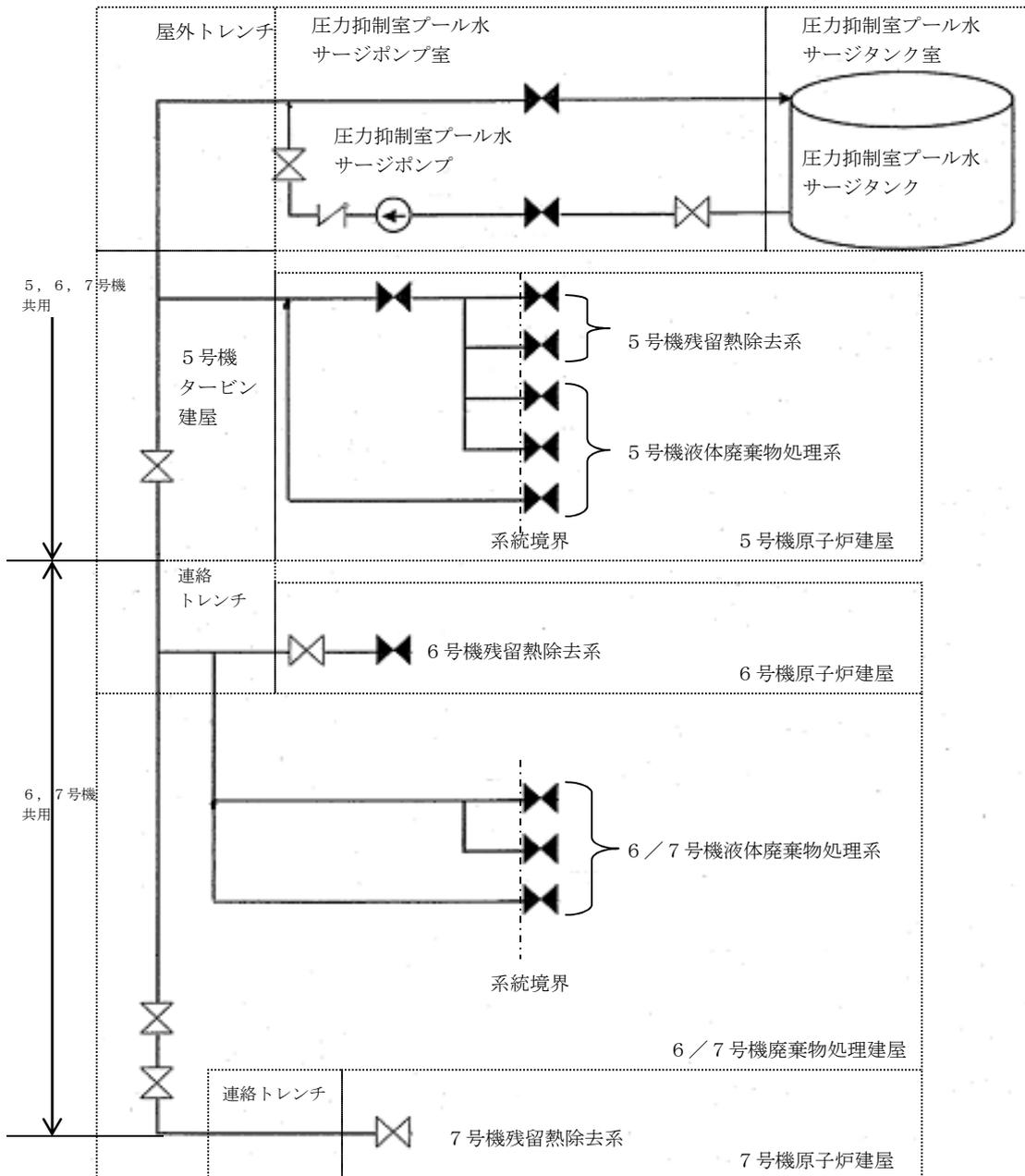
- (2) 中央制御室（下部中央制御室を除く），
中央制御室換気空調系（下部中央制御室の換気を除く）



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

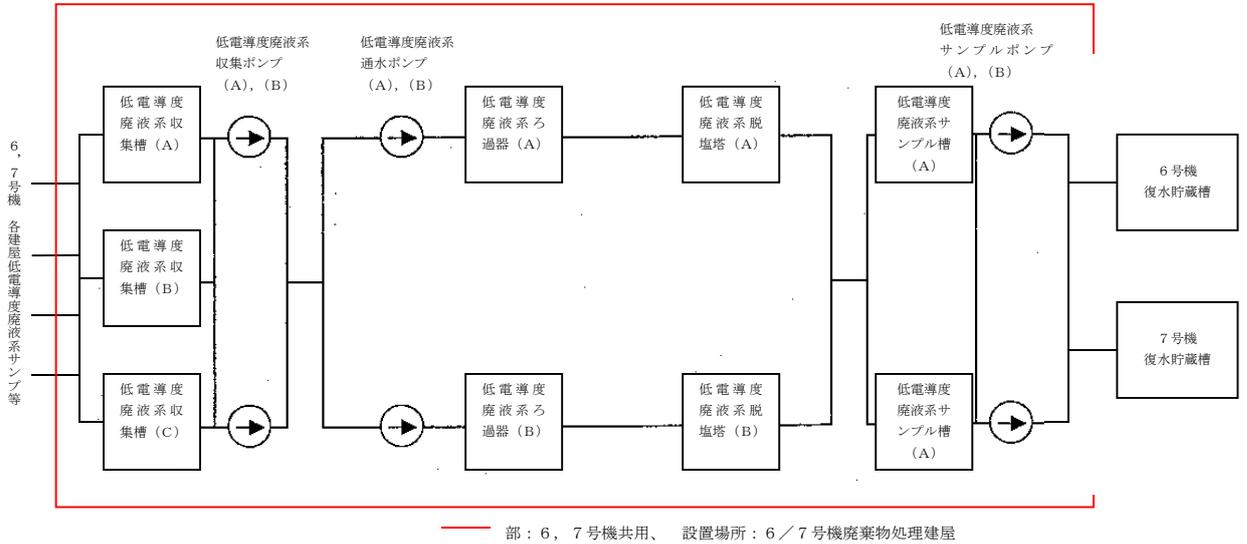


(4) サプレッション・プール水排水系

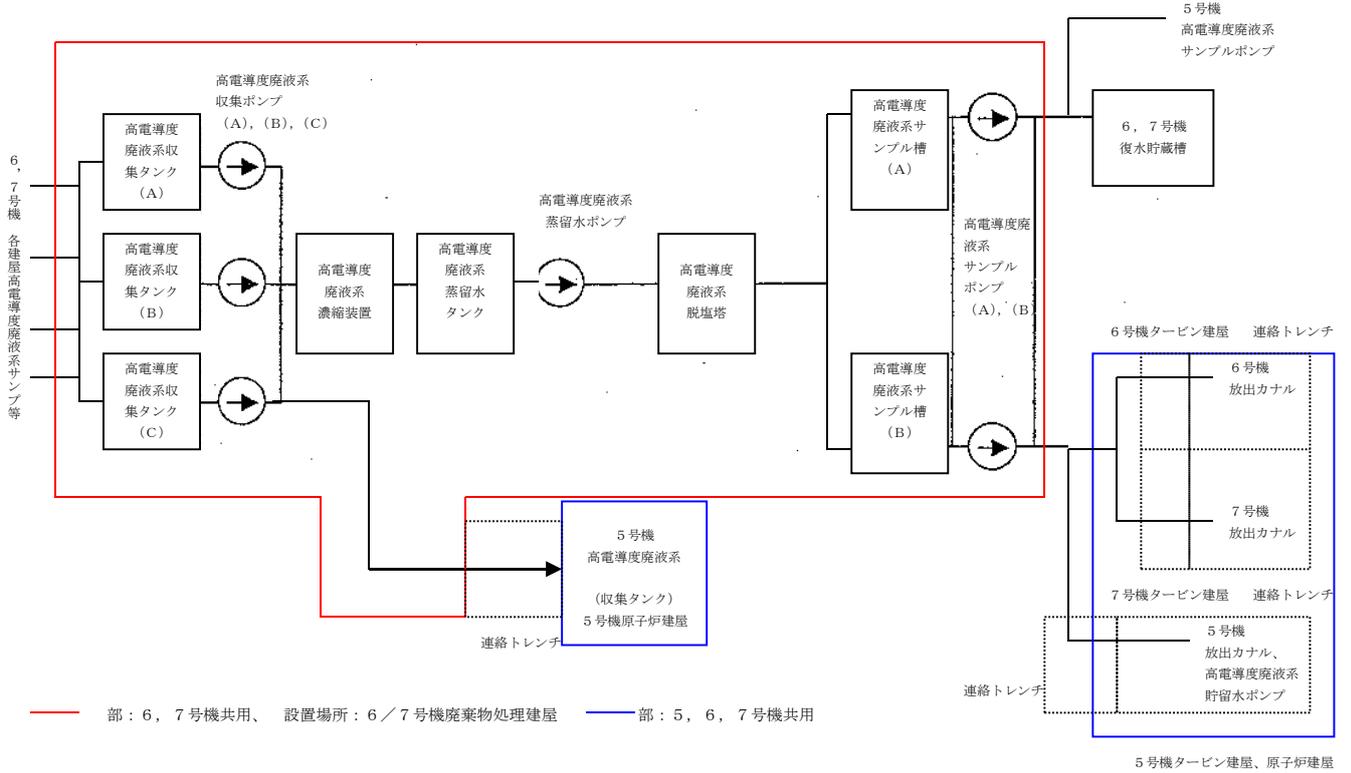


(5) 液体廃棄物処理系

低電導度廃液系



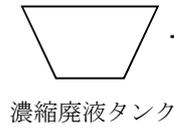
高電導度廃液系



(6) 固体廃棄物処理系

濃縮廃液系 (5号, 6号及び7号炉共用, 一部既設)

〔 高電導度廃液系
濃縮装置濃縮廃液 〕



固化装置

〔 5号, 6号及び
7号炉共用, 既 〕

固体廃棄物
貯 蔵 庫

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

使用済樹脂系 (6号及び7号炉共用)

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



冷却材浄化系
沈降分離槽

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



使用済樹脂槽

雑固体廃棄物
焼 却 設 備

〔 1号, 2号, 3号, 4号,
5号, 6号及び7号炉
共用, 一般既設 〕

雑固体系 (可燃性雑固体廃棄物)



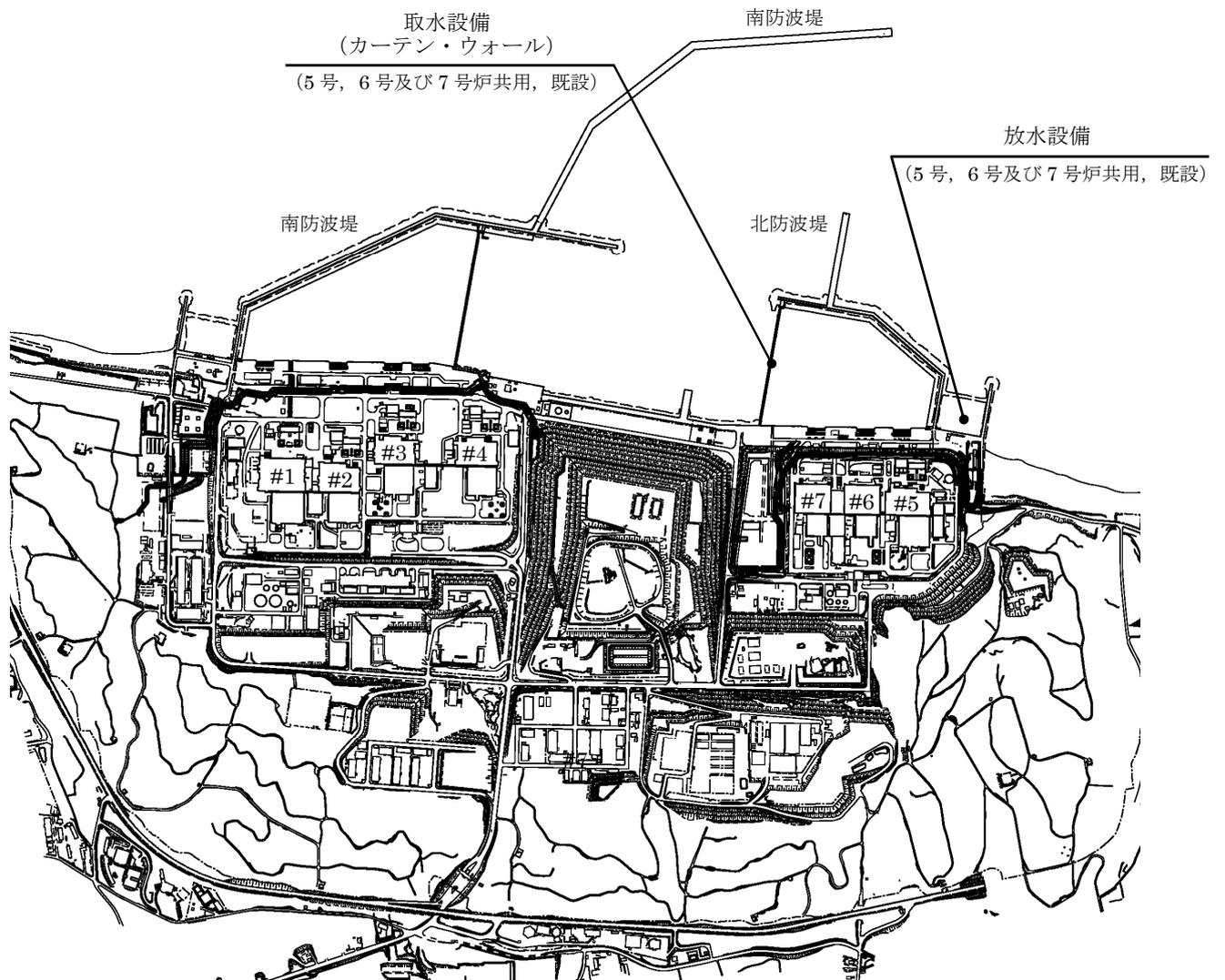
(不燃性雑固体廃棄物)



減 容 装 置

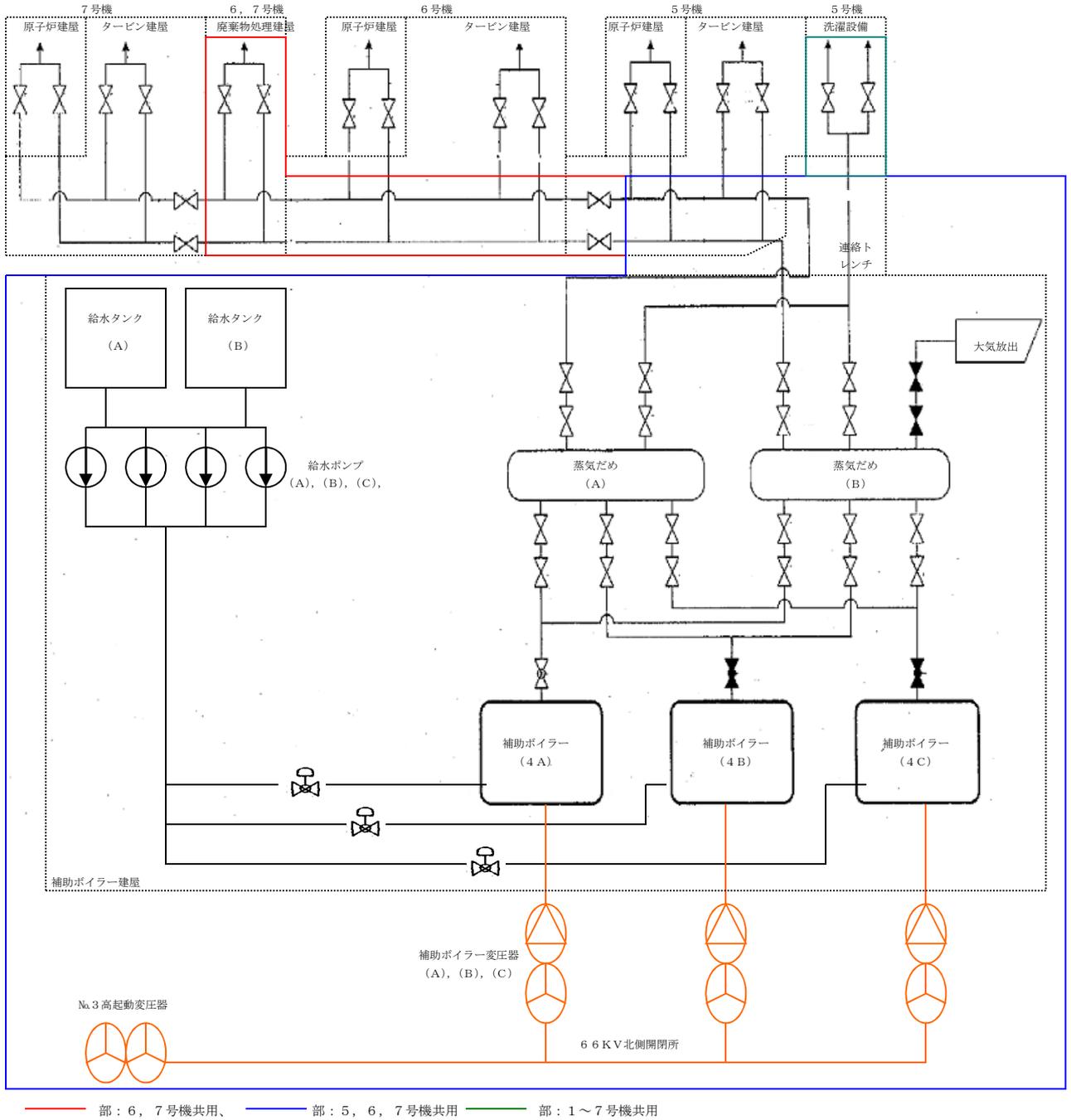
〔 5号, 6号及び7号
炉共用, 既設 〕

(7) 取水設備, 放水設備



(8) 補助ボイラ，所内蒸気系及び戻り系

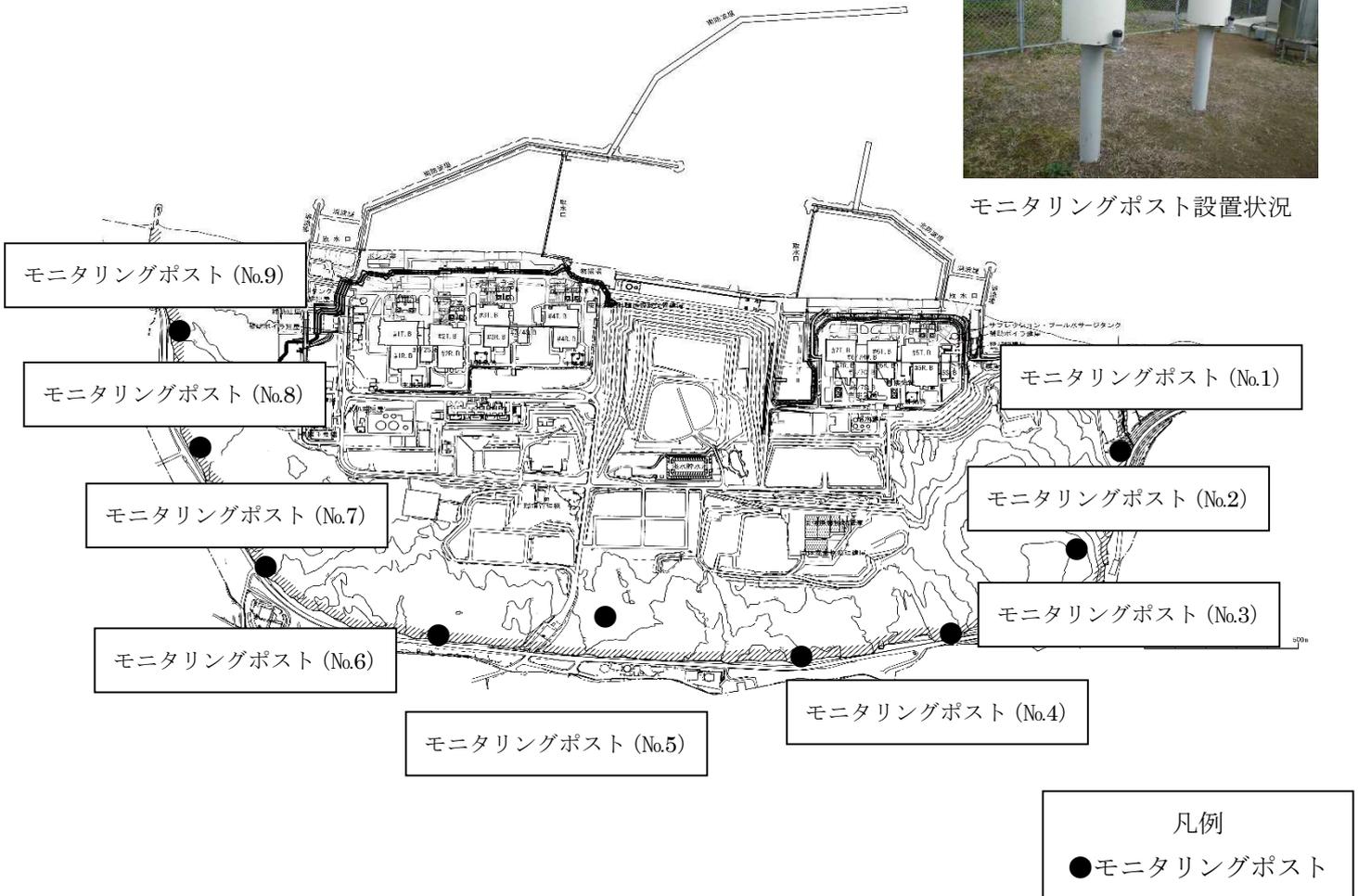
所内ボイラ及び所内蒸気系



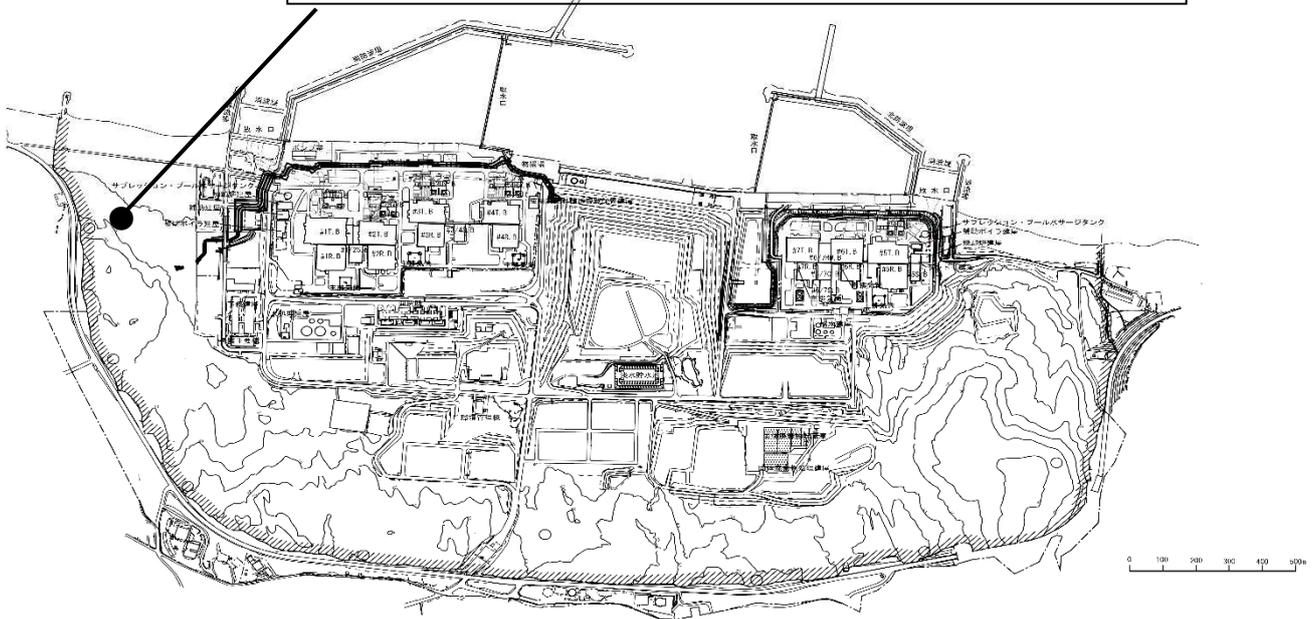
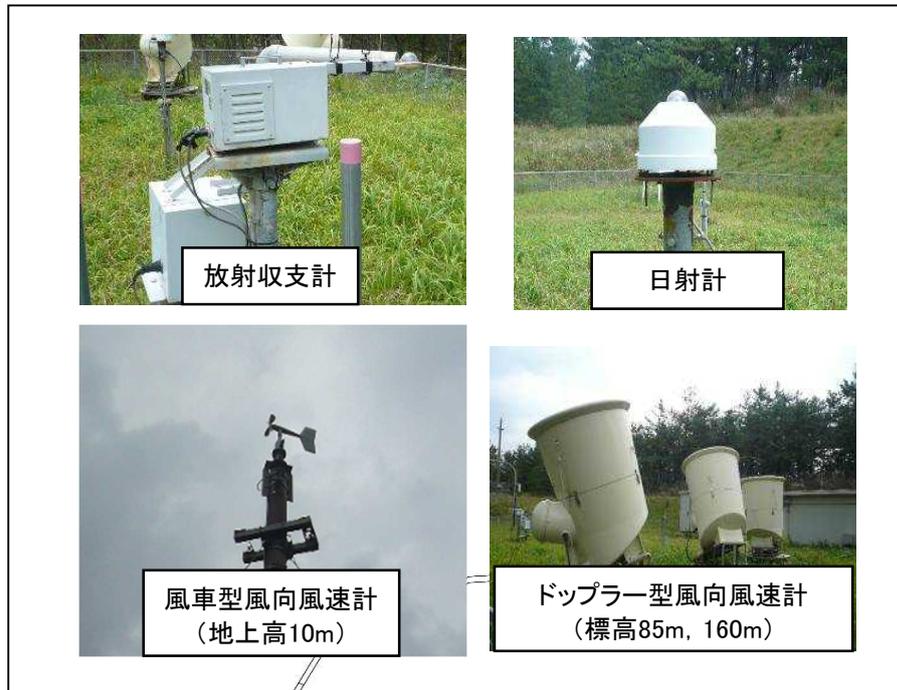
(10) 固定モニタリング設備



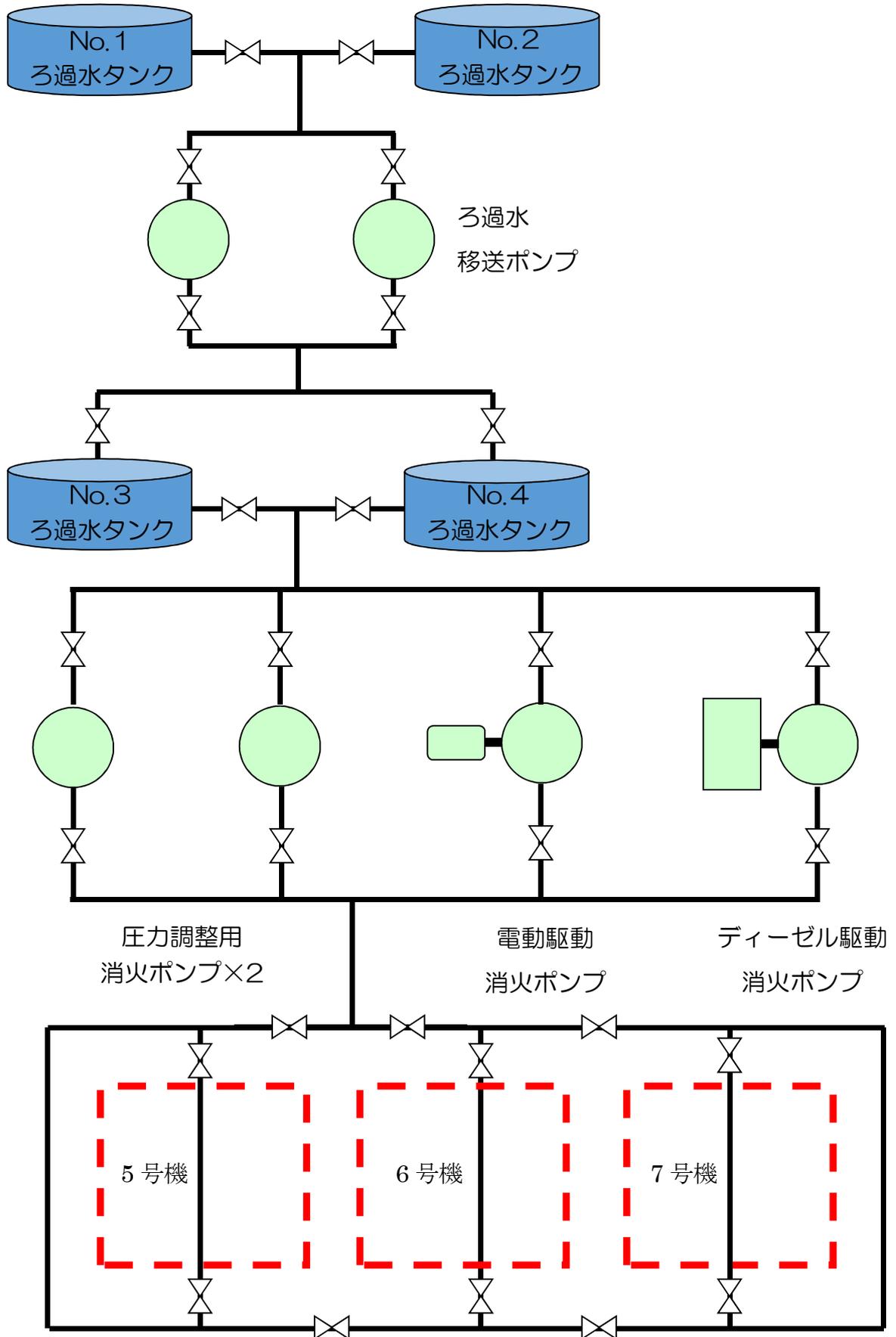
モニタリングポスト設置状況



(11) 気象観測設備

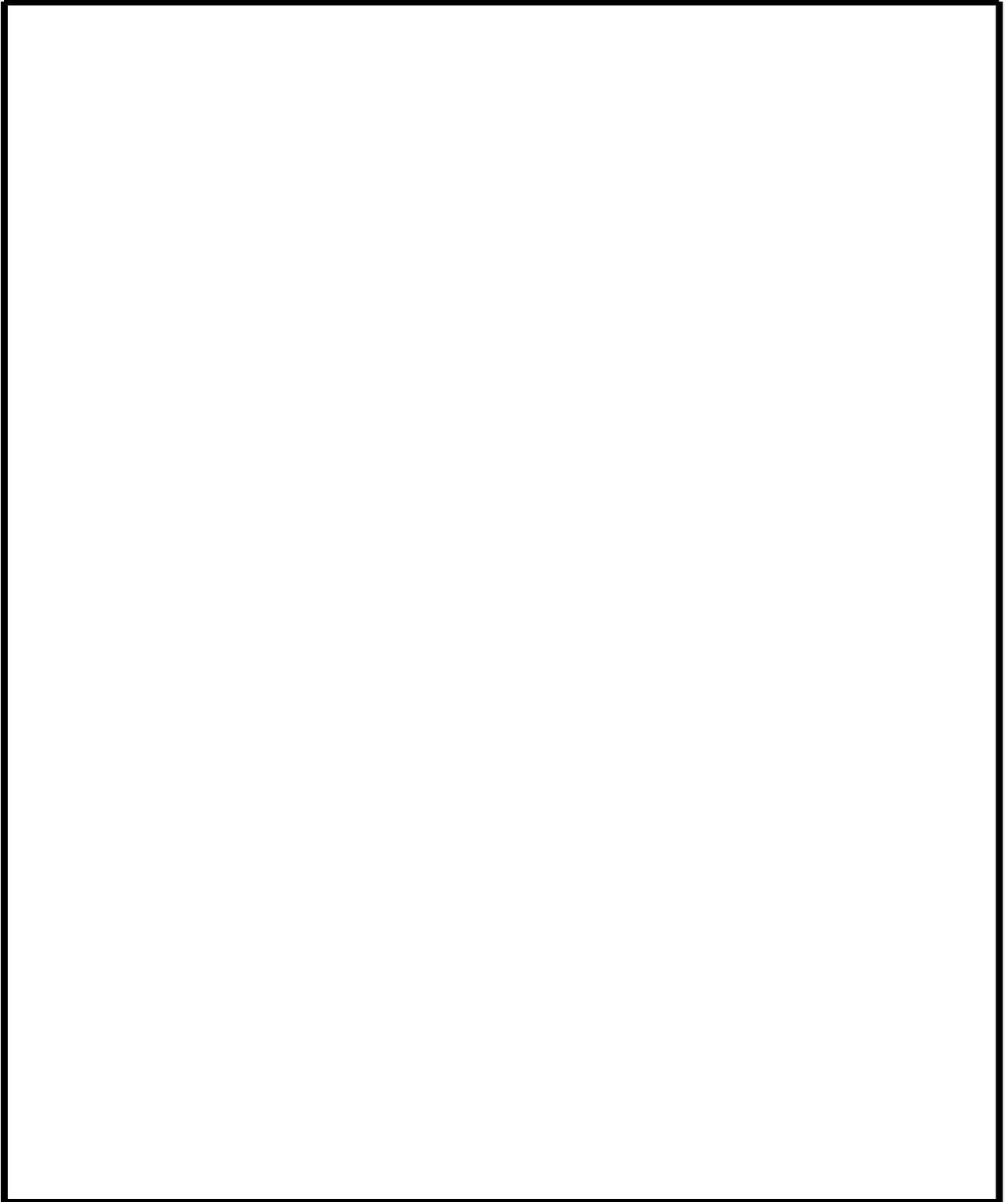


(12) 消火系

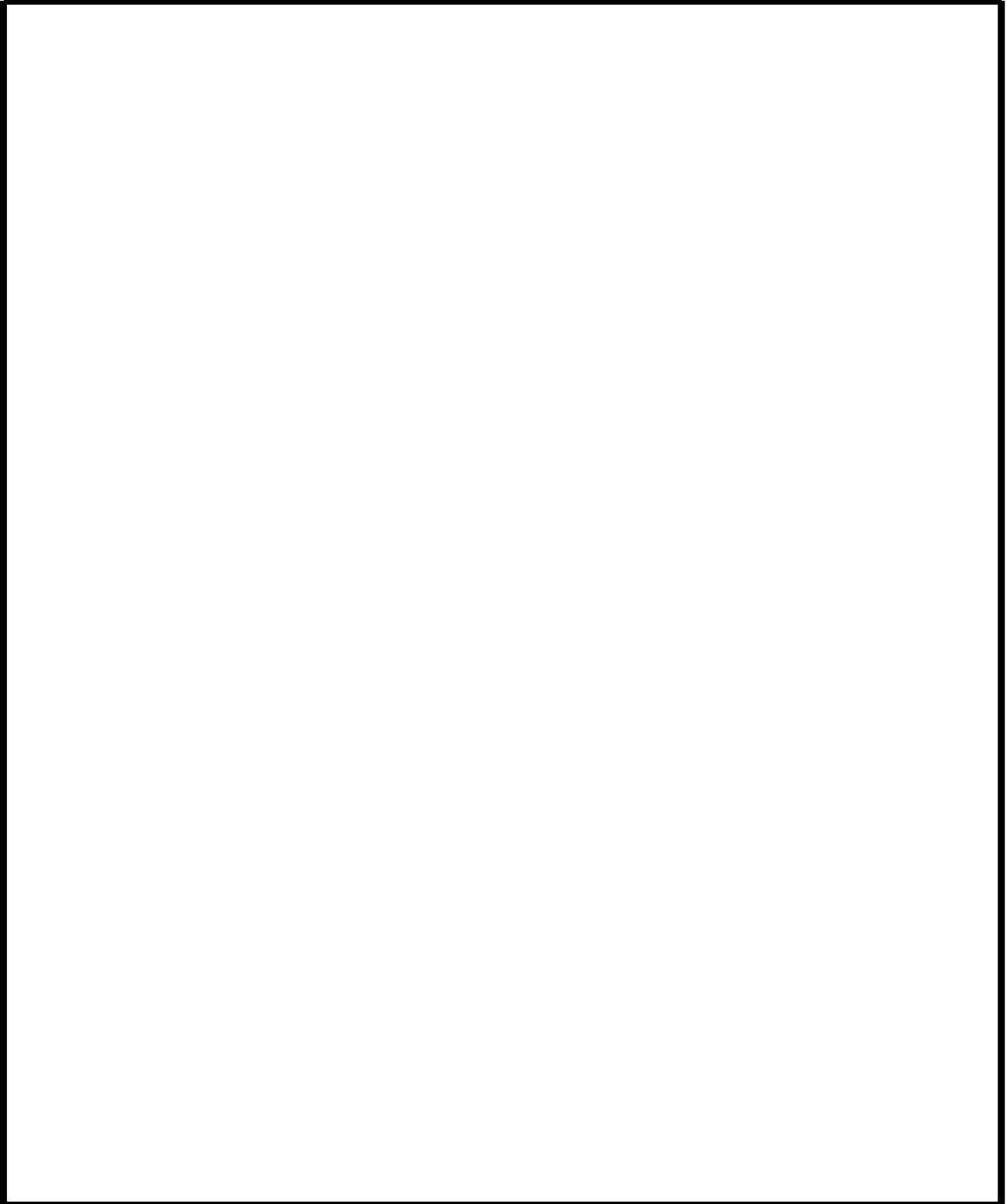


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

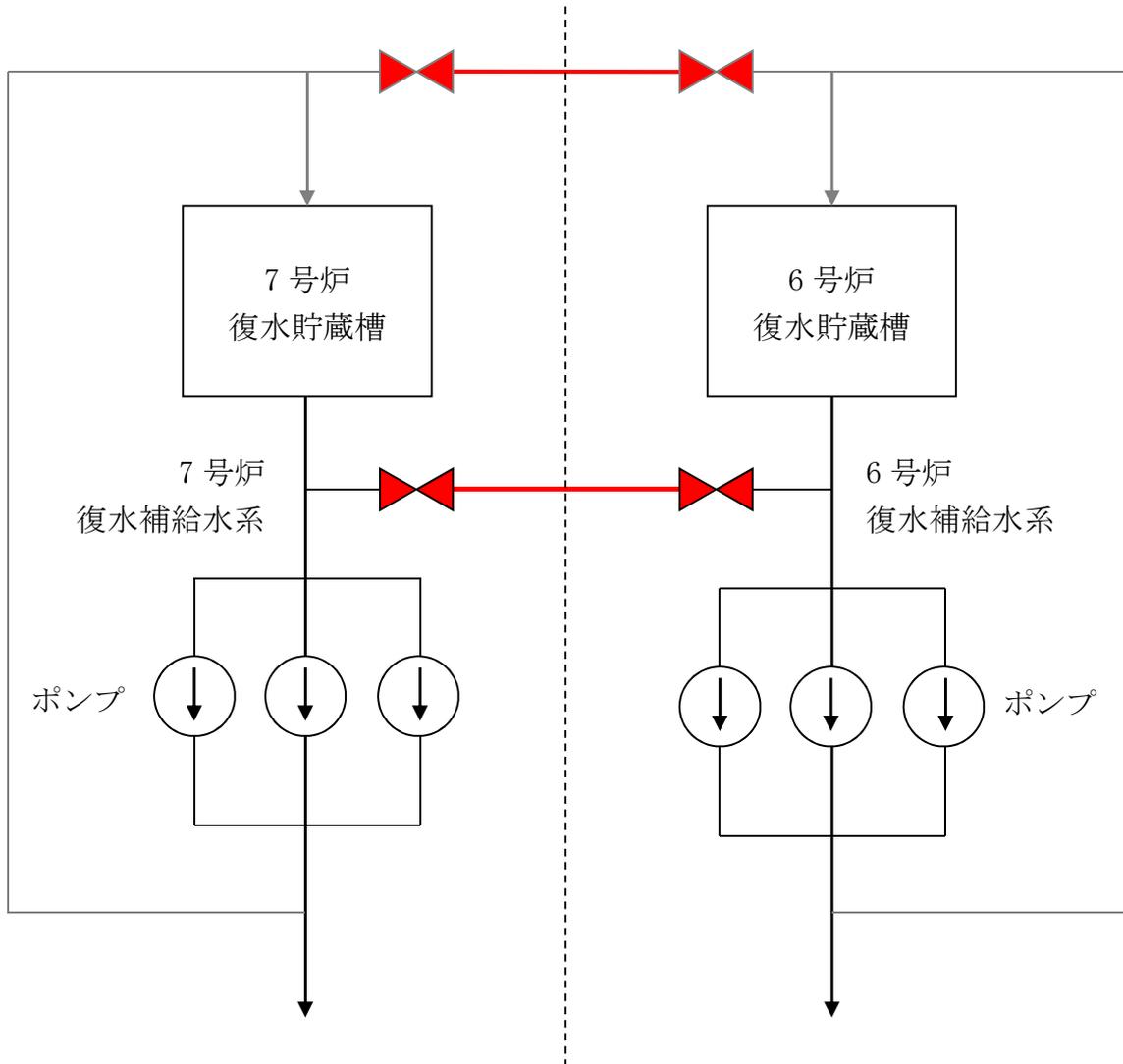
(13) 安全避難通路



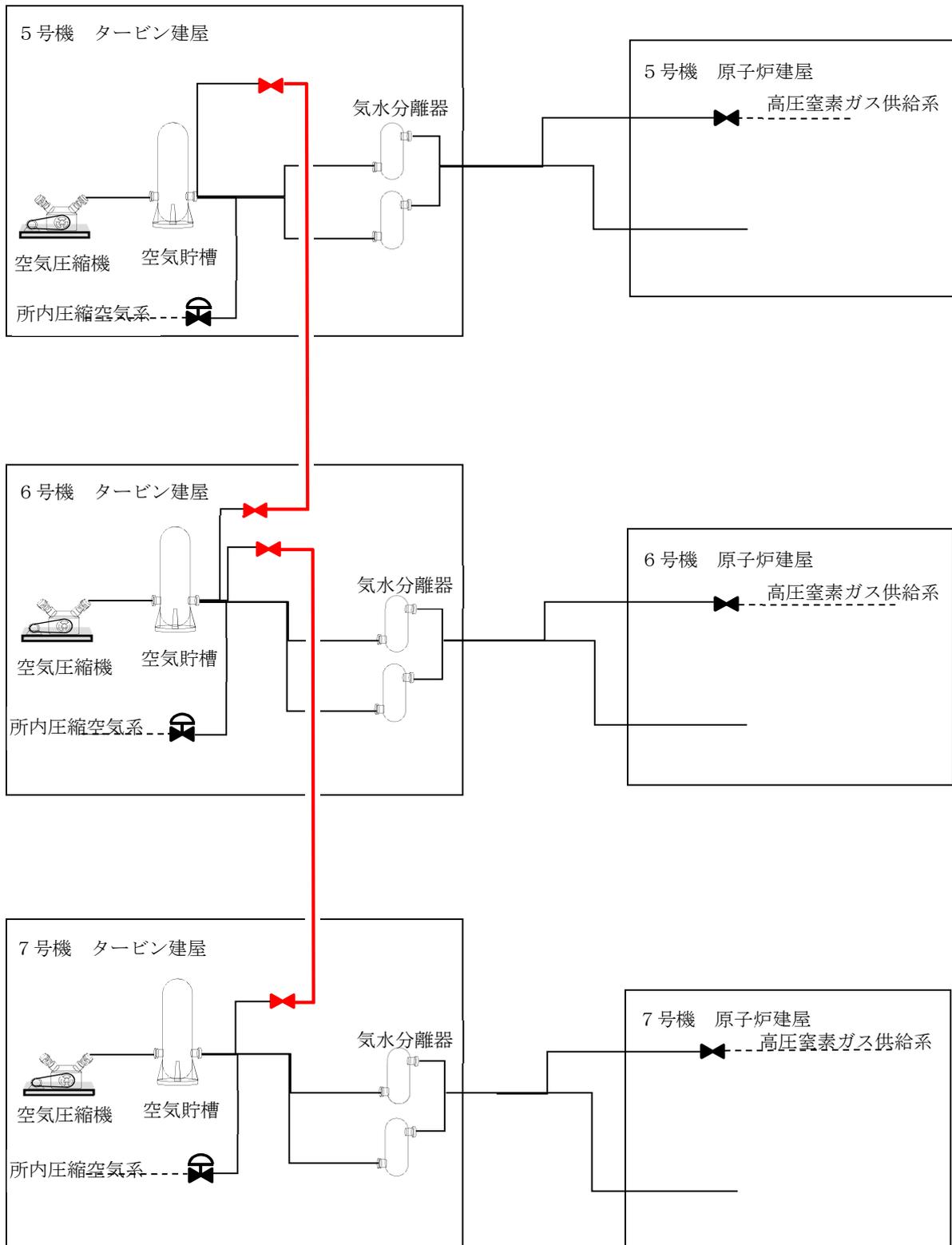
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(14) 復水貯蔵槽，復水補給水系



(15) 計装用圧縮空気系



柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用, 手順説明資料

安全施設

(第12条 安全施設)

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。

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち静的機器の単一系統（単一設計）であり、設計基準事故が発生した場合に、長時間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できない設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できる設備

単一設計箇所の故障を安全上支障のない期間に除去又は修復
(対象箇所)

- ・非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタユニット
- ・中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ

(対象箇所)
・格納容器スプレイ冷却系

- ・配管、ダクト又はフィルタケーシングの修復
- ・フィルタの取替

保

設計基準事故時に長時間にわたって機能を要求する単一設計の静的機器において単一故障を仮定した場合でも、同等の原子炉格納容器冷却機能を有するよう設計する

【運用、手順との関係】

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）

核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

◻：添付六、八に反映

⋯⋯：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第12条 安全施設	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ガス処理系の配管の一部及びフィルタユニット 中央制御室換気空調系のダクトの一部及び再循環フィルタ 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ冷却系 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 14 条 全交流動力電源対策設備

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間
 - 2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について
 - 2.3 電気容量の設定
 - 2.3.1 非常用の常設蓄電池の容量について
 - 2.3.1.1 非常用の常設蓄電池の運用方法について
 - 2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 6A の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.4 直流 125V 蓄電池 6B の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.5 直流 125V 蓄電池 6C の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.6 直流 125V 蓄電池 6D の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)
 - 2.3.1.7 直流 125V 蓄電池 7A の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.8 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.9 直流 125V 蓄電池 7B の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.10 直流 125V 蓄電池 7C の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.11 直流 125V 蓄電池 7D の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)
 - 2.3.1.12 まとめ
 - 2.3.2 非常用の常設蓄電池の配置の基本方針
 - 2.3.2.1 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性
3. 別添
 - 別添 1 蓄電池の容量算出方法
 - 別添 2 蓄電池の容量換算時間 K 値一覧
 - 別添 3 蓄電池の放電終止電圧
 - 別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方
 - 別添 5 所内常設蓄電式直流電源設備
 - 別添 6 計測制御用電源
 - 別添 7 常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機) から電源供給を開始する時間
 - 別添 8 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用, 手順説明資料
全交流動力電源対策設備

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について、設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において、追加要求事項を明確化する（第 1.1-1 表）。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条 要求事項

設置許可基準規則 第 14 条（全交流動力電源喪失対策設備）	技術基準規則 第 16 条（全交流動力電源喪失対策設備）	備 考
<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>，発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための基本方針

蓄電池（非常用）は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 70 分を包絡した約 12 時間に対し、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備の動作に必要な容量を有する設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は、4系統4組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は125Vである。主要な負荷はDG初期励磁、M/C、P/C投入及び引き外し、計測制御系統施設、無停電電源装置等であり、設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの3系統で原子炉の安全は確保できる。

また、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、安全保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を第2.1-1表及び第2.1-2表に、単線結線図を第2.1-1図及び第2.1-2図に示す。非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で、独立したものを4系統4組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。(計測制御用電源の単線結線図については、添付2-6図参照)

なお、非常用の常設蓄電池と別に、タービン発電機及び原子炉関係の常用系計測制御負荷、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する常用の蓄電池を設けている。常用の蓄電池は、125V 1系統(300Ah)及び250V 1系統(3,000Ah)を設けている。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、非常用の常設直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間、給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機)から約70分以内(別添7参照)に給電を行うが、万一常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約12時間以内に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備(第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約12時間供給できる容量とする。

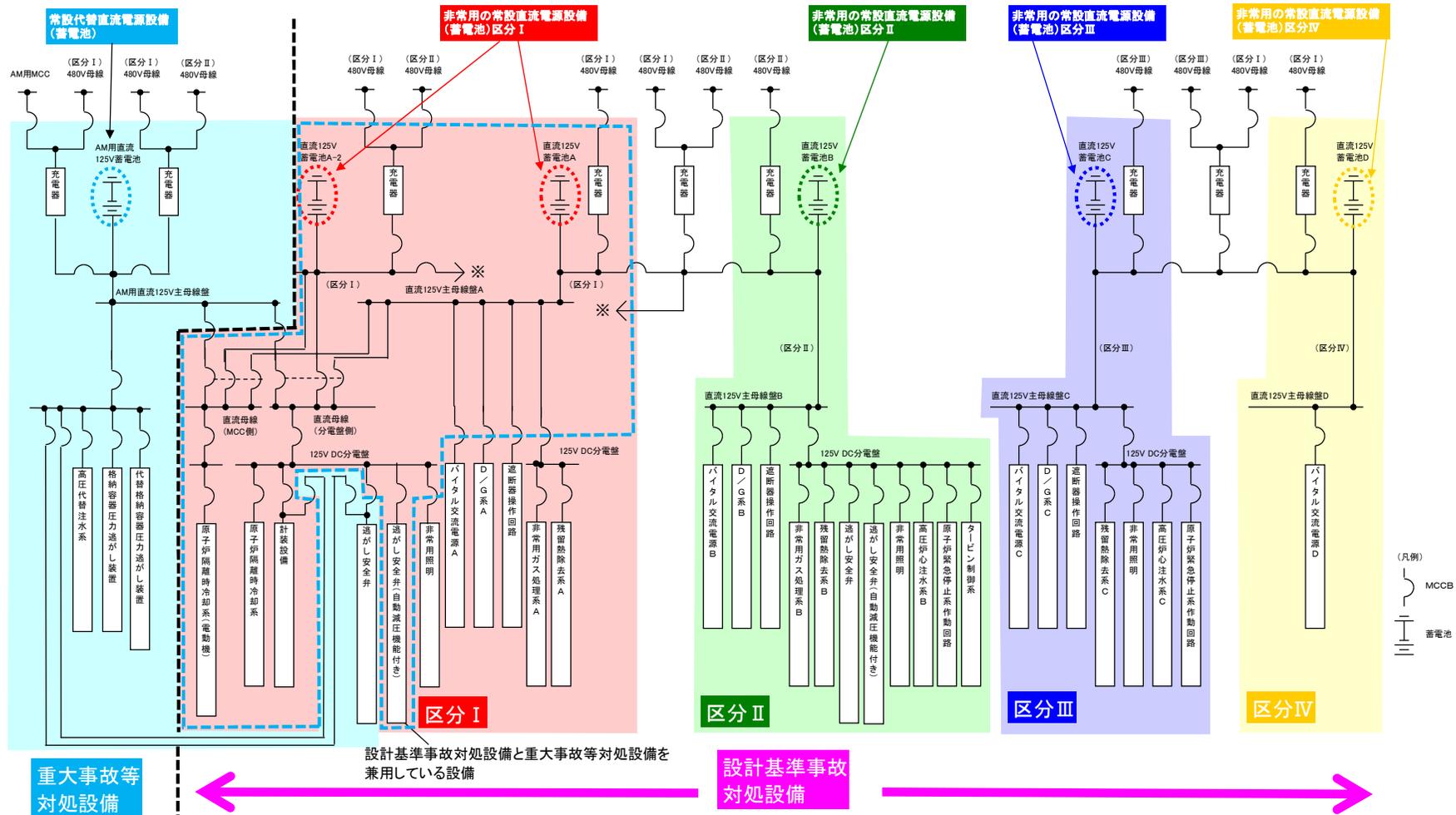
重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約24時間とする。(添付2-5参照)

第 2. 1-1 表 非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様 (6 号炉)

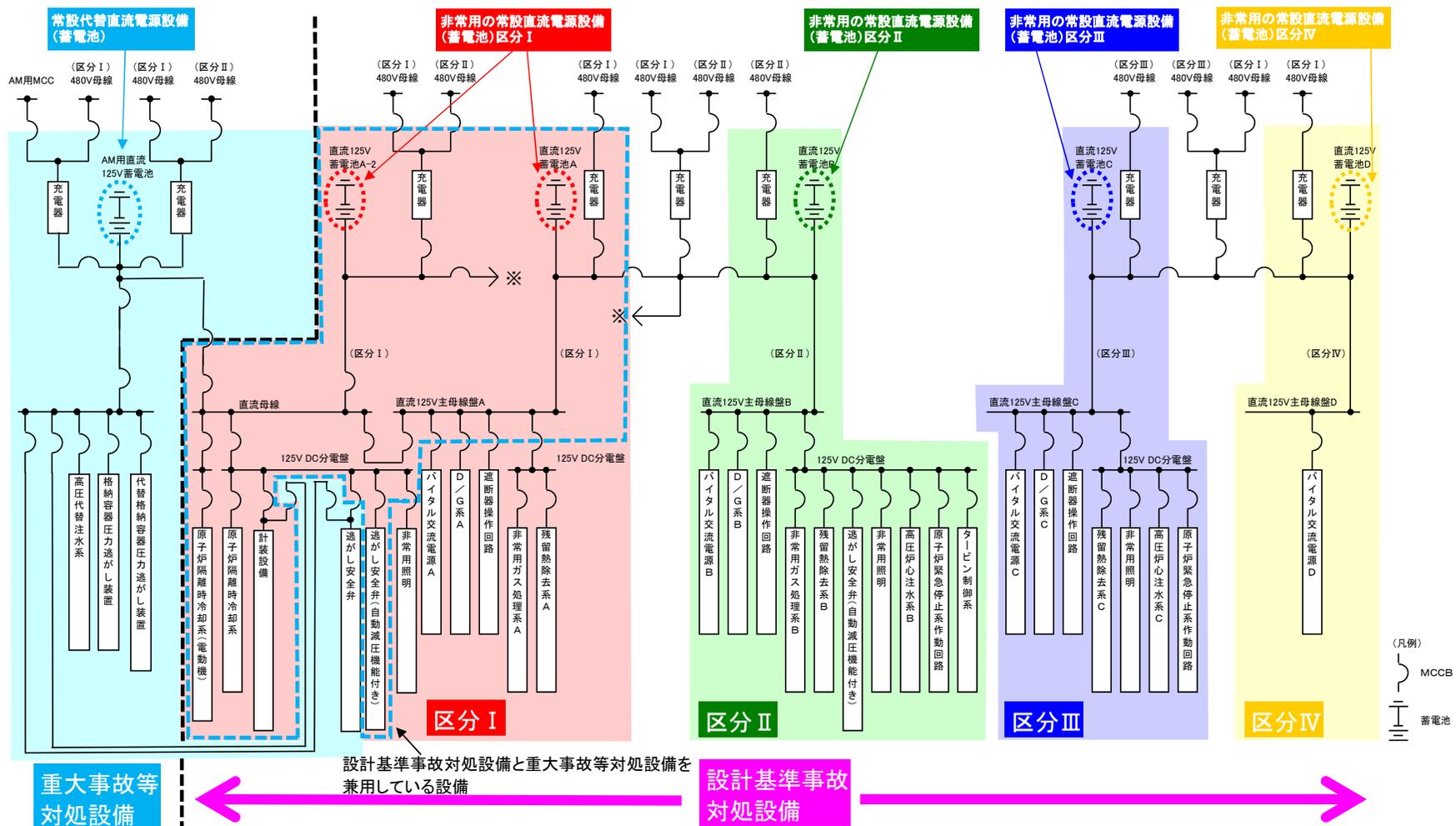
	設計基準事故対処設備				(参考) 重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 (区分 I)	直流 125V 蓄電池 6B (区分 II)	直流 125V 蓄電池 6C (区分 III)	直流 125V 蓄電池 6D (区分 IV)	AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号炉)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A) 約 4,000Ah (直流 125V 蓄電池 6A-2)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6B)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 6C)	125V 約 2,200Ah (直流 125V 蓄電池 6D)	125V 約 3,000Ah (AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号炉))
充電器 台数	1 (直流 125V 蓄電池 6A 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6A-2 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6B 用) 1 (予備)		1 (直流 125V 蓄電池 6C 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6D 用) 1 (予備)		1 (AM 用直流 125V 蓄電池用) (6 号炉) 1 (予備)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)		浮動 (常時)

第 2. 1-2 表 非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様 (7 号炉)

	設計基準事故対処設備				(参考) 重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 (区分 I)	直流 125V 蓄電池 7B (区分 II)	直流 125V 蓄電池 7C (区分 III)	直流 125V 蓄電池 7D (区分 IV)	AM 用直流 125V 蓄電池 (7 号炉)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6,000Ah (直流 125V 蓄電池 7A) 約 4,000Ah (直流 125V 蓄電池 7A-2)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 7B)	125V 約 3,000Ah (直流 125V 蓄電池 7C)	125V 約 2,200Ah (直流 125V 蓄電池 7D)	125V 約 3,000Ah (AM 用直流 125V 蓄電池 (7 号炉))
充電器 台数	1 (直流 125V 蓄電池 7A 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7A-2 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7B 用) 1 (予備)		1 (直流 125V 蓄電池 7C 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7D 用) 1 (予備)		1 (AM 用直流 125V 蓄電池用) (7 号炉) 1 (予備)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)		浮動 (常時)



第 2.1-1 図 非常用の常設直流電源設備 単線結線図 (6号炉)



第 2.1-2 図 非常用の常設直流電源設備 単線結線図 (7号炉)

2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止、原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却、及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備、及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については、以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第3条～第36条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第4条、第5条、第6条、第7条、第8条、第9条、第10条、第11条、第12条、第14条、第16条、第17条、第24条、第26条、第31条、第33条、第34条、第35条において、直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第37条～第62条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後用いる設備は除く）

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）

2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗

2.3.3 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却を使用しない場合

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2 全交流動力電源喪失

(b) 設置許可基準規則の第44条～第58条において、炉心の著しい損傷、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から 1 分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの各非常用の常設蓄電池から非常用ディーゼル発電機初期励磁、非常用ディーゼル発電機制御回路、M/C、P/C 遮断器の制御回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約 1 分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁、非常用ディーゼル発電機制御回路、M/C、P/C 遮断器の制御回路（第 2.2-1 表）

（下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備）

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 60 分まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し、蓄電池に接続される全ての負荷に 60 分電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（(2)、(3)b、(3)c、(4)、(5)の対象設備）（第 2.2-1 表）

（火災防護対策設備、監視測定装置及び緊急時対策所電源は専用電源から供給しているため、非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 60 分後から 70 分まで

蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要な時間電源を供給するため、60 分後に以下の負荷の切り離し^{*1}を行い、残りの負荷に対して 70 分電源供給を行う設計とする。

(i) 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷（(5)参照）

(ii) 原子炉緊急停止系作動回路、平均出力領域モニタ、起動領域モニタ、原子炉スクラム用電磁接触器の状態^{*2}

（下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備）

※1. 区分Ⅰの非常用の常設蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから、設置許可基準規

則 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) を考慮し、全交流動力電源喪失後約 8 時間後まで (i) (ii) 項に該当する負荷切り離しを行わない設計とする。

- ※2. 原子炉緊急停止系作動回路による原子炉停止、及び平均出力領域モニタ、起動領域モニタ、原子炉スクラム用電磁接触器の状態による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うので、全交流動力電源喪失後 1 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお、原子炉の停止状態の確認として、起動領域モニタ (区分 I) 及び制御棒位置については、全交流動力電源喪失後 12 時間以上電源供給を行う設計とする。

直流設備：津波監視カメラ、蓄電池室水素濃度、直流非常灯、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料プールライナ漏洩検出、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁、原子炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (DB)、格納容器内雰囲気放射線レベル、サブプレッション・チェンバ・プール水位 (DB)、復水貯蔵槽水位 (DB)、無線連絡設備、衛星電話設備、データ伝送装置 (第 2.2-1 表)

(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

- (c) 全交流動力電源喪失 70 分後から 12 時間まで

全交流動力電源喪失から 70 分後には、常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機) から電源供給を行うため、蓄電池からの電源供給は不要となるが、常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機) が起動できない場合を考慮し、以下の負荷については電源車から給電できる 12 時間後まで電源供給が可能な設計とする。

- (i) 設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し、設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち、「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」に該当する設備 (交流動力電源復旧後用いる設備は除く)

(第 2.2-1 表)

- (ii) 「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」に該当しない設備であるが、電源車からの交流動力電源復旧作業に必要な外の状況を監視する設備、通信連絡設備及び直流非常灯に該当するユーティリティー設備

直流設備：津波監視カメラ⁽ⁱⁱ⁾，直流非常灯⁽ⁱⁱ⁾，原子炉隔離時冷却系⁽ⁱ⁾，逃がし安全弁⁽ⁱ⁾，原子炉水位⁽ⁱ⁾，原子炉圧力⁽ⁱ⁾，格納容器内圧力⁽ⁱ⁾，サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)⁽ⁱ⁾，格納容器内雰囲気放射線レベル⁽ⁱ⁾，サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)⁽ⁱ⁾，復水貯蔵槽水位(DB)⁽ⁱ⁾，無線連絡設備⁽ⁱⁱ⁾，衛星電話設備⁽ⁱⁱ⁾，データ伝送装置⁽ⁱⁱ⁾

(第 2.2-1 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合(全交流動力電源喪失)を考慮し，(1) b 項で選定した設備(第 2.2-2 表，第 2.2-3 表)については，24 時間電源供給を行う。

直流設備：原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，逃がし安全弁，耐圧強化ベント装置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，原子炉建屋水素濃度，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)，使用済燃料プール水位・温度(SA)，使用済燃料プール放射線モニタ，原子炉水位(SA)，原子炉圧力(SA)，原子炉圧力容器温度，格納容器内圧力(SA)，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ・プール気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度，格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内雰囲気放射線レベル，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位，復水貯蔵槽水位(SA)(第 2.2-1 表)

d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも，非常用の常設蓄電池から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。

直流設備：高圧炉心注水系制御装置，残留熱除去系制御装置，非常用ガス処理系制御装置，タービン制御系(第 2.2-1 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

第 2.2-1 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要 ※7	炉心 ※8	格納 ※9	燃料 ※10	要求 時間	供給可能時間				
											AM用直流 125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
3条	設計基準対象施設の地盤	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
4条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
5条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	-	-	-	-	12 時間	-	12時間 以上	-	-	-
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	第26条(原子炉制御室等)で抽出した設備により監視を行う											
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入 等の防止	有	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
8条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	-	-	-	-	70 分	24時間以上(区分Ⅰ のみで12時間以上)		-	-	-
			8-2	火災防護対策設備※5	DB	専用電源から供給									
9条	溢水による損傷の防止等	有	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
10条	誤操作の防止	有	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
11条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	-	-	-	-	12 時間	24時間以上(区分Ⅰ のみで12時間以上)		12時間 以上	12時間 以上	12時間 以上
12条	安全施設	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準 事故の拡大の防止	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
14条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
15条	炉心等	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (54-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			16-2	使用済燃料貯蔵プール水位	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-3	使用済燃料貯蔵プール温度	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-4	使用済燃料貯蔵プールライナー漏洩検出	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-5	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) にて監視									
			16-8	燃料取替エリア排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) にて監視									
			16-7	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) にて監視									
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
18条	蒸気タービン	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
19条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	原子炉隔離時冷却系 (45-2と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			19-2	逃がし安全弁 (46-1と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	1時間	-	-	
			19-3	高圧炉心注水系 (45-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	高圧炉心注水系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	-	1時間	1時間	-
			19-5	残留熱除去系 (47-2, 49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-6	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	1時間	-
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
21条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	残留熱除去系 (47-2, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			21-2	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	1時間	-
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却系 (48-5 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			22-2	原子炉補機冷却海水系 (48-6 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
23条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域モニタ※1 (58-1 と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-2	起動領域モニタ※1 (58-2 と同じ)	DB/SA	○	○	-	-	1時間	-	12時間以上	1時間	1時間	1時間
			23-3	原子炉スクラム用 電磁接触器の状態	DB	○	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-4	制御棒位置	DB	○	-	-	-	1時間	-	12時間以上	-	-	-
			23-5	原子炉水位※11	DB/SA	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	12時間以上
			23-6	原子炉圧力※11	DB/SA	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	12時間以上
			23-7	圧力容器胴部温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-8	格納容器内圧力	DB	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	12時間以上
			23-9	格納容器内温度	サブレクション・チェンバ・プール 水温度(DB)	DB	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	-	-
			23-10	格納容器内水素濃度	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB/SA	格納容器内放射線レベル(23-12)及び格納容器内圧力(23-8)により推定が可能である									
			23-12	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W, S/C) (58-11 と同じ)	DB/SA	○	-	○	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			23-13	格納容器内水位	サブレクション・チェンバ・プール 水位(DB)	DB	-	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上
			23-14	復水貯蔵槽水位(DB)	DB	-	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉緊急停止系 作動回路	DB	○	-	-	-	1時間	-	-	1時間	1時間	-
25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系 (44-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
26条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※6	DB	「津波監視カメラ」にて対応可能									
			26-2	中央制御室換気空調系	DB	交流電源復旧後に使用									
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	(電源が必要な設備が 要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
31条	監視設備	有	31-1	モニタリング・ポスト	DB	専用電源から供給									
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB	交流電源復旧後に使用									
			32-2	非常用ガス処理系 制御装置	DB	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	-	-
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用									
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C, P/C 遮断器	DB/SA	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
			33-2	D/G 初期励磁	DB 拡張	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源	DB	専用電源から供給									
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備 (62-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
			35-2	衛星電話設備 (62-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
35条	通信連絡設備	有	35-3	データ伝送装置(62-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
36条	補助ボイラー	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
39条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
40条	津波による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※5	(DB)	専用電源から供給									
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	(申請対象外)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
43条	重大事故等対処設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-2	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-3	ほう酸水注入系	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			45-2	原子炉隔離時冷却系(19-1と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)				
			45-3	高圧炉心注水系(19-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁(19-2と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	1時間	-	-	
47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	47-2	残留熱除去系	DB 拡張						交流電源復旧後に使用				
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント装置※2	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-2	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-3	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-4	代替原子炉補機冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-5	原子炉補機冷却系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			48-6	原子炉補機冷却海水系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	代替格納容器スプレイ冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			49-2	残留熱除去系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			50-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			50-3	代替循環冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	格納容器下部注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			52-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			52-3	耐圧強化ベント装置※2	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	原子炉建屋水素濃度	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間					
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ	
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-2	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (16-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			54-2	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-3	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-5	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-6	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※4	SA	-	-	-	○	24時間	-	12時間以上	-	-	-	
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
57条	電源設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
58条	計装設備		58-1	平均出力領域モニタ※1 (23-1と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間	
			58-2	起動領域モニタ※1 (23-2と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	12時間以上	1時間	1時間	1時間	
			58-3	原子炉水位 (SA)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-4	原子炉圧力 (SA)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	12時間以上	-	-	-	
			58-5	原子炉圧力容器温度	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-6	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-7	格納容器内温度	ドライウエル 雰囲気温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-8		サブプレッション・ チェンバ気体温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間					
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ	
58条	計装設備	有	58-9	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-10	格納容器内水素濃度 (SA)	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-11	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W, S/C) (23-12と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			58-12	格納容器内水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-13	格納容器下部水位	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-14	復水貯蔵槽水位 (SA)	SA	-	○	○	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-15	原子炉隔離時冷却系系統流量	DB/SA	○	○	-	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			58-16	高圧炉心注水系系統流量	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-17	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-18	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-19	残留熱除去系系統流量	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型 モニタリング・ポスト	SA	専用電源から供給										
61条	緊急時対策所	有	61-1	免震重要棟内 緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給										
			61-2	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給										
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線連絡設備 (35-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-	
			62-2	衛星電話設備 (35-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-3	データ伝送装置 (35-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
-	-	無	0-1	タービン制御系	(常用系)	-	-	-	-	-	-	-	1時間	-	-

(凡例)

■：区分Ⅰの蓄電池（直流125V蓄電池A）から電源供給

■：区分Ⅱの蓄電池（直流125V蓄電池B）から電源供給

■：区分Ⅲの蓄電池（直流125V蓄電池C）から電源供給

■：区分Ⅳの蓄電池（直流125V蓄電池D）から電源供給

■：区分Ⅰの蓄電池（直流125V蓄電池A及びA-2）から電源供給

（全交流動力電源喪失から12時間以降は重大事故等対処設備として電源供給）

■：AM用直流125V蓄電池から電源供給

■：交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備

■：建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(略語)

D/W：ドライウエル

S/P：サプレッション・チェンバ・プール

- ※1：平均出力領域モニタによる原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うので、全交流動力電源喪失後 1 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお、原子炉停止維持確認として、起動領域モニタ及び制御棒位置は全交流動力電源喪失後 12 時間以上監視可能である。
- ※2：耐圧強化ベント装置には、耐圧強化ベント系放射線モニタを含む。
- ※3：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH を含む。
- ※4：使用済燃料貯蔵プール監視カメラは貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の防止のための設備であるが、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プール温度、及び使用済燃料貯蔵プール上部空間線量率にて使用済燃料貯蔵プールの状態を把握できることから、電源供給時間を 12 時間以上としている。
- ※5：火災防護対策設備で電源が必要な設備は、火災感知設備（火災感知器（アナログ式を含む）及び受信器）及び消火設備（全域ガス消火設備、二酸化炭素消火設備、及び局所ガス消火設備）であるが、全交流動力電源喪失後常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から給電されるまでの約 70 分間は専用電源から給電可能な設計とする。
- ※6：外の状況を監視する設備は、津波監視カメラ、構内監視カメラ、大気圧、気温、高温水（海水温高）、湿度、雨量、風向、取水槽水位があるが、全交流動力電源喪失時においては、津波監視カメラにて概ね監視可能であることから交流電源復旧後に使用する。
空間線量率については、専用電源から給電可能な設計としている。
- ※7：設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち、「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」に該当する設備
- ※8：重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※9：重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備
- ※10：重大事故等が発生した場合において、貯蔵槽内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※11：原子炉水位と原子炉圧力の監視は重大事故等対処設備の「原子炉水位（SA）」及び「原子炉圧力（SA）」でも可能であるため、AM 用直流 125V 蓄電池から電源供給することは必須ではない。

第 2.2-2 表 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力 (S A)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (S A)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧代替注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
ドライウエル雰囲気温度	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
サプレッション・チェンバ気体温度	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サプレッション・チェンバ・ プール水温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内圧力 (D/W)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内圧力 (S/C)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サプレッション・チェンバ・ プール水位	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	○
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内水素濃度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
起動領域モニタ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域モニタ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置入口圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置出口放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置金属フィルタ差圧	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置スクラバ水 pH	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
復水貯蔵槽水位 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○
復水移送ポンプ吐出圧力	-	-	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○
格納容器内酸素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉補機冷却系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○

(凡例)

■ : 交流電源復旧後に使用する設備

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
【動力電源供給対象】																								
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧代替注水系	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
格納容器圧力逃がし装置	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替格納容器圧力逃がし装置	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
【制御電源供給対象】																								
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
原子炉水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-
原子炉水位 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-
高圧代替注水系系統流量	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
*格納容器スプレイ	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
*格納容器下部注水	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
ドライウェル雰囲気温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ気体温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ・ プール水温度	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内圧力 (D/W)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内圧力 (S/C)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ・ プール水位	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
起動領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口圧力	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
フィルタ装置出口放射線モニタ	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラパ水 pH	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水貯蔵槽水位（SA）	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-
復水移送ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内酸素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA 広域）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心注水系系統流量	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉補機冷却系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

(凡例)

□：有効性評価のうち全交流動電源喪失を想定しているシナリオ

■：交流電源復旧後に使用する設備

(3) 全交流動力電源喪失時の電源供給の方法

直流 125V 蓄電池 A, A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から 24 時間電源供給が必要な直流設備に電源供給を行う場合, 各蓄電池の容量を考慮し, 下記の通り直流 125V 蓄電池 A から A-2, 及び直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池にそれぞれ電源切替を行う運用とする。

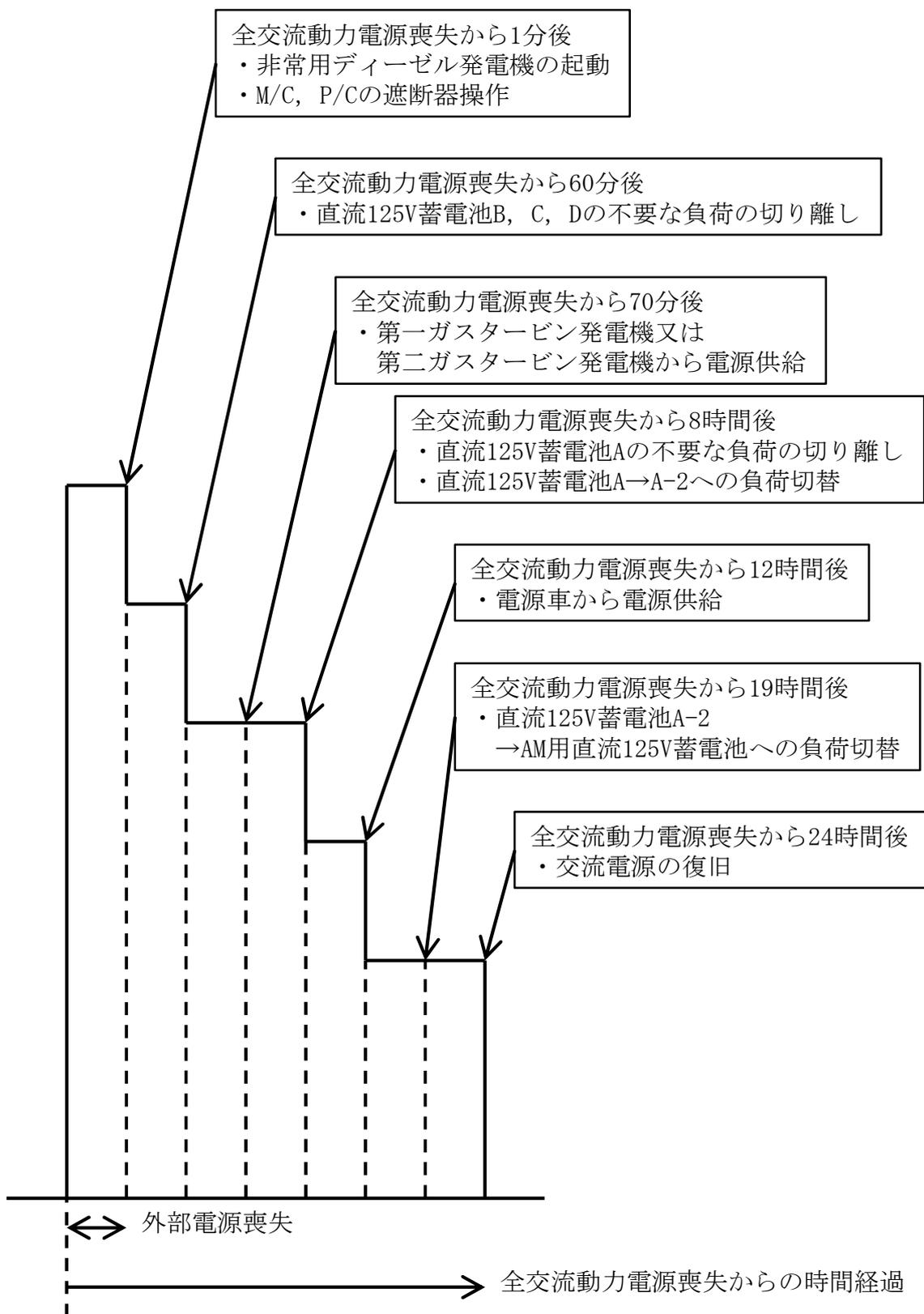
【全交流動力電源喪失から 8 時間後】

- ・ 直流 125V 蓄電池 A の不要な負荷の切り離し
- ・ 直流 125V 蓄電池 A→A-2 への負荷切替

【全交流動力電源喪失から 19 時間後】

- ・ 直流 125V 蓄電池 A-2→AM 用直流 125V 蓄電池への負荷切替

全交流動力電源喪失直後から 24 時間後までの直流電源供給方法と, 電源供給が必要な直流設備を第 2. 2-1 図に示す。



第 2. 2-1 図 全交流動力電源喪失後の各時間において発生する設備操作の時系列

2.3 電気容量の設定

2.3.1 非常用の常設蓄電池の容量について

2.3.1.1 非常用の常設蓄電池の運用方法について

非常用の常設蓄電池の運用方法は以下の通り。

(区分Ⅰ)

全交流動力電源喪失から8時間後に直流125V蓄電池6Aの不要な負荷の切り離しと、原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を直流125V蓄電池6A-2に切替えを行う。その後、直流125V蓄電池6A及び直流125V蓄電池6A-2を4時間以上使用する。

(区分Ⅱ)

全交流動力電源喪失から1時間後に直流125V蓄電池6Bの不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流125V蓄電池6Bを11時間以上使用する。

(区分Ⅲ)

全交流動力電源喪失から1時間後に直流125V蓄電池6Cの不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流125V蓄電池6Cを11時間以上使用する。

(区分Ⅳ)

全交流動力電源喪失から1時間後に直流125V蓄電池6Dの不要な負荷の切り離しを行う。その後、直流125V蓄電池6Dを11時間以上使用する。

なお、上記は6号炉の例であるが、7号炉でも同様の運用とする。

(容量計算の詳細については、別添1, 2, 3, 4参照)

2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 6A の容量（柏崎刈羽 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6A の負荷内訳

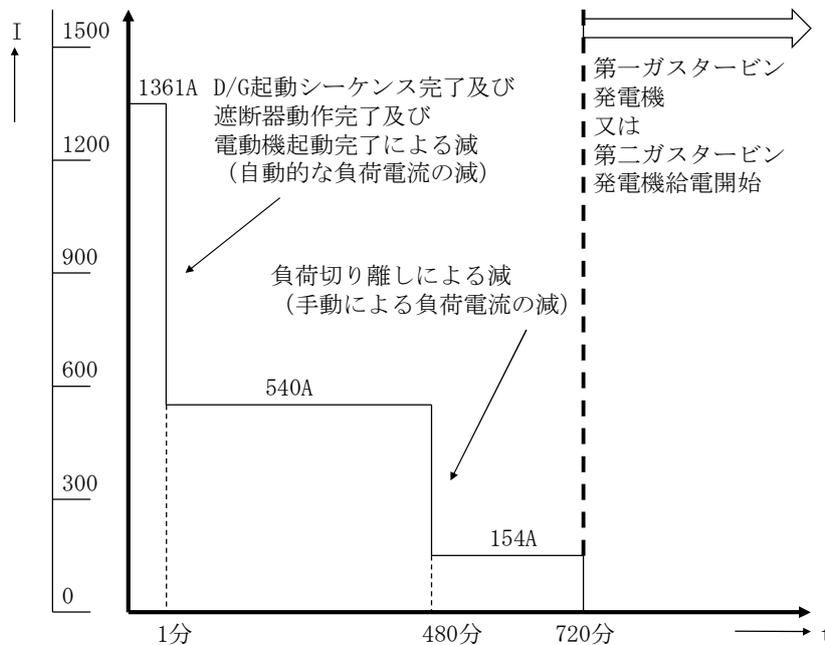
直流 125V 蓄電池 6A は、以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A による負荷給電パターンを第 2.3.1-1 図に示す。

第 2.3.1-1 表 直流 125V 蓄電池 6A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
RCIC 真空ポンプ	89	44.5	-
RCIC 復水ポンプ	113	56.5	-
DG 初期励磁 ^{※1}	220	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	939	439	154
合計(A)	1,361	540	154

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サプレッション・チェンバ・プール水位計，サプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-1 図 直流 125V 蓄電池 6A 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1361) = 1,174\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1361 + 8.69 \times (540 - 1361)\} = 5,866\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1361 + 12.20 \times (540 - 1361) + 5.20 \times (154 - 540)\} = 5,726\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A の蓄電池容量は 6,000Ah で問題ない。

2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)

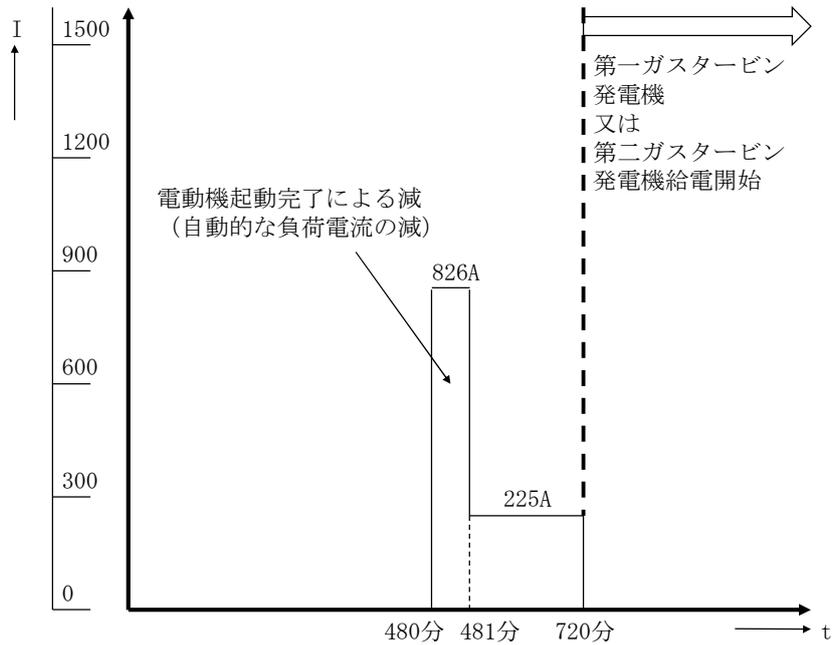
(1) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 6A-2 は、以下の第 2.3.1-2 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A-2 による負荷給電パターンを第 2.3.1-2 図に示す。

第 2.3.1-2 表 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～720 分
RCIC 真空ポンプ	89	44.5
RCIC 復水ポンプ	113	56.5
その他の負荷※1	624	124
合計(A)	826	225

※1：原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-2 図 直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 826) = 1,880\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 826 + 6.18 \times (225 - 826)\} = 1,759\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A-2 の蓄電池容量は 4,000Ah で問題ない。

2.3.1.4 直流 125V 蓄電池 6B の容量 (柏崎刈羽 6 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 6B の負荷内訳

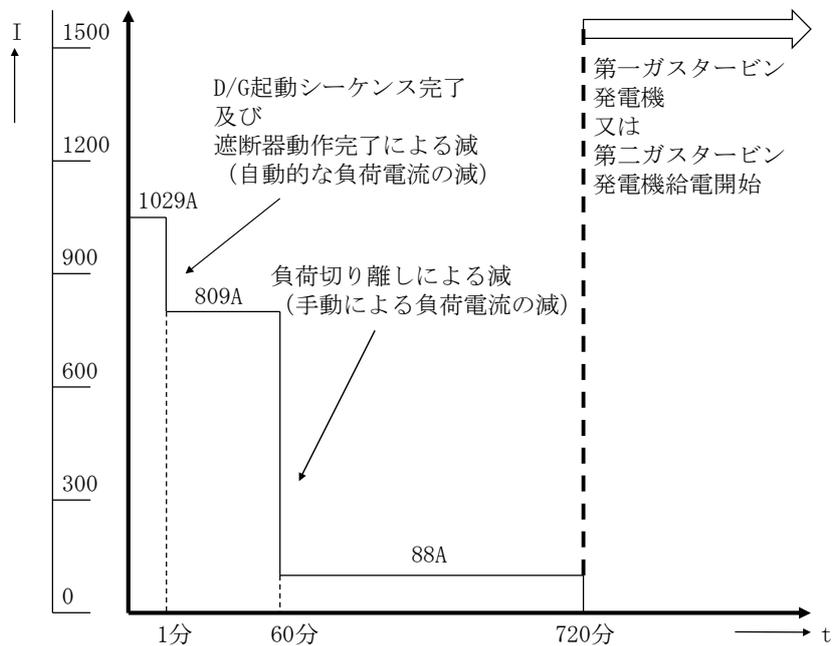
直流 125V 蓄電池 6B は、以下の第 2.3.1-3 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6B による負荷給電パターンを第 2.3.1-3 図に示す。

第 2.3.1-3 表 直流 125V 蓄電池 6B 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～720 分
DG 初期励磁 ^{※1}	220	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	809	809	88
合計(A)	1,029	809	88

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，格納容器内圧力計，サプレッション・チェンバ・プール水位計，サプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-3 図 直流 125V 蓄電池 6B 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1029) = 2,341\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1029 + 2.78 \times (809 - 1029)\} = 2,837\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1029 + 13.70 \times (809 - 1029) + 12.70 \times (88 - 809)\} = 2,409\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6B の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.5 直流 125V 蓄電池 6C の容量（柏崎刈羽 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6C の負荷内訳

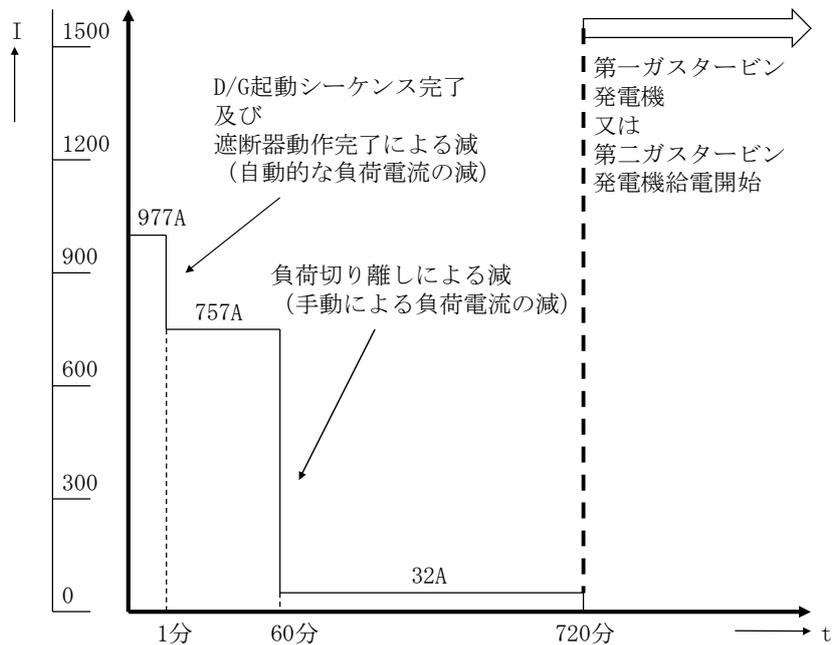
直流 125V 蓄電池 6C は、以下の第 2.3.1-4 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6C による負荷給電パターンを第 2.3.1-4 図に示す。

第 2.3.1-4 表 直流 125V 蓄電池 6C 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～720 分
DG 初期励磁 ^{※1}	220	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	757	757	32
合計(A)	977	757	32

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計を含む。



第 2.3.1-4 図 直流 125V 蓄電池 6C 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 977) = 2,223\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 977 + 2.78 \times (757 - 977)\} = 2,655\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 977 + 13.70 \times (757 - 977) + 12.70 \times (32 - 757)\} = 1,455\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6C の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.6 直流 125V 蓄電池 6D の容量（柏崎刈羽 6 号炉）

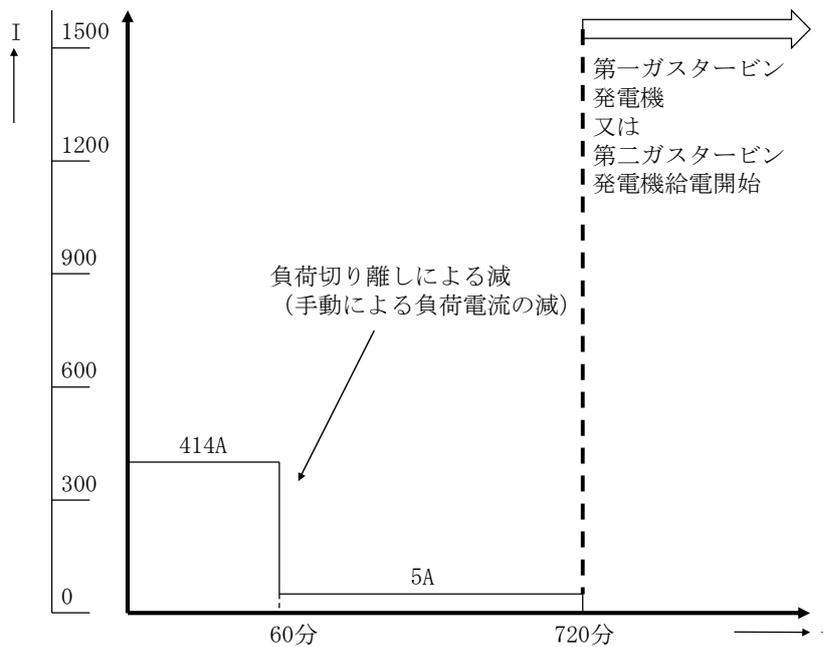
(1) 直流 125V 蓄電池 6D の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 6D は、以下の第 2.3.1-5 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6D による負荷給電パターンを第 2.3.1-5 図に示す。

第 2.3.1-5 表 直流 125V 蓄電池 6D 負荷一覧表

負荷名称	0～60 分	60～720 分
DG 初期励磁	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し	-	-
その他の負荷※1	414	5
合計(A)	414	5

※1：平均出力領域モニタを含む。



第 2.3.1-5 図 直流 125V 蓄電池 6D 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 414) = 1,387\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 414 + 12.00 \times (5 - 414)\} = 593\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 6D の蓄電池容量は 2,200Ah で問題ない。

2.3.1.7 直流 125V 蓄電池 7A の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 7A の負荷内訳

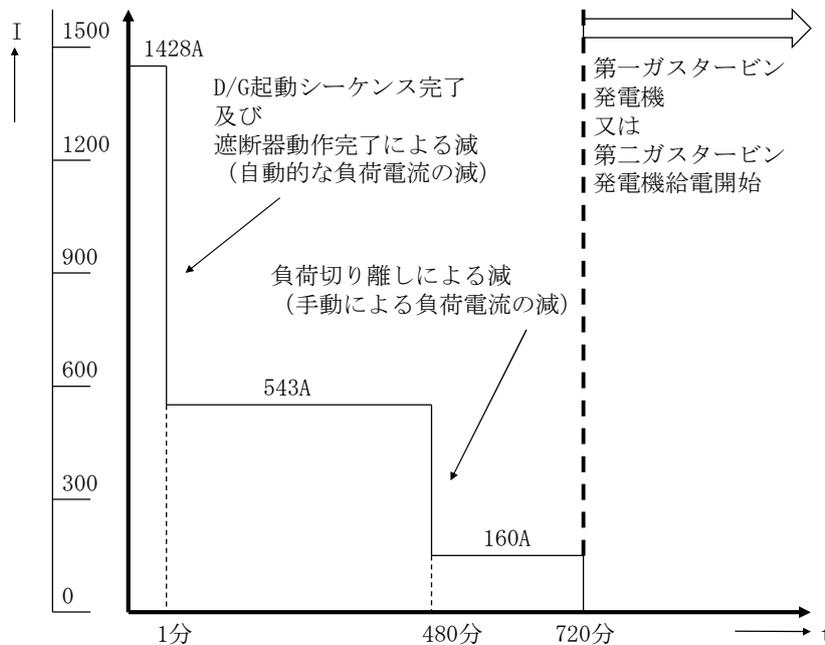
直流 125V 蓄電池 7A は、以下の第 2.3.1-6 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A による負荷給電パターンを第 2.3.1-6 図に示す。

第 2.3.1-6 表 直流 125V 蓄電池 7A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
RCIC 真空ポンプ	130	52	-
RCIC 復水ポンプ	113	45	-
DG 初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	185	-	-
その他の負荷 ^{※2}	1,000	446	160
合計(A)	1,428	543	160

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-6 図 直流 125V 蓄電池 7A 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1428) = 1,179\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.72 \times 1428 + 8.72 \times (543 - 1428)\} = 5,919\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.32 \times 1428 + 12.32 \times (543 - 1428) + 5.30 \times (160 - 543)\} = 5,825\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A の蓄電池容量は 6,000Ah で問題ない。

2.3.1.8 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)

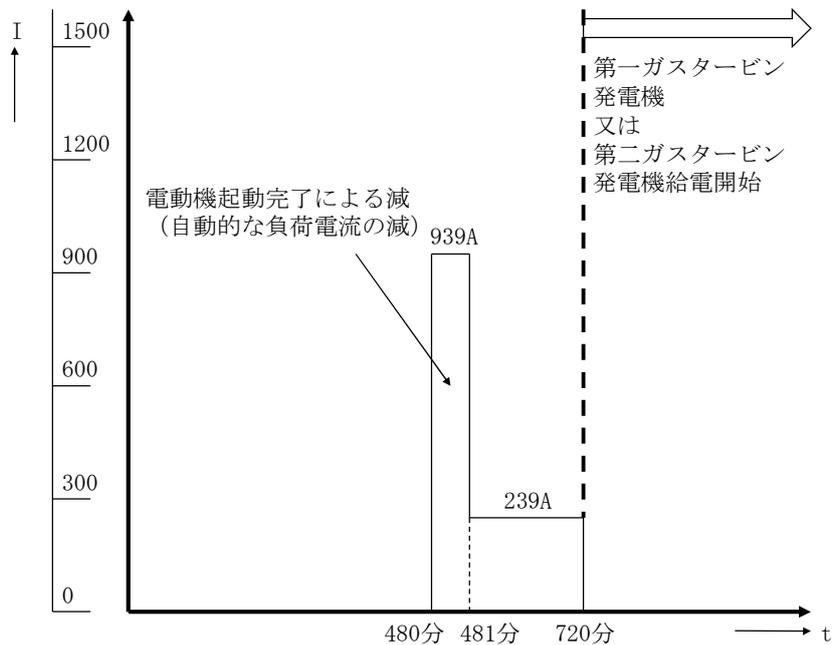
(1) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 7A-2 は、以下の第 2.3.1-7 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A-2 による負荷給電パターンを第 2.3.1-7 図に示す。

第 2.3.1-7 表 直流 125V 蓄電池 7A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～720 分
RCIC 真空ポンプ	130	52
RCIC 復水ポンプ	113	45
その他の負荷※1	696	142
合計(A)	939	239

※1：原子炉水位計，原子炉隔離時冷却系系統流量計，格納容器内圧力計，格納容器内雰囲気放射線レベル計，サブプレッション・チェンバ・プール水位計，サブプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-7 図 直流 125V 蓄電池 7A-2 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 939) = 2,137\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 939 + 6.18 \times (239 - 939)\} = 1,870\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A-2 の蓄電池容量は 4,000Ah で問題ない。

2.3.1.9 直流 125V 蓄電池 7B の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 7B の負荷内訳

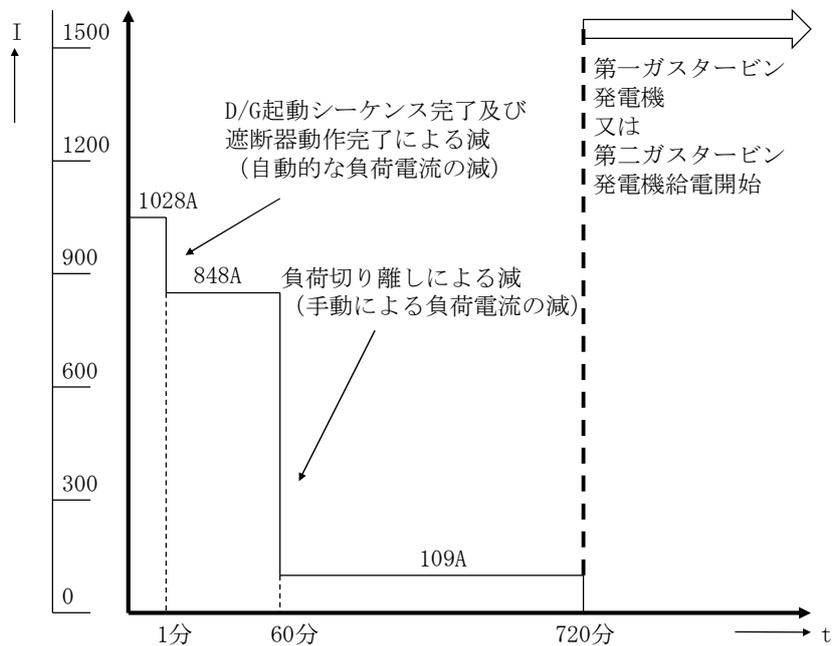
直流 125V 蓄電池 7B は、以下の第 2.3.1-8 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7B による負荷給電パターンを第 2.3.1-8 図に示す。

第 2.3.1-8 表 直流 125V 蓄電池 7B 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～480 分
DG 初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	180	-	-
その他の負荷 ^{※2}	848	848	109
合計(A)	1,028	848	109

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計，格納容器内圧力計，サプレッション・チェンバ・プール水位計，サプレッション・チェンバ・プール水温度計を含む。



第 2.3.1-8 図 直流 125V 蓄電池 7B 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1028) = 2,339\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1028 + 2.78 \times (848 - 1028)\} = 2,973\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1028 + 13.70 \times (848 - 1028) + 12.70 \times (109 - 848)\} = 2,791\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7B の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.10 直流 125V 蓄電池 7C の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)

(1) 直流 125V 蓄電池 7C の負荷内訳

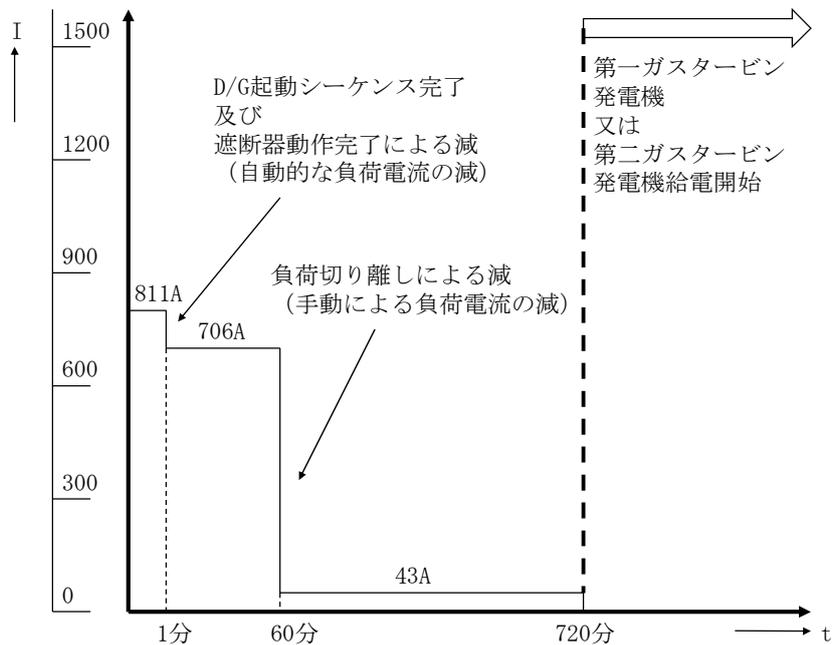
直流 125V 蓄電池 7C は、以下の第 2.3.1-9 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7C による負荷給電パターンを第 2.3.1-9 図に示す。

第 2.3.1-9 表 直流 125V 蓄電池 7C 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～60 分	60～480 分
DG 初期励磁 ^{※1}	105	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し ^{※1}	(36)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	706	706	43
合計(A)	811	706	43

※1：DG 初期励磁と M/C, P/C 投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きいほうのみを、蓄電池容量計算上含める。

※2：平均出力領域モニタ，原子炉水位計を含む。



第 2.3.1-9 図 直流 125V 蓄電池 7C 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 811) = 1,846\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 811 + 2.78 \times (706 - 811)\} = 2,474\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 811 + 13.70 \times (706 - 811) + 12.70 \times (43 - 706)\} = 1,566\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7C の蓄電池容量は 3,000Ah で問題ない。

2.3.1.11 直流 125V 蓄電池 7D の容量 (柏崎刈羽 7 号炉)

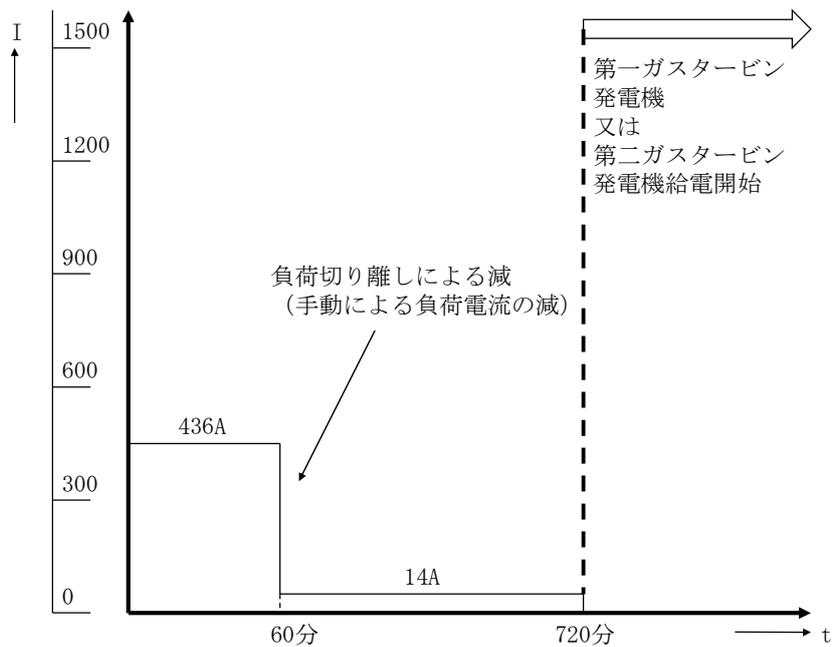
(1) 直流 125V 蓄電池 7D の負荷内訳

直流 125V 蓄電池 7D は、以下の第 2.3.1-10 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7D による負荷給電パターンを第 2.3.1-10 図に示す。

第 2.3.1-10 表 直流 125V 蓄電池 7D 負荷一覧

負荷名称	0～60 分	60～720 分
DG 初期励磁	-	-
M/C, P/C 投入及び引外し	-	-
その他の負荷 ^{※1}	436	14
合計(A)	436	14

※1：平均出力領域モニタを含む。



第 2.3.1-10 図 直流 125V 蓄電池 7D 負荷給電パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 436) = 1,461\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 436 + 12.00 \times (14 - 436)\} = 755\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7D の蓄電池容量は 2,200Ah で問題ない。

2.3.1.12 まとめ

非常用の常設蓄電池の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を第 2.3.1-11 表に示す。

本結果より、全交流動力電源喪失に備えて、非常用の常設蓄電池が、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（12 時間）確保でき、設置許可基準規則第 14 条の要求事項を満足する。

第 2.3.1-11 表 非常用の常設蓄電池の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
直流 125V 蓄電池 6A	6,000Ah	1 分間→1,174Ah 8 時間→5,866Ah 12 時間→5,726Ah	5,866Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	4,000Ah	1 分間→1,880Ah 4 時間→1,759Ah	1,880Ah	○
直流 125V 蓄電池 6B	3,000Ah	1 分間→2,341Ah 1 時間→2,837Ah 12 時間→2,409Ah	2,837Ah	○
直流 125V 蓄電池 6C	3,000Ah	1 分間→2,223Ah 1 時間→2,655Ah 12 時間→1,455Ah	2,655Ah	○
直流 125V 蓄電池 6D	2,200Ah	1 時間→1,387Ah 12 時間→ 593Ah	1,387Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	6,000Ah	1 分間→1,179Ah 8 時間→5,919Ah 12 時間→5,825Ah	5,919Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	4,000Ah	1 分間→2,137Ah 4 時間→1,870Ah	2,137Ah	○
直流 125V 蓄電池 7B	3,000Ah	1 分間→2,339Ah 1 時間→2,973Ah 12 時間→2,791Ah	2,973Ah	○
直流 125V 蓄電池 7C	3,000Ah	1 分間→1,846Ah 1 時間→2,474Ah 12 時間→1,566Ah	2,474Ah	○
直流 125V 蓄電池 7D	2,200Ah	1 時間→1,461Ah 12 時間→ 755Ah	1,461Ah	○

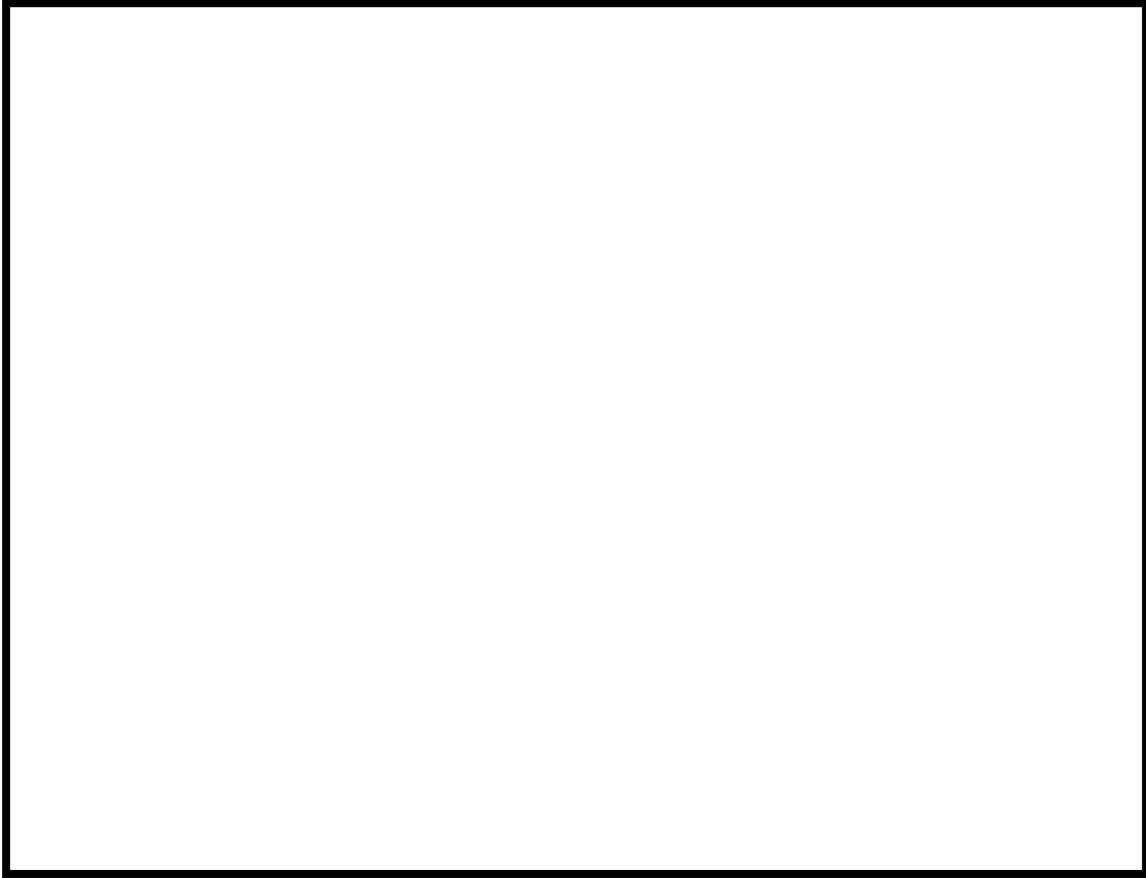
2.3.2 非常用の常設蓄電池の配置の基本方針

2.3.2.1 非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

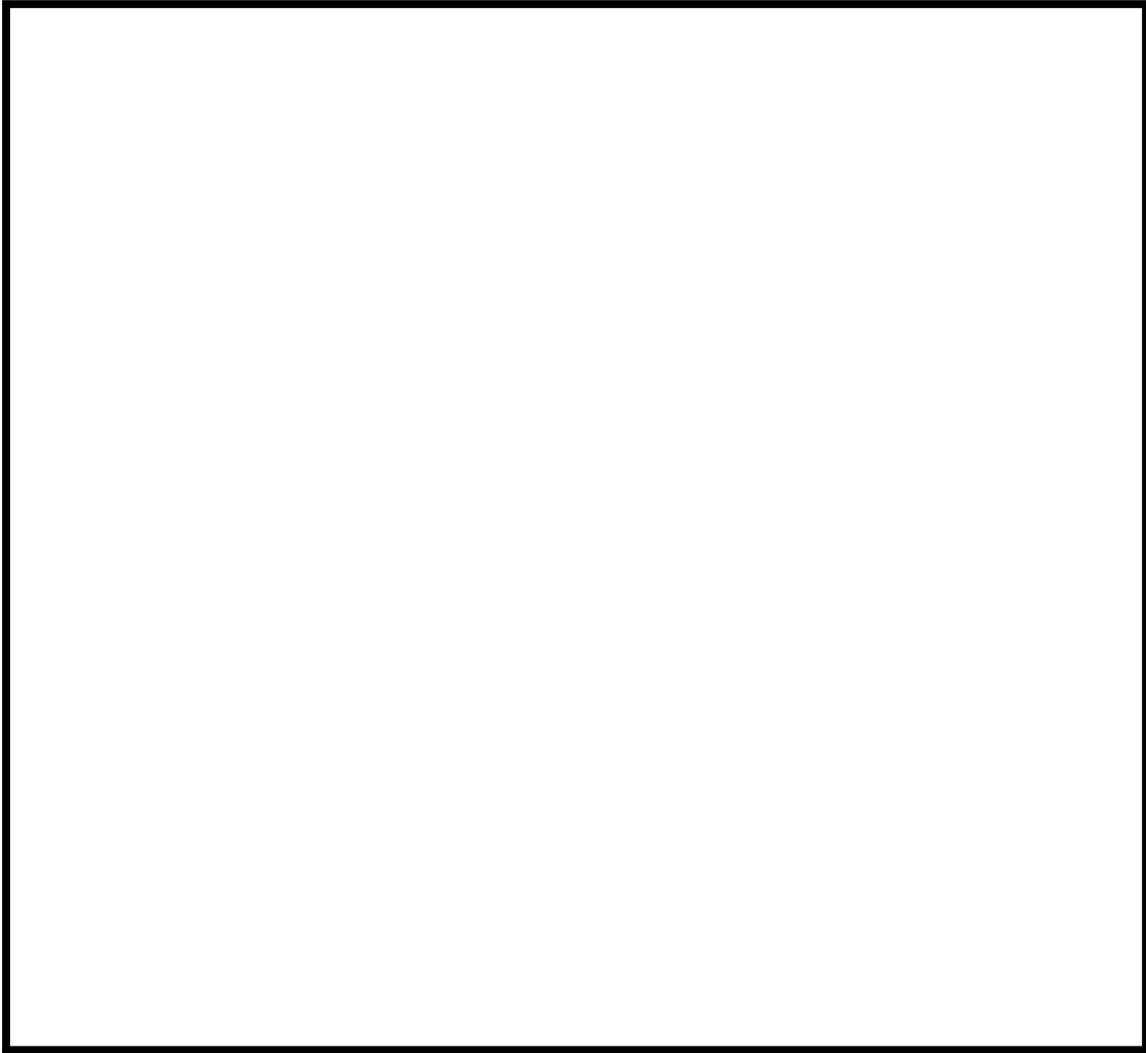
非常用の常設蓄電池の配置を第 2.3.2-1 図、第 2.3.2-2 図に示す。非常用の常設蓄電池およびその附属設備は、非常用 4 系統を別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、第 2.3.2-1 表の通り、地震、津波、内部火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

第 2.3.2-1 表 共通要因に対する頑強性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	設計基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して、建屋及び非常用の電気設備が機能維持できる設計としている。
津波	設計基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から施設に到達又は流入させない設計としている。また、取水路及び放水路等から施設へ流入させない設計としている。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁（障壁）で分離を行うか、適切な遠隔距離で分離した配置設計とする。	非常用の常設蓄電池およびその附属設備を設置している蓄電池室、計測制御用電源盤室は、3 時間耐火能力を有する耐火壁（障壁）により分離した設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水、蒸気及び被水）に対し、影響のないことを確認、もしくは溢水影響のないよう設備対策を実施する。	内部溢水に対して蓄電池室、計測制御用電源盤室の機能を失わないことを内部溢水影響評価で確認している。 なお、蓄電池室、計測制御用電源盤室には、溢水源はない。



第 2.3.2-1 図 非常用の常設蓄電池配置図 (1)



第 2.3.2-2 図 非常用の常設蓄電池配置図 (2)

3. 別添

別添1 蓄電池の容量算出方法

1. 計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は +10°C とする。

- (3) 放電終止電圧は下記の通りとする (別添 3)。

直流 125V 蓄電池 6A, 7A : 1.80V/セル

直流 125V 蓄電池 6A-2, 6B, 6C, 6D, 7A-2, 7B, 7C, 7D : 1.75V/セル

- (4) 保守率は 0.8 とする。

- (5) 容量算出の一般式

$$C_n = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで,

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L : 保守率

K_i : 放電時間 T_i , 蓄電池の最低温度及び放電終止電圧によって決められる容量換算
時間 (時)

I_i : 放電電流 (A)

サフィックス $i = 1, 2, 3, \dots, n$: 放電電流の変化に順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2. 計算例（直流 125V 蓄電池 6A）

直流 125V 蓄電池 6A の場合，1 分間（第 1 図参照），8 時間（第 2 図参照），12 時間（第 3 図参照）給電での蓄電池容量の内，最大となる $C_2 = 5866\text{Ah}$ が保守率を考慮した必要容量となる。

1 分間給電

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1361) = 1174 \text{ Ah}$$

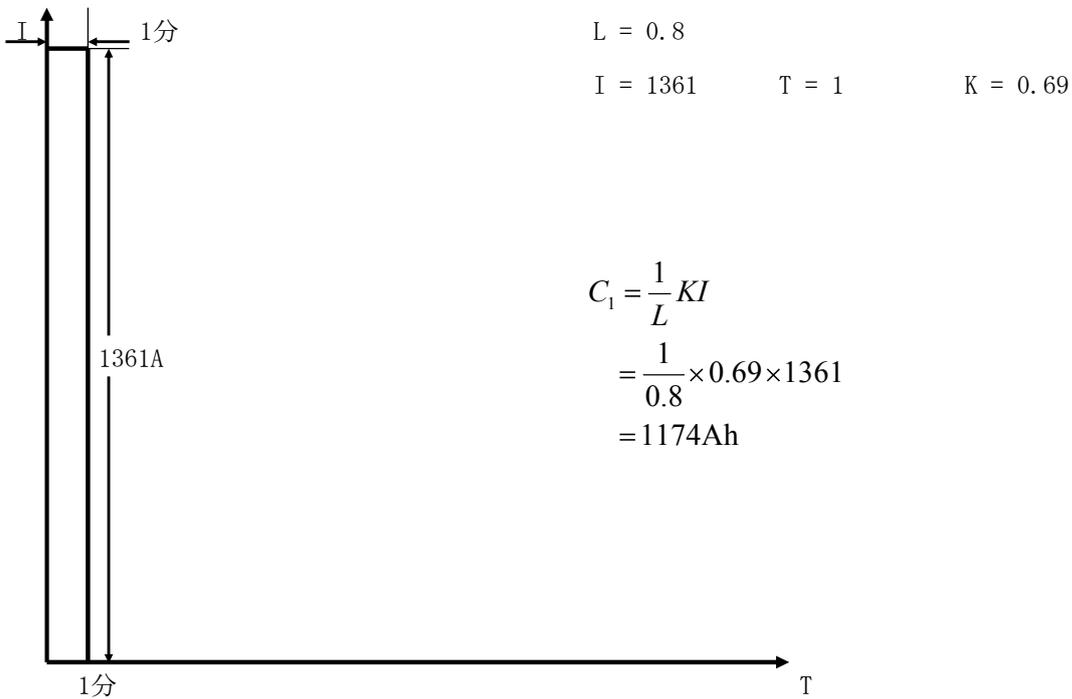
8 時間給電

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1361 + 8.69 \times (540 - 1361)\} = 5866 \text{ Ah}$$

12 時間給電

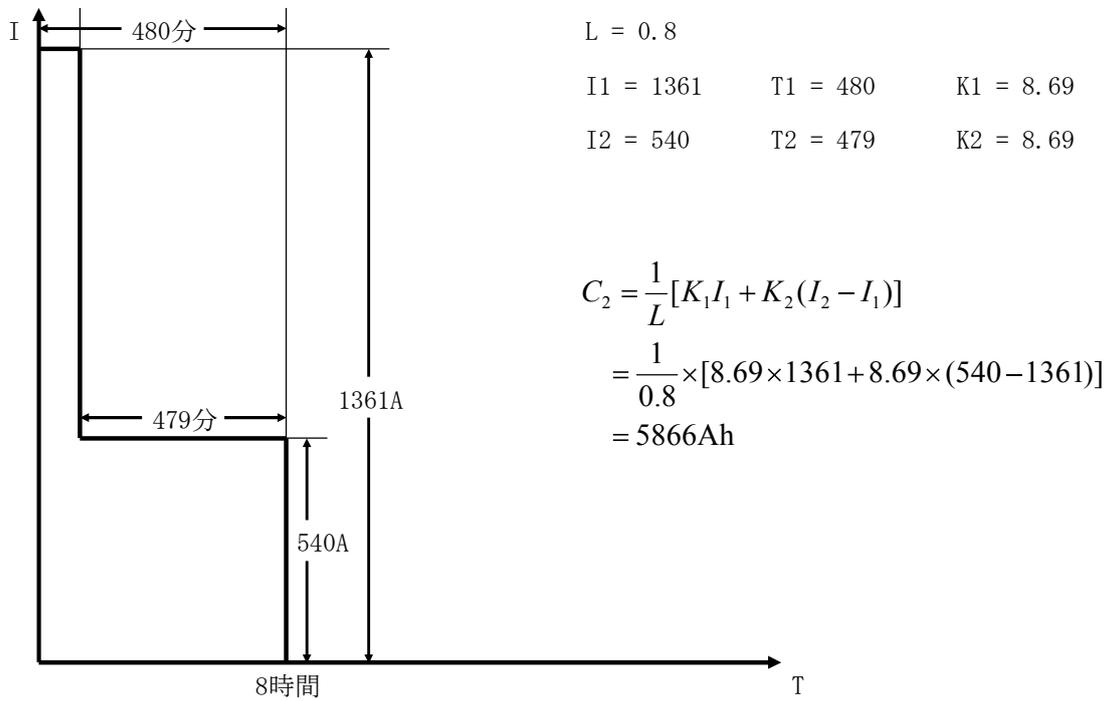
$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1361 + 12.20 \times (540 - 1361) + 5.20 \times (154 - 540)\} = 5726 \text{ Ah}$$

給電開始から 1 分後までの蓄電池容量 $C_1 = 1174\text{Ah}$ である。



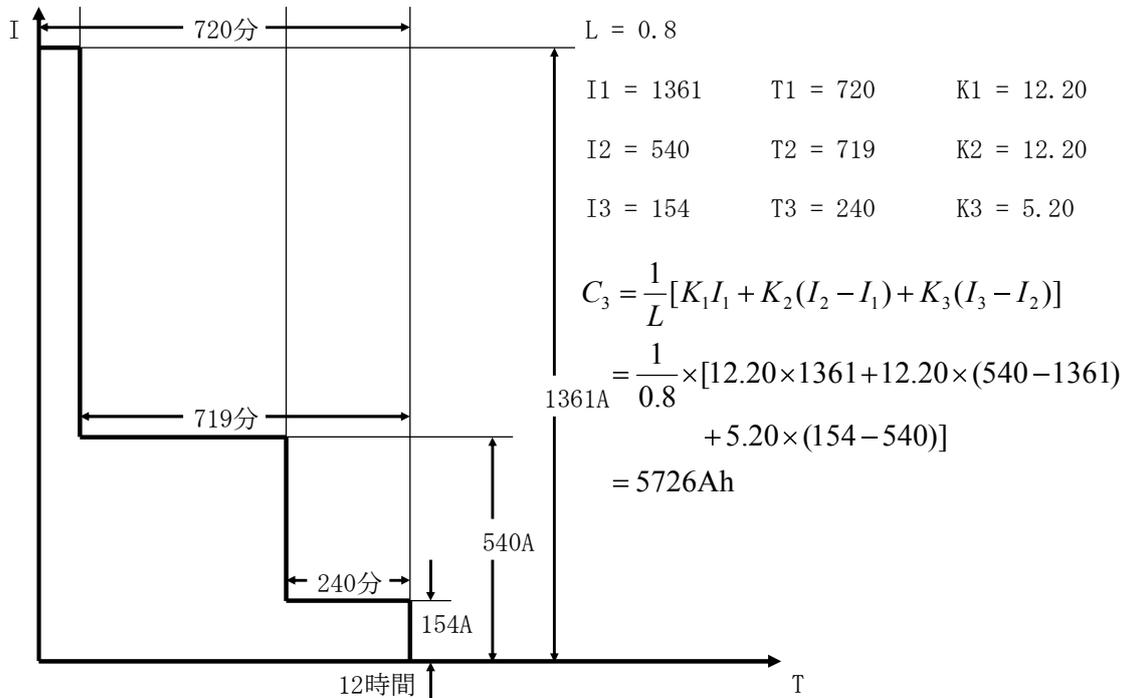
第 1 図 給電開始から 1 分後までの負荷曲線

給電開始から8時間後までの蓄電池容量 $C_2 = 5866\text{Ah}$ である。



第2図 給電開始から8時間後までの負荷曲線

給電開始から12時間後までの蓄電池容量 $C_3 = 5726\text{Ah}$ である。



第3図 給電開始から12時間後までの負荷曲線

別添2 蓄電池の容量換算時間 K 値一覧

非常用の常設蓄電池の容量換算時間を第1～6表に示す。

第1表 6号炉 直流125V蓄電池6A(制御弁式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0.69
240	5.20
479	8.69
480	8.69
719	12.20
720	12.20

第2表 6号炉 直流125V蓄電池6A-2, 6B, 6C(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	1.82
59	2.78
60	2.80
239	6.18
240	6.20
660	12.70
719	13.70
720	13.70

第3表 6号炉 直流125V蓄電池6D(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
60	2.68
660	12.00
720	13.00

第4表 7号炉 直流125V蓄電池7A(制御弁式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0.66
240	5.30
479	8.72
480	8.72
719	12.32
720	12.32

第5表 7号炉 直流125V蓄電池7A-2, 7B, 7C(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	1.82
59	2.78
60	2.80
239	6.18
240	6.20
660	12.70
719	13.70
720	13.70

第6表 7号炉 直流125V蓄電池7D(クラッド式)

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
60	2.68
660	12.00
720	13.00

別添 3 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K 値は、蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は、蓄電池から電源供給を行う負荷の最低動作電圧に、蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、放電終止電圧を次の通りとする。

○直流 125V 蓄電池 6A, 7A : 1.80V/セル

○直流 125V 蓄電池 6A-2, 6B, 6C, 6D, 7A-2, 7B, 7C, 7D : 1.75V/セル

直流 125V 蓄電池 6A, 7A で放電終止電圧を高め設定している理由は、蓄電池移設に伴い蓄電池から充電器盤のケーブルが長くなり、電圧降下が大きくなったため、それを補償する電圧が必要であるためである。

なお、直流 125V 蓄電池 6A-2, 7A-2 は建設時の直流 125V 蓄電池 6A, 7A とそれぞれ同一の設備であるため、建設時の直流 125V 蓄電池 6A, 7A と同じ放電終止電圧を設定する。

【計算例】

移設前の直流 125V 蓄電池 7A～直流 125V 充電器 7A : 45m

移設後の直流 125V 蓄電池 7A～直流 125V 充電器 7A : 95m

ケーブルサイズ : 400mm²→0.0462 Ω/km

条数 : 4 条

最大電流値 : 1,426A

この時の電圧降下は

$$(0.095[\text{km}] - 0.045[\text{km}]) \times 2 \times 0.0462[\Omega/\text{km}] \div 4 \times 1361[\text{A}] = 1.57[\text{V}]$$

これを蓄電池 1 セルあたりの値に変更すると

$$1.57[\text{V}] \div 60[\text{セル}] = 0.0262[\text{V}/\text{セル}]$$

よって

$$1.75[\text{V}/\text{セル}] + 0.0262[\text{V}/\text{セル}] \doteq 1.80[\text{V}/\text{セル}]$$

を選定する。

別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は、使用開始から寿命までの間変化し、使用年数を経るに従い容量低下する。蓄電池容量は次の理由から必要容量に対し容量に余裕を持った設計とする。

- (1) 当社原子力発電所では電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) による保守率 0.8 を採用しており、必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。(定格容量 > 必要容量 / 保守率 0.8)

なお、次の理由からも蓄電池容量が必要容量を満足している。

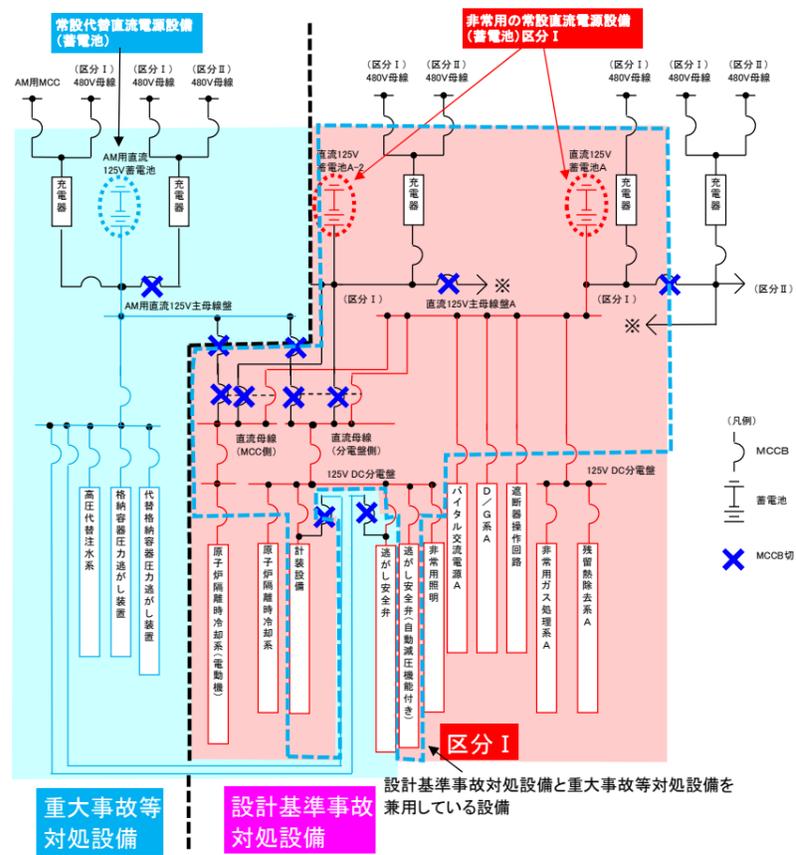
- (2) 各負荷の電流値、運転時間は実負荷電流ではなく設計値を用いている。

別添 5 所内常設蓄電式直流電源設備

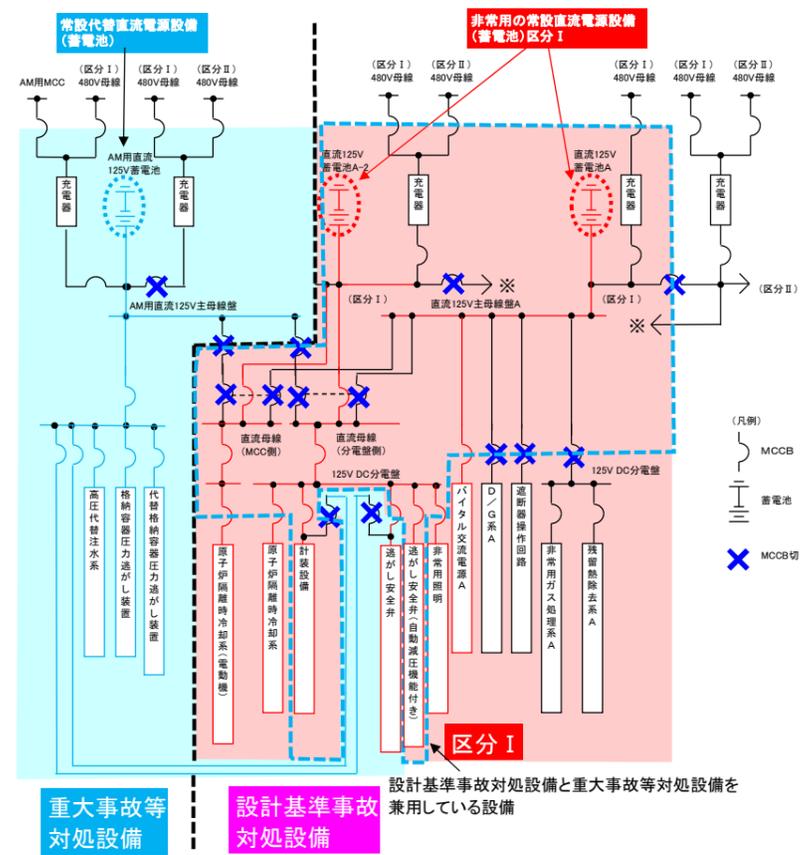
直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 7A, 7A-2 は, 重大事故対処等設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) にて以下の規定がある。

所内常設蓄電式直流電源設備は, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, 電気の供給が可能であること。ただし, 「負荷切り離しを行わずに」には, 原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり, 電気の供給を行うことが可能な設計としている。

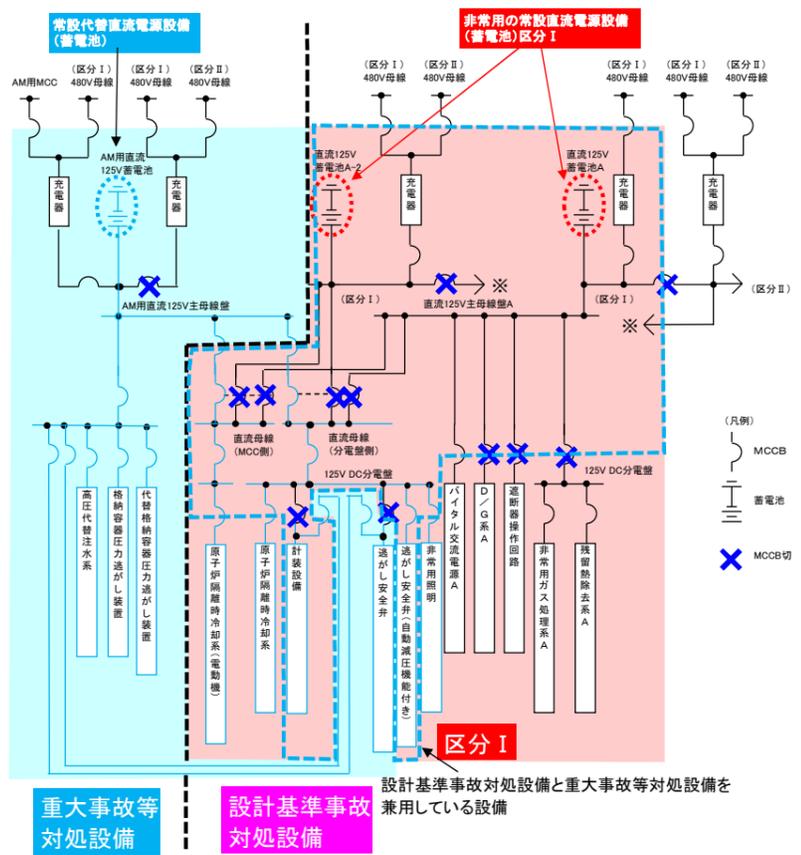
上記の要求事項を満足するために, 代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 8 時間後以降にコントロール建屋地下 1 階の非常用電気品室の直流分電盤で直流 125V 蓄電池 6A, 7A の不要負荷の切り離し, 並びに必要な負荷の電源供給元を直流 125V 蓄電池 6A, 7A から直流 125V 蓄電池 6A-2, 7A-2 に切り替え, さらに全交流動力電源喪失発生後 19 時間後以降に必要な負荷の電源供給元を重大事故対処等設備である AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号炉, 7 号炉) に切り替える手順を整備している。(単線結線図は第 1 図～第 6 図参照, 負荷曲線は第 7 図及び第 8 図参照) また所内常設蓄電式直流電源設備の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を第 1 表に示す。



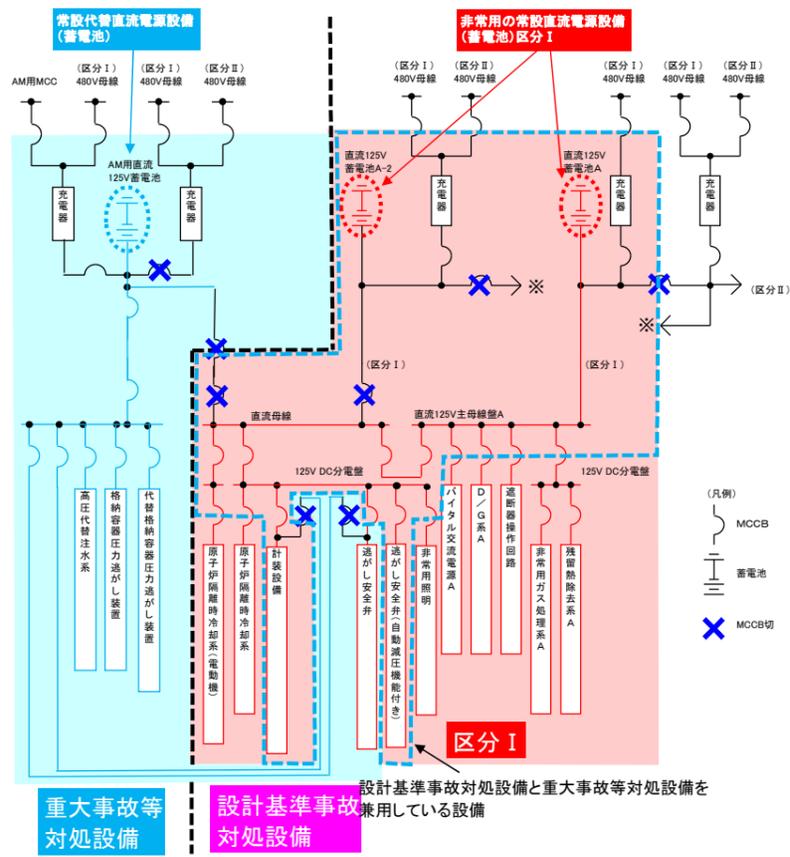
第1図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失直後～8時間後)



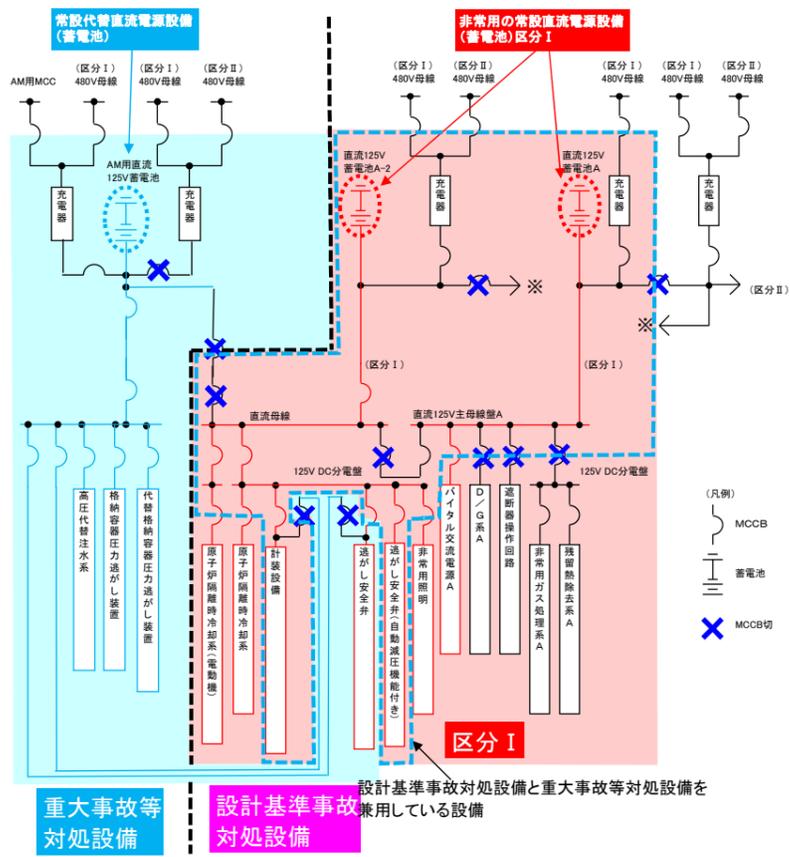
第2図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後～19時間後)



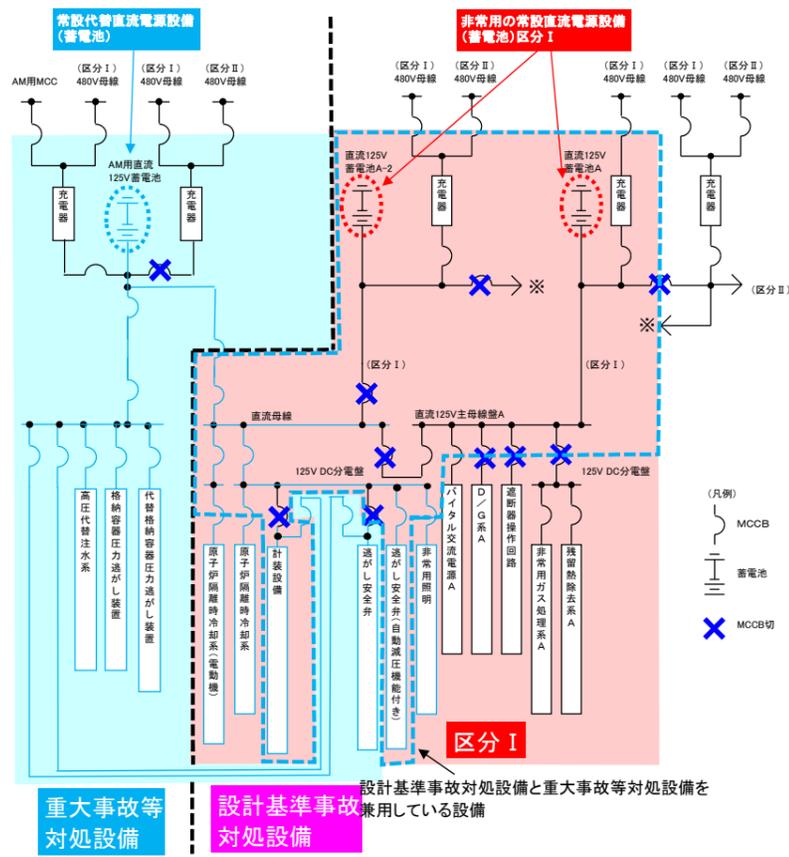
第3図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失19時間後～24時間後)



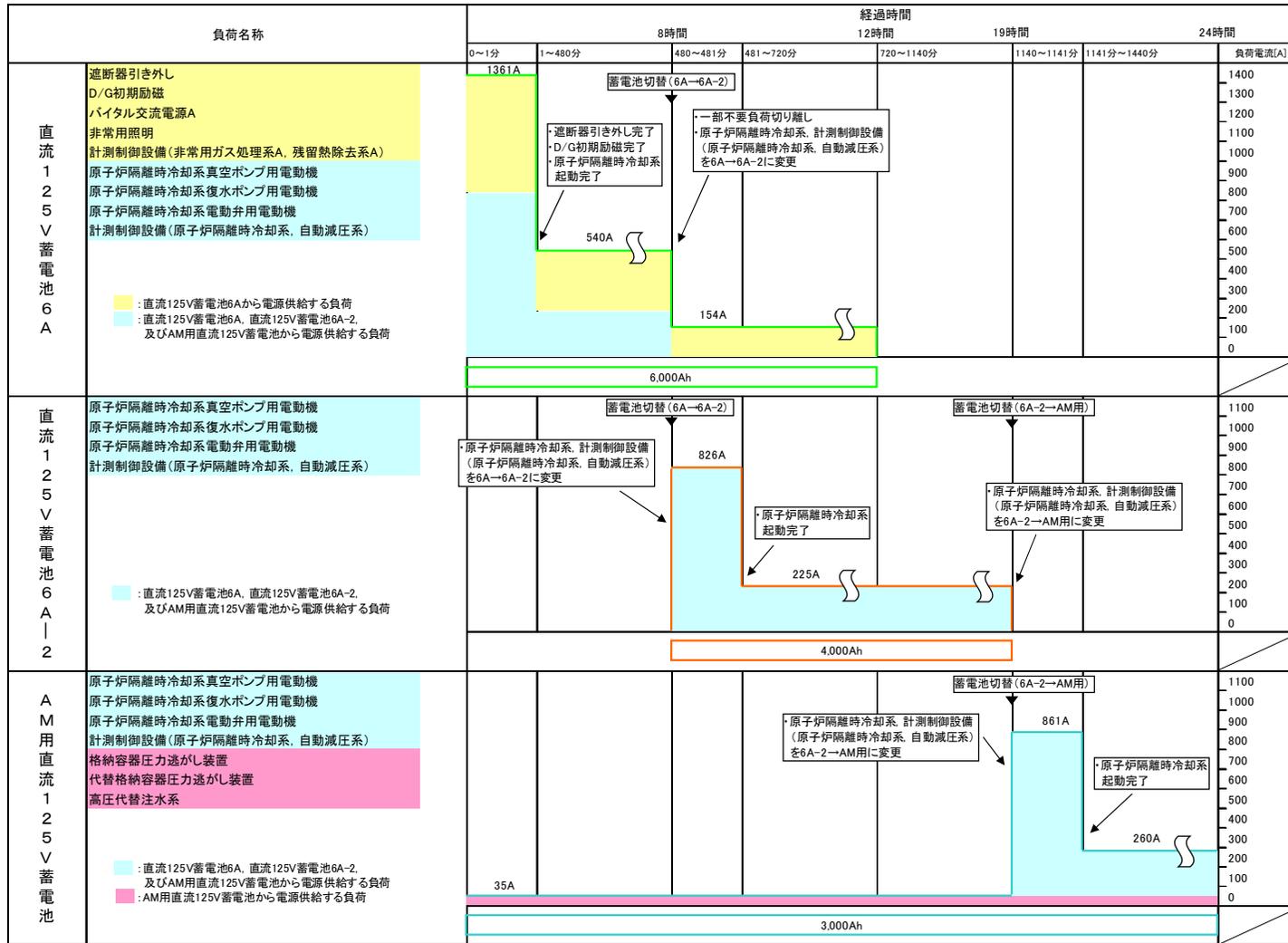
第4図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)
(全交流動力電源喪失直後～8時間後)



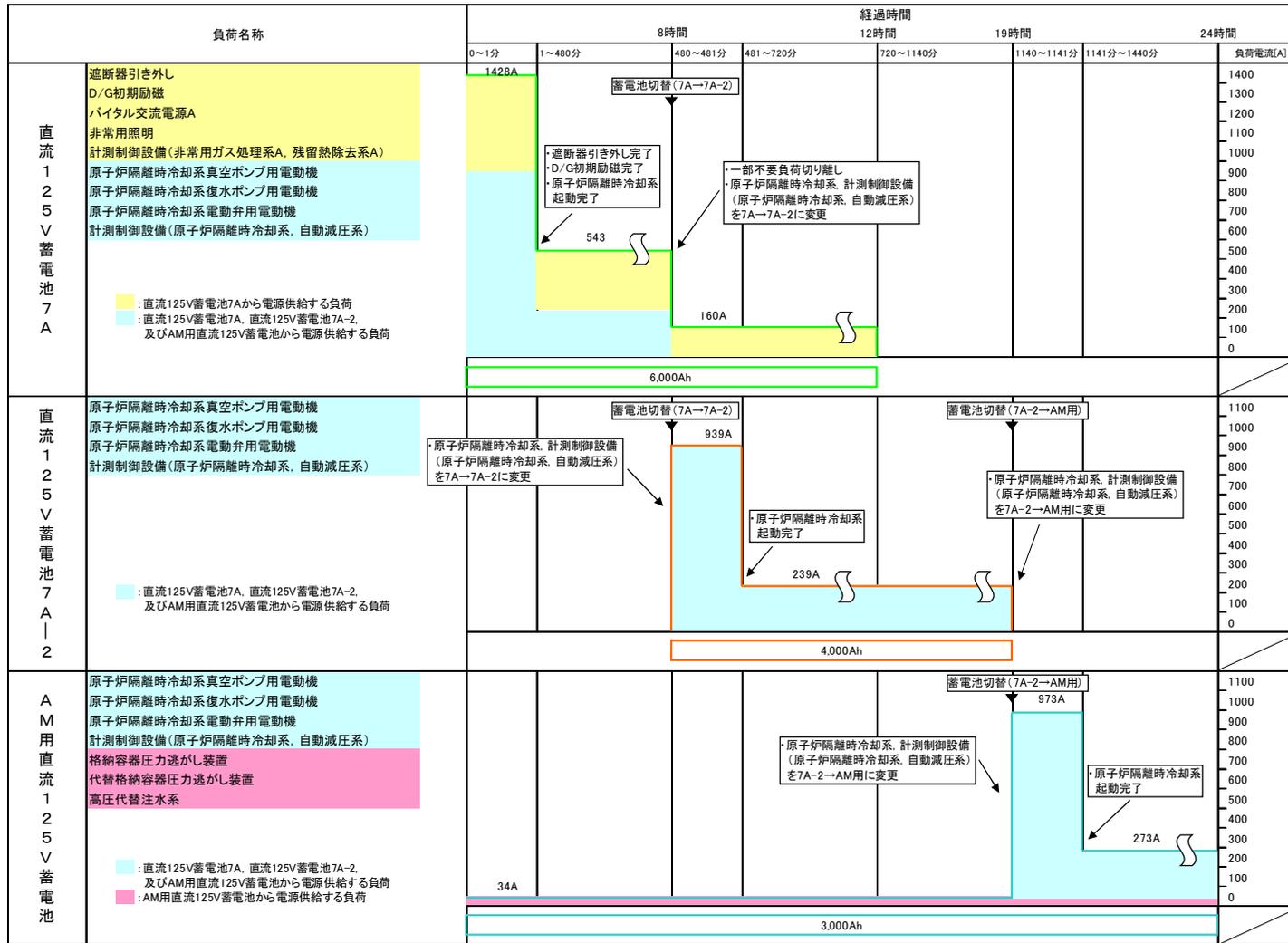
第5図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後～19時間後)



第6図 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)
(全交流動力電源喪失19時間後～24時間後)



第7図 直流125V蓄電池6A, 6A-2, AM用直流125V蓄電池(6号炉) 負荷曲線

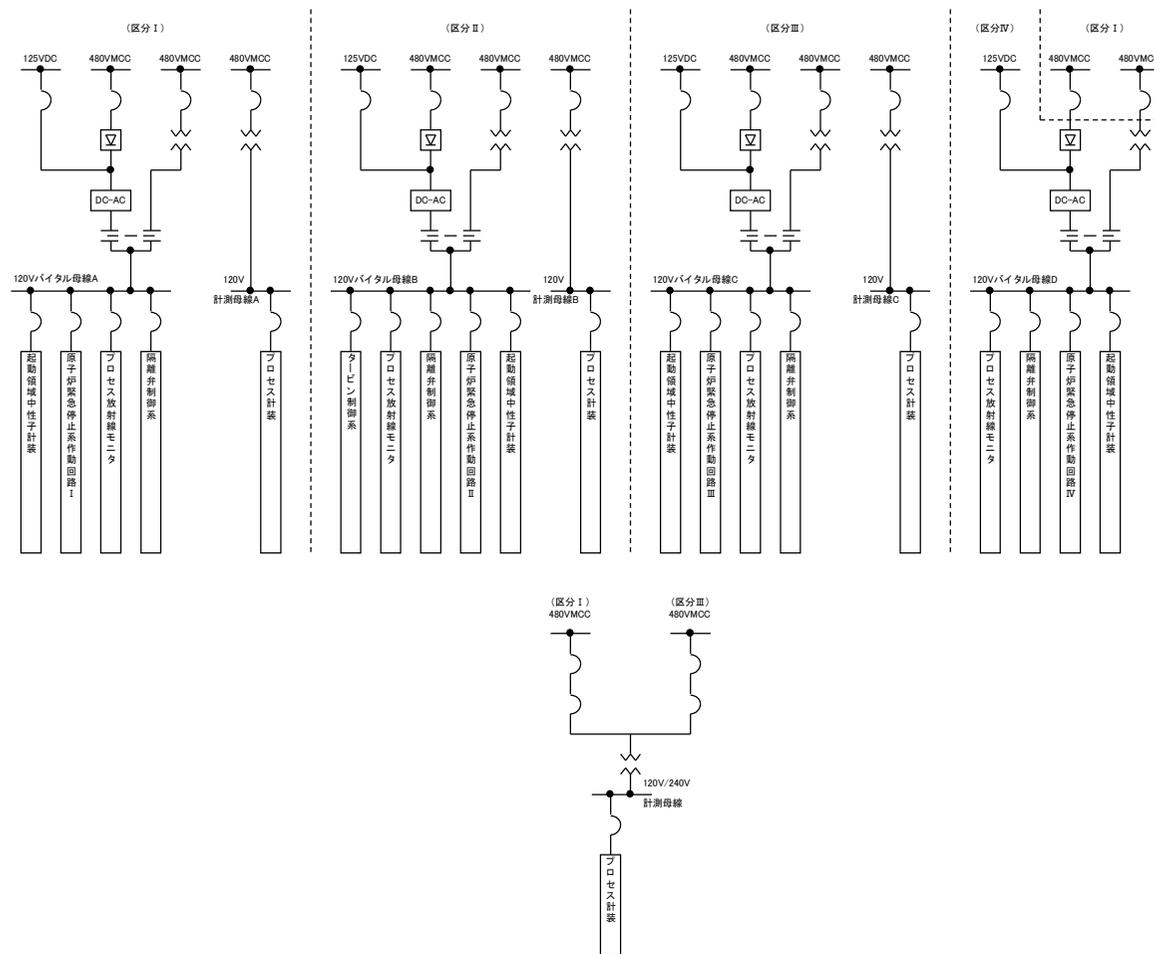


第8図 直流125V蓄電池7A, 7A-2, AM用直流125V蓄電池(7号炉) 負荷曲線

第1表 所内常設蓄電式直流電源設備の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
直流 125V 蓄電池 6A	6,000Ah	1 分間→1,174Ah 8 時間→5,866Ah 12 時間→5,726Ah	5,866Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	4,000Ah	1 分間→1,880Ah 11 時間→3,572Ah	3,572Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (6 号炉)	3,000Ah	19 時間→ 840Ah 19 時間 +1 分間→1,553Ah 24 時間→2,786Ah	2,786Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	6,000Ah	1 分間→1,179Ah 8 時間→5,919Ah 12 時間→5,825Ah	5,919Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	4,000Ah	1 分間→2,137Ah 11 時間→3,795Ah	3,795Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (7 号炉)	3,000Ah	19 時間→ 822Ah 19 時間 +1 分間→1,596Ah 24 時間→2,886Ah	2,886Ah	○

別添 6 計測制御用電源



第1図 計測制御用電源単線結線図

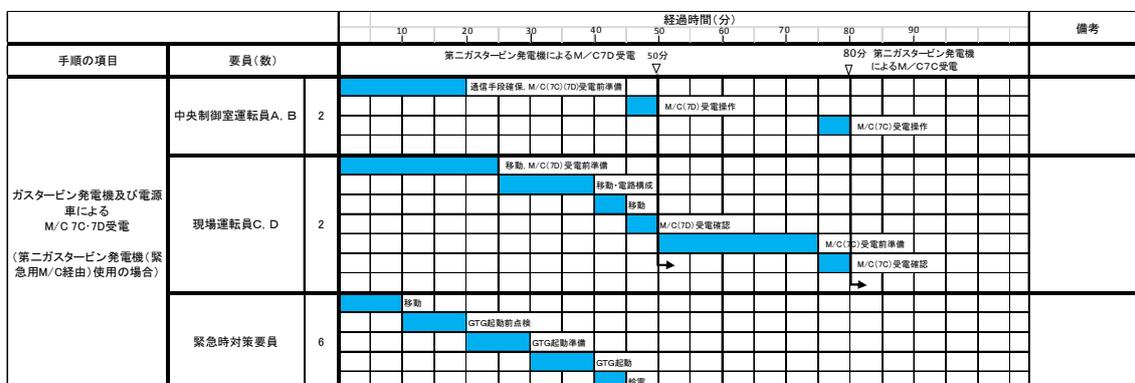
別添 7 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から電源供給を開始する時間

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）からの電源供給開始に要する時間は、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において、詳細を提示している。第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでのタイムチャートを第 1 図に、第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでのタイムチャートを第 2 図に示す。

第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでは約 45 分で可能である。第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線 C 系及び D 系を受電するまでは約 50 分で可能である。よって常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から電源供給が開始される時間を 70 分とするのは保守的である。



第 1 図 常設代替交流電源設備による M/C7C 及び 7D 受電のタイムチャート
(第一ガスタービン発電機の使用の場合)

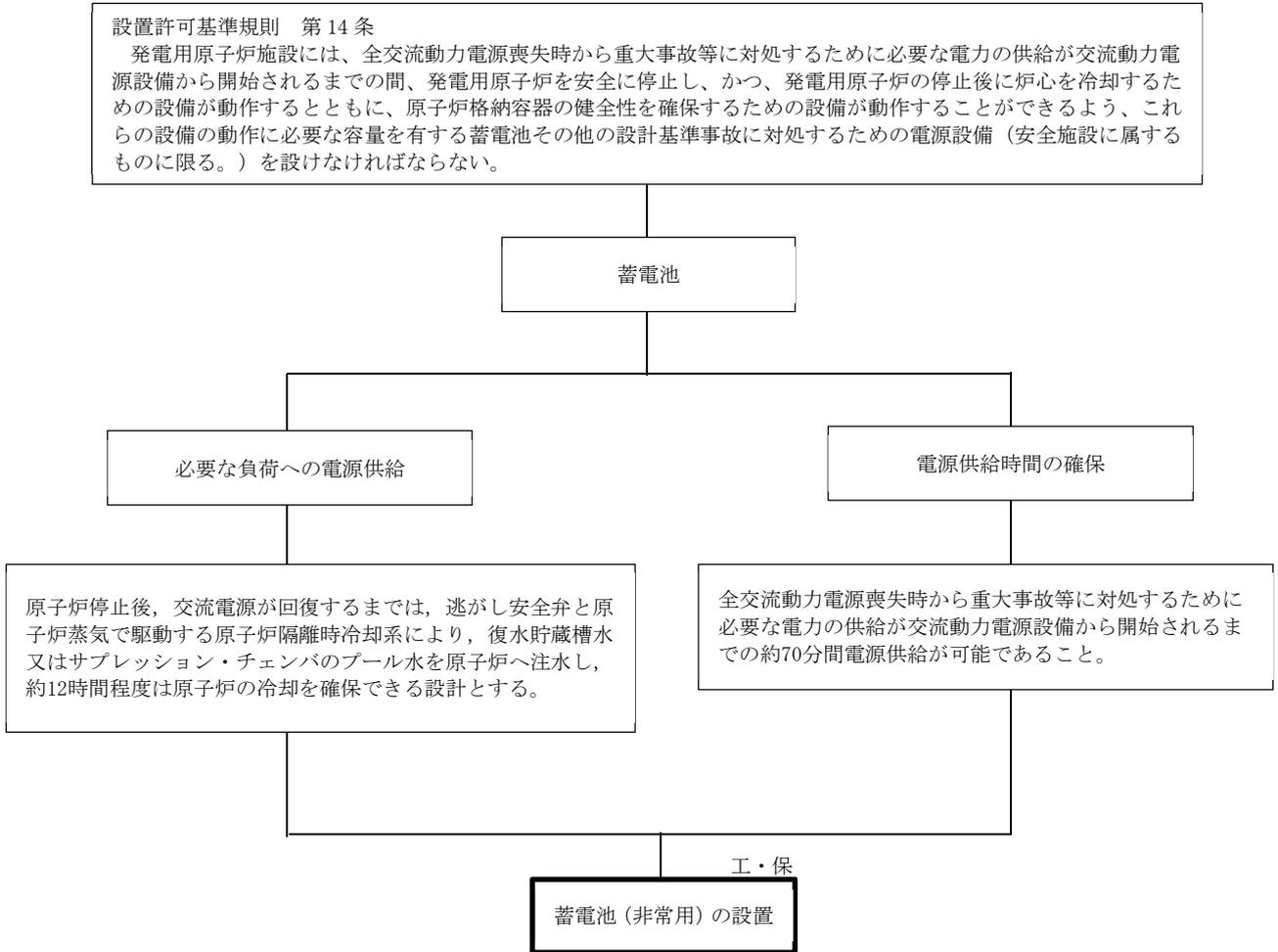


第 2 図 常設代替交流電源設備による M/C7C 及び 7D 受電のタイムチャート
(第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)の使用の場合)

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料
全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六，八への反映事項】</p> <p>：添付六，八に反映</p> <p>：当該条文に該当しない (他条文での反映事項他)</p>
--	---

運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可 基準対象 条文	対象項目	区分	運用対策等
第 14 条 全交流動力 電源喪失対 策設備	蓄電池 (非常用)	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—

第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

<目次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について
3. 別添
 - 別添 1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 別添 2 使用済燃料プール監視設備について
 - 別添 3 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用，手順説明資料
燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 - 別添 4 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1.1-1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条 要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p>	<p>第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>

<p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>変更なし</p>

<p>最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。</p>	<p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p>	
<p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。</p>	<p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p>	追加要求事項
<p>—</p>	<p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	変更なし

<p>設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p>	<p>技術基準規則 第 34 条 (計測装置)</p>	<p>備 考</p>
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 <u>外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとする。</u></p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置(第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。)にあっては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>—</p>	<p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 47 条 (計測装置等)	備 考
<p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、<u>自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>追加要求事項</p>

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

使用済燃料プールへの重量物落下した場合においても、使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため、使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し、抽出された重量物が基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

(1) 使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

a. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記（1）で抽出及び項目分類したのものについて、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

(2) 使用済燃料プールへの落下防止対策

a. 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機、原子炉建屋クレーンについて、基準地震動 S_s に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信する設計とする。また、これら計測設備については非常用所内電源から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
使用済燃料プールへの重量物落下について

目次

- 1．新規制基準の追加要件について
 - 1.1 概要
- 2．使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー
- 3．使用済燃料プール周辺の設備等の抽出
 - 3.1 評価フロー（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方
 - 3.1.1 現場確認による抽出
 - 3.1.2 図面等による抽出
 - 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出
 - 3.2 評価フローの抽出結果
 - 3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等
- 4．使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出
 - 4.1 評価フロー（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方
 - 4.1.1 設置状況による抽出
 - 4.1.2 落下エネルギーによる抽出
 - 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出
 - 4.2 評価フローの抽出結果
 - 4.2.1 設置状況による抽出結果
 - 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果
 - 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果
- 5．落下防止の対応状況確認
 - 5.1 評価フロー（落下防止とその適切性の確認）の考え方
 - 5.2 評価フローの評価
 - 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策
 - 5.2.2 設備構造による落下防止対策
 - 5.2.3 運用による落下防止対策
 - 5.3 評価フローの抽出結果
 - 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの
- 6．重量物の評価結果

(別紙)

- 1．燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について
- 2．使用済燃料プールと運転床面上設備等との離隔概要について
- 3．燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
- 4．原子炉建屋クレーンのインターロックについて
- 5．使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

(補足説明資料)

- 1．7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価
- 2．燃料取替機 主ホイスト(ワイヤロープ, グラッフルヘッド, ブレーキ)の健全性評価について
- 3．原子炉建屋クレーン 主巻(ワイヤロープ, フック, ブレーキ)の健全性評価について
- 4．燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
- 5．過去不具合事象に対する対応状況について
- 6．新燃料の取扱いにおける落下防止対策
- 7．キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
- 8．キャスク吊具によるキャスクの吊り方について
- 9．6号炉と7号炉における評価内容の差異について

1 . 新規制基準の追加要件について

1.1 概 要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち，下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出するとともに，新規制基準への適合状況について確認した。

なお，当該規制については，使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため，柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また，燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない（安全設計審査指針 指針 49 と同じ）ため，ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とし，燃料集合体に関しては参考として確認した。

< 重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則 >

- a . 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則
第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設） 第 2 項 第二号 二
- b . 「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」
第二十六条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 第 2 項 第四号 二

2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

・使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等(建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書)により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

・使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー で抽出及び項目分類したのものについて、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

・落下防止対策の要否判断

評価フロー で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

・使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フロー で落下防止対策が必要とされた重量物は、対策の有効性を検証するため、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

・使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー で検討不要、または評価フロー で対策不要としたものは、落下時影響評価は不要とする。

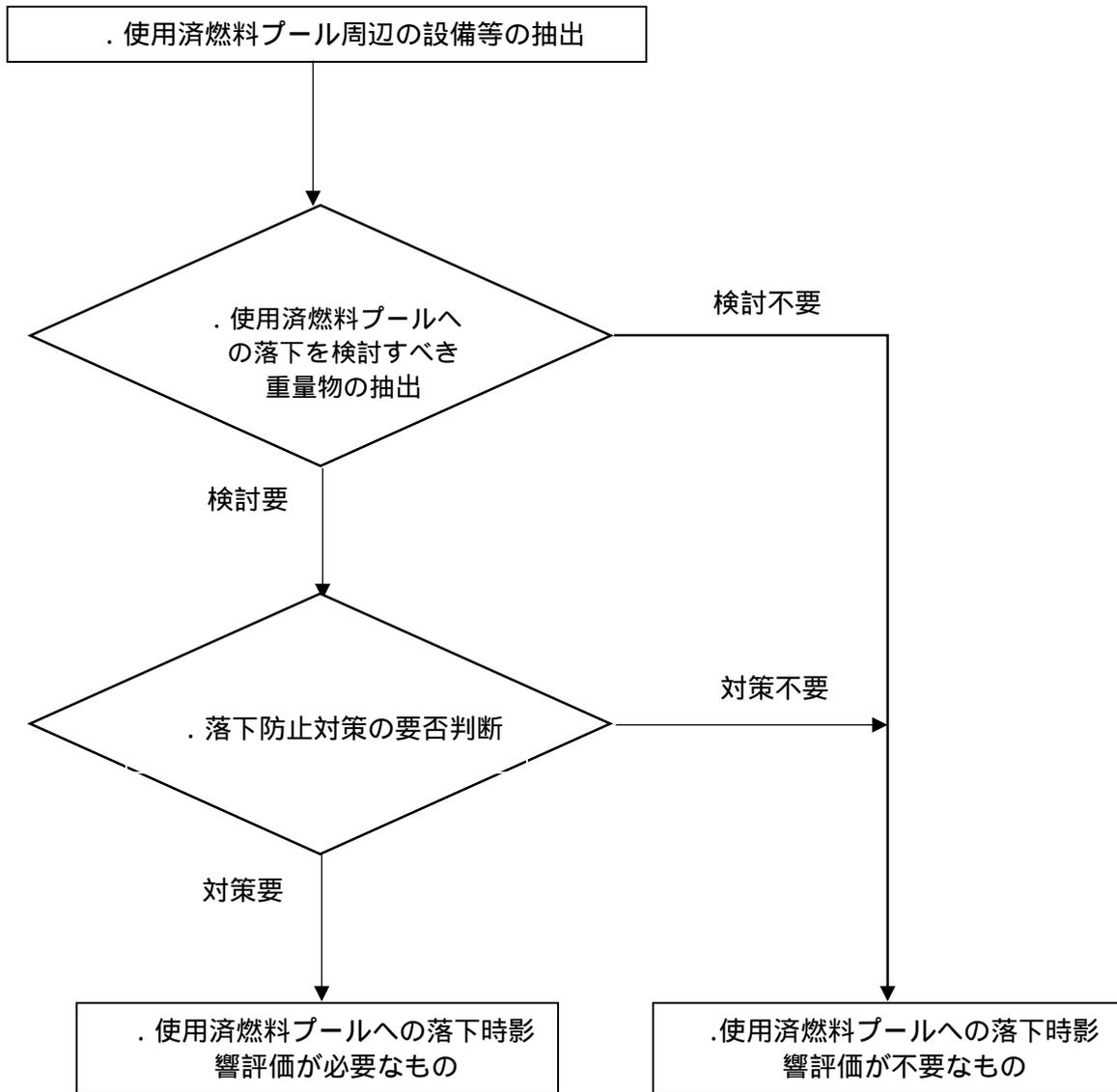


図2.1 評価フロー

3 . 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

3.1 評価フロー（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

3.1.1 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアに設置されている設備等。

3.1.2 図面等 による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，機器配置図や設計仕様書の図面等を用いて抽出する。

建屋機器配置図

機器設計仕様書（燃料取扱機器，燃料取替機 等）

系統設計仕様書（原子炉建屋クレーン，燃料取扱及びプール一般設備 等）

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアに設置されている設備等。

3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で，燃料取替機，原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について，作業実績に基づき抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロアの作業において，燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また，仮設機材類の持込品については，使用済燃料プールが，立入りと持込品を制限している区域内にあること及び，その落下エネルギーについては，燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため，抽出の対象外とする。

3.2 評価フロー の抽出結果

3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場，機器配置図等による確認及び作業実績により，以下の設備等を抽出した。抽出した設備等の各項目の詳細については，表 3.1 及び表 3.2 に示す。

【抽出した設備等の項目】

- ・原子炉建屋
- ・燃料取替機
- ・原子炉建屋クレーン
- ・その他クレーン類
- ・R C C V（取扱具含む）
- ・R P V（取扱具含む）
- ・内挿物（取扱具含む）
- ・プール内ラック類
- ・プールゲート類
- ・キャスク（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・フェンス・ラダー類
- ・装置類
- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類
- ・試験・検査用機材類
- ・コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・空調機
- ・その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては，燃料集合体等の使用済燃料プール内に保管される内挿物の移送作業がある。この作業で使用する燃料取替機は，原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体，内挿物の移動，キャスクへの使用済燃料集合体の移動，原子炉冷却材再循環ポンプ（以下，RIP という）の取扱作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては，キャスクの移動，プラント定検時の運転床面における各機器の配置変更，搬入及び搬出を行う。

(1) 柏崎刈羽6号炉

柏崎刈羽6号炉の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋内オペフロ全体



燃料取替機



使用済燃料プール天井



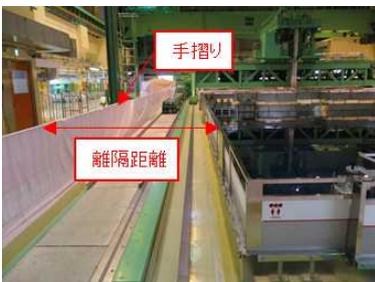
原子炉建屋クレーン



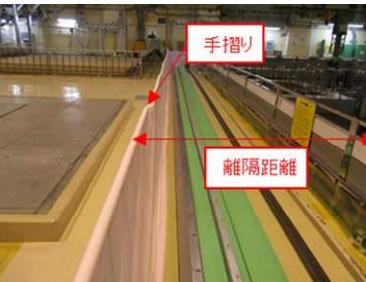
原子炉建屋内運転床面概略平面図



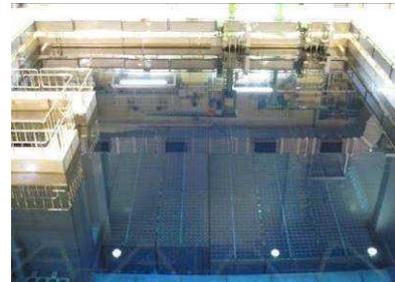
使用済燃料プール全体



使用済燃料プール側面



使用済燃料プール側面



使用済燃料プールラック側

図 3.2.1 6号炉 原子炉建屋内運転床面（オペレーティングフロア）概要

(2) 柏崎刈羽7号炉

柏崎刈羽7号炉の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋内オペフロ全体



使用済燃料プール天井



燃料取替機



原子炉建屋クレーン



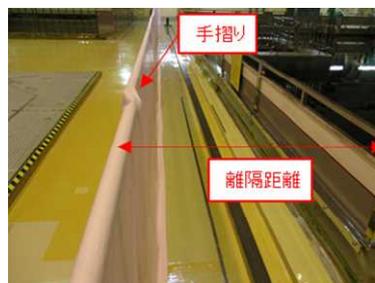
原子炉建屋内運転床面概略平面図



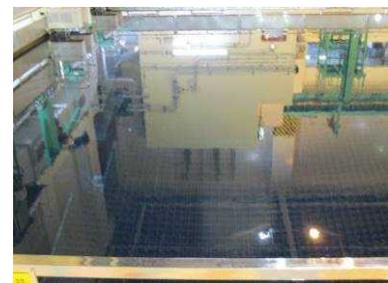
使用済燃料プール全体



使用済燃料プール側面



使用済燃料プール側面



使用済燃料プールラック側

図 3.2.2 7号炉 原子炉建屋内運転床面概要

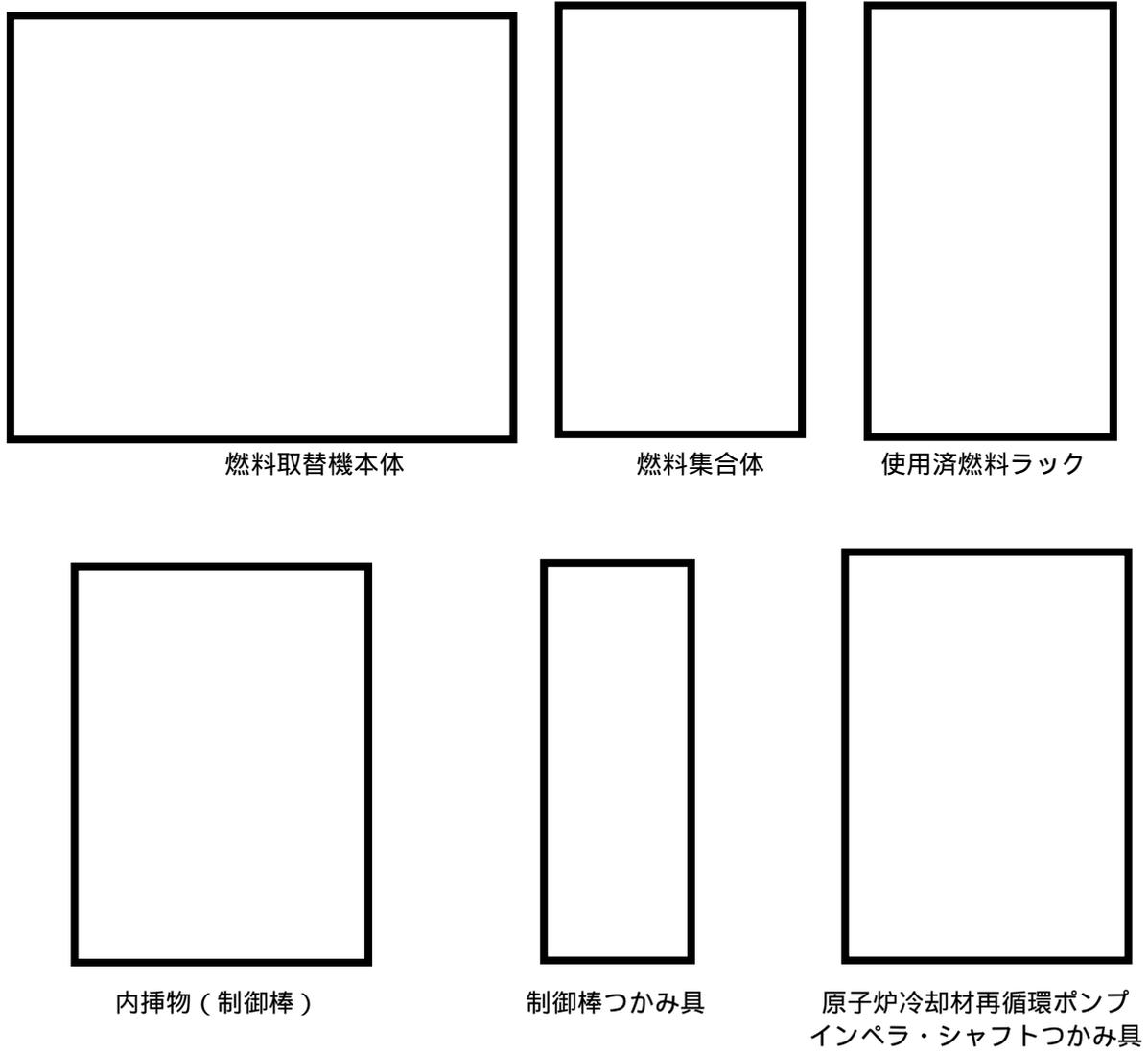
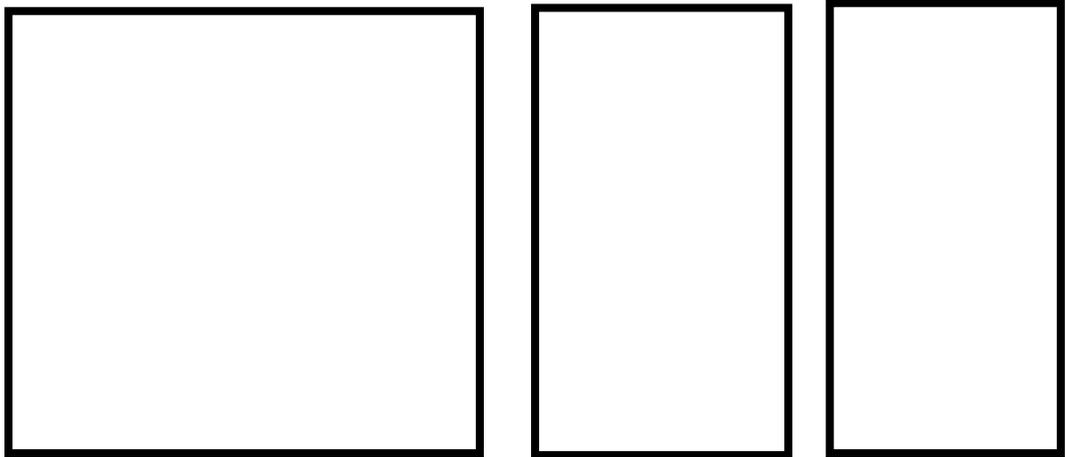


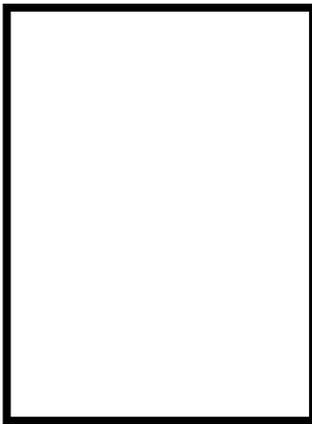
図 3.2.3 燃料取替機本体及び取扱い設備等（6号炉）



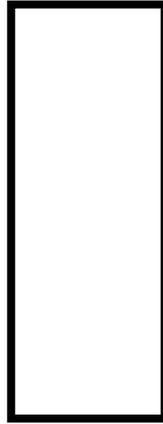
燃料取替機本体

燃料集合体

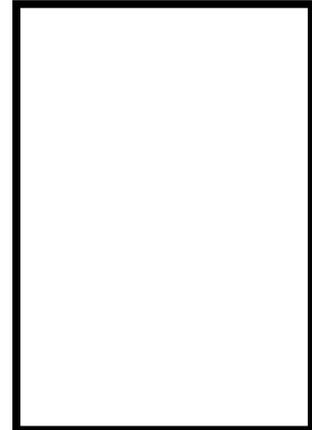
使用済燃料ラック



内挿物（制御棒）



制御棒つかみ具



原子炉冷却材再循環ポンプ
インペラ・シャフト

図 3.2.4 燃料取替機本体及び取扱い設備等（7号炉）



原子炉建屋クレーン

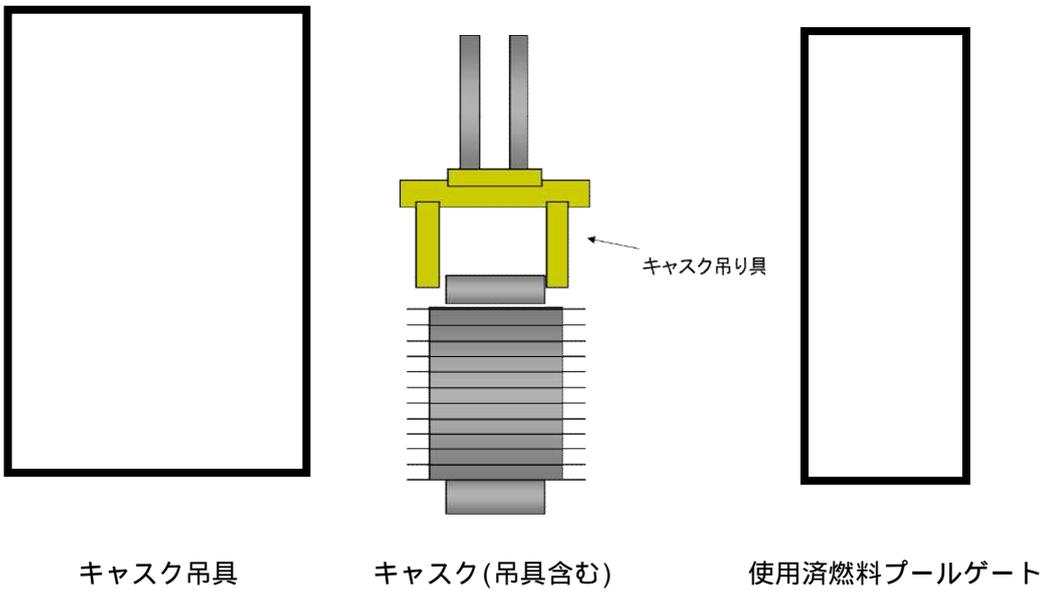
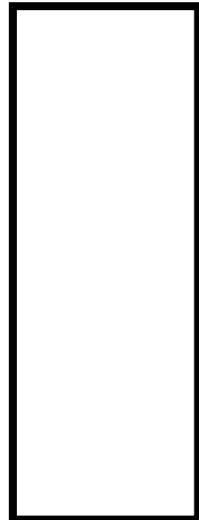
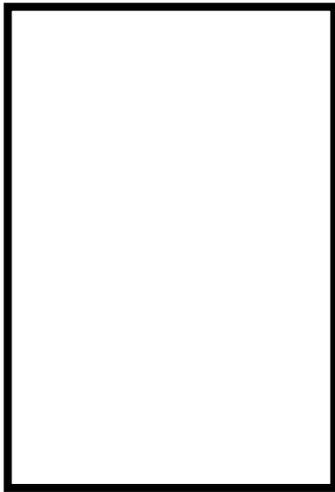


図 3.2.5 原子炉建屋クレーン本体及び取扱い重量物 (6 号炉)



原子炉建屋クレーン



キャスク吊具

使用済燃料プールゲート

図 3.2.6 原子炉建屋クレーン本体及び取扱い重量物（7号炉）

表 3.1 評価フロー の抽出結果 (詳細)(6号炉)(その1)

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	屋根トラス、耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン
		燃料コンテナ起立台
		新燃料検査台
		機器搬出入口用ジブクレーン
5	RCCV (取扱具含む)	RCCV ヘッド (ボルト含む)
		RCCV M/I 吊り具
6	RPV (取扱具含む)	RPV ヘッド (+ スタッドテンショナ (RPV ヘッド自動着脱機))
		R P V ヘッド自動着脱機 変圧器盤
		RPV オーリング
		RPV ヘッド保温材
		圧力容器上蓋仮置除染ピット 上蓋支持台
		スタッドボルトトラック
		ボルトスタンド
7	内挿物 (取扱具含む)	シュラウドヘッド + 気水分離器
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		蒸気乾燥器
		蒸気乾燥器・気水分離器吊り具
		MS ラインプラグ
		主蒸気ラインプラグ 操作ユニット
		ガイドロッド
		ガイドロッドつかみ具
		グリッドガイド
		挿入ガイド用一時保管具
		インコア挿入ガイド
		サーベランス試験片
		上部格子板
		操作ポール + その他プール工具
		RIP インペラ・シャフト (保管ラック含む)
		RIP インペラ・シャフトつかみ具
		RIP 運搬用仮設レール
		RIP 仮置台
		RIP 検査水槽
		RIP 検査水槽用リール
		RIP 上部取扱接続ロッド
		RIP ディフューザ・ストレッチチューブ (保管ラック含む)
		RIP ディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		RIP ストレッチチューブネジ部保護具
		RIP ディフューザウェアリング
		RIP ディフューザウェアリングつかみ具

表 3.1 評価フロー の抽出結果（詳細）(6号炉)(その2)

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物（取扱具含む）	RIP 取扱具保管棚
		RIP モータ用上部プラグ
		LPRM 検出器
		LPRM / ドライチューブ移送具
		LPRM / ドライチューブ取扱具
		引抜き I H T 用錘
		挿入用 I H T
		LPRM 吊下げハンガ
		インコアストロングバック（炉内計装管搬出入装置）
		SRNM
		中性子源
		起動用中性子源ホルダ
		燃料集合体
		制御棒 + 燃料サポート
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具
		制御棒
		制御棒つかみ具
		燃料チャンネル着脱機
		チャンネル
		チャンネル移動つかみ具
		チャンネル取扱具
		チャンネル取扱ブーム
		チャンネルポルトレンチ
		ブレードガイド（ダブル）
ブレードガイド（短尺）		
他号機燃料取扱グラップル（収納コンテナ含む）		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		新燃料貯蔵ラック
		使用済 LPRM 保管ラック
		制御棒貯蔵ハンガ
9	プールゲート類	D/S プールゲート
		燃料プールゲート G1
		燃料プールゲート G2
		キャスクピットゲート G3
10	キャスク（取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		転倒防止架台

表 3.1 評価フロー の抽出結果（詳細）(6号炉)(その3)

番号	抽出項目	詳細
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		燃料チャンネル着脱機制御盤
		燃料プール状態表示盤
		作業用電源箱
		使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤
		機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱
		無線通信設備補助増幅器
		RPV ヘッド自動着脱機電源箱
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱
		燃料取替機制御室空調機現場盤
		RIP 検査水槽用制御盤
		インペラ・シャフト検査装置制御盤
12	フェンス・ラダー類	手摺り（収納箱含む）
		新燃料検査台ピット用ラダー
		D/S プール用梯子
		原子炉ウェル用梯子
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置
		PAR
14	作業機材類	除染装置（収納コンテナ含む）
		真空清掃設備清掃用具格納箱
		R/B オペフロハッチカバー 支点用カバー収納箱
		水中テレビカメラビデオ装置
		水中テレビカメラコントローラ
		SFP 操作プラットフォーム
		横向水中照明具
		広域水中照明具
		ドロップライト
		ビューイングエイド
		水中カメラ
		燃料グループ 工具棚
		潤滑油保管棚
		保管棚（A）
保管棚（B）		
保管棚（C）		
保管棚（D）		
15	計器・カメラ・通信機器類	R/B-外気差圧（北側）発信器
		エリア放射線モニタ
		R/B-外気差圧（西側）発信器
		R/A-外気差圧計
		SGTS 排気流量発信器
		ページング

表 3.1 評価フロー の抽出結果（詳細）(6号炉)(その4)

番号	抽出項目	詳細
15	計器・カメラ・通信機器類	ITV カメラ
		IAEA カメラ
		燃料取替エリア排気放射線モニタ（安全系）
		光ジャンクションボックス ch3
		R/B-外気差圧（東側）発信器
		使用済燃料貯蔵プール温度計
		使用済燃料貯蔵プール水位計
		水素濃度計
		スタックドレン配管 U シール水位計
		R/B-外気差圧（南側）発信器
16	試験・検査用機材類	インペラ・シャフト検査装置
		スタッドボルト探傷装置（保管棚含む）
		スタッドボルト用試験片
		テストウェイト（180KG 用）
		テストウェイト（300KG、480KG 用）
		原子炉冷却材再循環ポンプホイスト用テストウェイト
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー
		新燃料検査台ビットカバー
		燃料把握機調整ビットカバー
		キャスク洗浄ビットカバー
		D/S カナルプラグ A
		D/S カナルプラグ B
		D/S カナルプラグ C
		ウェルシールドプラグ A
		ウェルシールドプラグ B
		ウェルシールドプラグ C
		ウェルシールドプラグ D
		ウェルシールドプラグ E
		スキマサージタンク用ハッチカバー-A
		スキマサージタンク用ハッチカバー-B
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-A
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-B
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-C
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-D
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-E
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー-F
		SFP スロットプラグ A
		SFP スロットプラグ B
		SFP スロットプラグ C
SFP スロットプラグ D		
D/S プールカバー-A		
D/S プールカバー-B		

表 3.1 評価フロー の抽出結果（詳細）(6号炉)(その5)

番号	抽出項目	詳細
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	D/S プールカバーC
		D/S プールカバーD
		D/S プールカバーE
18	空調機	燃料取替機制御室空調機
19	その他	配管
		チェッカ プレート
		非常誘導灯
		消火設備
		掲示物
		鉛ガラス
		ダクト
		トップベント
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		放送機材
		救命用具
定検資機材		

表 3.2 評価フロー の抽出結果（詳細）(7号炉)(その1)

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	新燃料検査台
		プール用ジブクレーン
		機器搬出入口用ジブクレーン
5	RCCV(取扱具含む)	RCCV ヘッド(ボルト含む)
		RCCV M/I 吊り具
6	RPV(取扱具含む)	RPV ヘッド(+スタッドテンショナ(RPVヘッド自動着脱機))
		RPV ヘッド自動着脱機制御盤
		RPV ヘッド保温材
		RPV 上蓋除染パン 上蓋支持台
		ボルトシャンク部清掃装置
		スタッドボルトラック
		RPV オーリング
		ボルト着脱装置
		油圧装置・集塵装置(RPVヘッド自動着脱装置用)
		テンショナー予備品収納箱
		ボルトスタンド
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		蒸気乾燥器
		D/S スリング
		MS ラインプラグ
		主蒸気ラインプラグ操作ユニット
		ガイドロッド(収納ケース含む)
		ガイドロッドつかみ具
		グリッドガイド
		インコア挿入ガイド
		挿入ガイドー時保管台
		上部格子板
		操作ポール+その他プール工具
		ミラーアタッチメント
		計測器取扱具(IHT)
		中性子源
		起動用中性子源立掛具
		RIP 検査水槽
		RIP 検査水槽用作業架台
		RIP 検査水槽用仮設レール
		RIP 上部取扱装置保管用移動レール
		RIP 上部取扱装置保管用吊り天秤
RIP 取扱装置仮置台		

表 3.2 評価フロー の抽出結果（詳細）(7号炉)(その2)

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物（取扱具含む）	インペラ・シャフトクラッド除去治具
		RIP 上部共通吊り具（保管箱含む）
		RIP 上部取扱接続ロッド
		RIP 上部プラグ
		RIP ディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		RIP ディフューザウェアリングつかみ具
		RIP インペラ・シャフト（保管ラック含む）
		RIP インペラ・シャフトつかみ具
		RIP ディフューザ・ストレッチチューブ（保管ラック含む）
		RIP ディフューザウェアリング
		燃料集合体
		他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）
		燃料チャンネル
		燃料チャンネル着脱機
		チャンネル移動つかみ具
		チャンネル取扱具
		チャンネル取扱ブーム
		チャンネルボルトレンチ
		制御棒
		制御棒つかみ具
		CR・FS
		CR・FS 同時つかみ具（保管架台含む）
		LPRM 検出器
		LPRM 吊下げハンガ
		SRNM
		LPRM 切断機
		LPRM ドライチューブ移送具
		インコアマニプレーター
		ブレードガイド
		インコアストロングバック（炉内計装管搬出入装置）
サーベランス試験片		
RIP 取扱具保管棚		
8	プール内ラック類	使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		新燃料貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		制御棒貯蔵ハンガ
		使用済 LPRM 保管ラック
		ブレードガイド貯蔵ラック
9	ゲート類	SFP ゲート（小）
		SFP ゲート（大）
		キャスクビットゲート
		DSP ゲート
10	キャスク（取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		転倒防止架台

表 3.2 評価フロー の抽出結果（詳細）(7号炉)(その3)

番号	抽出項目	詳細
11	電源盤類	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤
		燃料チャンネル着脱機制御盤
		炉内 ISI 装置用制御盤
		RIP インペラ・シャフト検査台用操作盤
		ジャンクション BOX
		R/B 天井クレーンケーブル切替箱
		R/B 天井クレーン操作箱
		RPV ヘッド自動着脱機トランス盤
		照明用トランス
		照明用分電盤
		作業用電源箱
		原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱
		原子炉建屋クレーンジョイントボックス
		無線通信設備補助増幅器
12	フェンス・ラダー類	手摺り（収納箱含む）
		DSP 用梯子
		原子炉ウェル用梯子
		新燃料検査台ピット用ラダー
		SFP スロット部ブリッジ
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置
		除染装置（収納コンテナ含む）
		DSP ゲートエアパッキン供給装置
		PAR
14	作業機材類	清掃装置
		工具収納ラック A
		工具収納ラック B
		工具収納ラック C
		工具箱（1）
		工具箱（2）
		工具箱（3）
		スリング類収納ハンガ
		長物類収納ラック A
		長物類収納ラック B
		ポール類収納ラック
		搬入口ハッチカバー部品収納箱
		RIP インペラ・シャフト検査台用水中 TV カメラユニット
		RIP 取扱装置用水中 TV カメラ操作ラック
		清掃油棚
		RIP 取扱機器用水中 TV カメラ
		型気中投光式照明灯
		ビューイングエイド
		燃料チャンネル着脱機テレビカメラ
		燃料取替監視用テレビ装置 SFP 側テレビカメラ
		燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ

表 3.2 評価フロー の抽出結果 (詳細)(7号炉)(その4)

番号	抽出項目	詳細
15	計器・カメラ・通信機器類	IAEA カメラ
		ITV カメラ
		ARM (エリアモニタ)
		プロセスモニタ
		ページング
		使用済燃料貯蔵プール温度計
		使用済燃料貯蔵プール水位計
		水素濃度計
		フィルタ装置出口配管 U シール水位計
		R/B-外気差圧 (南側) 発信器
		R/B-外気差圧 (西側) 発信器
		R/B-外気差圧 (東側) 発信器
		R/B-外気差圧 (北側) 発信器
		SGTS イオンチェンバ検出器
SGTS 排気流量発信器		
16	試験・検査用機材類	RIP 検査台
		シッパーキャップ (SHIPPING 検査用)
		炉内 ISI 装置収納庫
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	SFP スロットプラグ (A)
		SFP スロットプラグ (B)
		SFP スロットプラグ (C)
		SFP スロットプラグ (D)
		DS スロットプラグ (A)
		DS スロットプラグ (B)
		DS スロットプラグ (C)
		D/S プールカバー
		原子炉ウェルカバー (A)
		原子炉ウェルカバー (B)
		原子炉ウェルカバー (C)
		原子炉ウェルカバー (D)
		原子炉ウェルカバー (E)
		大物搬入口ハッチカバー
		新燃料貯蔵庫カバー
		スキマサージタンク用ハッチカバー-A
		スキマサージタンク用ハッチカバー-B
		新燃料検査台ピットカバー
		燃料把握機調整ピットカバー
キャスク洗浄ピットカバー		
18	空調機	燃料取替機制御室空調機

表 3.2 評価フロー の抽出結果 (詳細)(7号炉)(その5)

番号	抽出項目	詳細
19	その他	配管
		チェッカ プレート
		非常誘導灯
		消火設備
		掲示物
		鉛ガラス
		ダクト
		トップベント
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		放送機材
		救命用具
		定検資機材

4 . 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

4.1 評価フロー（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

4.1.1 設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔や設置方法等を考慮して、使用済燃料プール内に落下するおそれのあるものを検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による選定」にて検討要となった重量物について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（約 15.5kJ）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

燃料集合体の気中落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙 1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$$E = m \times g \times h$$

E：落下エネルギー[J]

m：質量[kg]

g：重力加速度[m/s²]

h：落下高さ[m]

ここで、落下高さは、各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ - プール最深床高さ - 吊荷本体高さ）とし、基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。

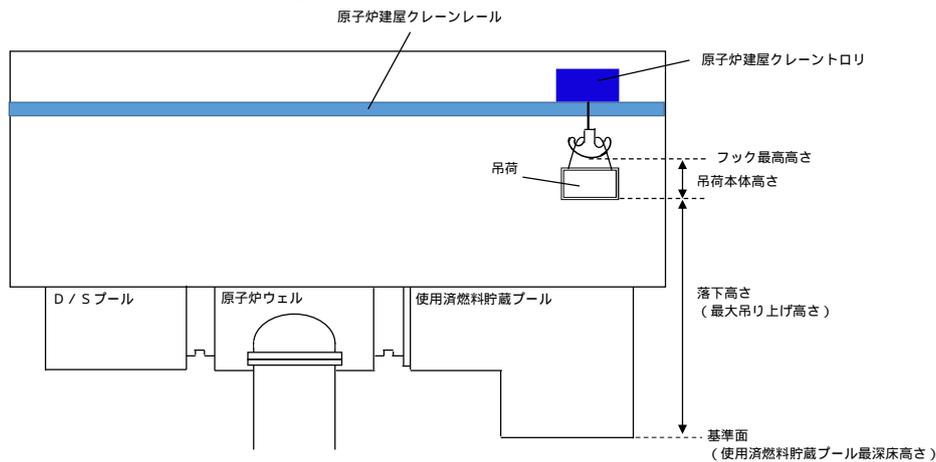


図4.1.1 落下高さ算出概要

4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出

4.1.1「設置状況による選定」及び4.1.2「落下エネルギーによる選定」により検討要となるものを、評価フローで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。

4.2 評価フロー の抽出結果

4.2.1 設置状況による抽出結果

使用済燃料プールとの離隔は、使用済燃料プールと離隔距離が確保され、且つ、手摺りにより区画された外側に設置されていることとする。

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており、使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については床や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとれていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと運転床面上設備との離隔概要について（別紙2）参照）。

< 検討不要となる項目 >

（6号炉）

- ・ R C C V（取扱具含む）
- ・ 電源盤類
- ・ 空調機

（7号炉）

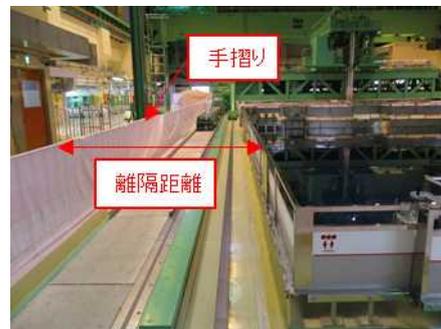
- ・ R C C V（取扱具含む）
- ・ 電源盤類
- ・ 空調機

各項目の詳細は表 3.1 及び表 3.2 を参照

（6号炉の状況）



原子炉建屋運転床上設備



離隔距離の概要

（7号炉の状況）



原子炉建屋運転床上設備



離隔距離の概要

4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

4.1.1「設置状況による選定」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された落下エネルギーが気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さくなり、検討不要となる

< 検討不要の項目 >

(6号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

(7号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

各項目の詳細は表 3.1 及び表 3.2 を参照

上記項目の設備等は、使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても、その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいことから、検討不要とした。

4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.2.1「設置状況による選定」及び4.2.2「落下エネルギーによる選定」により検討要となる重量物として抽出した項目を下記に示す。

これらの項目は、落下により使用済燃料プールの機能を損なう恐れがあることから、後段の評価フローで落使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断を実施する。

< 検討要となる項目 >

(6号炉)

- | | |
|-----------------|--------------|
| ・原子炉建屋 | ・燃料取替機 |
| ・原子炉建屋クレーン | ・その他クレーン類 |
| ・RPV (取扱具含む) | ・内挿物 (取扱具含む) |
| ・プール内ラック類 | ・プールゲート類 |
| ・キャスク (取扱具含む) | ・フェンス・ラダー類 |
| ・装置類 | ・試験・検査用機材類 |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他 |

(7号炉)

- | | |
|-----------------|--------------|
| ・原子炉建屋 | ・燃料取替機 |
| ・原子炉建屋クレーン | ・その他クレーン類 |
| ・RPV (取扱具含む) | ・内挿物 (取扱具含む) |
| ・プール内ラック類 | ・プールゲート類 |
| ・キャスク (取扱具含む) | ・フェンス・ラダー類 |
| ・装置類 | ・試験・検査用機材類 |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他 |

各項目の詳細は表3.1及び表3.2を参照

5 . 落下防止対策の要否判断

5.1 評価フロー（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フロー で検討要として抽出した重量物について，使用済燃料プールへの落下原因に応じて，落下防止対策を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について表5.1に示す。

表5.1 抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等	該当する落下原因(a~d)及び落下対策(~)					
	a .地震による設備等の破損	b .吊荷取扱装置の故障等	c .吊荷取扱装置の誤操作		d .吊荷取扱設備の待機位置等	
原子炉建屋		-	-	-	-	-
燃料取替機		-		-		
原子炉建屋クレーン		-		-		
その他クレーン類						-
RPV(取扱具含む)	-					-
内挿物(取扱具含む)	-					-
プール内ラック類						-
プールゲート類	-					-
キャスク(取扱具含む)	-					
フェンス・ラダー類	-					-
装置類	-					-
試験・検査用機材類	-					-
コンクリートプラグ・ハッチ類	-					-
その他		-	-	-	-	-

項目の詳細は表3.1及び表3.2参照

ここで，吊荷取扱設備とは，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり，吊荷取扱装置とは，吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策 ~ については，具体的に以下により確認する。

耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機，原子炉建屋クレーンについて，基準地震動 S_s に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として，フック外れ止め，ワイヤロープ二重化，フェイルセーフ機構等，設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

5.2 評価フロー の評価

5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

(1) 原子炉建屋及び使用済燃料プール上部にある常設設備 (6号炉)

原子炉建屋については、運転床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。運転床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。

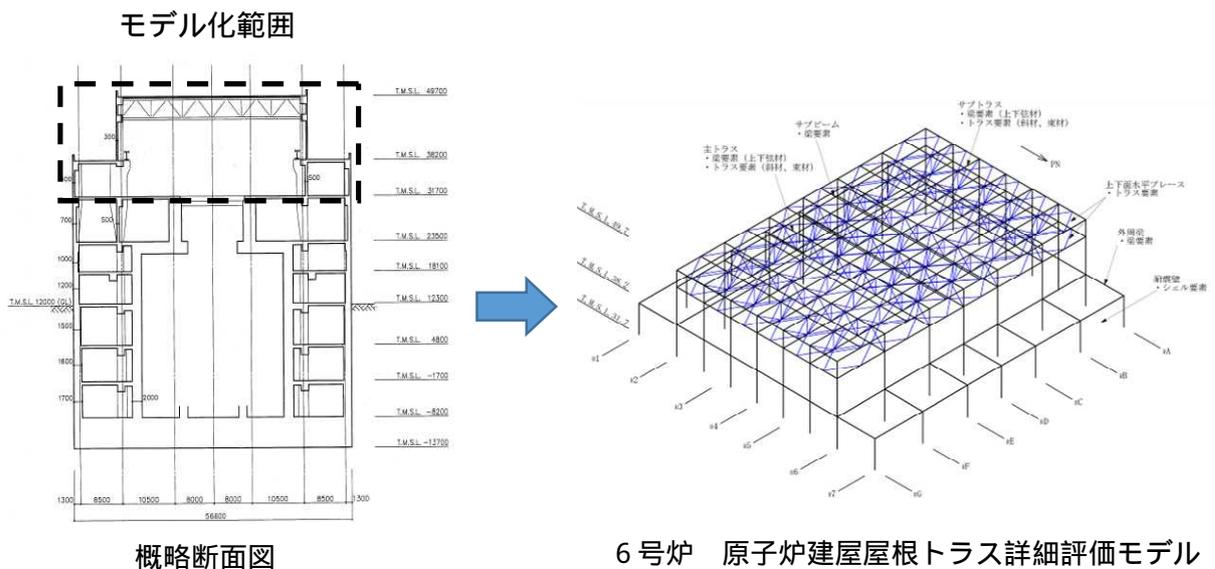


図 5.2.1 原子炉建屋屋根評価モデル

(7号炉)

原子炉建屋については、運転床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。運転床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。

また、7号炉においては使用済燃料プール上部には常設のダクトが設置されており、評価フロー の設置状況により必要な離隔がとられていないと判断される使用済燃料プールの手摺の内側エリア直上のダクトを評価対象として、基準地震動 S_s に対し落下しない設計とする (補足説明資料1 参照)。

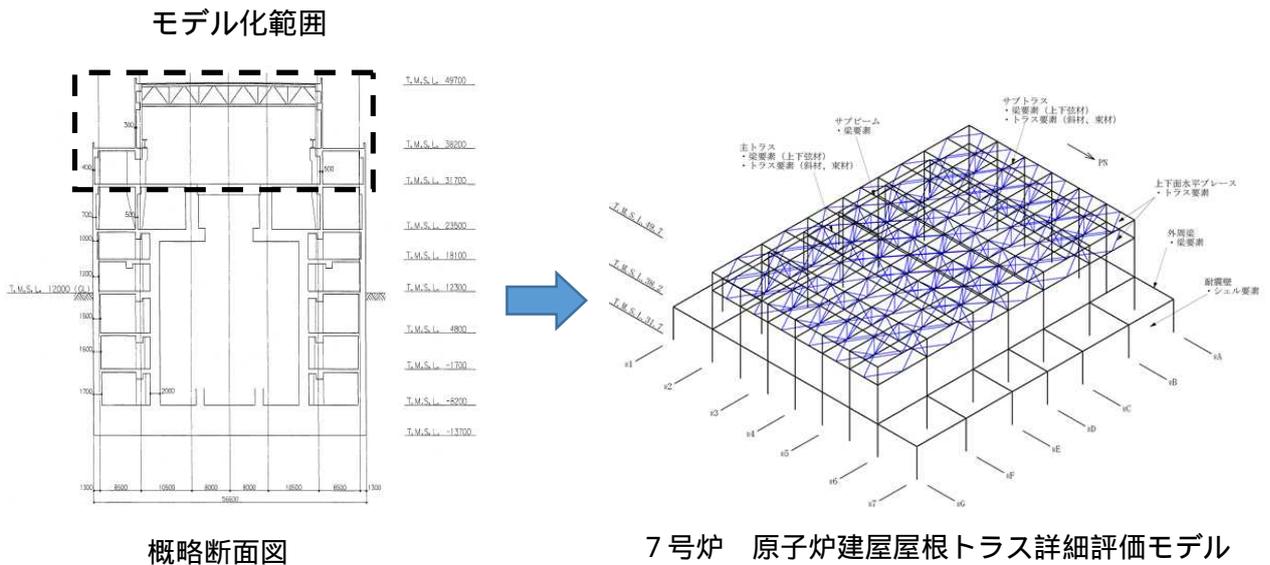


図 5.2.2 原子炉建屋屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

燃料取替機 は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD / Sピットをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置している。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震性評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取扱う吊荷は、下記のように燃料取替機の吊荷となる全ての項目を包絡する重量とする。

燃料集合体
ブレードガイド
原子炉冷却材再循環ポンプ
制御棒 等

(6号炉)

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



図 5.2.3 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a . 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については、工事認計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- ・ 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ・ トロリ脱線防止ラゲ
- ・ ブリッジ脱線防止ラゲ
- ・ 走行レール

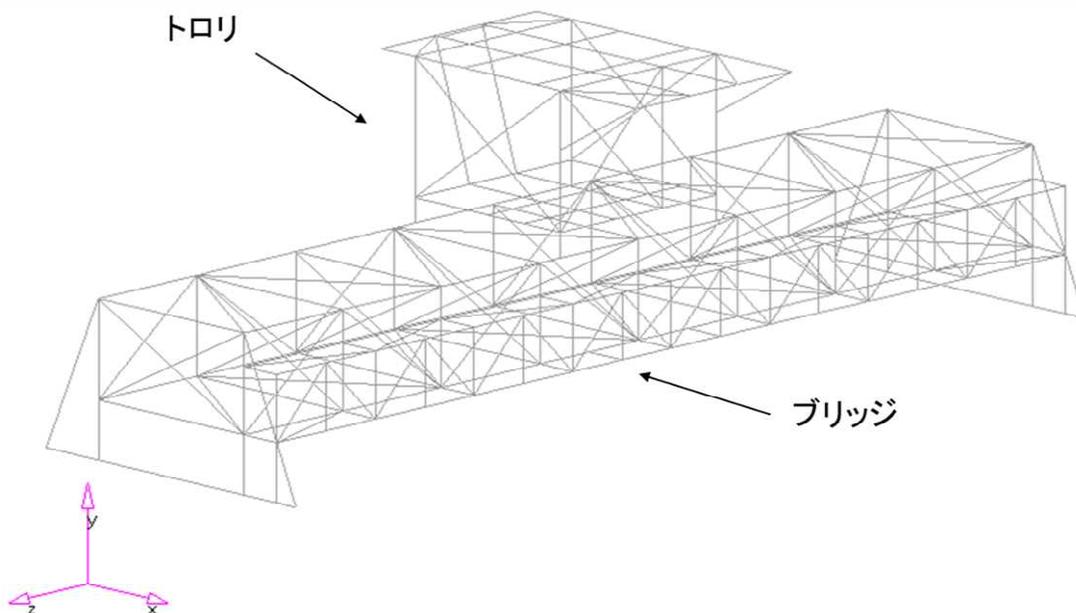


図 5.2.4 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

・ 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

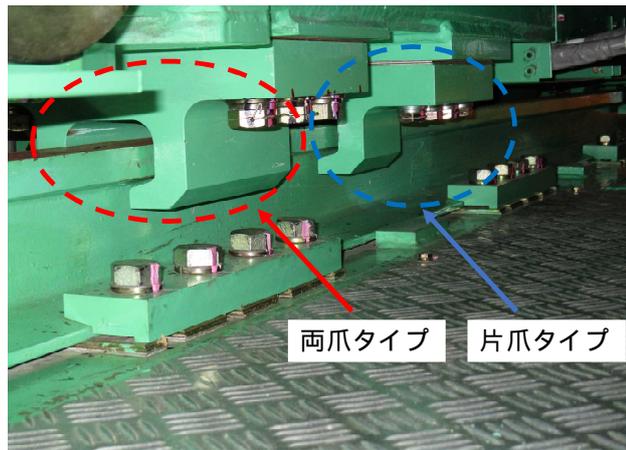
・トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

これらのトロリ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



図 5.2.5 トロリ脱線防止ラグ詳細

・ブリッジ脱線防止ラグ

運転床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし，燃料取替機が浮上り，走行レールより脱線しない構造としている。

ブリッジ脱線防止ラグは，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.6 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

・走行レール

走行レールは運転床面に設置され，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.7 走行レール

b . 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事認計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

燃料取替機本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト，補助ホイスト及びRIPホイスト)について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に，主ホイストにおける評価例を示す。

(7号炉)

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

図 5.2.8 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a . 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震性評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元はりモデルを作成し、スペクトルモーダル解析にて評価する。

(b) 評価部材

- ・ 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ・ トロリ脱線防止ラゲ
- ・ ブリッジ脱線防止ラゲ
- ・ 走行レール

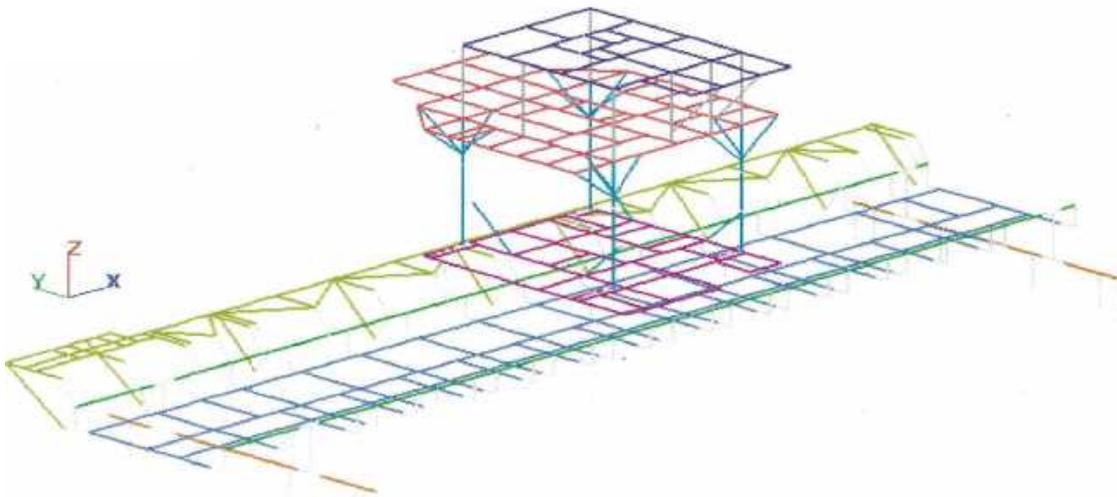


図 5.2.9 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

・ 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、基準地震動 S_s に対し使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

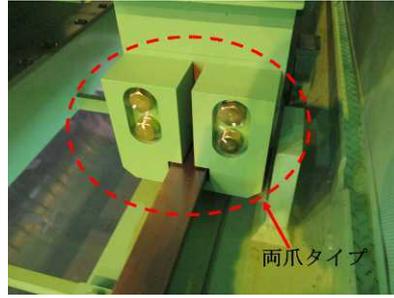
・トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし，トロリが浮上り，横行レールより脱線しない構造とする。

トロリ脱線防止ラグは，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



図 5.2.10 トロリ脱線防止ラグ詳細

・ブリッジ脱線防止ラグ

運転床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし，燃料取替機が浮上り，走行レールより脱線しない構造とする。

ブリッジ脱線防止ラグは，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.11 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

・走行レール

走行レールは運転床面に設置され，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



図 5.2.12 走行レール

b . 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。
耐震評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため，ワイヤロープの固有周期帯より，最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し，ワイヤロープ，フック及びブレーキに作用する荷重を算出する。当該算出荷重により，各部の強度評価を行う。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，基準地震動 S_s の上下方向床応答スペクトルでの応答震度を用いて，ワイヤロープ長さを考慮し算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ（ S_u ）による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト，補助ホイスト及びRIPホイスト）について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料3に，主ホイストにおける評価例を示す。

(3) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋内壁に沿って設置された走行レール上を走行*するクレーンであり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置している。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

原子炉建屋クレーンは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

耐震性評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取扱う吊荷は、下記のように燃料取替機によりつられる項目を包絡する重量とする。

キャスク
プールゲート
燃料集合体 等

(6号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



図 5.2.13 原子炉建屋クレーン本体

a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- ・クレーン本体ガード
- ・脱線防止ラグ
- ・トロリストッパ

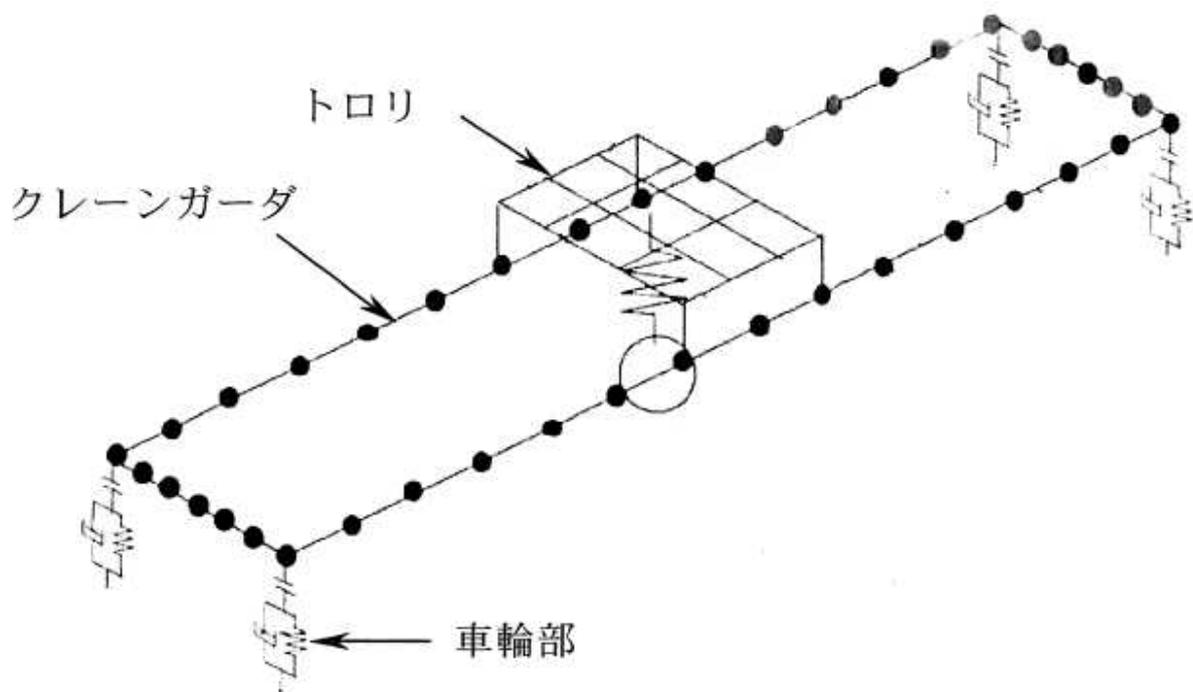


図5.2.14 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

・ クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

・ 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガーダより脱線しない構造とする。

脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



走行脱線防止ラグ

図5.2.15 原子炉建屋クレーン本体及び走行脱線防止ラグ

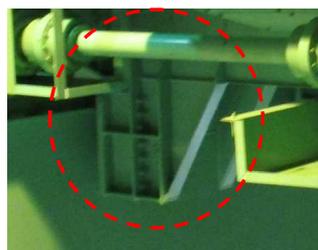
・トロリストoppa

トロリストoppaは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

トロリストoppaは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



トロリストoppa

トロリ本体

図 5.2.16 トロリ本体及びトロリストoppa

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト、補助ホイスト及びRIPホイスト)について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料2に、主巻における評価例を示す。

(7号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



図 5.2.17 原子炉建屋クレーン本体

a . 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、原子炉建屋クレーンに対する耐震評価方法を示す。
耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- . クレーン本体ガーダ
- . 脱線防止ラグ
- . トロリストッパ

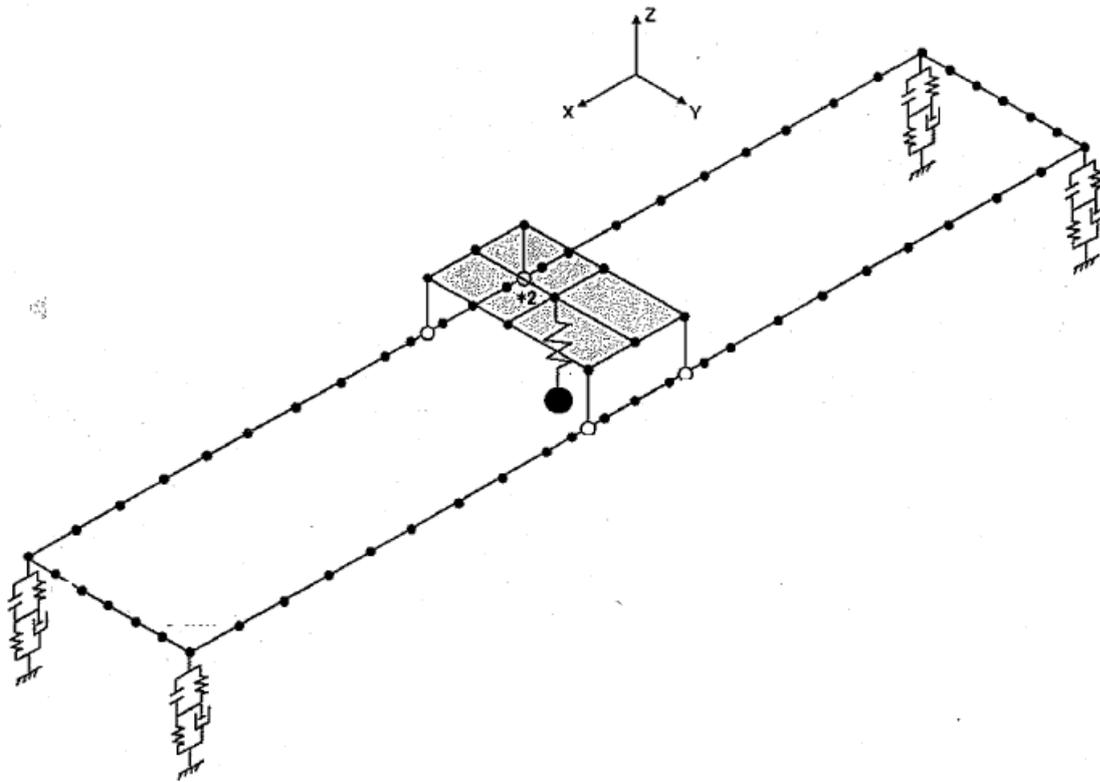


図5.2.18 原子炉建屋クレーン 解析モデル(イメージ)

・クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

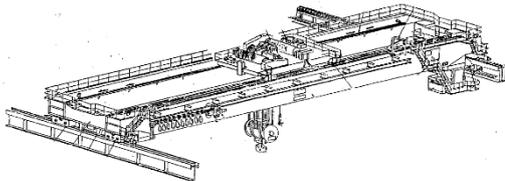
・脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガーダより脱線しない構造としている。

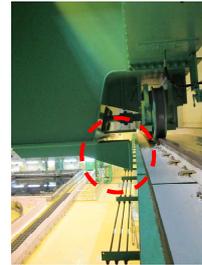
脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



原子炉建屋クレーン本体



走行脱線防止ラグ

図5.2.19 原子炉建屋クレーン本体及び走行脱線防止ラグ

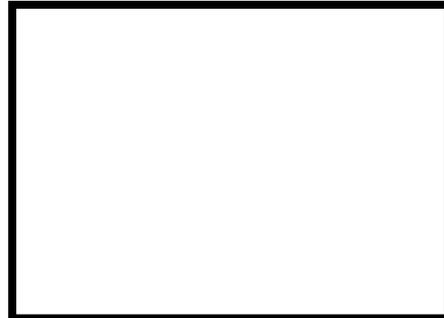
・トロリストッパ

トロリストッパは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

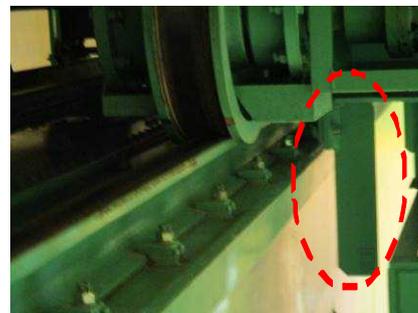
トロリストッパは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



トロリ本体



トロリストッパ

図 5.2.20 トロリ本体及びトロリストッパ

b . 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。
耐震評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト，補助ホイスト及びRIPホイスト)について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に，主巻における評価例を示す。

5.2.2 設備構造による落下防止対策

(1) 燃料取替機

使用済燃料プール上において、燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a . 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を図 5.2.20 及び図 5.2.21 に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても図 5.2.20 及び図 5.2.21 の , に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

- ※非励磁時のブレーキ機能について
- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
 - ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがインナーディスク及びアウターディスク(黄色部)を押さえつける。



図 5.2.21 直流電磁ブレーキの概要 (6号炉)

- ※非励磁時のブレーキ機能について
- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
 - ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがブレーキライニング(黄色部)をブレーキディスク(紫色部)に押しつける。



図 5.2.22 直流電磁ブレーキの概要 (7号炉)

- (b) 駆動用空気喪失時のブレーキ機能について
燃料つかみ具機構の概要について図 5.2.23 に示す。

燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。
燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロック機構により、燃料集合体は外れない設計とする。
燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。

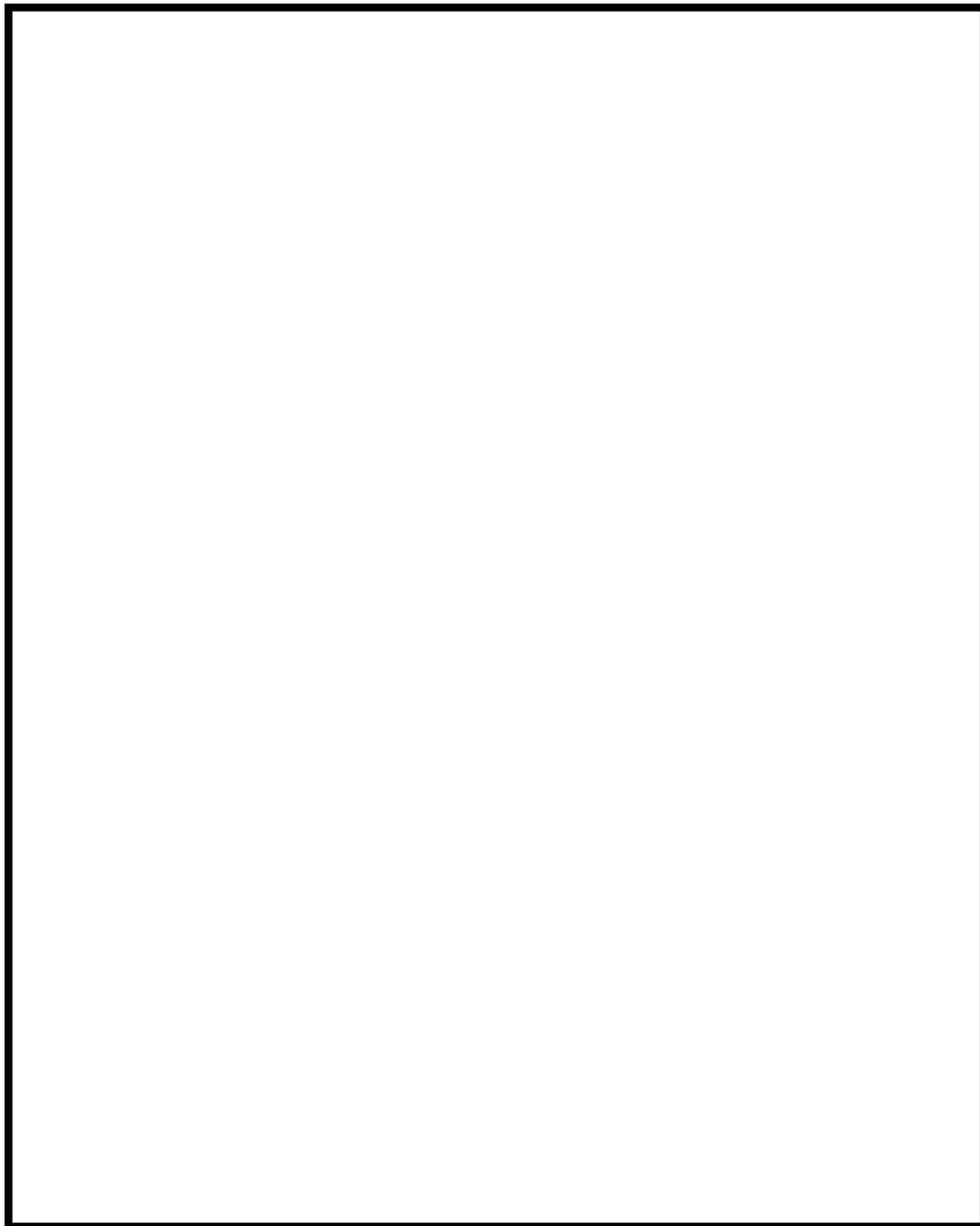


図 5.2.23 燃料つかみ具機構概要

b. ワイヤロープ2重化対策

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。

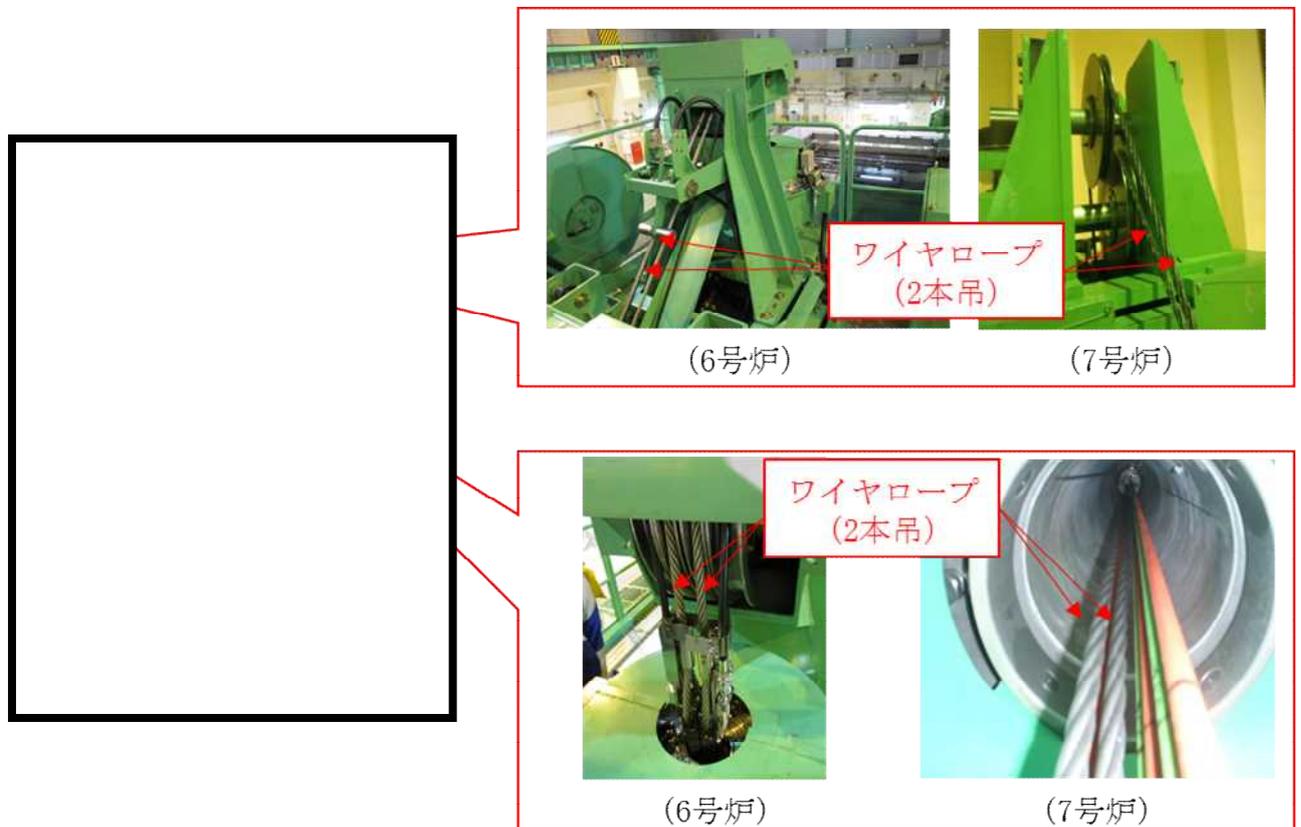


図 5.2.24 燃料取替機ワイヤロープ2重化構造

c . 速度制限

燃料取替機は、操作員からの入力指示に従い、計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替作業、RIP 取扱作業の一部を自動的に行える機能を有しており、この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより、速度制限を行い、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機が安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。

この他、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.1 手動により調整可能な運転速度（6号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	RIP用ホイスト
自動 半自動 手動	高速 1				
	高速 2				
	低速				
	微速				

1 自動 / 半自動時のみ

2 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速（ m/min）、低速（ m/min）の選択が可能。但し、高速選択時においても起動時の3秒は衝撃緩和のため低速となる。

表 5.2.2 手動により調整可能な運転速度（7号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	RIP用ホイスト
手動	3ノッチ				
	1ノッチ				
	低速				
自動・半自動	-				

1 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速（ m/min）、低速（ m/min）の選択が可能。

d . 過巻防止

主ホイスト、補助ホイスト及びRIP用ホイスト巻上装置には、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を図 5.2.25 及び図 5.2.26 に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても図 5.2.25 及び図 5.2.26 の、に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。



図 5.2.25 直流電磁ブレーキ構造の概要(6号炉)

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。

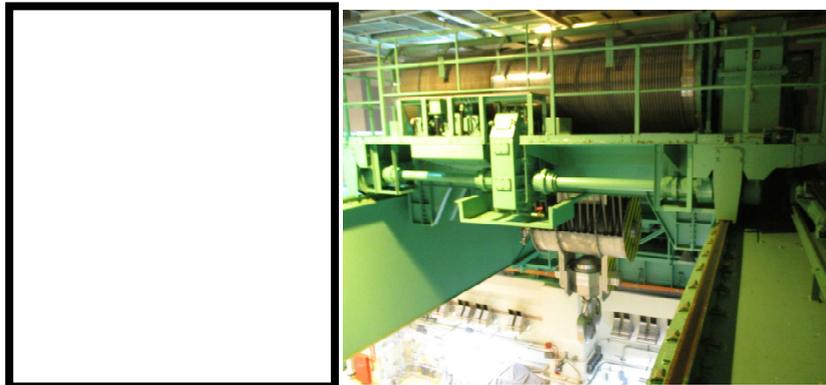


図 5.2.26 直流電磁ブレーキ構造の概要(7号炉)

b. ワイヤロープ2重化対策及びフックの外れ止め金具

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる構造とする。

また、フックには、外れ止め金具を装備し、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計とする。



二重ドラム方式の巻上げ機

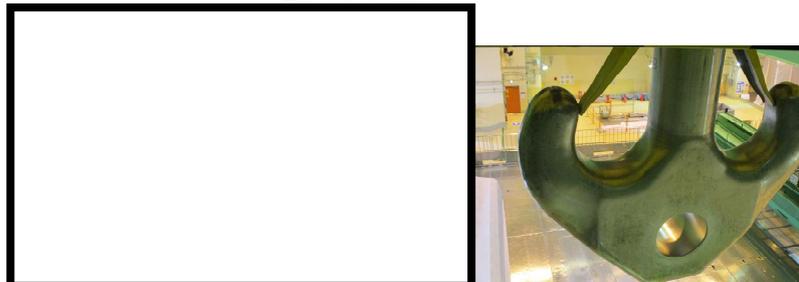


主巻フック構造

図 5.2.27 ワイヤロープ2重化構造及び主巻フック構造（6号炉）



二重ドラム方式の巻上げ機



主巻フック構造

図 5.2.28 ワイヤロープ2重化構造及び主巻フック構造（7号炉）

c . 速度制限

6号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作と無線操作による運転が可能であり、運転室で操作する場合は、ステップレスな速度制御運転が可能であり、無線操作による運転では、高速、中速、低速の3段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.3 運転速度 (6号炉)

単位 : m/min

運転操作	運転室操作		無線操作		
	ステップレス	1 速	1 速	2 速	3 速
主巻上					
補巻上					
横 行					
走 行					
補助ホイスト巻上					
補助ホイスト横行					

注記) () 内数値は、無負荷時最高速度

補助ホイストは運転室操作及び無線操作において、1速での運転が可能。

7号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作とクレーンから懸垂された押ボタンスイッチによるペンダント操作が可能であり、運転室で操作する場合は、低速 - 高速の切替運転が可能であり、ペンダント操作による運転では、可変抵抗器により 10 段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示す通りとなる。

表 5.2.4 運転速度 (7号炉)

単位 : m/min

運転操作	運転室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度 / 可変抵抗器目盛
主巻上			
補巻上			
横 行			
走 行			
補助ホイスト巻上			
補助ホイスト横行			

運転操作、無線操作における各設備操作の運転速度制限により、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

d . 過巻防止

主巻上，補巻上，補助ホイスト巻上装置には，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

リミットスイッチは，図5.2.30及び図5.2.32に示す，リミットレバーをクレーンフックが機械的に押し上げることでリミットスイッチを動作させる機構とする。



図 5.2.29 過巻防止用リミットスイッチ
(主巻，補巻上装置)(6号炉)



図 5.2.30 過巻防止用リミットスイッチ
(補助ホイスト巻上装置)
(6号炉)



図 5.2.31 過巻防止用リミットスイッチ
(主巻，補巻上装置)(7号炉)

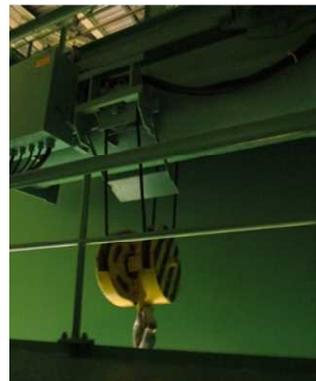


図 5.2.32 過巻防止用リミットスイッチ
(補助ホイスト巻上装置)
(7号炉)

5.2.3 運用による落下防止対策

(1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することは防止する設計とする。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

クレーン等安全規則（抜粋）

（定期自主検査）

第三十四条 事業者は、クレーンを設置した後、一年以内ごとに一回、定期に、当該クレーンについて自主検査を行わなければならない。ただし、一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、自主検査を行わなければならない。

3 事業者は、前二項の自主検査においては、荷重試験を行わなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当するクレーンについては、この限りでない。

一 当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン

二 発電所、変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており、かつ、所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン

4 前項の荷重試験は、クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつて、つり上げ、走行、旋回、トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。

第三十五条 事業者は、クレーンについて、一月以内ごとに一回、定期に、次の事項について自主検査を行わなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無

二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無

三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無

四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無

五 ケーブルクレーンにあっては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、同項各号に掲げる事項について自主検査を行わなければならない。

（作業開始前の点検）

第三十六条 事業者は、クレーンを用いて作業を行うときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行わなければならない。

一 巻過防止装置、ブレーキ、クラッチ及びコントローラーの機能

二 ランウェイの上及びトロリが横行するレールの状態

三 ワイヤロープが通っている箇所の状態

(作業開始前の点検)

第二百二十条 事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリックの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチェーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シャックル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行わなければならない。

- 2 事業者は、前項の点検を行なった場合において、異常を認めたときは、直ちに補修しなければならない。

(就業制限)

第二百二十一条 事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。

- 一 玉掛け技能講習を修了した者
- 二 職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法」という。）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練料の欄に掲げる玉掛け料の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者
- 三 その他厚生労働大臣が定める者

令第二十条第十六号に掲げる業務とは、つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

(2) 吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし、使用済燃料プール上に落下することを防止する設計とする。

また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙3に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について、別紙4に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

(3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは、異物混入防止エリアを設置することで、異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として、作業員による当該エリアでの物品の持込み、持出しについては専任監視員による確認等を行い、不要物品等の持込みを制限することで、落下防止対策が図る設計とする。

また、当該エリアの出入口は、原則1箇所とし、管理レベルの向上を図る設計とする。

別紙5に、使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

5.3 評価フロー の抽出結果

5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フロー で検討要となった重量物について、5.2.1「耐震評価による落下防止対策」、5.2.2「設備構造による落下防止対策」、及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで、使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

なお、5.2.1「耐震評価による落下防止対策」において、7号炉の使用済燃料プール上部には、「その他」項目のダクト（原子炉建屋空調系（常用））が設置されていることから、当該ダクトについては、「耐震評価」により当該ダクトに対する基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施するとともに、「落下時影響評価」により仮に当該ダクトが落下した場合における使用済燃料プールライニングの健全性への影響についての評価し、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計であることを確認した。

6. 重量物の評価結果

(1) 評価結果

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果について、6号炉を図7.1に、7号炉の整理表を図7.2に示す。(抽出した機器の重量物は、系統設計仕様書、機器設計仕様書、外形図、構造図及び製造図を参照した。)

(2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため、「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出」に基づき、落下時影響評価が必要な重量物を抽出した。

評価フロー 及び評価フロー において、使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として、原子炉建屋、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を抽出した。

評価フロー において、設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し、落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また、耐震評価による確認として、基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な強度を有する設計とする。

7号炉の使用済燃料プール上部の常用空調系のダクトについては、耐震評価及び落下時影響評価を実施し、基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な強度を有する設計であることを確認した。

以上のことから、今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について、適合性を示すことが可能である。

今回抽出した設備等以外の設備等で、今後、使用済燃料プール周辺に設置する、または取扱う設備等については、本評価フローの考え方に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

表 7.1 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表（6号炉）

番号	抽出した設備等	評価フロー					評価					選定結果	落下時の影響評価	
		配置	重量	高さ	落下エネルギー	選定結果	評価							
							a.地震による設備等の破損対策	b.吊荷取扱装置の故障等対策	c.吊荷取扱装置の誤操作対策	d.吊荷取扱設備の待機位置等対策				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	-	×	耐震評価	-	-	-	-	○	不要	
2	燃料取替機	×	約47000kg	約12m	約6MJ	×	耐震評価	-	点検	-	有資格者作業	使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約320t	約20m	約63MJ	×	耐震評価	-	点検	-	有資格者作業	使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約17m	約184kJ	×	耐震評価	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
5	RCCV(取扱具含む)		-	-	-		-	-	-	-	-	-	-	不要
6	RPV(取扱具含む)	×	約2920kg	約20m	約573kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
7	内挿物(取扱具含む)	×	約2150kg	約5m	約106kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
8	プール内ラック類	×	約700kg	約4m	約28kJ	×	耐震評価	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
9	プールゲート類	×	約5600kg	約13m	約714kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
10	キャスク(取扱具含む)	×	約119000kg	約15m	約18MJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	可動範囲制限	○	不要
11	電源盤類		-	-	-		-	-	-	-	-	-	-	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約200kg	約13m	約26kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
13	装置類	×	約2200kg	約19m	約410kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
14	作業機材類	×	約30kg	約20m	約6kJ		-	-	-	-	-	-	-	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約110kg	約4m	約12kJ		-	-	-	-	-	-	-	不要
16	試験・検査用機材類	×	約1500kg	約12m	約177kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約10000kg	約19m	約1864kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
18	空調機		-	-	-		-	-	-	-	-	-	-	不要
19	その他	×	約150kg	約12m	約18kJ	×	耐震評価	-	-	-	-	-	○	不要

【凡例の説明】 : 次ステップの評価は不要 ×: 次ステップの評価が必要 - : 対象外または評価不要

【評価フロー による評価基準】 : 評価 : 設置状況等により, 使用済燃料貯蔵プールへの落下が想定されない設備等は「-」, 落下が想定される設備等は「×」

: 評価 : 模擬燃料集合体の落下エネルギー = 15.504kJ (310kg × 5.1m × 9.80665m/s²) 以上の場合「×」、未満の場合は「-」

: 選定結果: 評価 もしくは が「-」であれば選定結果を「-」, 落下時影響評価は「不要」。選定結果が「×」の場合, 評価フロー による評価を実施。

【評価フロー による評価基準】 : 評価 : a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「-」, それ以外は「×」

: 選定結果: a.b.c.d.の項目すべてが「-」であれば評価フロー の選定結果を「-」, 落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」, 落下時の影響評価を「必要」。

耐震評価による確認をもって, 選定結果を「○」とし, 落下時の影響評価を「不要」とする。

表 7.2 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表（7号炉）

番号	抽出した設備等	評価フロー				選定結果	評価フロー				選定結果	落下時の影響評価		
		評価	評価				評価							
			配置	重量	高さ		落下エネルギー	a.地震による設備等の破壊対策	b.吊荷取扱装置の故障等対策	c.吊荷取扱装置の誤操作対策			d.吊荷取扱設備の待機位置等対策	
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	-	×	耐震評価	-	-	-	-	○	不要	
2	燃料取替機	×	約49000kg	約12m	約6MJ	×	耐震評価	-	点検	-	有資格者作業	使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約270t	約20m	約53MJ	×	耐震評価	-	点検	-	有資格者作業	使用済燃料貯蔵プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約17m	約184kJ	×	耐震評価	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
5	RCCV(取扱具含む)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	不要
6	RPV(取扱具含む)	×	約3700kg	約17m	約617kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
7	内挿物(取扱具含む)	×	約870kg	約12m	約103kJ	×	耐震評価	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
8	プール内ラック類	×	約1080kg	約5m	約53kJ	×	耐震評価	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
9	プールゲート類	×	約2300kg	約13m	約294kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
10	キャスク(取扱具含む)	×	約119000kg	約16m	約19MJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	可動範囲制限	○	不要
11	電源盤類	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約230kg	約20m	約46kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
13	装置類	×	約2200kg	約18m	約389kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
14	作業機材類	×	<100kg	約12m	約12kJ	-	-	-	-	-	-	-	-	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約180kg	約5m	約9kJ	-	-	-	-	-	-	-	-	不要
16	試験・検査用機材類	×	約3300kg	約19m	約615kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約1000kg	約19m	約1864kJ	×	-	ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	点検	速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	有資格者作業	-	○	不要
18	空調機	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	不要
19	その他	×	約270kg	約24m	約64kJ	×	耐震評価	-	-	-	-	-	○	不要

【凡例の説明】 :次ステップの評価は不要 ×:次ステップの評価が必要 -:対象外または評価不要
 【評価フロー による評価基準】 ・評価 :設置状況等により,使用済燃料貯蔵プールへの落下が想定されない設備等は「」,落下が想定される設備等は「×」
 ・評価 :模擬燃料集合体の落下エネルギー=15.504kJ(310kg×5.1m×9.80665m/s²)以上の場合は「×」、未満の場合は「」
 ・選定結果:評価 もしくは「が」であれば選定結果を「」,落下時影響評価は「不要」とする。選定結果が「×」の場合は評価フロー による評価を実施する。
 【評価フロー による評価基準】 ・評価 :a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「」,それ以外は「×」
 ・選定結果:a.b.c.d.の項目すべてが「」であれば評価フロー の選定結果を「」,落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」,落下時の影響評価を「必要」。
 耐震評価による確認をもって,選定結果を「○」とし,落下時の影響評価を「不要」とする。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49 . 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2 . 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。

(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた空中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している¹。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

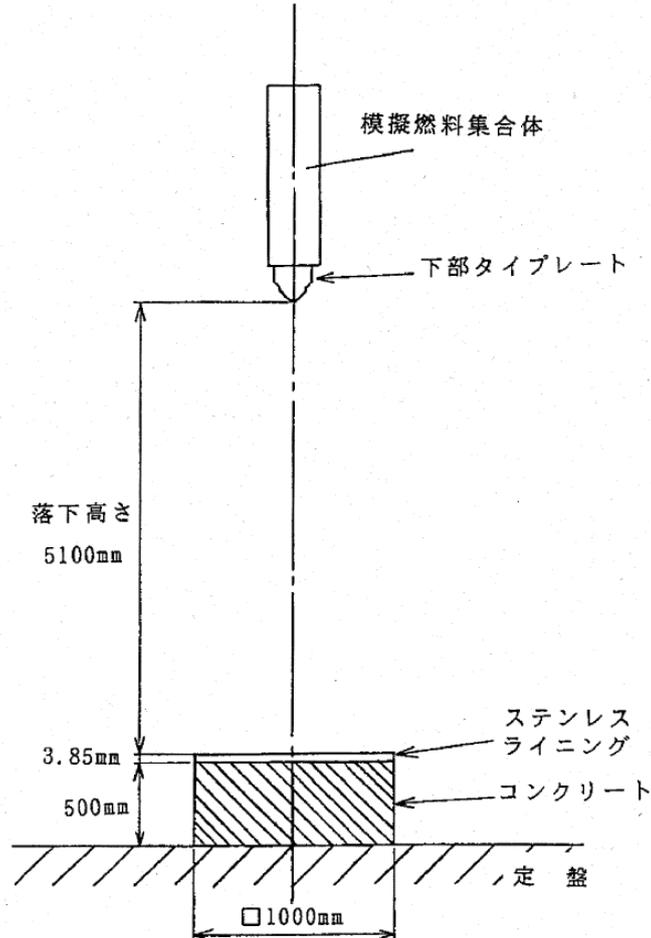


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体質量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的²であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

- 2 柏崎刈羽6号及び7号炉にて取り扱っている燃料集合体質量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

使用済燃料プールと運転床面上設備等との離隔概要について

評価フロー における「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置、保管及び取扱う設備等であり、使用済燃料プールと離隔距離を確保し、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また、分電盤、制御盤等については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に、評価フロー における「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

表 1 . 評価フロー における「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類（6号炉の例）

抽出項目	No.	詳細	落下防止分類
RCCV（取扱具含む）	1	RCCV ヘッド（ボルト含む）	
	2	RCCV M/I 吊り具	
電源盤類	3	照明用トランス	,
	4	照明用分電盤	,
	5	燃料チャンネル着脱機制御盤	,
	6	燃料プール状態表示盤	,
	7	作業用電源箱	,
	8	使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	,
	9	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	,
	10	機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	,
	11	無線通信設備補助増幅器	,
	12	RPV ヘッド自動着脱機電源箱	,
	13	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	,
	14	燃料取替機制御室空調機現場盤	,
	15	RIP 検査水槽用制御盤	,
	16	インペラ・シャフト検査装置制御盤	,
空調機	17	燃料取替機制御室空調機	,

【落下防止分類】

使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺り外側に設置、保管及び扱い床または壁面への固定

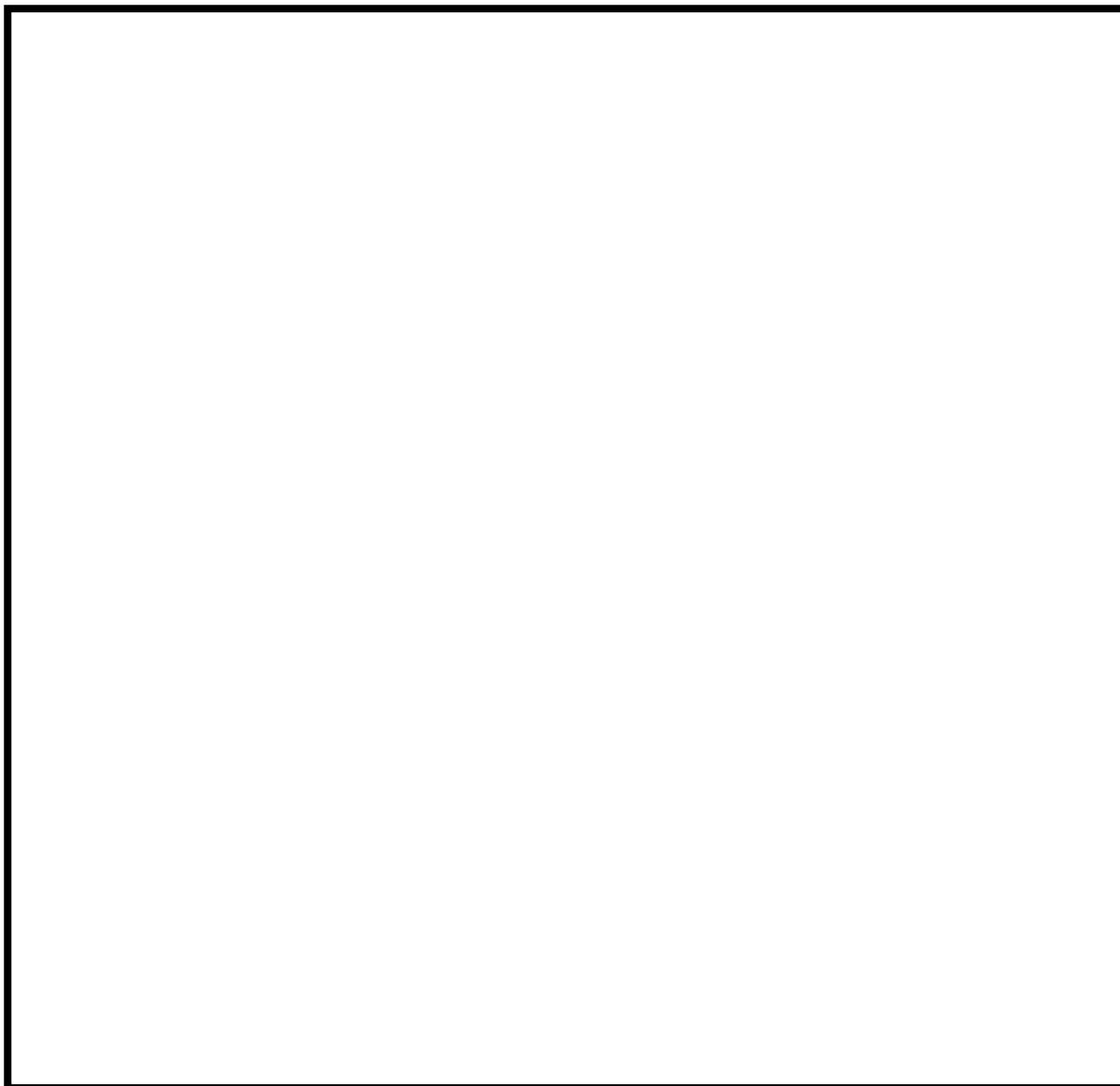


図1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図（6号炉の例）



ロープによる固縛



ボルトによる壁面固定

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上へ待機配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの通常時待機範囲を示す。

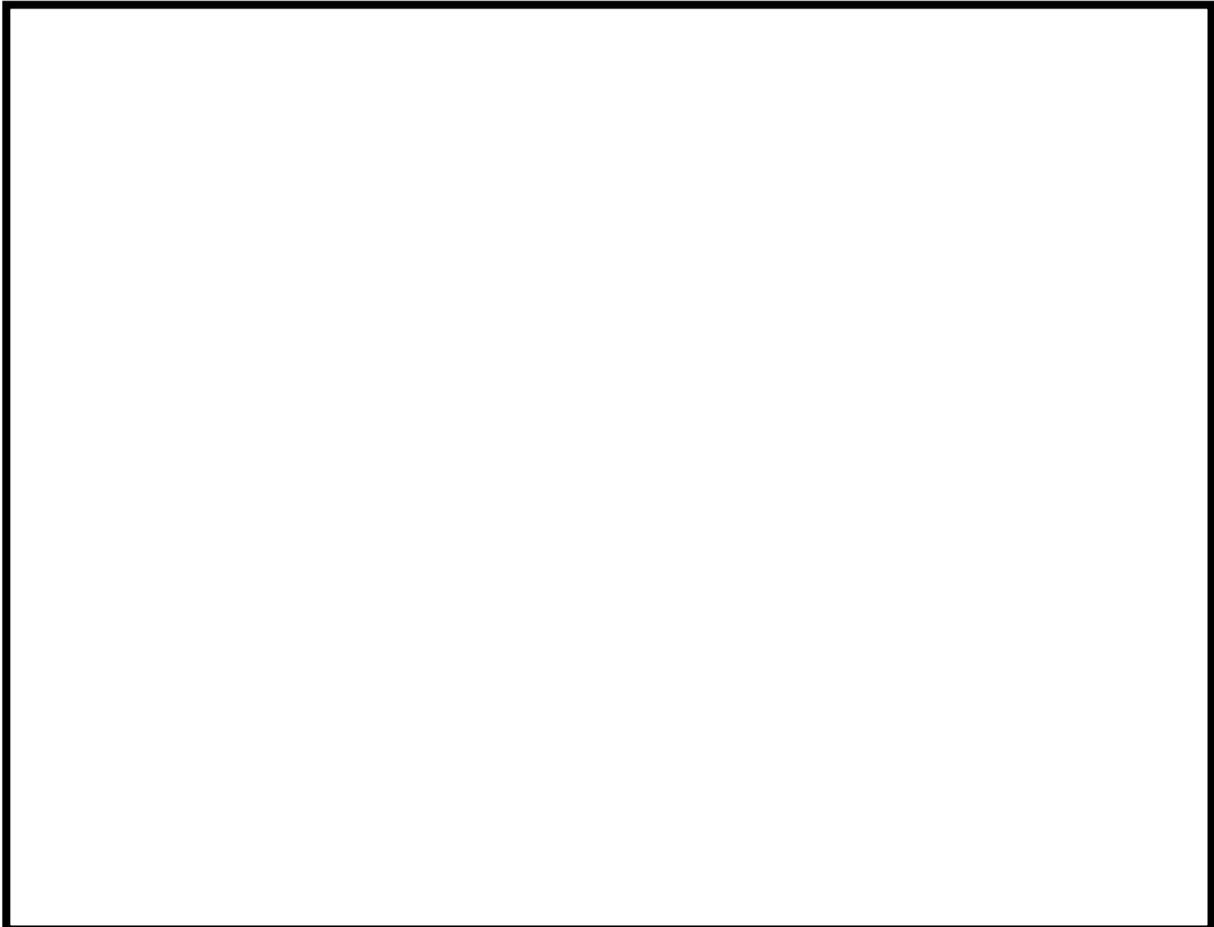


図 1 燃料取替機 待機範囲 (6 号炉)

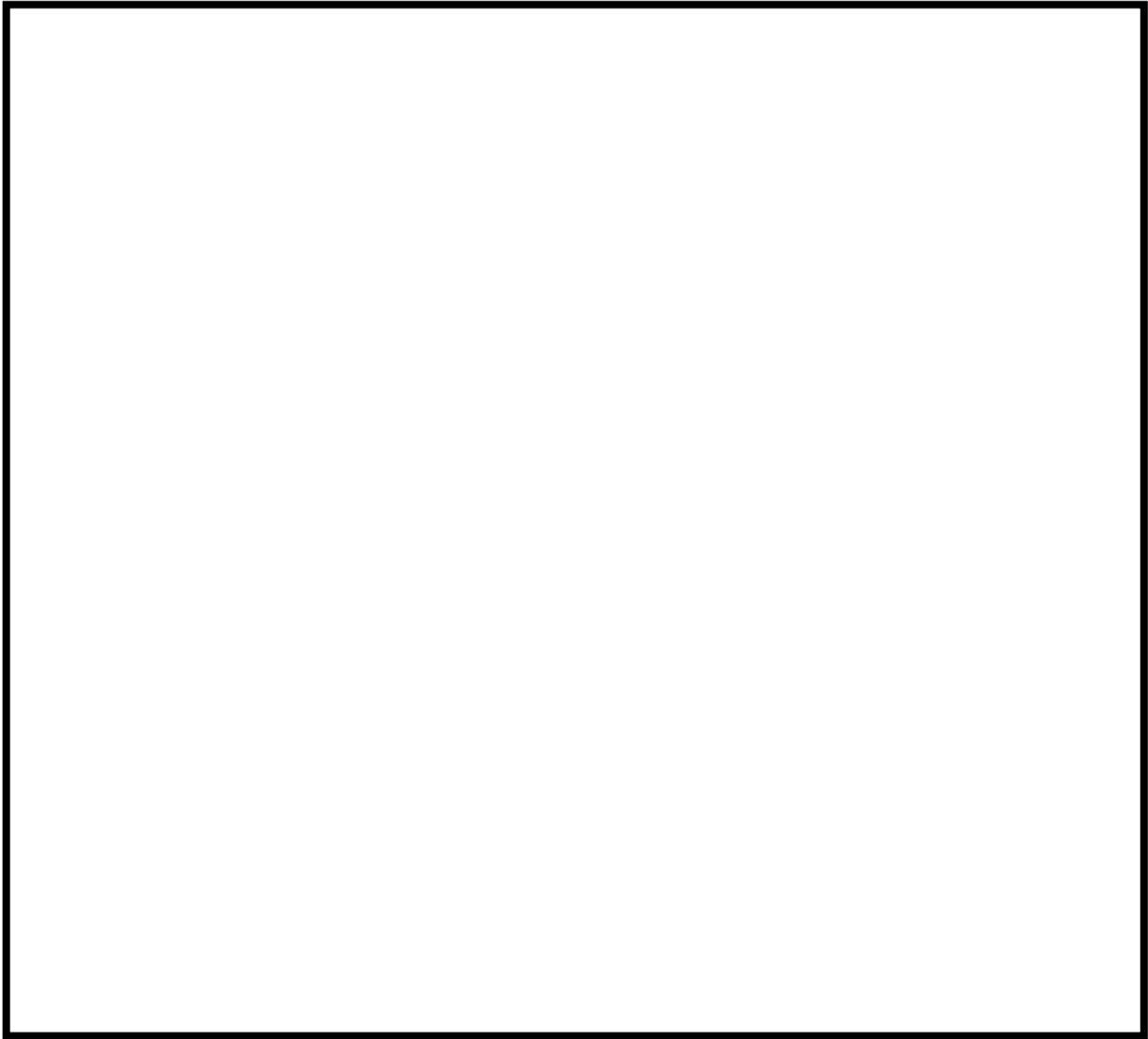


图 2 燃料取替機 待機範圍 (7 号炉)

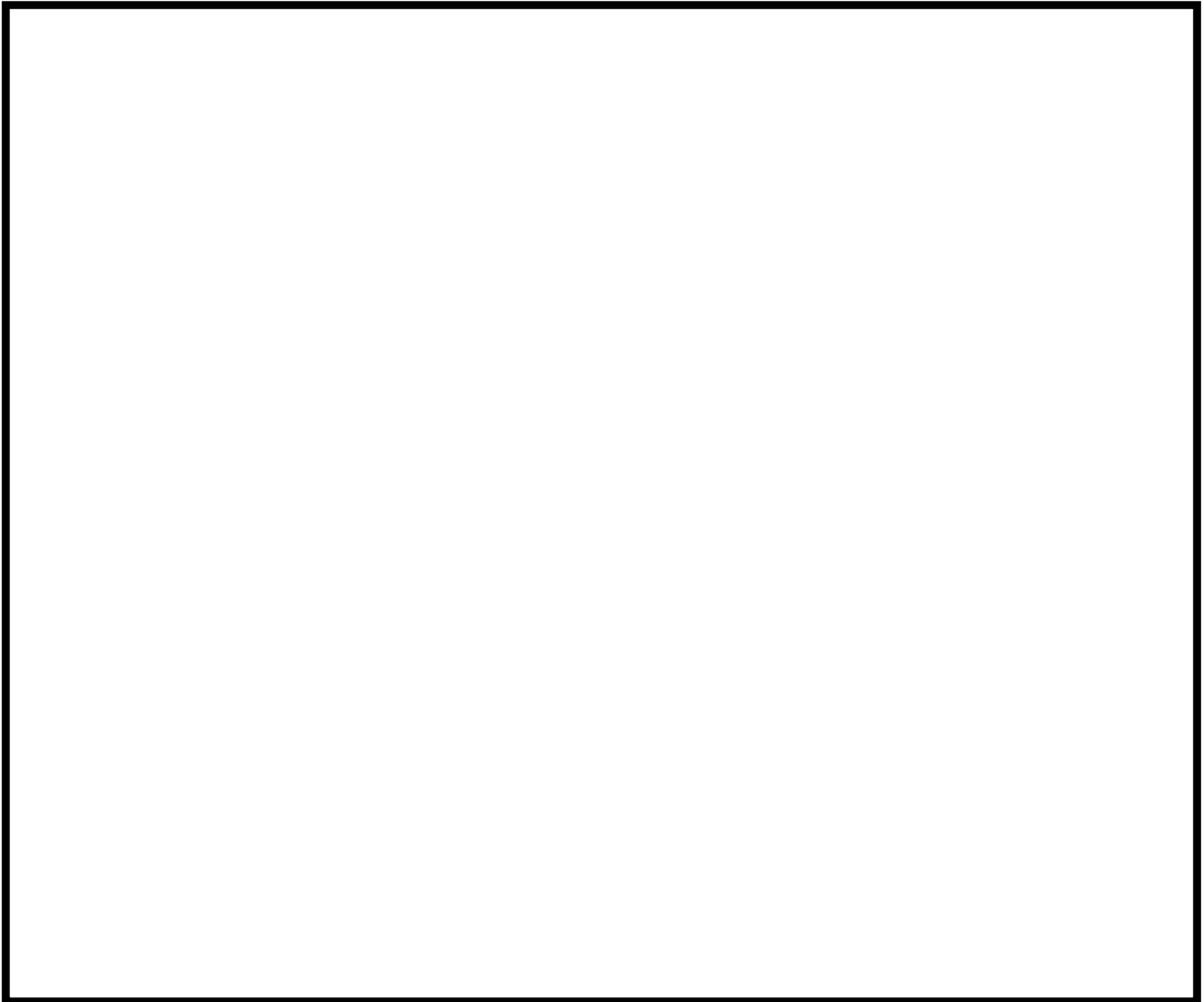


図3 原子炉建屋クレーン待機範囲（6号炉）

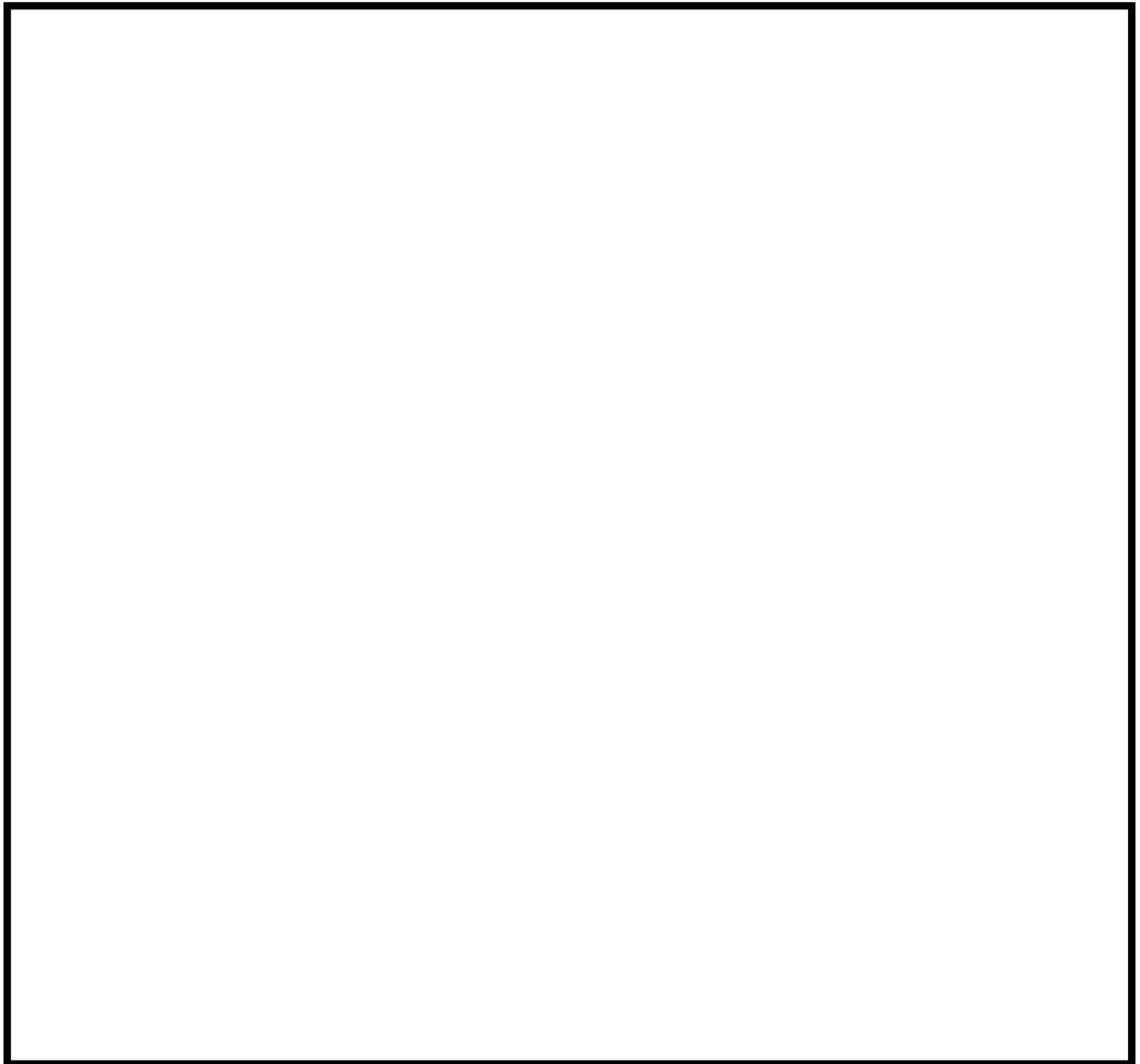


図4 原子炉建屋クレーン待機範囲（7号炉）

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設る。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設し、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ、及び、インターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図を図1及び図2に示す。また、原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図3～6に示す。リミットスイッチは、原子炉建屋クレーンがレバーを機械的に動作させることで、インターロックが動作する設計とする。



図1 原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図（6号炉）

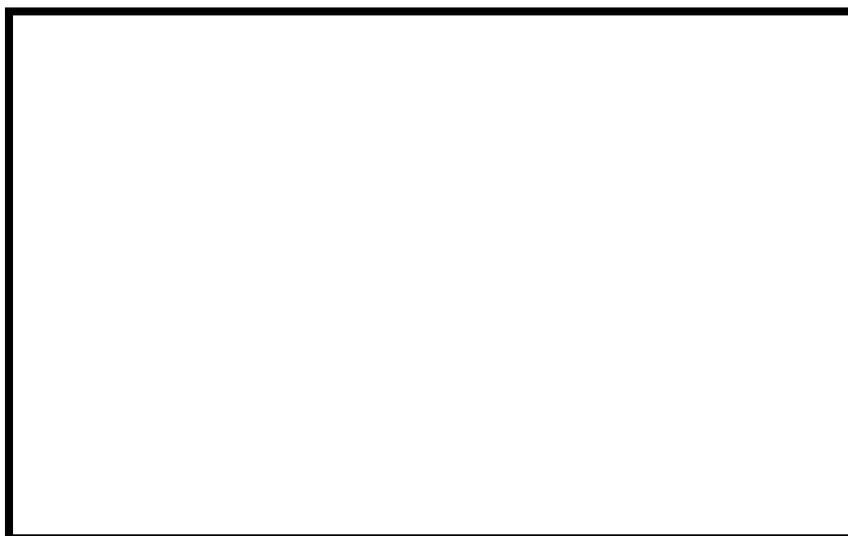


図2 原子炉建屋クレーンの走行、横行用リミットスイッチの構造図（7号炉）

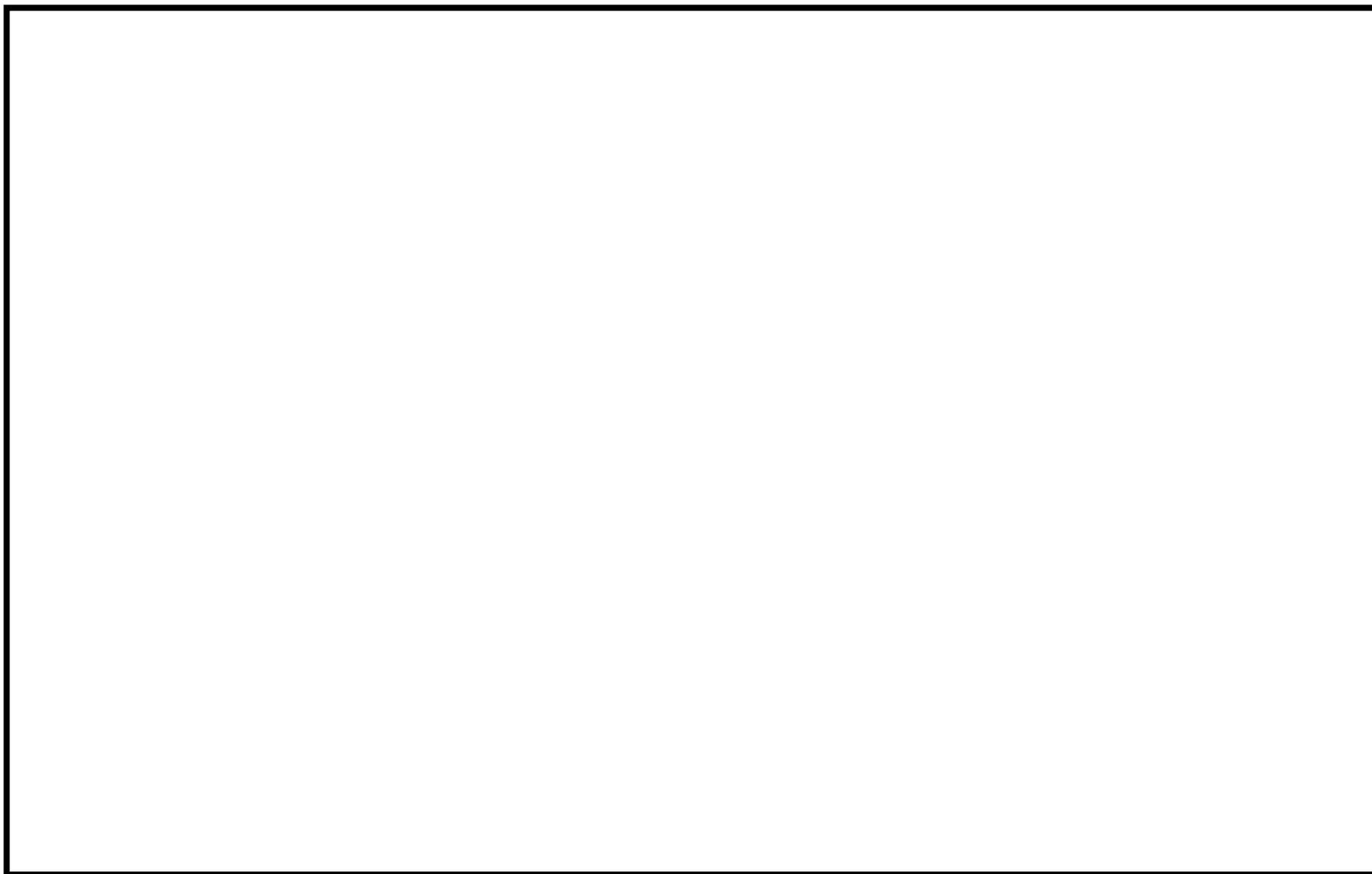


図3 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図(6号炉)

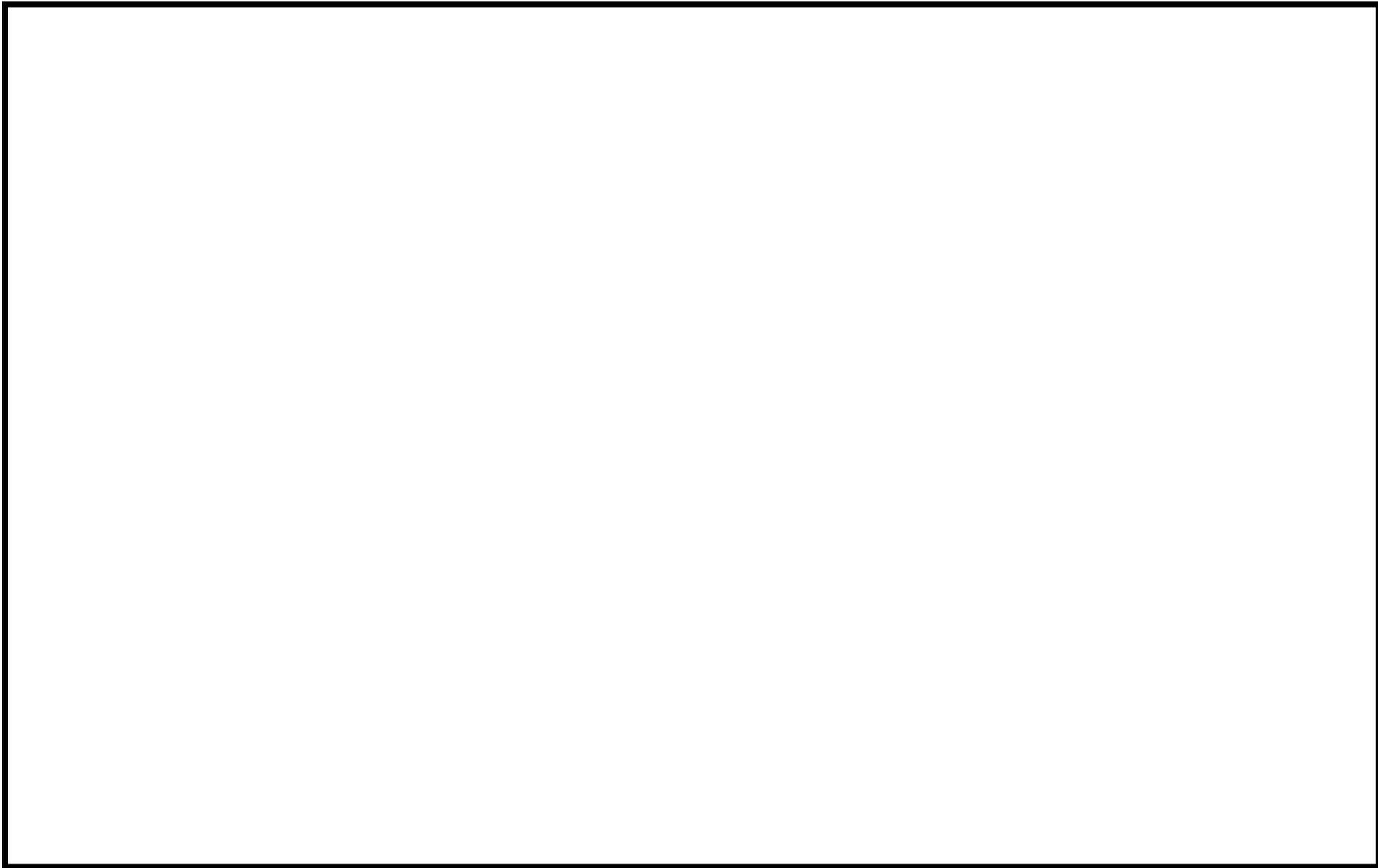


図4 原子炉建屋クレーンのインターロックによるキャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図(6号炉)

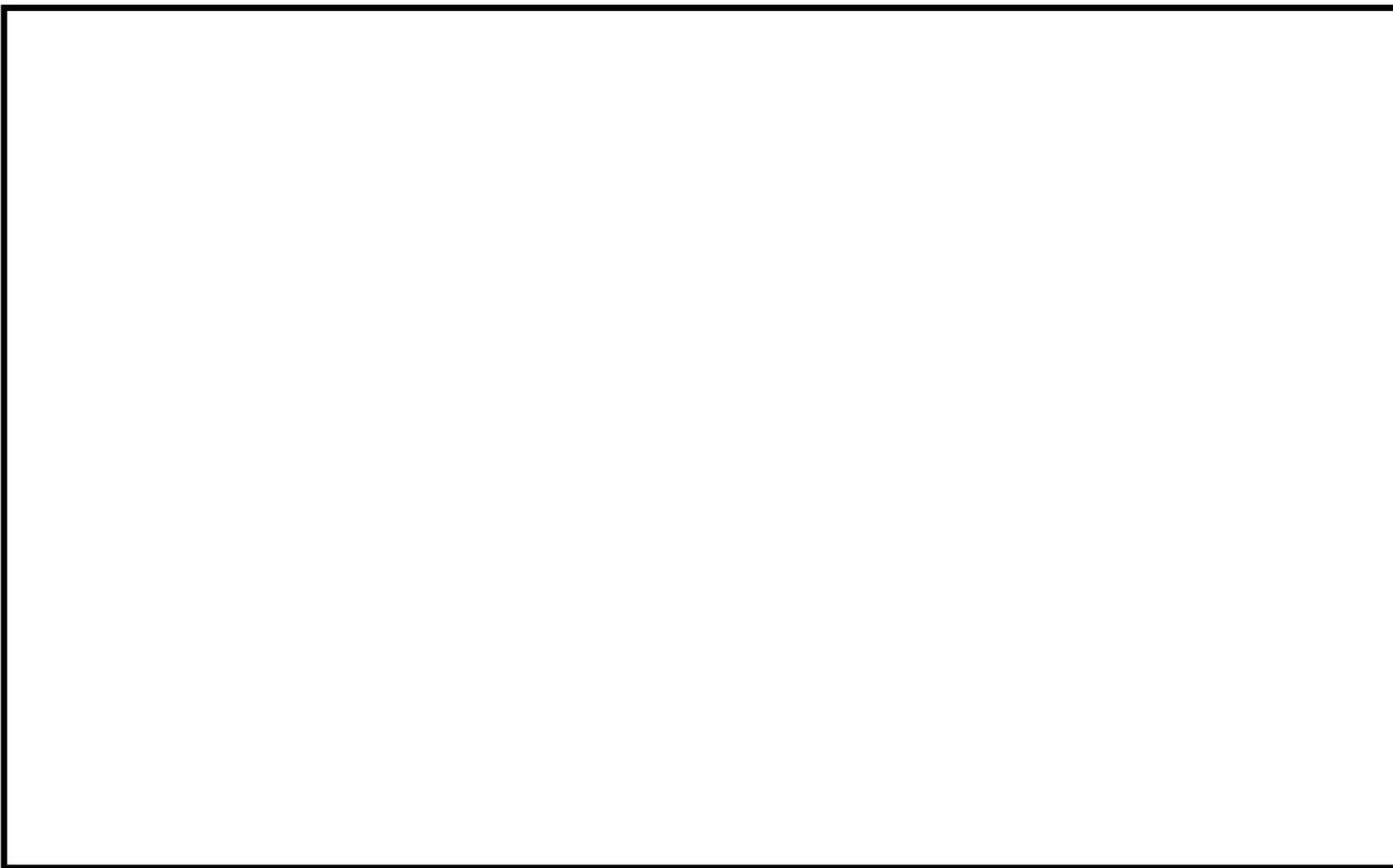


図5 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）

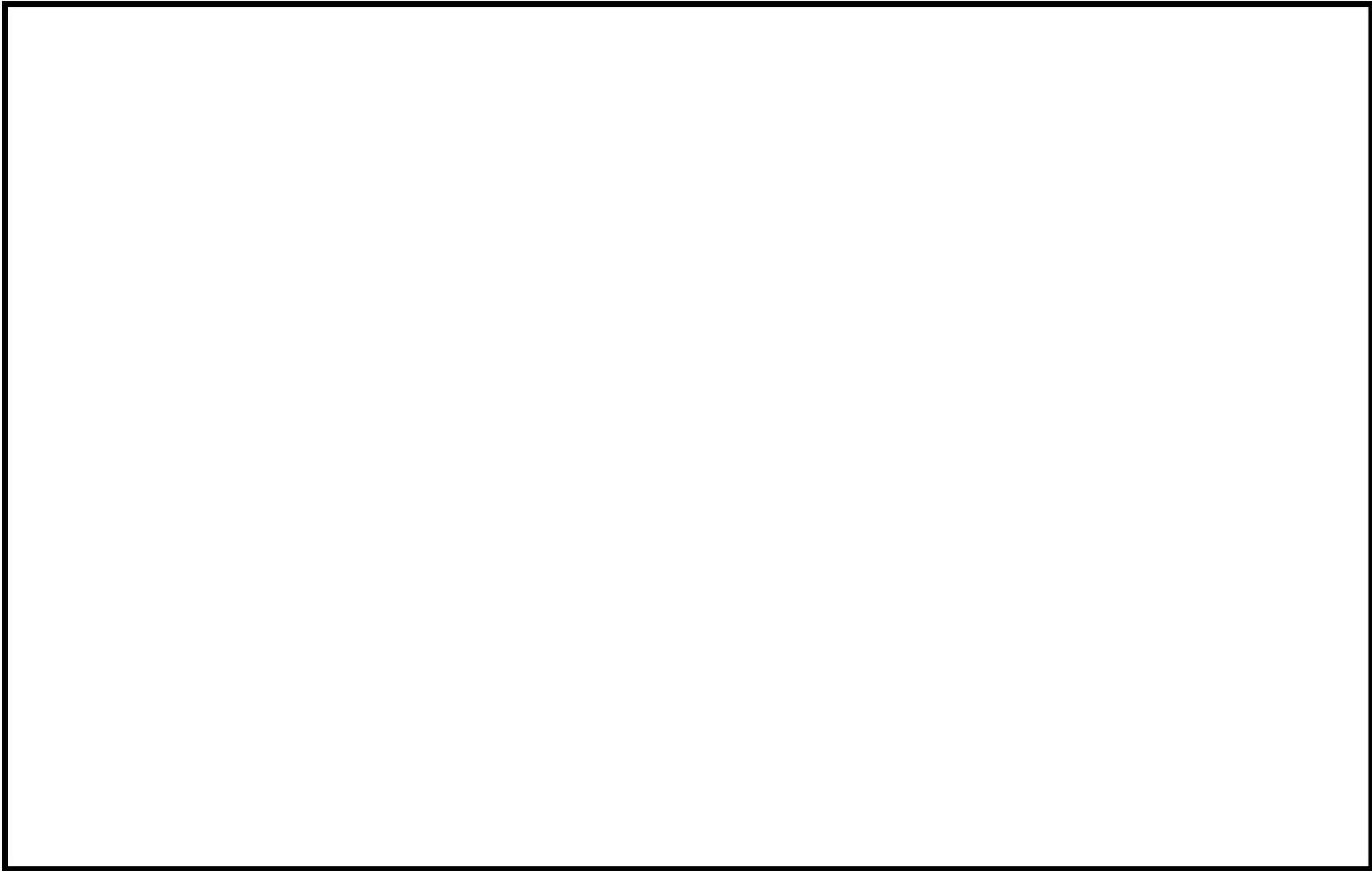


図6 原子炉建屋クレーンのインターロックによるキャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図(7号炉)

使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における使用済燃料プール周りは、図 1 に示す通り、定検中及び運転中において、使用済燃料プールと離隔距離を確保した手摺り（フェンス）により異物混入防止エリアを設定し、異物等の持ち込みを制限することで、使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

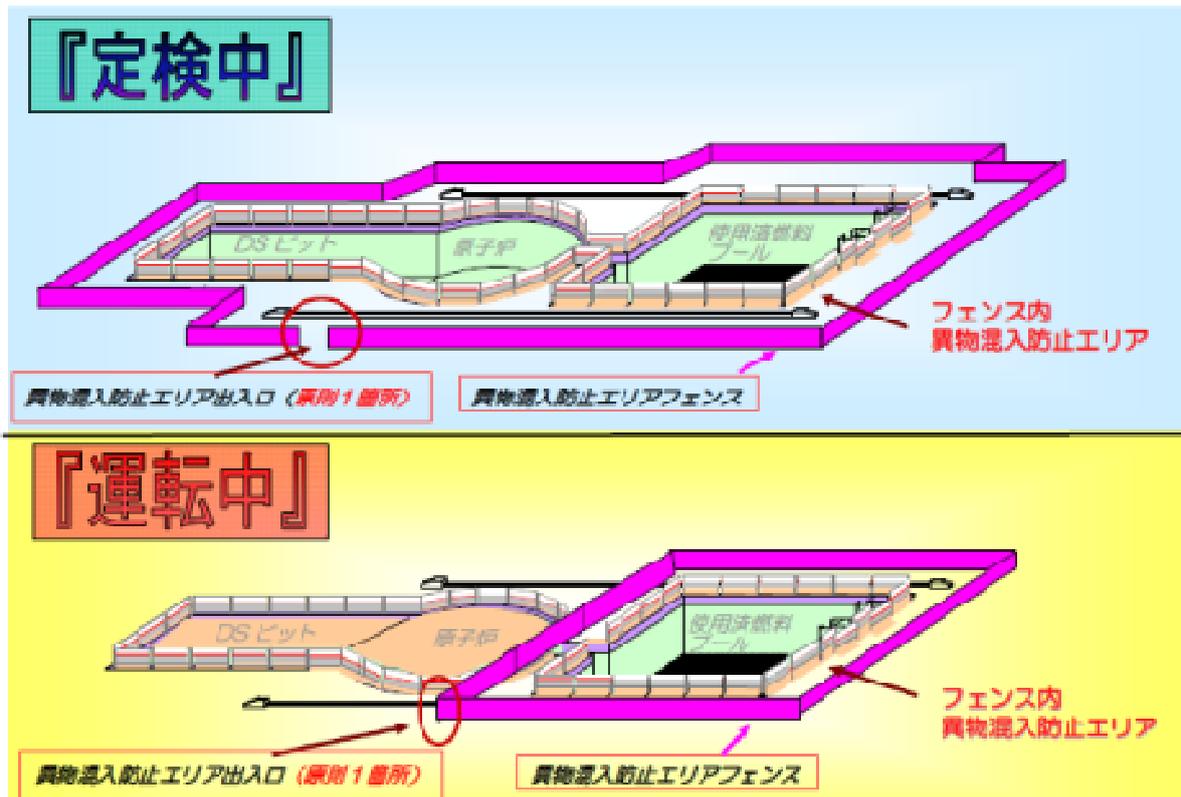


図 1 原子炉建屋運転床面 異物混入防止エリア設置概要（定検中・運転中）

7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価

1. 概要

7号炉の使用済燃料プール上部には、「その他」項目のダクト（原子炉建屋空調系（常用））が設置されている。

当該ダクトについては、「耐震評価」により当該ダクトに対する基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施するとともに、「落下時影響評価」により仮に当該ダクトが落下した場合における使用済燃料プールライニングの健全性への影響についての評価を実施する。

図1に上記ダクトの使用済燃料プール上部への設置状況を示す。



図1 原子炉建屋運転床上のダクト 設置状況（7号炉）

2. 耐震評価

本評価の対象範囲は、下図に示す通り、使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺りの内側の、使用済燃料プール直上のダクト、及びこのダクトを支持するダクトサポートとし、当該機器に対して基準地震動 S_s を用いた下記の耐震評価を実施する。

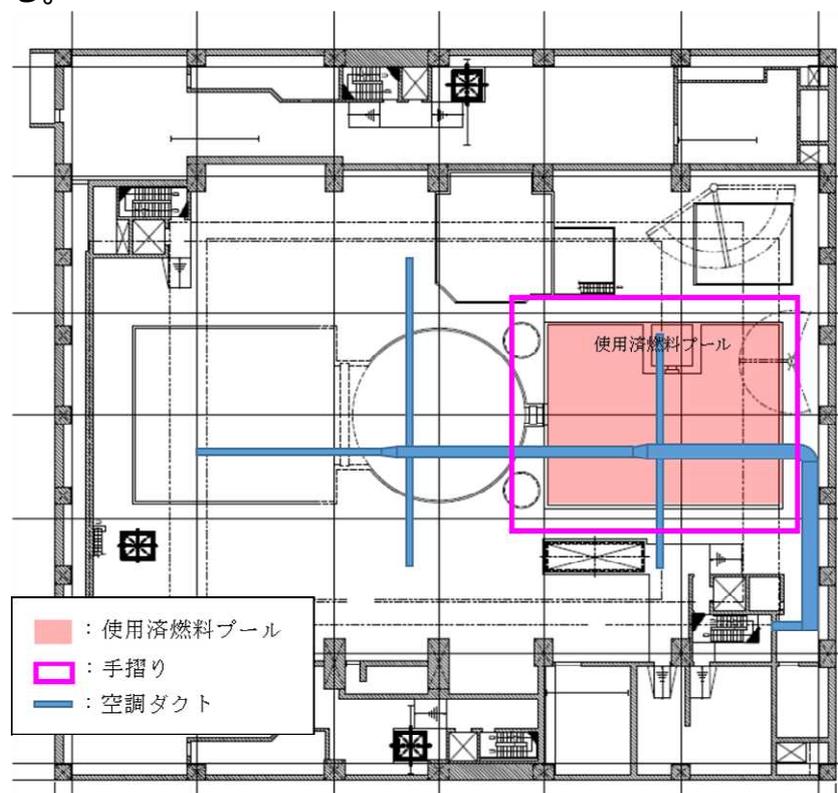


図1 7号炉原子炉建屋4階 ダクト配置図

(1) 評価条件

荷重条件

評価に用いる地震動は、原子炉建屋のフロアレベルの最高レベルとなる T.M.S.L.49700 (当該ダクト設置レベルは T.M.S.L.49100) とし、本地震動の水平方向と鉛直方向の発生荷重 (モーメント及び反力) の組合せとして下記の動的及び静的解析のいずれか大きくなる結果を採用する。

評価対象	動的解析	静的解析
ダクト	SRSS ¹	1.2ZPA ² 解析による絶対値和
ダクトサポート	SRSS ¹	1.2ZPA ² 解析による絶対値和

1 : $SRSS = \{ (\text{水平震度})^2 + (\text{鉛直震度} + 1.0)^2 \}$

2 : $1.2ZPa = Sa$ 波の 1.2 倍

ダクト評価

ダクトは、図 1 に示す範囲について多質点連続梁モデルにモデル化し、解析により曲げモーメントを求め、許容座屈曲げモーメントに対する評価を実施した。

ダクト及びダクトサポート解析モデル図を図 2 に示す。

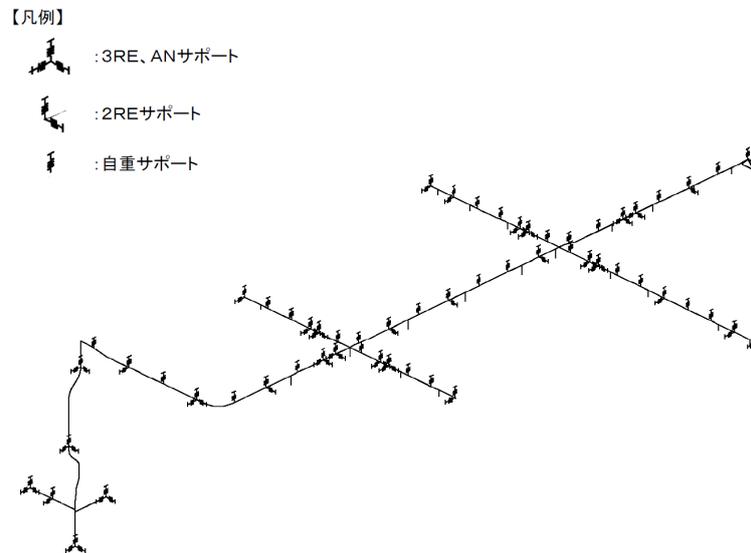


図 2 ダクト及びダクトサポート解析モデル図

評価においては、ダクトが基準地震動 S_s に対して機能維持できること（換気機能及び支持機能を維持すること）を評価した。

なお、許容座屈曲げモーメントは下記の算式を用い、評価結果は(裕度) = (許容座屈曲げモーメント) / (ダクトに発生するモーメント (解析結果)) で表す。安全係数は設計裕度として $S = \square$ を用いた。

$$M = S \cdot M_T \cdot \gamma$$

$$M_T = \lambda \cdot \frac{\pi \cdot t \cdot I}{\sqrt{1 - b^2} \cdot b^2} \cdot \sqrt{E \cdot \sigma_y}$$

- M : 許容座屈曲げモーメント
- S : 座屈曲げモーメントの安全係数
- γ : 座屈限界曲げモーメントの安全係数
- M_T : 座屈限界曲げモーメント
- λ : 座屈限界曲げモーメントの補正係数
- π : 円周率
- I : 断面二次モーメント
- b : ポアソン比
- E : ダクト幅
- σ_y : 縦弾性係数
- σ_y : 降伏応力

サポート評価

サポートの評価においても、限界評価として供用状態を D_s (F 値 = $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$) とし、ダクト解析による支持点反力にて解析評価を実施した。評価結果は(裕度) = (許容応力 F 値) / (ダクトサポートに発生する応力 (解析結果)) で表す。

JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規定における、その他支持構造物に対する許容応力算出の際の F 値の規定

(2) 評価結果

本ダクト及びダクトサポートの耐震評価の結果、ダクト及びダクトサポートに発生する最大のモーメント及び応力は最大でも下記の表1の基準地震動に対して裕度を確保しており落下することはないと判断する。

図3に、ダクト及びダクトサポートに発生する最大モーメント及び最大応力発生箇所について示す。

表1 ダクト及びダクトサポートに発生する最大のモーメント及び応力の裕度

対象設備	裕度	判定基準
ダクト		
ダクトサポート		



図3 ダクト及びダクトサポートの最大モーメント及び最大応力発生箇所

3. 落下時影響評価

ダクトは中空の形状であり、表面積が広いので、水中では水の抵抗を受け易い。そのため、空調ダクトが使用済燃料プールに落下した場合、水中での浮力及び水の抵抗により落下エネルギーは消費され、使用済燃料プールライニングへの影響は軽微なものになると考えられる。

本評価では、最大支持間隔のダクトが自由落下した場合における、落下時影響評価を実施する。

ダクト落下時影響評価のイメージを図4に、ダクト落下速度の時間変化のグラフを図5（垂直落下）、図6（水平落下）に示す。

ダクトが落下した場合のプールライニングに到達時のダクトの速度エネルギーは、水の浮力と抵抗のみを考慮すると、鉛直落下した場合、水平落下した場合のどちらの条件においても、気中落下試験時の燃料集合体の「落下エネルギー（約15.5kJ）」未満となることから、空調ダクトが落下した場合においても使用済燃料プールライニングの健全性は確保されると判断する。

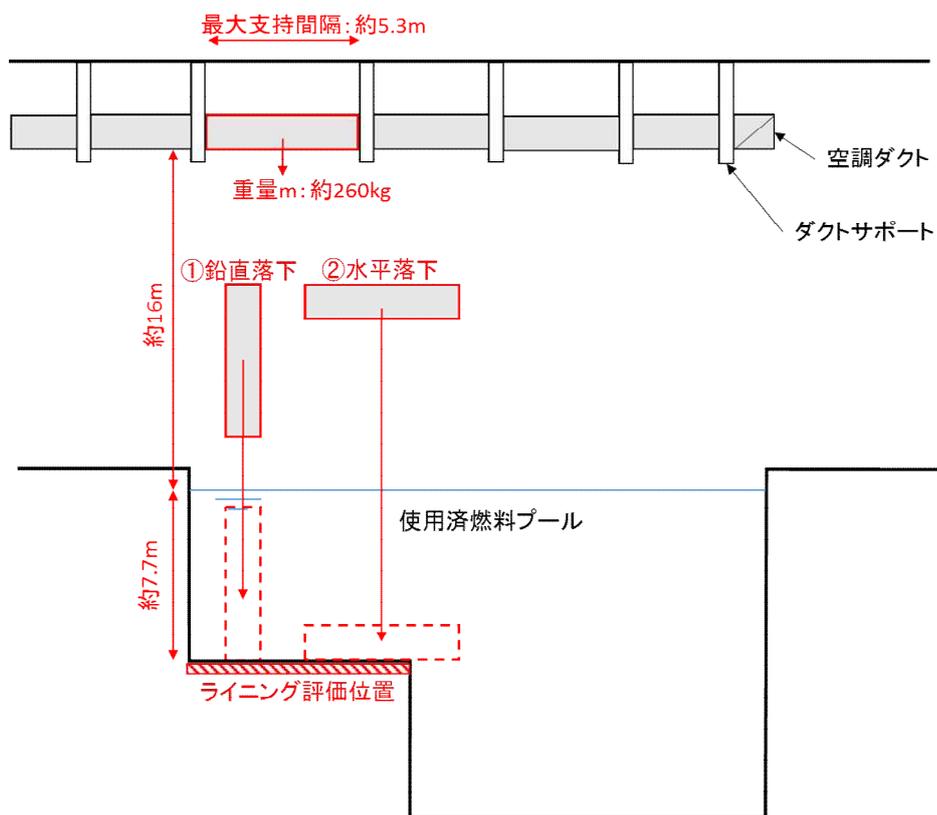


図4 ダクトの使用済燃料プールへの落下評価（イメージ）

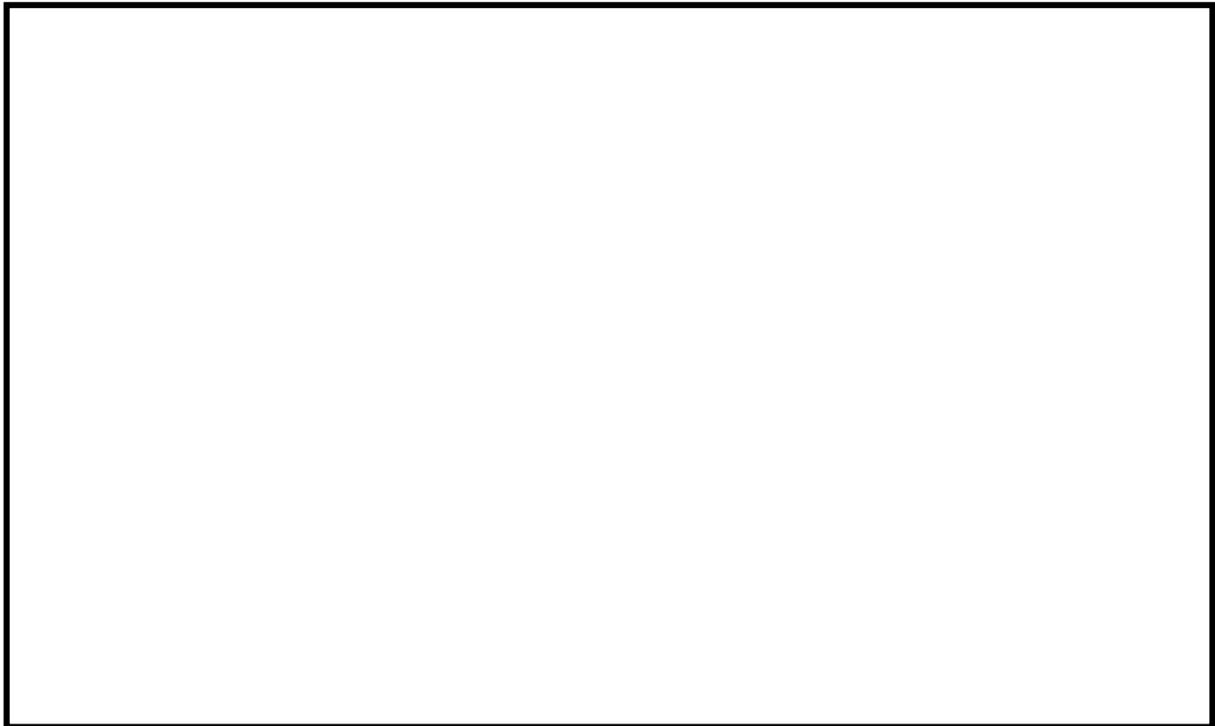


図5 鉛直落下した場合のダクト落下速度の時間変化



図6 水平落下した場合のダクト落下速度の時間変化

4.まとめ

7号炉の使用済燃料プール上部ダクトに対して、耐震評価及び落下時影響評価を実施し、当該ダクトは基準地震動 S_s に対して落下しないことを確認するとともに、仮に落下した場合においても、使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることを確認した。

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の
健全性評価について

1．評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため，ワイヤロープの固有周期帯より，最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し，各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により，各部の強度評価を行う。

2．評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3．評価結果

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について表 1，2 に示す。

表 1 取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ ¹		
	グラップル ヘッド	フック ¹	
		シャフト ¹	
	ブレーキ ¹		

表 2 取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ ¹		
	グラップル ヘッド	フック ¹	
		シャフト ¹	
	ブレーキ ¹		

1 燃料取替機のワイヤロープ，フック，シャフトの構造については図 5.2.23 参照，ブレーキの構造については図 5.2.21 及び図 5.2.22 参照。

2 本評価結果は，静的荷重によるものであり，地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮していない。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価について

1．評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

2．評価条件

評価用地震動：基準地震動 Ss

方向：水平、鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3．評価結果

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について表 1，2 に示す。

表 1 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ ¹		
	フック ¹		
	ブレーキ ¹		

表 2 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ ¹		
	フック ¹		
	ブレーキ ¹		

1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.28 及び図 5.2.29 参照、ブレーキの構造については図 5.2.26 及び図 5.2.27 参照。

2 ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生し、スリップすることが考えられるが、地震による加速度は交番加速度であり、スリップは一時的なものと考えられ、大きく落下することはない。なお、基準地震動 Ss 時における定格荷重での滑り量としては、約 cm 程度であることを確認している。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置しており、脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストッパが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストッパが損傷したとしても、走行レールについてはトロリの幅より建屋壁面との離隔距離の幅の方が短いことから、燃料取替機がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。



図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離（6号炉）



図 2 燃料取替機走行レールと壁面距離（7号炉）

原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置しており、脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造とし、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向への脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。

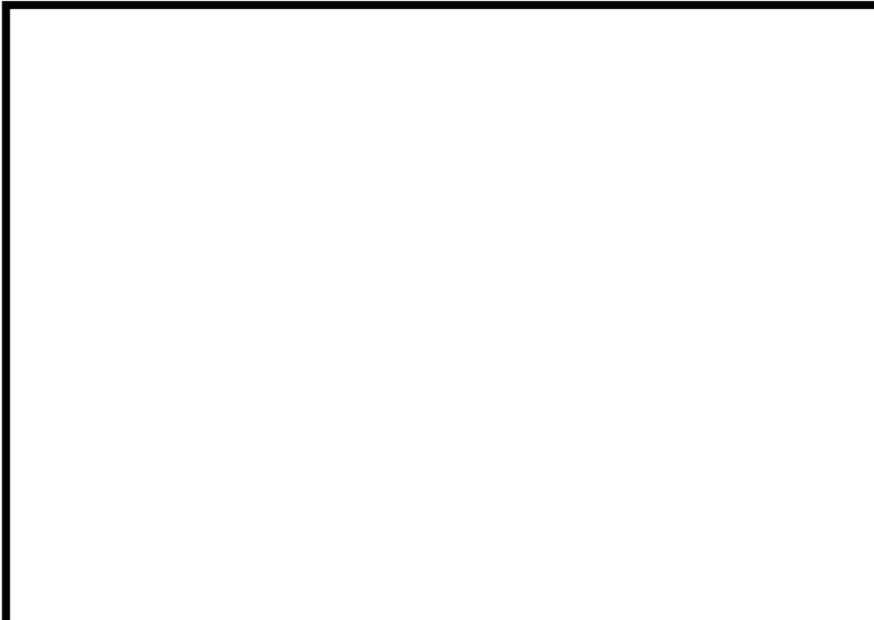


図3 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離（6号炉）



図4 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離（7号炉）

過去不具合事象に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所 1号炉及び福島第二原子力発電所 3号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損傷事象について

1.1 事象概要

女川原子力発電所 1号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音が確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

また、本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3号炉においても確認されている（図 3 参照）。

1.2 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉への水平展開は不要と判断している。

- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉の原子炉建屋クレーンは脱線防止ラグがあることから、ランウェイ上から落下することはない。
- ・柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。

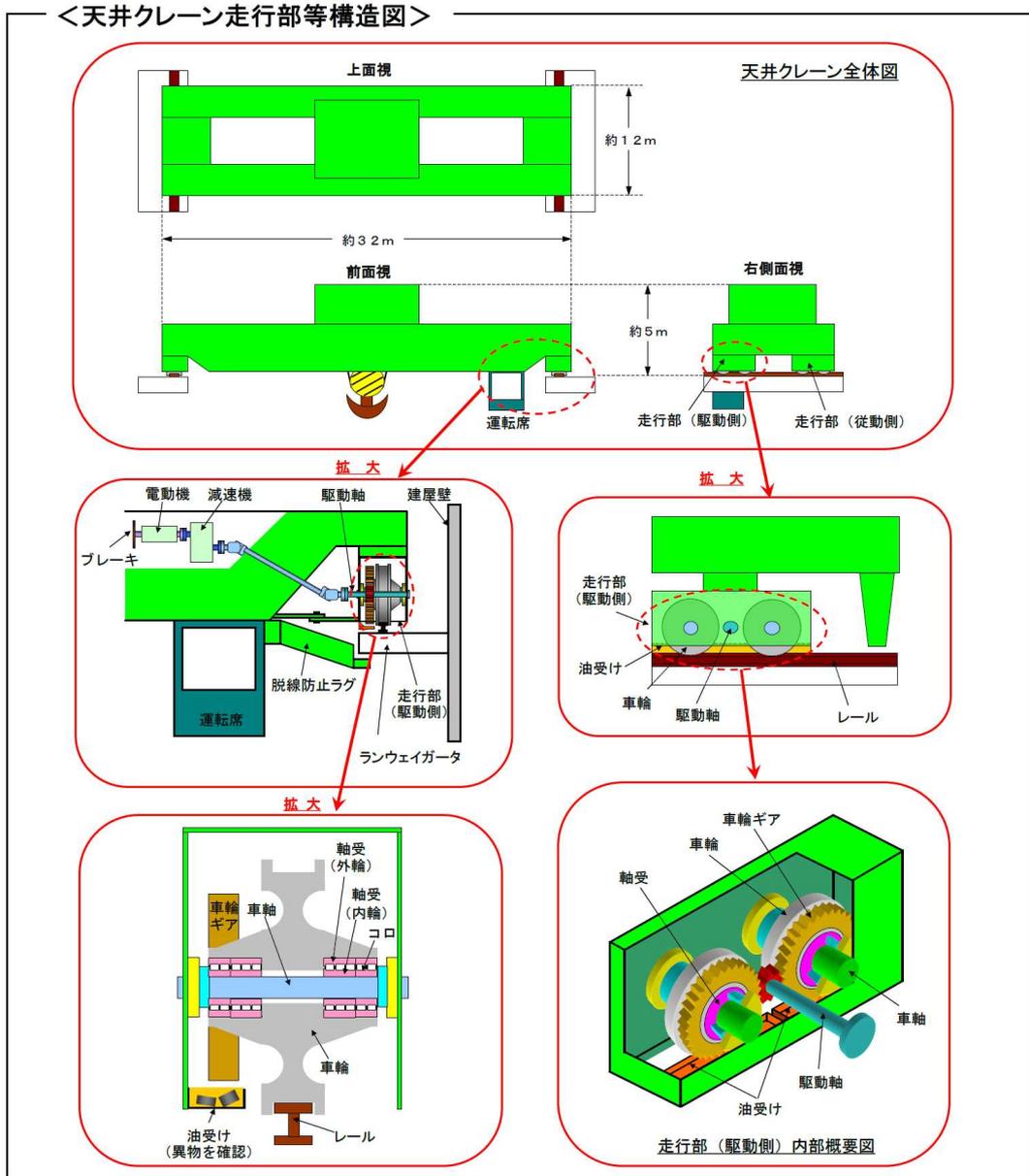


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部等構造図
 (平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

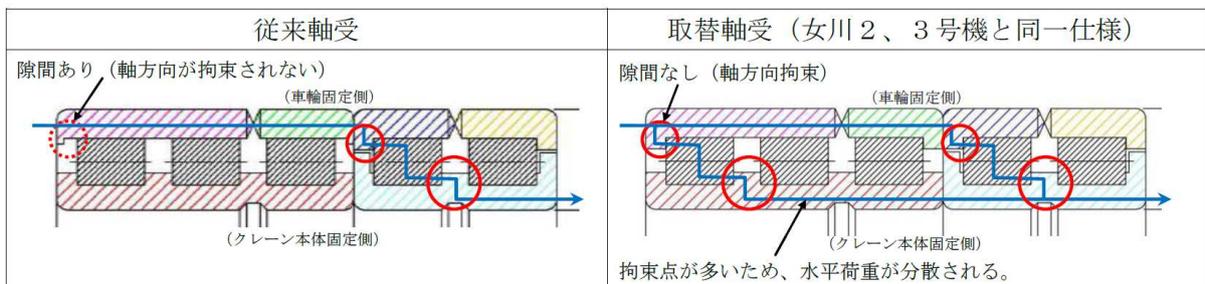


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較
 (平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

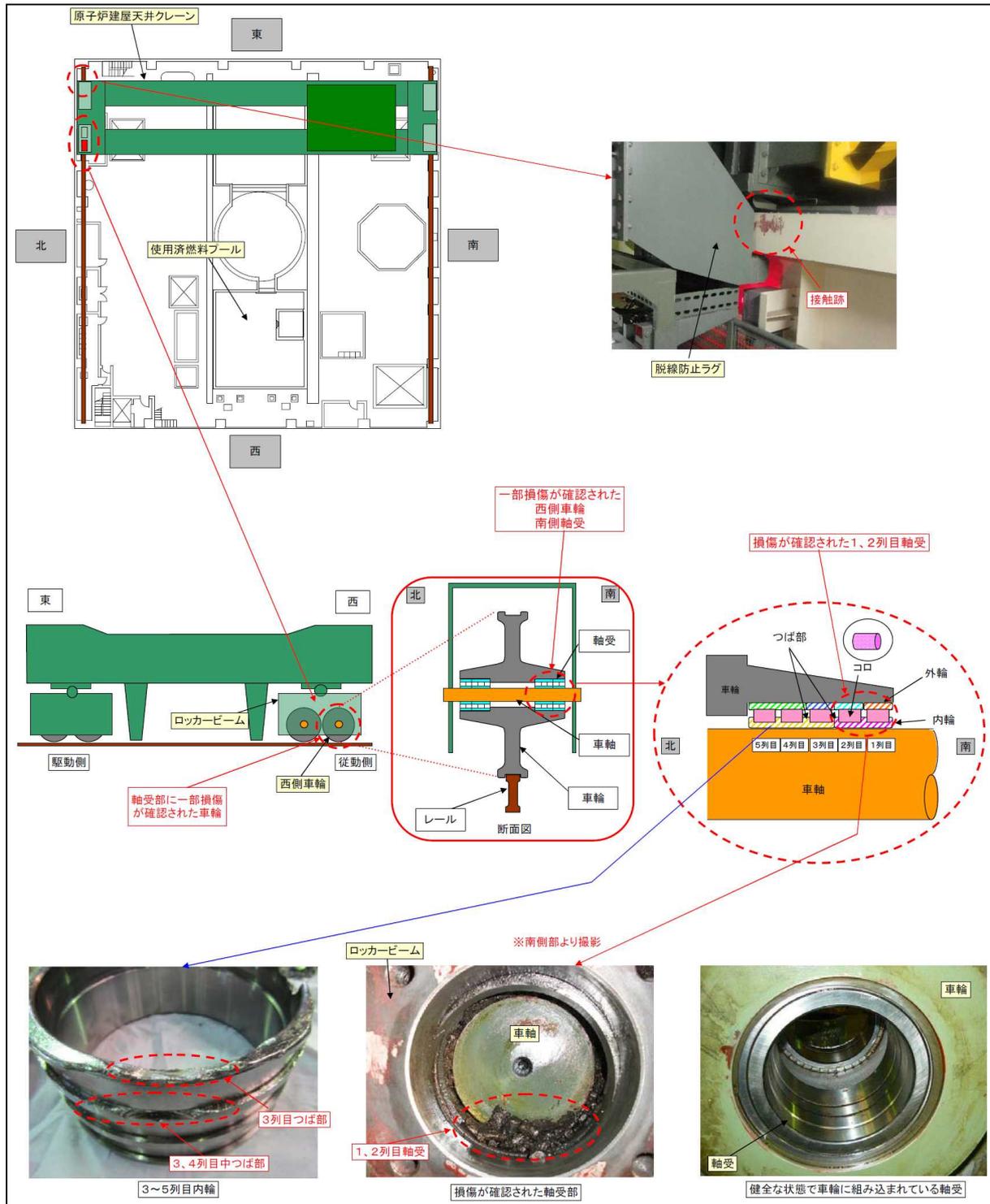


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
 (平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋)

2. 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2.1 事象概要

柏崎刈羽原子力発電所 6号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19年 7月 24日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った。

6号炉の原子炉建屋クレーンは摺動痕よりブレーキが効かない状態で、約 30cm 程度移動したものと推定される。

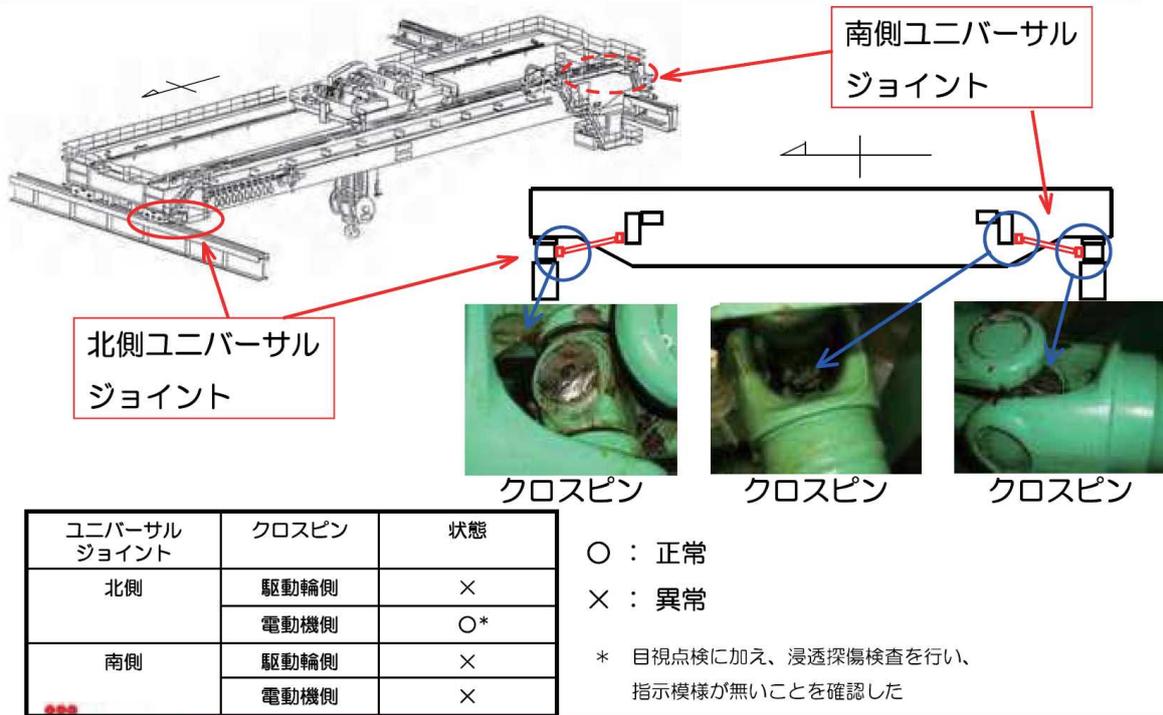
2.2 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉の再発防止対策及び 7号炉への水平展開の必要性について

本事象の再発防止対策については、以下の観点から不要と考えられるものの、クレーンの早期復旧を目的に、現在ではユニバーサルジョイント一式の予備品を保有しておくこととしている。

- ・ユニバーサルジョイントはクレーンの走行機能を担うものであり、当該部品が破損しても、本部品は車輪への回転エネルギーを伝える機能であり、本部品が機能喪失した場合においても、脱線防止ラグが設置されていることから、原子炉建屋クレーンはランウェイ上から落下することはない。
- ・当該部が損傷することで、発生応力が緩和され減速機や電動機等の重要部品の損傷が回避された側面がある。

なお、設備構造上の違いから 7号炉の原子炉建屋クレーンはユニバーサルジョイントを使用していないため、上記観点も考慮し、水平展開は不要と判断している。

事象の概要 (1)



事象の概要 (2)

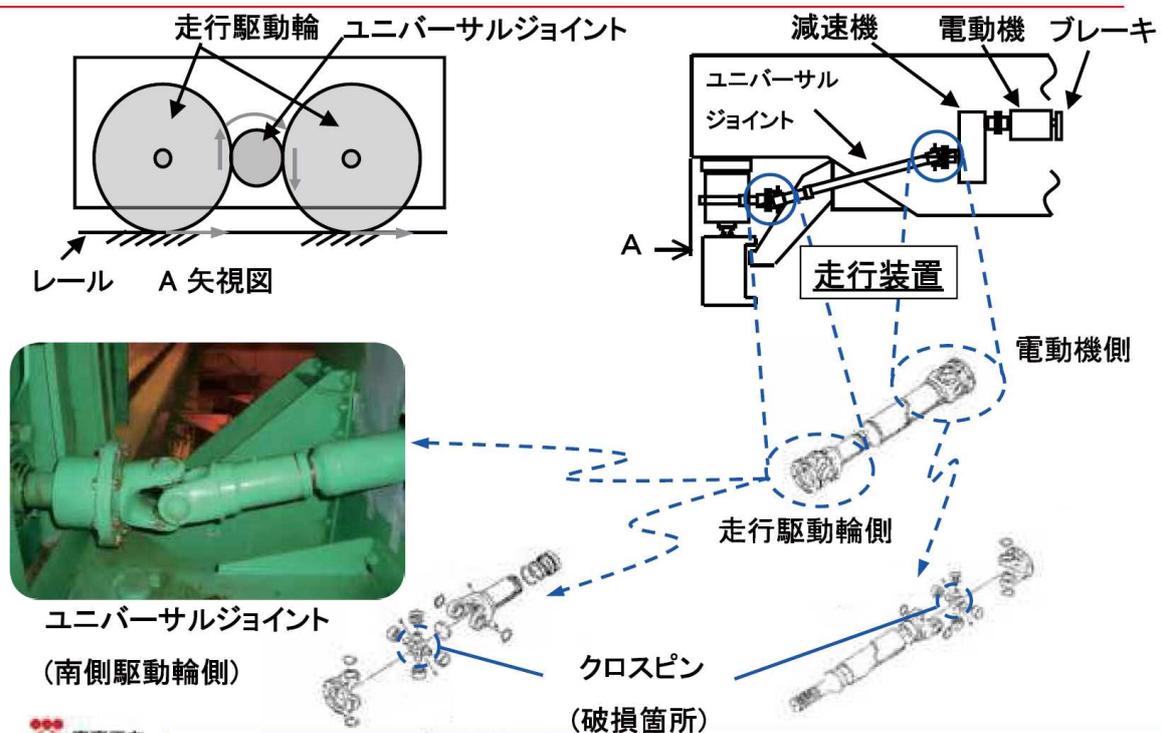


図4 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について

(平成 20 年 9 月 25 日 東京電力プレス資料より抜粋)

3. その他不具合事象に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず，社外で発生した不具合事象については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。不具合情報の処理フローについて図 5 に示す。

処理方法の詳細については以下の通り。(下記番号とフロー図内の番号が対応)

原子力安全・統括部は入手した海外情報について、データベースに登録する。

原子力安全・統括部は本社主管部並びに各発電所と共に登録された情報についてスクリーニングを実施する。

原子力安全・統括部はスクリーニング結果についてデータベースに登録し、原子力安全・統括部長の承認を得る。

原子力安全・統括部は検討要と判断された情報について、本社不適合管理委員会に諮り、その後の対応方針について協議する。

本社主管部は予防処置を検討の上、影響評価書を作成し、不適合管理委員会の確認を得る。

予防処置実施箇所は予防処置を実施し完了したものについて不適合報告書を作成し、不適合管理委員会に報告する。

原子力安全・統括部は予防処置が完了したことを確認しデータベースに完了登録する。

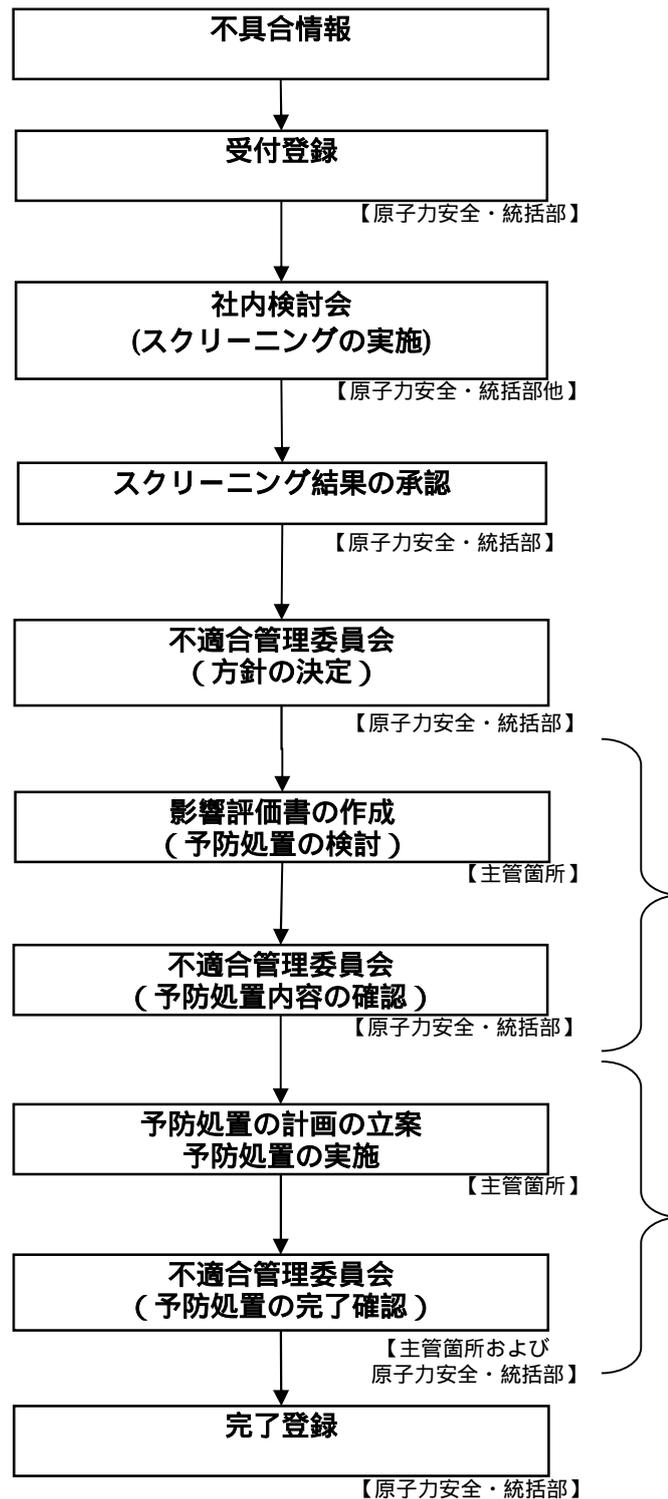


図5 不具合情報の処理フロー

新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱い、原子炉建屋内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫，又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送する。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図 1 に示す。

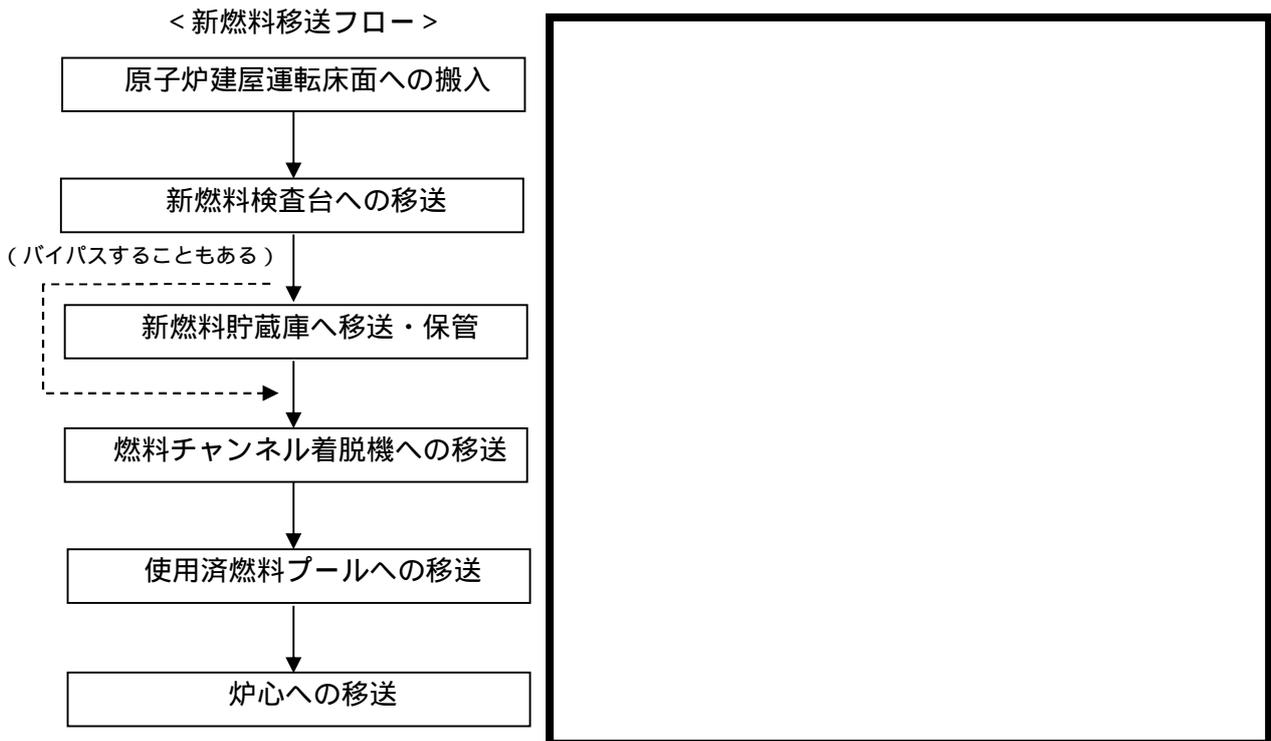


図 1 新燃料の取扱いに係る経路（例）

図 1 に示す通り、新燃料の取扱いに係る移送時においては、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。なお、燃料チャンネル着脱機に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具を装備し、新燃料の落下を防止する構造としており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下を防止する設計とする。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料落下を防止する設計とする。

燃料チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取扱い作業は、原子炉建屋クレーンを使用し行われ、作業概要について図 1 に示す。

キャスクの取扱い作業は、図 1 に示す通り機器搬出入口ハッチより運転床面へキャスクの移送を行い、除染ピット及びキャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することが無いよう、インターロック(キャスク移送モード)運転を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下を防止する設計とする。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有し、フックには外れ止め金具を装備し、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けることにより、キャスクの落下を防止する設計とする。

なお、キャスクピットでのキャスク取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ(横行、走行、巻上下)の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、図 1 に示す通り、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置され、キャスクが横行、走行方向に滑り¹、鉛直方向に滑った²としてもキャスクは NWL 以下に落下することはないことから、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

- 1 過去事例にて、中越沖地震時、6号炉の原子炉建屋クレーンは摺動痕よりブレーキが効かない状態で、約 30cm 移動したものと推定され、インターロック(キャスク移送モード)運転による可動範囲から、キャスク取扱い時にキャスクがキャスクピットエリア外の使用済燃料プール内に落下することはなかった。
- 2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量は、基準地震動 Ss 時の評価結果において、約 cm であることを確認している。

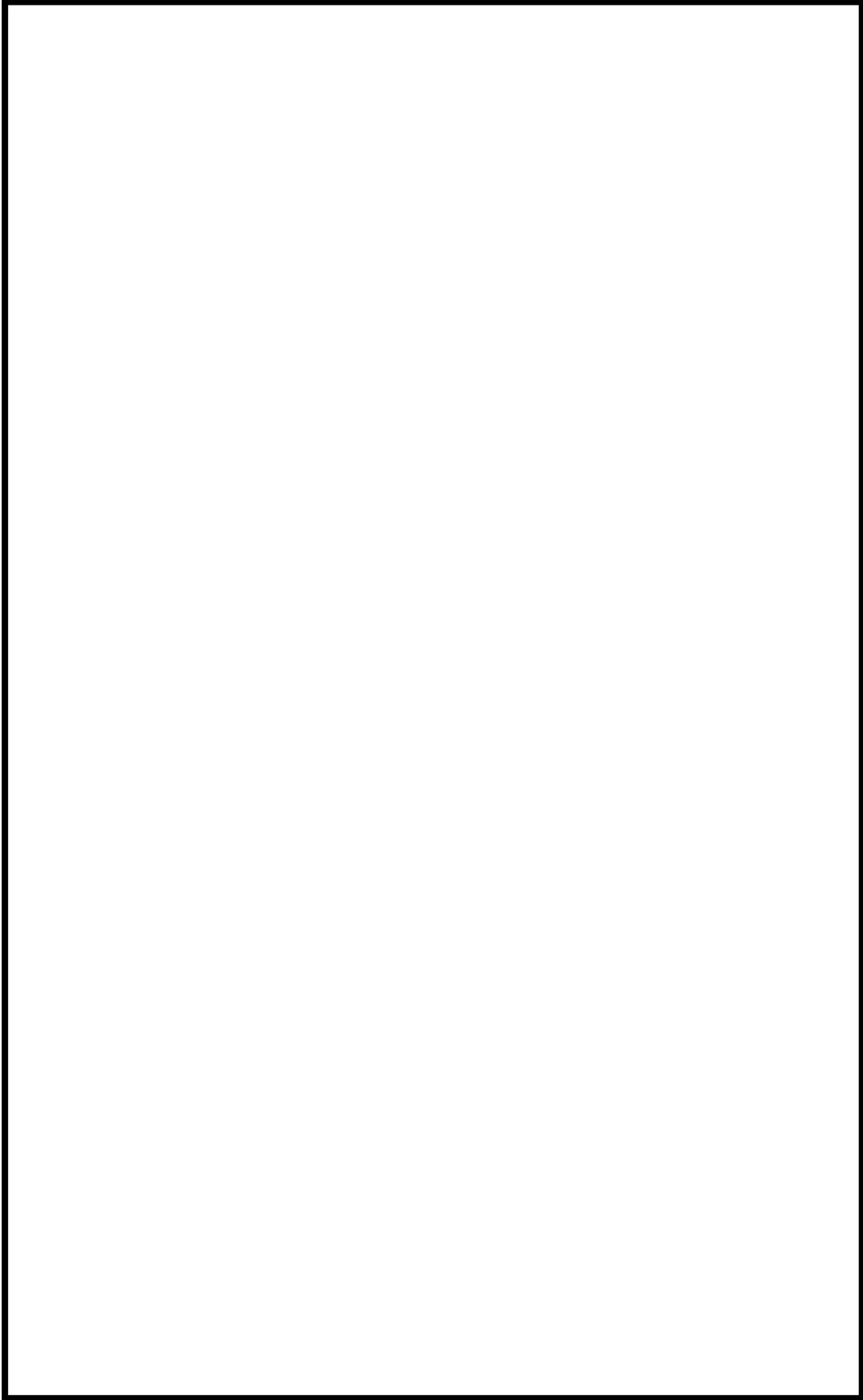


図1 キャスク取扱い作業フロー

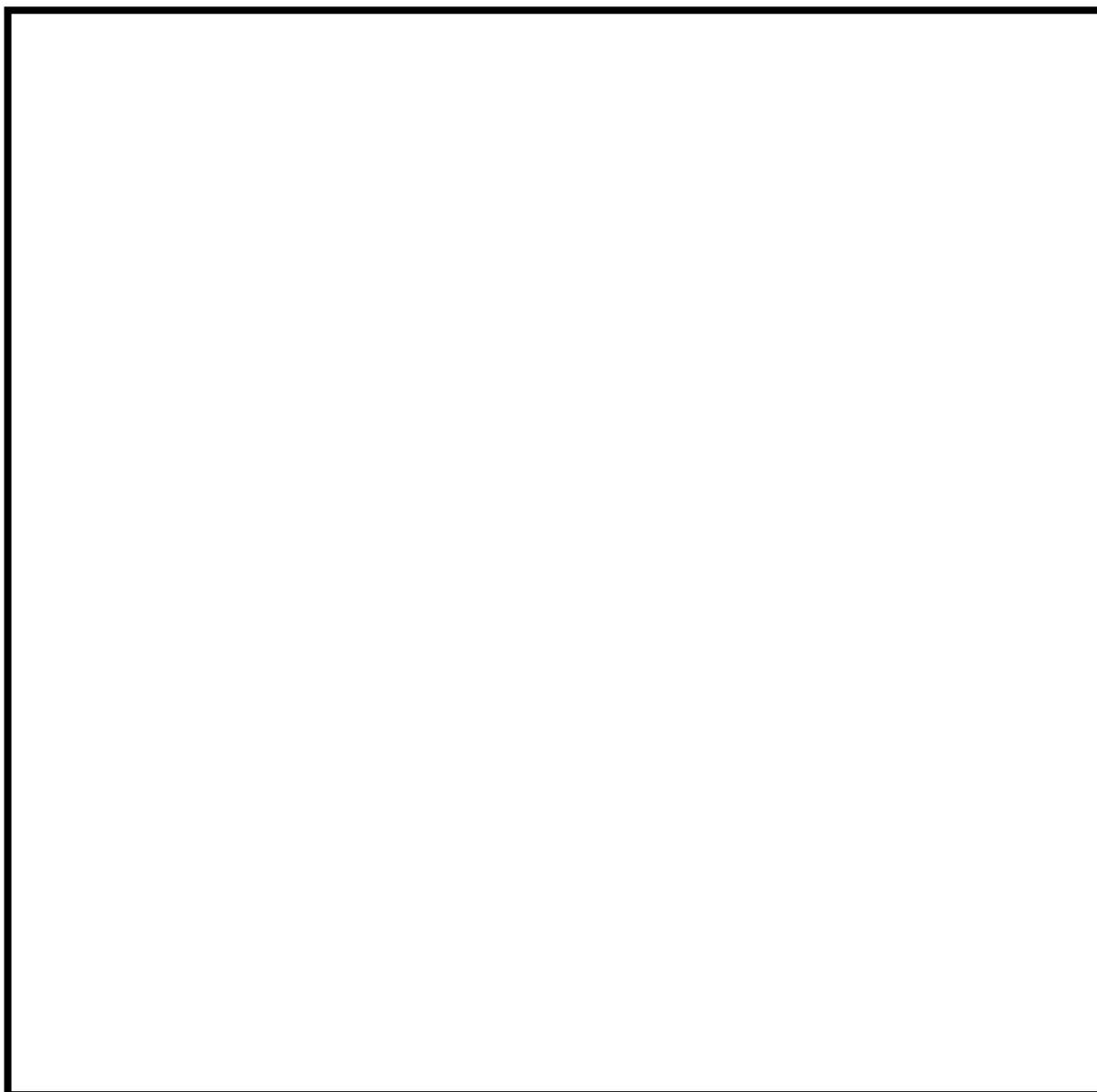


図2 キャスクとキャスクピットゲートの距離関係

キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーンにキャスク吊具を取付けて移送する。現場での使用状況を図 1 に示す。

キャスクを移送する場合、キャスクとキャスク吊具は 4 か所のキャスクトラニオンをキャスク吊具で支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピンとクレーンフックで支持されているのに加えて、キャスク吊具の安全板とクレーンにおいても補助的に支持されており二重化されている。

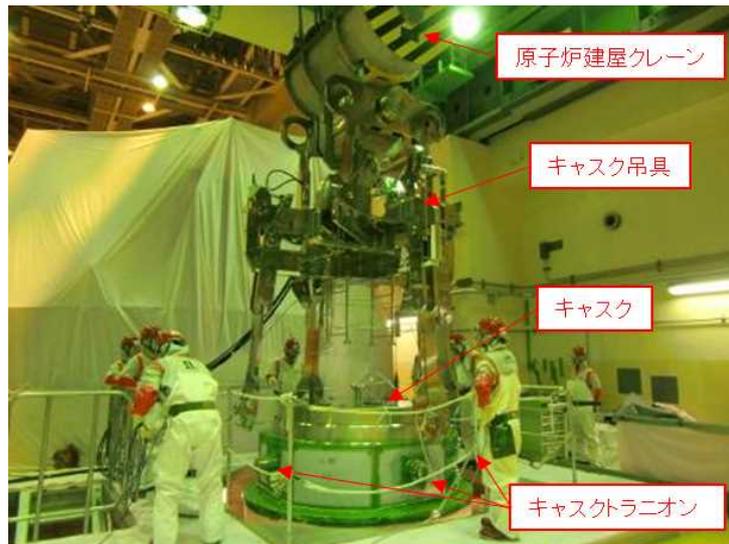


図 1 キャスク吊具の現場での使用状況
(7号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)



図 2 キャスク吊具の構造図 (6号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)

6号炉と7号炉における評価内容の差異について

	評価項目	差異の内容		備考
		6号炉	7号炉	
使用済燃料プール周 辺の設備等の抽出	現場確認による抽出			
	機器配置等による抽出			
	使用済燃料プール周辺作業 実績からの抽出			
使用済燃料プールへの落下 を検討すべき重量物の抽出	設置状況による選定			
	落下エネルギーによる選定			
	使用済燃料プールの機能を 損なう恐れのある重量物と して選定した設備等(「検討 要」の項目)			
落下防止の対応状況の確認	耐震評価による落下防止対 策(原子炉建屋)	燃料プール上 部にダクトな し	燃料プール上 部にダクトが 設置	7号炉の燃料プール上部ダクトに対し て、落下評価及び基準地震動 Ss を用 いた耐震評価により、使用済燃料プー ルライニングの健全性が確保される ことを確認
	耐震評価による落下防止対 策(燃料取替機)	評価方法： 時刻歴解析	評価方法： スペクトルモ ーダル解析	レールと本体の取合い構造が下記の 通り相違がある 6号炉：レールに期待せず、レールと は別に設置したガイドプレートによ り落下を防止する構造のため、浮上り を考慮した時刻歴解析を実施 7号炉：従来通り、レールと脱線防止 ラグにより落下を防止する構造のた め、浮上りを考慮しない静的荷重を考 慮したスペクトルモーダル解析を実 施
	耐震評価による落下防止対 策(原子炉建屋クレーン)			
	設備構造による落下防止対 策			
	運用による落下防止対策			

凡例)「 - 」は差異なしを示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

使用済燃料プール監視設備について

目 次

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）
 - 1.1 概要
 - 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について
 - 1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について
 - 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について
 - 1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

- (別紙 1) 各計測装置の記録及び保存について
- (別紙 2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について
- (別紙 3) 警報設定値について

1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「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）」第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』の設置が要求されている。

このため、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について、以下のとおり基準適合性を確認した。

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』については、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタを設置している。また使用済燃料プールの水位低下、上昇及び温度上昇並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室に警報を発信する機能を有している。（表 1.2.1 及び表 1.2.2 参照）

さらに、外部電源が利用できない場合においても、『発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下、「パラメータ」という。）』として、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタについて、非常用所内電源からの電源供給により監視可能であるととも、測定結果については、表示し、記録し、これを保存することとしている。

表 1.2.1 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象設備）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料貯蔵プール水位	フロート式	水位が通常水位（6号炉：T.M.S.L. 31395mm, 7号炉：T.M.S.L. 31390mm）近傍であること。	—	6号炉 水位低 通常水位-162mm(T.M.S.L. 31233mm) 水位高 通常水位+32mm(T.M.S.L. 31427mm) 7号炉 水位低 通常水位-250mm(T.M.S.L. 31140mm) 水位高 通常水位+109mm(T.M.S.L. 31499mm)	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	フロート式	使用済燃料プールライナ部からの漏えいを検知できること。	—	6号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12696mm) +523mm(T.M.S.L. 13219mm) 7号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12657mm) +650mm(T.M.S.L. 13307mm)	原子炉建屋 1階	6号炉:1 7号炉:1	C
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対式	燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度(65℃)に余裕を見た温度としている。	0~100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 2階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール温度	熱電対式	燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度(65℃)に余裕を見た温度としている。	0~100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	熱電対式	使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測できる。	水位： 6号炉 T.M.S.L. 20180 ~ 31170mm 7号炉 T.M.S.L. 20180 ~ 31123mm 温度：0~150℃	6号炉 水位低 通常水位-225mm(T.M.S.L. 31170mm) 温度高 57℃ 7号炉 水位低 通常水位-267mm(T.M.S.L. 31123mm) 温度高 55℃	原子炉建屋 4階	6号炉:1 7号炉:1	C (Ss) ※

※基準地震動 Ss による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

表 1.2.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象設備）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
燃料貯蔵プール エリア放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F \geq 1mSv/h）1mSv/h以上が計測できる設定とする。	1 \sim 10 ⁴ mSv/h	5.0 \times 10 ⁰ mSv/h	原子炉建屋4階	6号炉:2 7号炉:2	C
燃料取替エリア 排気放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の放射能レベルを連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。	10 ⁻³ \sim 10mSv/h	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍	原子炉建屋4階	6号炉:4 7号炉:4	S
原子炉区域換気 空調系排気放射線モニタ	半導体式	原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。	10 ⁻⁴ \sim 1mSv/h	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍	6号炉: 原子炉建屋中4階 7号炉: 原子炉建屋3階	6号炉:4 7号炉:4	S

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位レベル（6号炉 T.M.S.L. 31395mm，7号炉 T.M.S.L. 31390mm）からの水位の異常な低下及び上昇の早期監視。

○構成概略：水位検出器（フロート式）で検出された使用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，水位低及び水位高の検出信号が，中央制御室の演算装置に発信され，中央制御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機からタイプライタに出力し記録する。

○警報設定：

水位高：使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へプール水が溢れるのを事前に検知する設定値を設ける。

6号炉：通常水位 +32mm (T.M.S.L. 31427mm)

7号炉：通常水位 +109mm (T.M.S.L. 31499mm)

水位低：燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

6号炉：通常水位 -162mm (T.M.S.L. 31233mm)

7号炉：通常水位 -250mm (T.M.S.L. 31140mm)

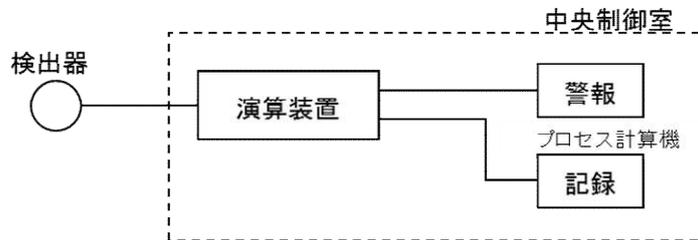


図 1.2.1 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図

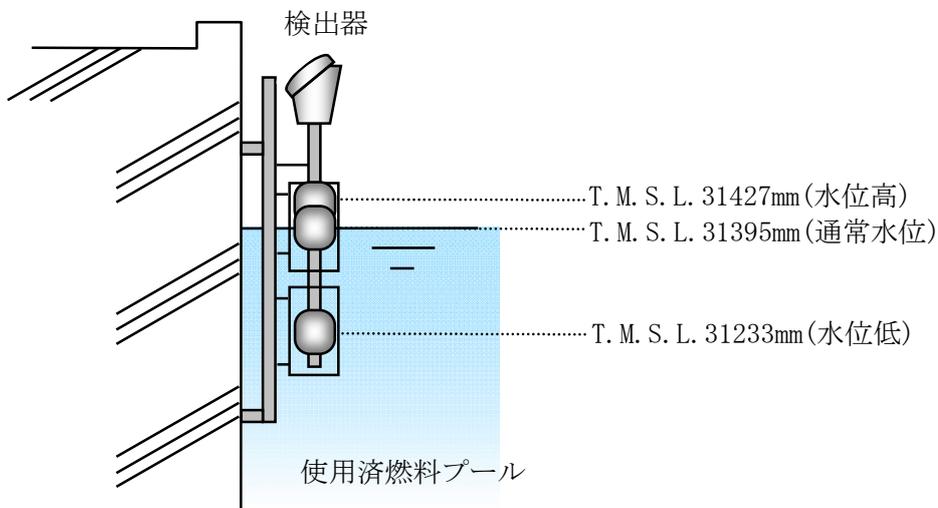


図 1.2.2 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値（6号炉）

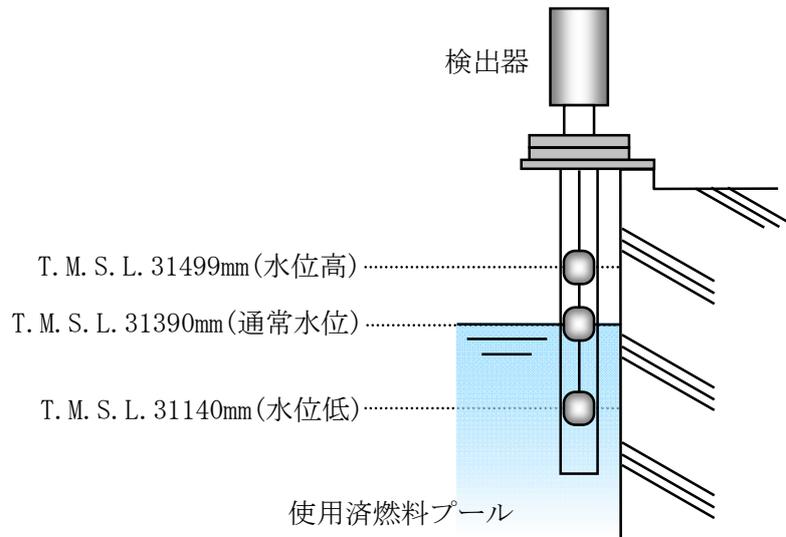


図 1.2.3 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値 (7号炉)

(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個
7号炉 1個

設置場所 : 原子炉建屋4階

警報設定値 : 6号炉

水位高:通常水位 +32mm (T. M. S. L. 31427mm)

水位低:通常水位 -162mm (T. M. S. L. 31233mm)

7号炉

水位高:通常水位+109mm (T. M. S. L. 31499mm)

水位低:通常水位 -250mm (T. M. S. L. 31140mm)

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : 燃料プール水位低, 燃料プール水位高

(2) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

○計測目的：使用済燃料プールライナからの漏えいの早期監視。

使用済燃料プールライナから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまる。このドレン水位を検出することで使用済燃料プールライナからの漏えいを監視する。

○構成概略：使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発生し、水位検出器から中央制御室の演算装置に発信され、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機からタイプライタに出力し記録を行う。

○警報設定：使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により早期に漏えいを検出する。

6号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より+523mm(T. M. S. L. 13219mm),

7号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より+650mm(T. M. S. L. 13307mm)としている。

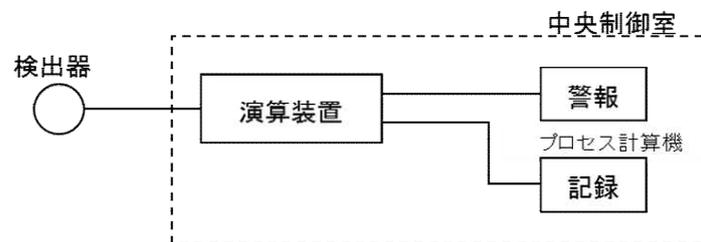


図 1.2.4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図

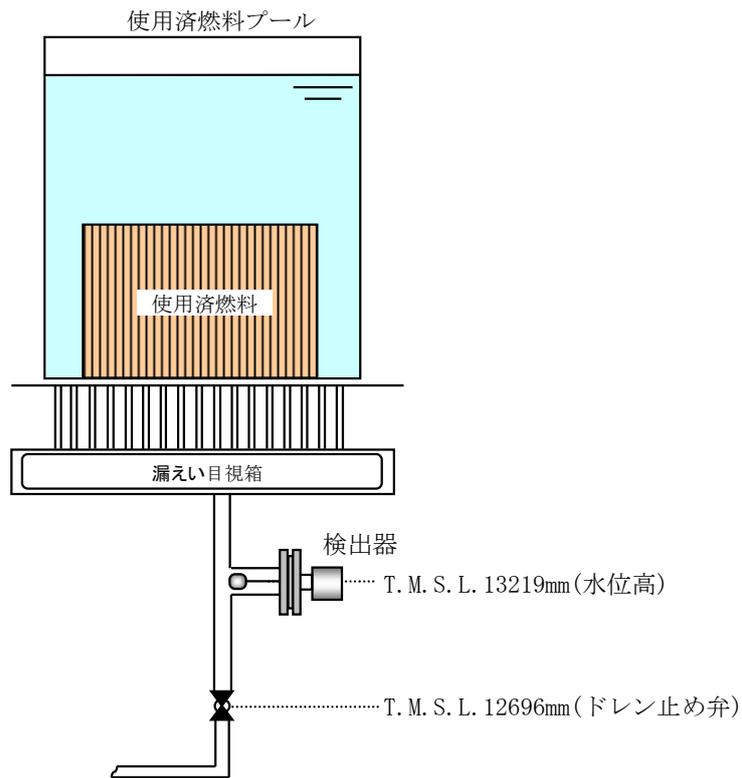


図 1.2.5 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (6号炉)

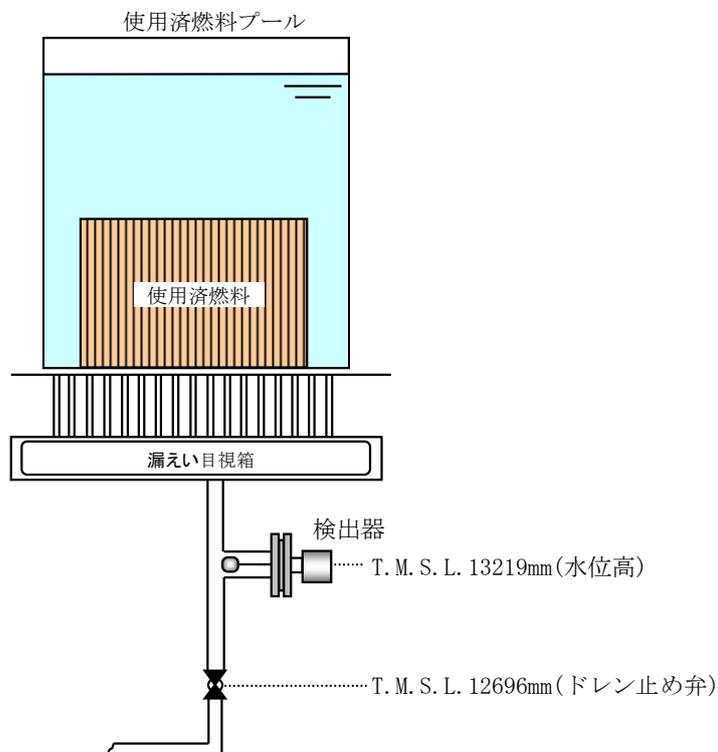


図 1.2.6 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (7号炉)

(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個
7号炉 1個
設置場所 : 原子炉建屋1階
警報設定値 : 6号炉
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より
+523mm(T. M. S. L. 13219mm)
7号炉
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より
+650mm(T. M. S. L. 13307mm)
一括警報 : FPC (A)
個別警報 : 燃料プールライナドレン漏えい大

(3) 使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略：熱電対により検出された使用済燃料プールの水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：冷却水の過熱状態を監視できるように，0～100℃の温度計測を可能としている。

○警報設定：使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設定値は，燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており，使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため，プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6号炉：57℃，7号炉：55℃）としている。

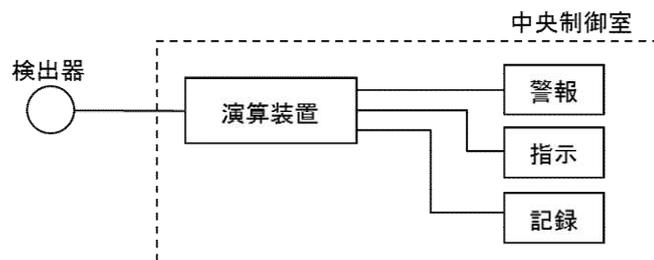


図 1.2.7 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

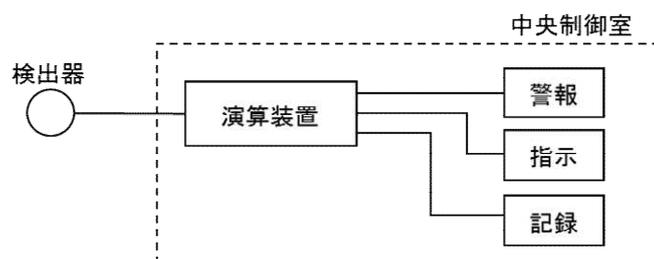


図 1.2.8 使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図

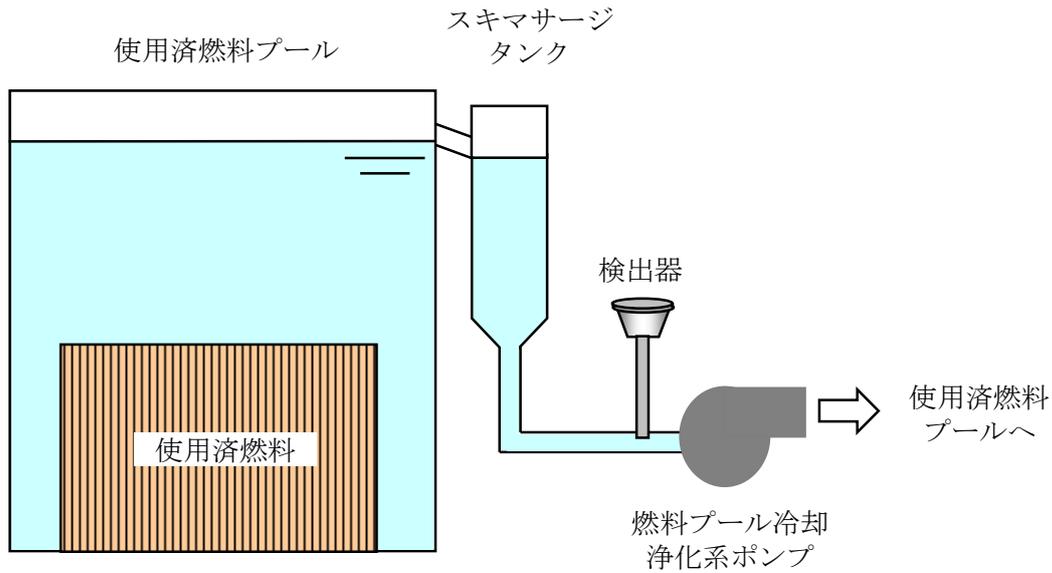


図 1.2.9 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図



図 1.2.10 使用済燃料貯蔵プール温度の設置図

(設備仕様)

計測範囲 : 0~100℃

個数 : 6号炉 2個
7号炉 2個

設置場所 : 原子炉建屋 2階 (燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度)

原子炉建屋 4階 (使用済燃料貯蔵プール温度)

警報設定値 : 6号炉 温度高 57℃
7号炉 温度高 55℃

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : FPC ポンプ入口温度高
使用済燃料貯蔵プール水温度高

(4) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○計測目的 (水位) : 使用済燃料プール水位の異常な低下の監視。

○計測目的 (温度) : 使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略 : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) は、熱電対を用いて使用済燃料プールの温度を電気信号として検出する。
また、使用済燃料プール上端近傍からプール底部まで、14 箇所に設置した熱電対及び気相に設置した熱電対を用いて電気信号として検出する。気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視する。
検出された電気信号は、記録計にて温度信号に変換することで、中央制御室に記録及び保存する。また、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。

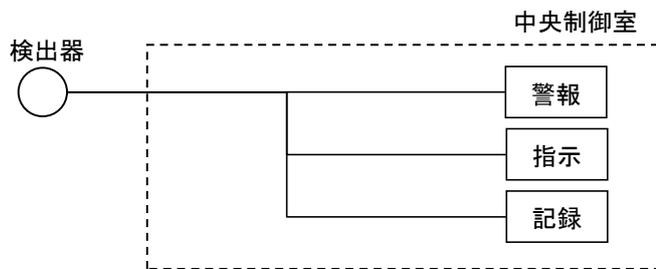


図 1.2.11 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○計測範囲 (水位) : 使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測が可能としている。

なお、基準地震動 S_s によるスロッシングを考慮した溢水時 (通常水位から約 2.9m 低下) においても計測可能な範囲としている。

○計測範囲 (温度) : 冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~150°Cの温度計測を可能としている。

○警報設定 (水位) : 水位低 : 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) の設定値は、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し、想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

6 号炉 : 通常水位-225mm (T. M. S. L. 31170mm)

7 号炉 : 通常水位-267mm (T. M. S. L. 31123mm)

- 警報設定（温度）：使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており，使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため，プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6 号炉：57℃，7 号炉：55℃）としている。

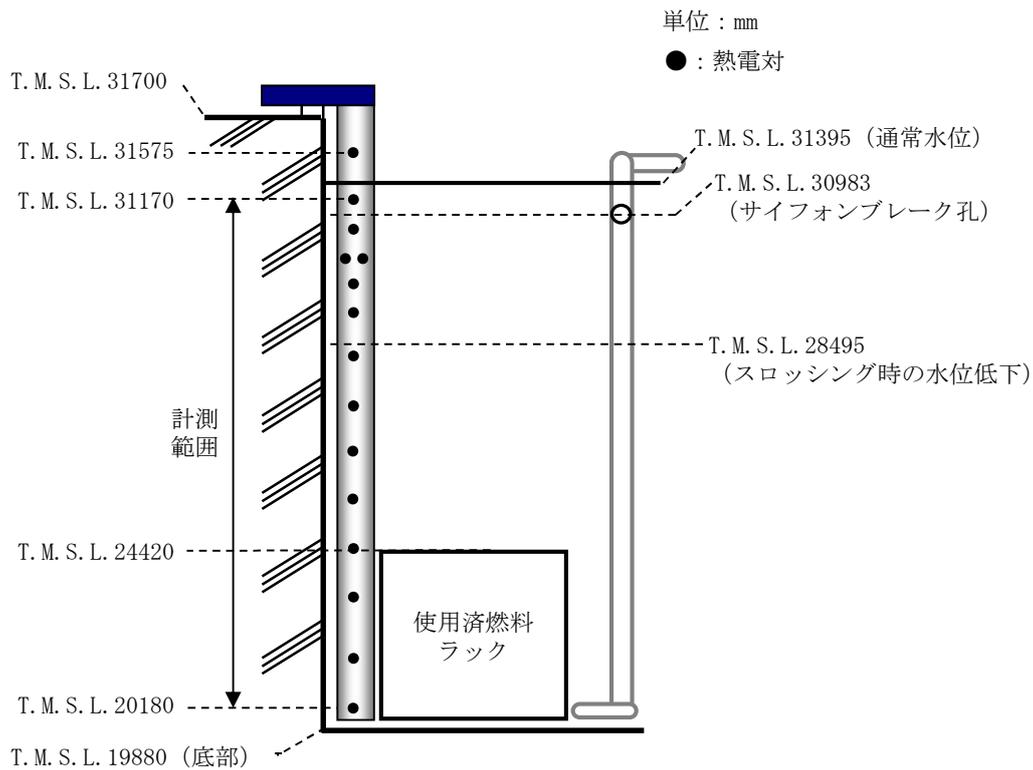


図 1. 2. 12 6号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

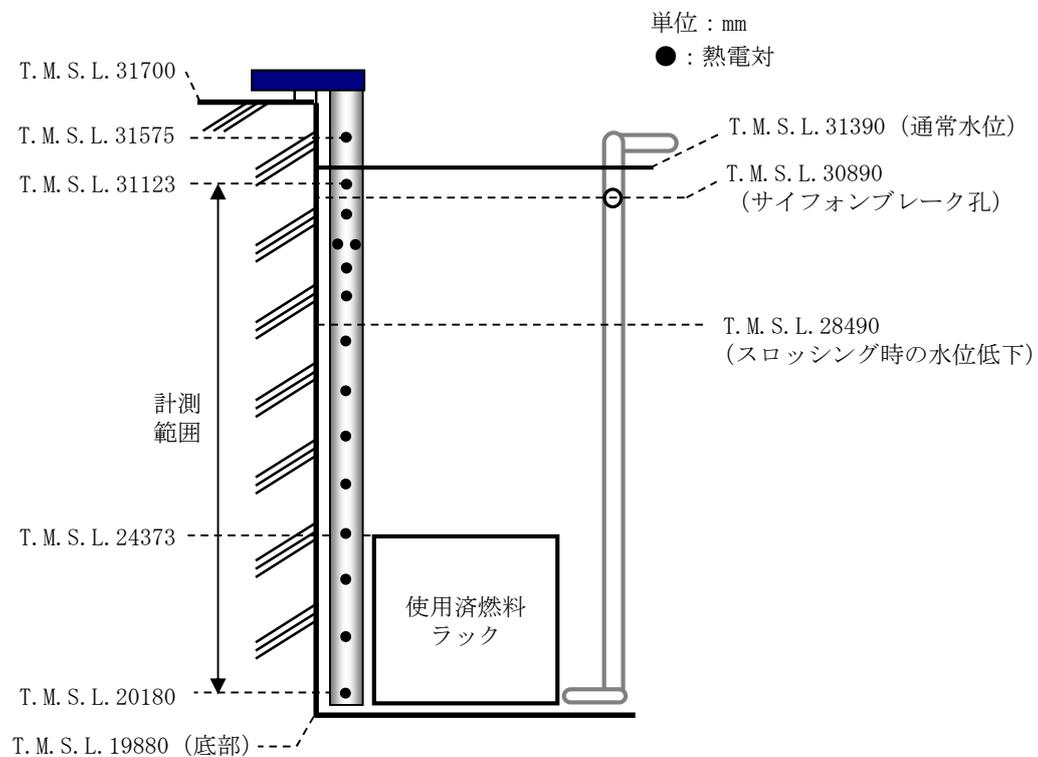


図 1. 2. 13 7号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

(設備仕様)

計測範囲 : 【水位】

6号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31170mm

7号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31123mm

【温度】

6/7号炉 : 0~150℃

個数 : 6号炉 1個 (検出点 14箇所)

7号炉 1個 (検出点 14箇所)

設置場所 : 原子炉建屋 4階

警報設定値 : 6号炉

水位低 : 通常水位 -225mm (T. M. S. L. 31170mm)

温度高 : 57℃ (T. M. S. L. 29920mm)

7号炉

水位低 : 通常水位 -267mm (T. M. S. L. 31123mm)

温度高 : 55℃ (T. M. S. L. 29873mm)

個別警報 : 燃料プール水位低, 燃料プール水温度高

(5) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

○計測目的：通常時及び燃料取扱事故（燃料集合体の落下）において燃料取扱場所の放射線量について変動する可能性のある範囲を測定し監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの計測範囲の計測下限値は、使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F $\geq 1\text{mSv/h}$ ） 1mSv/h 以上が計測できる設定とする。検出器は4デカードまでの測定が可能であり、当該エリアモニタの計測範囲は、 $1\sim 10^4\text{mSv/h}$ の線量率が計測可能とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため、警報設定値は、 5mSv/h としている。

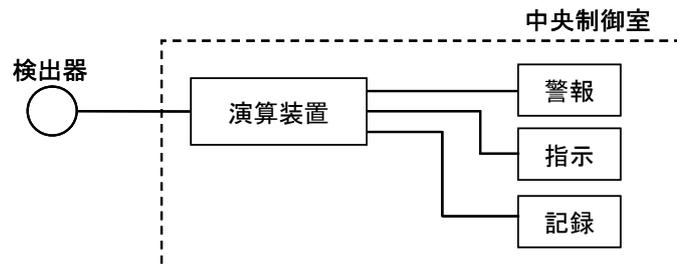


図 1.2.14 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲： $1\sim 10^4\text{mSv/h}$

個数：6号炉 2個
7号炉 2個

設置場所：原子炉建屋4階

警報設定値： $5.0\times 10^0\text{mSv/h}$

一括警報：放射線モニタ高／高高

個別警報：原子炉建屋放射線レベル高

(6) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系に切り替えるため，燃料取替エリア排気の放射線量を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高または高高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：燃料取扱場所の放射能レベルを連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの5倍及び10倍としている。

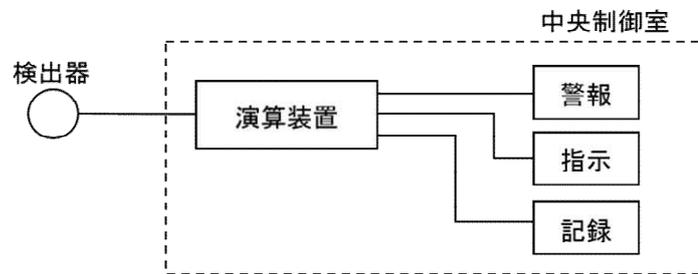


図 1. 2. 15 燃料取替エリア排気放射線モニタ

(設備仕様)

計測範囲	：	10^{-3} ~10mSv/h
個数	：	6号炉 4個 7号炉 4個
設置場所	：	原子炉建屋4階
警報設定値	：	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍
一括警報	：	高高 燃取床放射能高高 高 放射線モニタ高/高高
個別警報	：	高高 燃料取替エリア排気放射能高高 高 燃料取替エリア排気放射能高

(7) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系に切り替えるため，原子炉区域換気空調系排気の放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉区域換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高または高高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの5倍及び10倍としている。

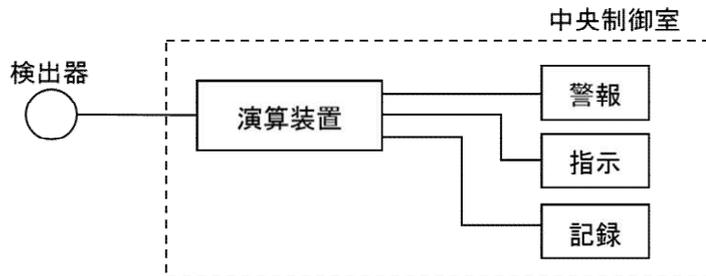


図 1. 2. 16 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ
(設備仕様)

計測範囲	：	10^{-4} ～1mSv/h
個数	：	6号炉 4個 7号炉 4個
設置場所	：	6号炉 原子炉建屋中4階 7号炉 原子炉建屋3階
警報設定値	：	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍
一括警報	：	高高 R/B放射能高高 高 放射線モニタ高/高高
個別警報	：	高高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高高 高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

「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」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第11章記録及び報告 第120条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

表 1.3.1 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料貯蔵プール エリア放射線モニタ	記録紙	10年
	原子炉区域換気 空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア 排気放射線モニタ	記録紙	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵 プール水位	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵 プール温度	日常点検表	5年

1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成 について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源より受電し，外部電源が喪失した場合においても計測できるようにしている。（第十六条 第3項）

(略語)
 D/G：非常用ディーゼル発電機
 M/C：メタルクランプ閉閉装置
 P/C：パワーセンタ
 MCC：モーター・コントローラ・センタ

【凡例】
：遮断器
：駆動用遮断器
：切替装置
：直流125V蓄電池
：変圧器
：Y結線

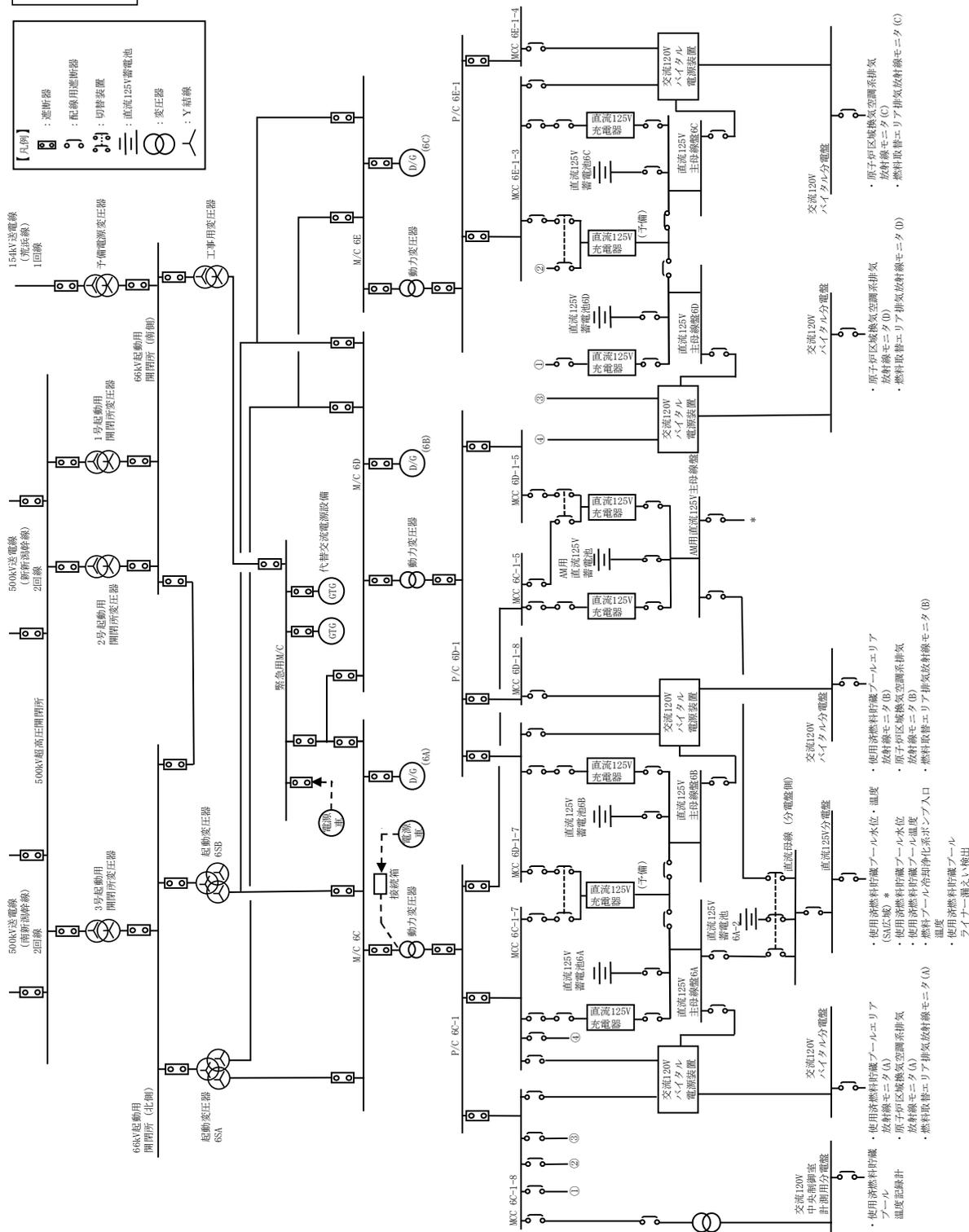


図 1.4.1 計測装置の電源構成概略図 (6号炉)

* 電源切替スイッチにより、直流125V分電盤又はAM用直流125V主母線盤から電源供給可能な設計

1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

(1) 6号炉の使用済燃料プール監視設備

図 1.5.1 に 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。

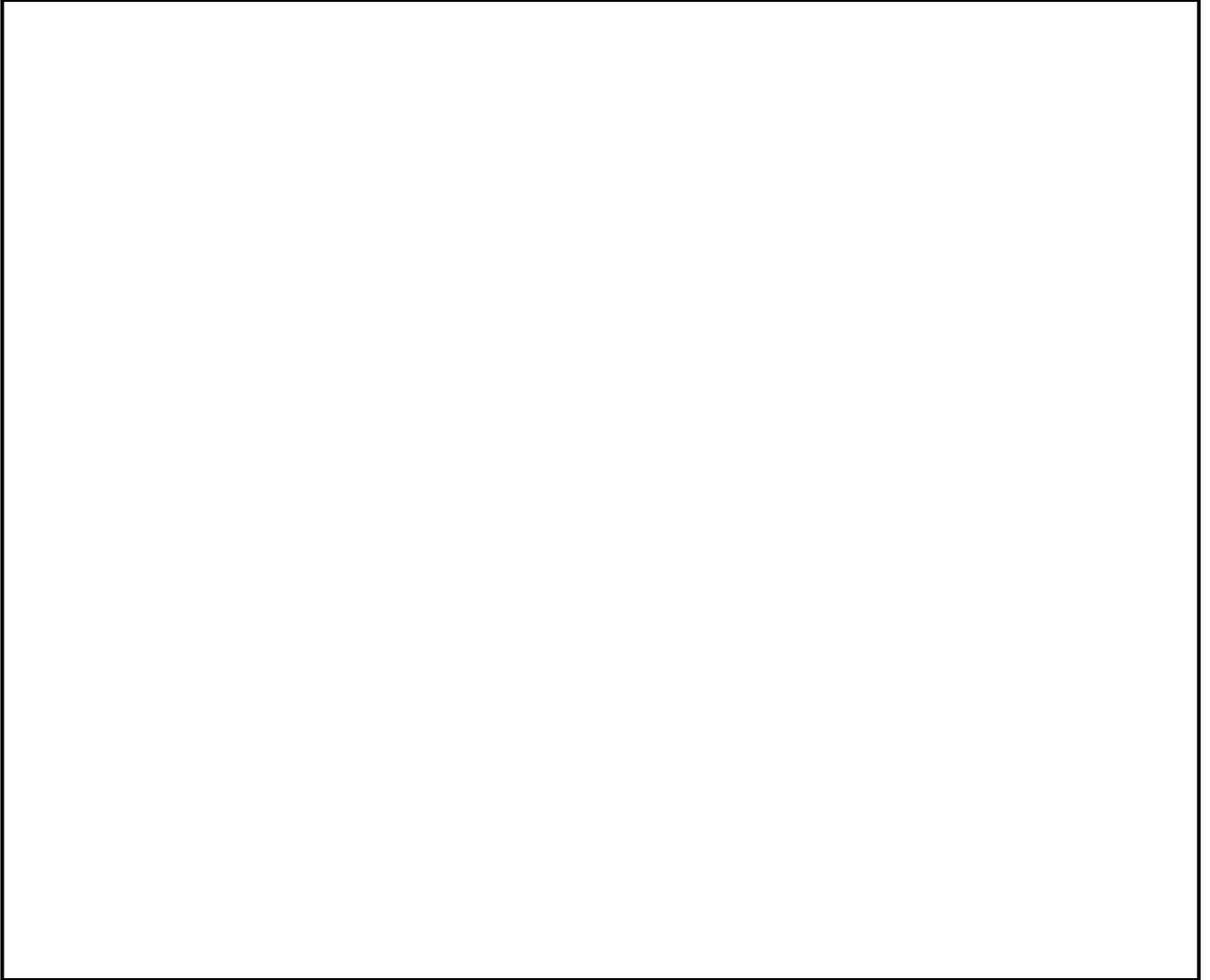


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)

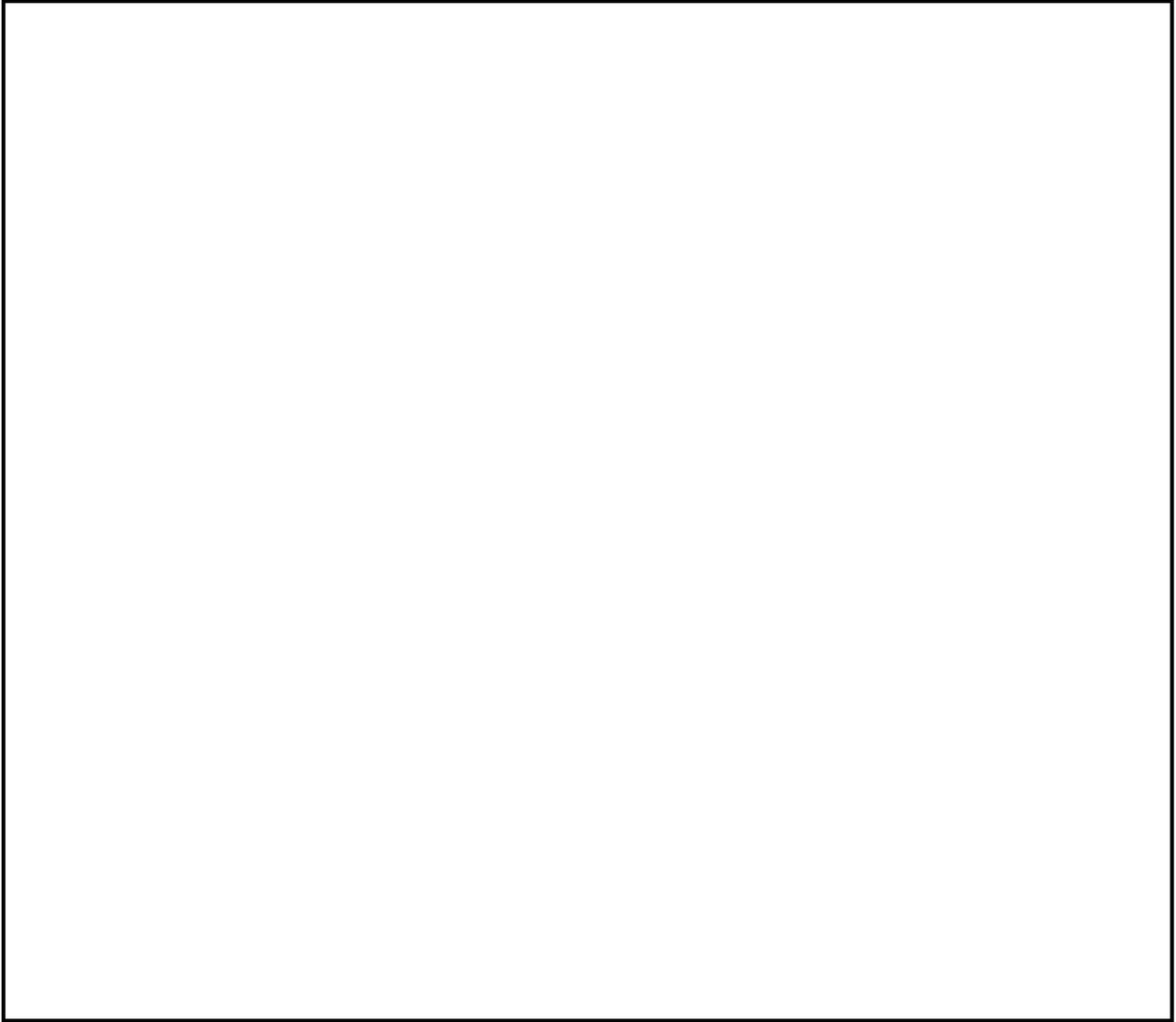


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(2/4)

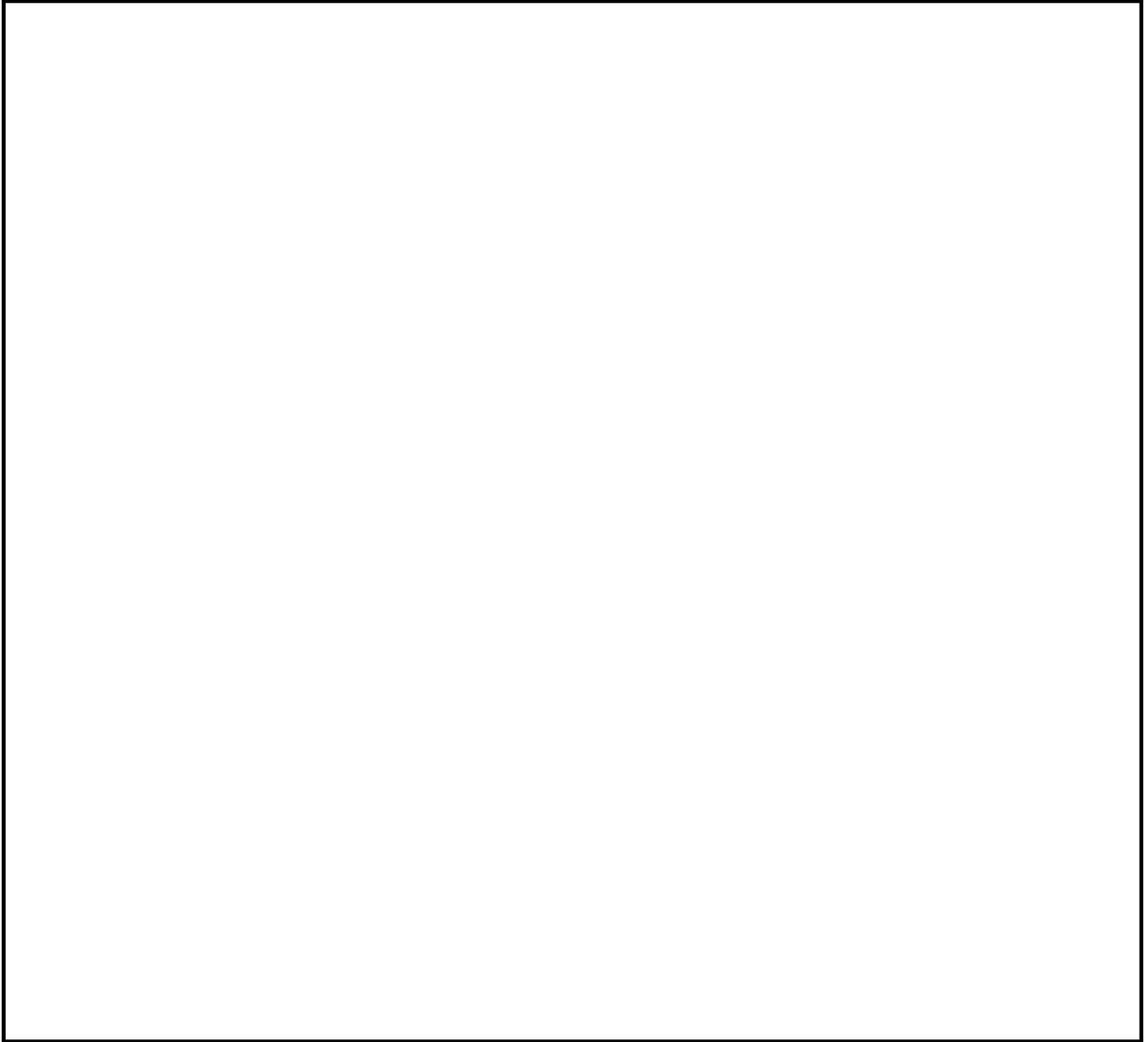


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(3/4)

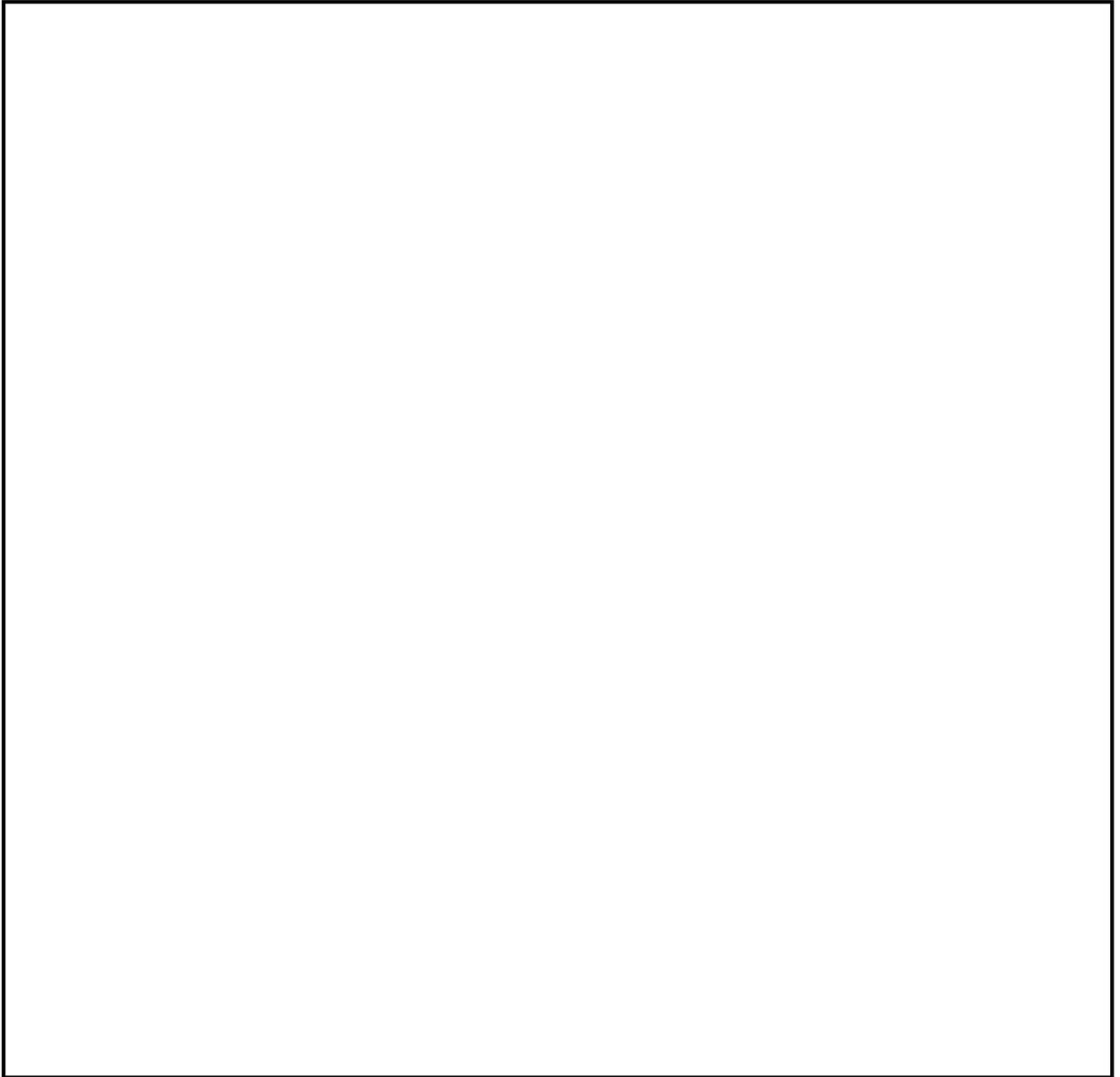


図 1.5.1 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

(2) 7号炉の使用済燃料プール監視設備

図 1.5.2 に 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。

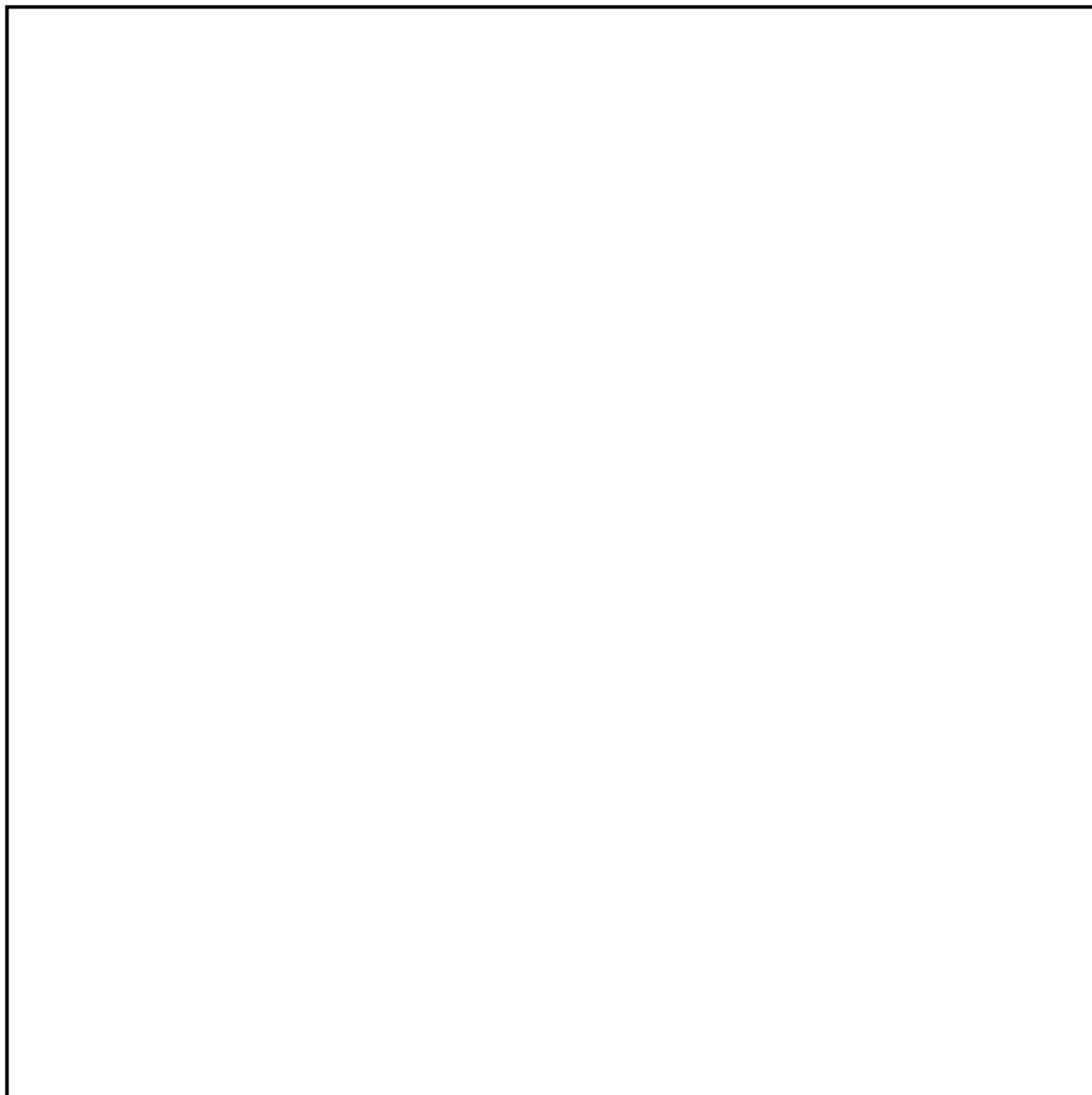


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)

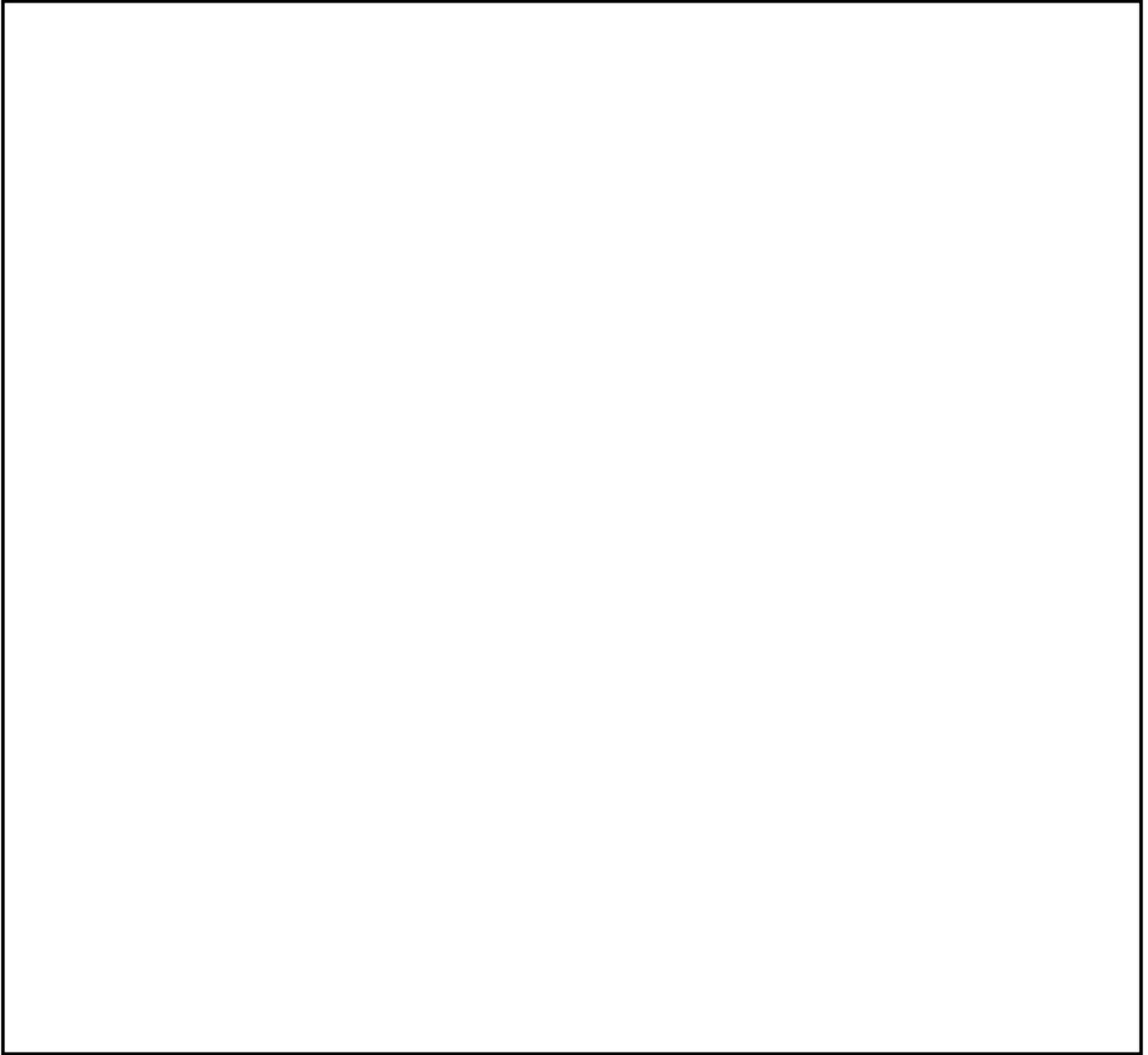


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(2/4)

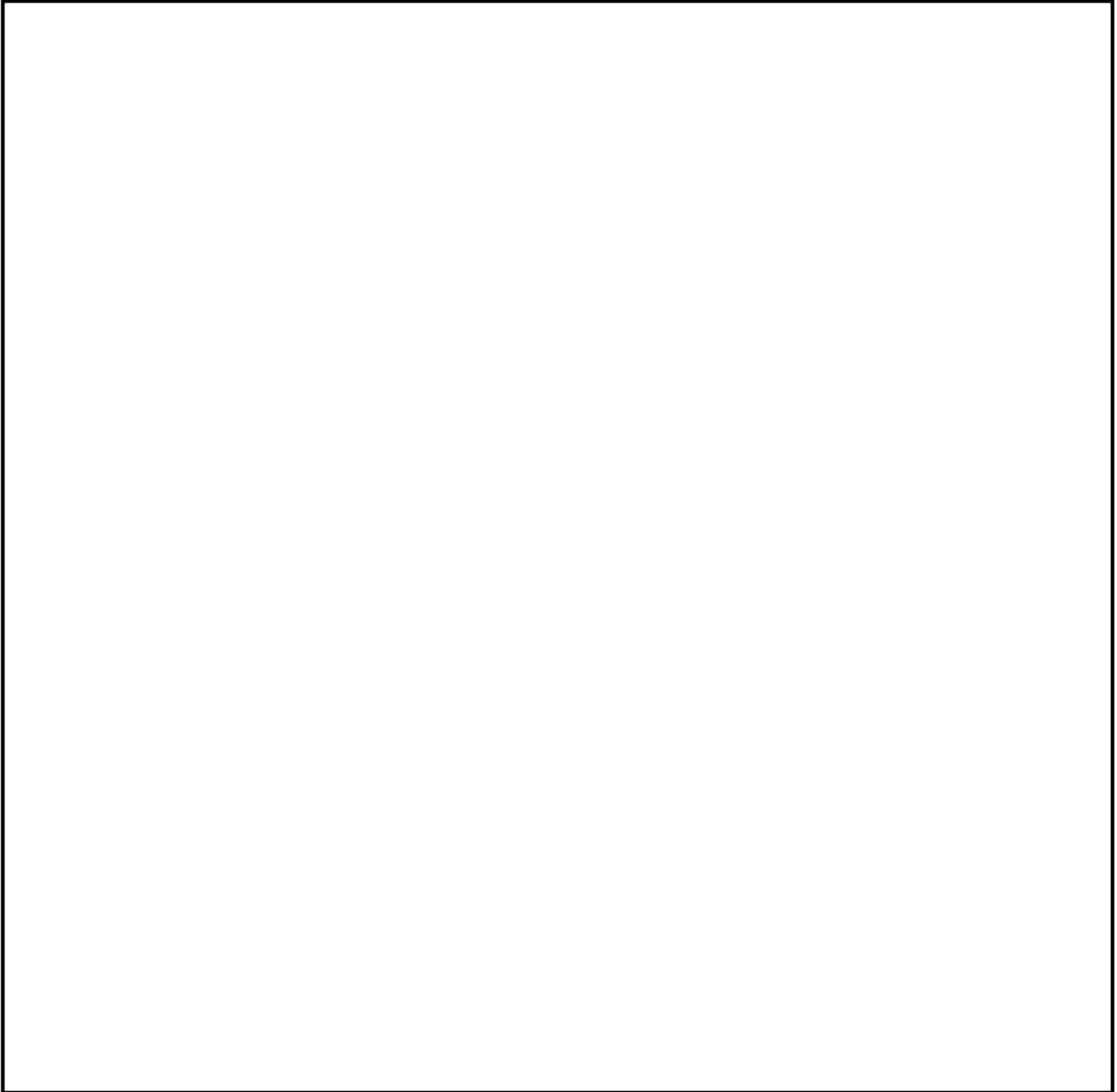


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(3/4)

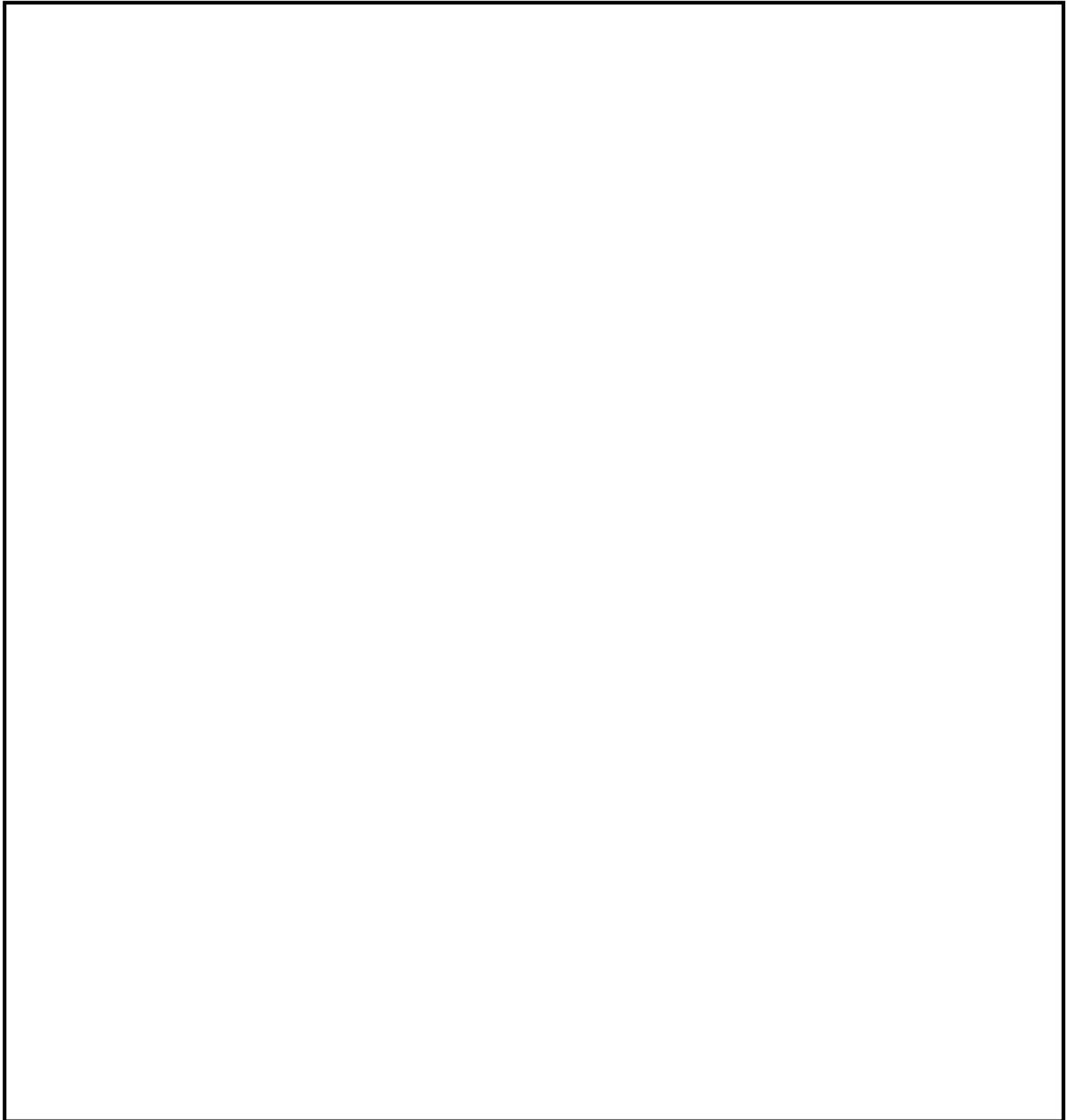


図 1.5.2 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

各計測装置の記録及び保存について

「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」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第 11 章記録及び報告 第 120 条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合には、その濃度	制御棒位置	運転日誌	1 年
四 一次冷却剤に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	1 年
ロ 原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転日誌	10 年
	主蒸気流量	運転日誌	10 年
	主蒸気温度	運転日誌	10 年
	給水圧力	運転日誌	10 年
	給水流量	運転日誌	10 年
	給水温度	運転日誌	10 年
五 原子炉压力容器（加熱器がある場合は、加熱器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（燃料域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（広帯域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（狭帯域）	運転日誌	※ 1
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内圧力	日常点検表	5 年
	格納容器内温度	運転日誌	※ 1
	格納容器内酸素ガス濃度	運転日誌	※ 1
	格納容器内線量等量率	日常点検表	5 年
	格納容器内放射性物質濃度	運転日誌	※ 1
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	空気抽出器排ガス放射線モニタ	記録紙	※1
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWR に対する要求		
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
	SGTS 系放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性液体廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染する可能性がある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係わる線量の線量が実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	R/B 4F 北西側エリア	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(A)	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(B)	記録紙	10年
	原子炉区域(A)	記録紙	10年
	原子炉区域(B)	記録紙	10年
	R/B 4F 南東側	記録紙	10年
	MSIV/SRV ラッピング室	記録紙	10年
	R/B 3F 南東側エリア	記録紙	10年
R/B 2F 北西側エリア	記録紙	10年	

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
	R/B 2F 南東側エリア	記録紙	10年
	R/B 1F 北西側エリア	記録紙	10年
	R/B 機器搬出入口	記録紙	10年
	R/B 1F 南東側エリア	記録紙	10年
	原子炉冷却材浄化系操作エリア	記録紙	10年
	炉水サンプリング室	記録紙	10年
	計装ラック室(A)	記録紙	10年
	計装ラック室(D)	記録紙	10年
	R/B B1F 南東側エリア	記録紙	10年
	TIP 駆動装置室	記録紙	10年
	T I P 装置室	記録紙	10年
	CRD/RIP 補修室	記録紙	10年
	R/B B2F 南東側エリア	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(A)	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(B)	記録紙	10年
	R/B B3F 南東側エリア	記録紙	10年
十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	モニタリングポスト月報	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速計	気象記録チャート	10年

※1：永久（原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間）

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（図 1）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加温開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加温時間は 60 秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

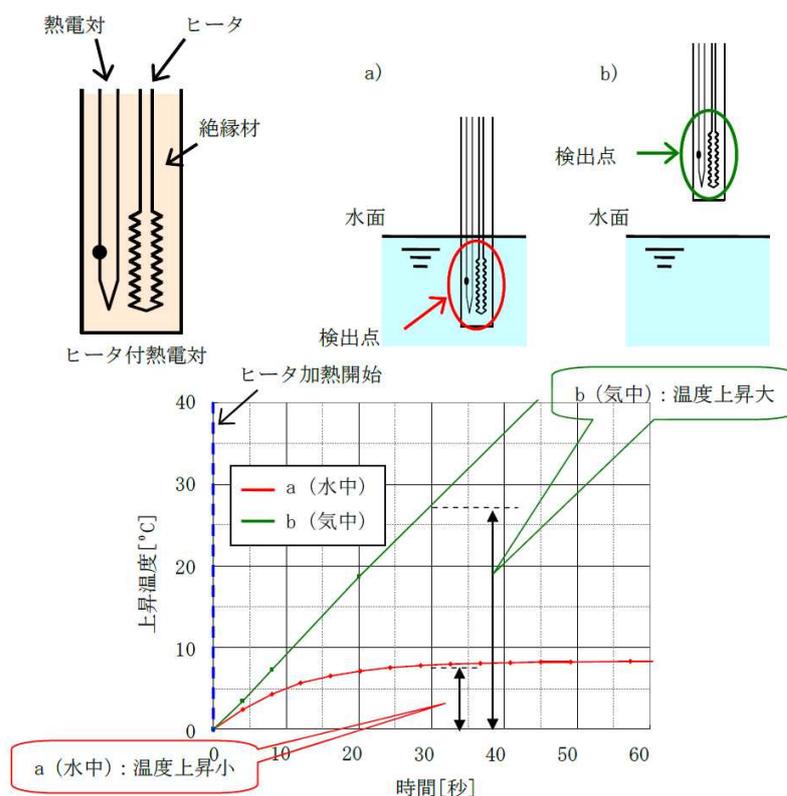


図 1 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認した。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ ON による水位判定は約 60 秒であり、その後ヒータ OFF することで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータ ON 前の水温に約 60 秒で復帰する。

(図2 「高温状態の試験結果」参照。)

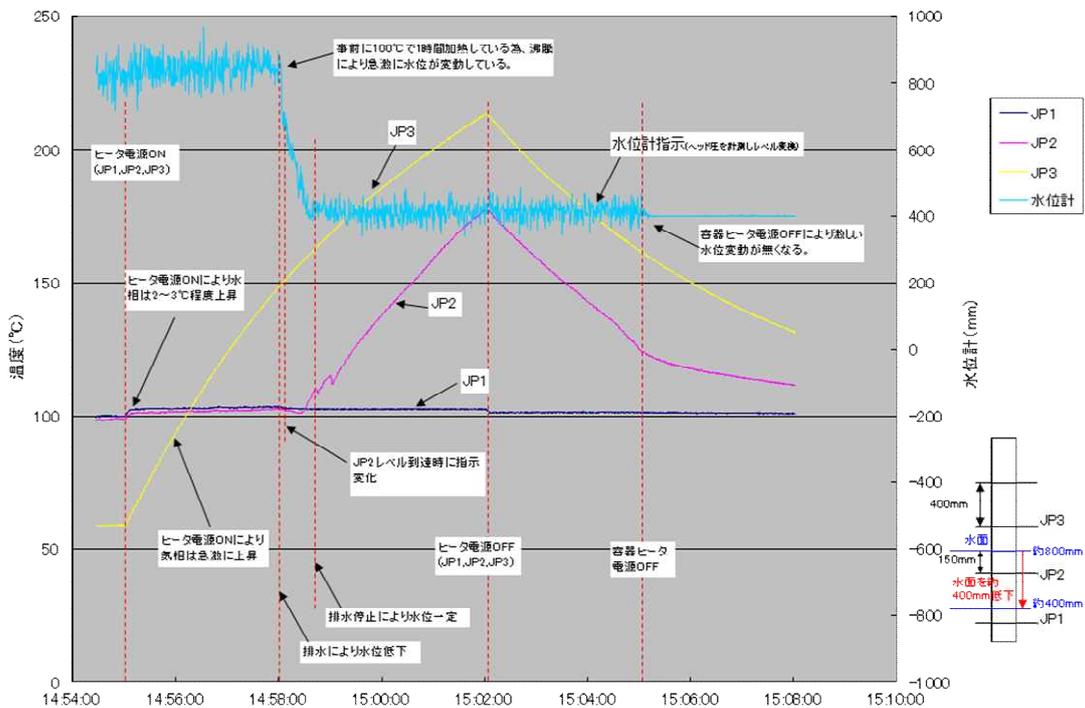


図2 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては液相にある 14 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視す

ることができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相または液相にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータ ON/OFF を繰り返して実施することで、同時に水位・温度計測が可能な設計とする（14 個の熱電対を上から交互に 2 グループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 7 分で 1 周させる計画）。

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は表 1 の通りと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題無いと考える。

表 1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	7 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm
想定事故 2 (配管全周破断を想定)	約 3.5m/h	約 409mm

※水位低下速度及び 7 分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

(1) 目的

使用済燃料プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで複数の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること
- ・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の各設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図のとおり設定する。

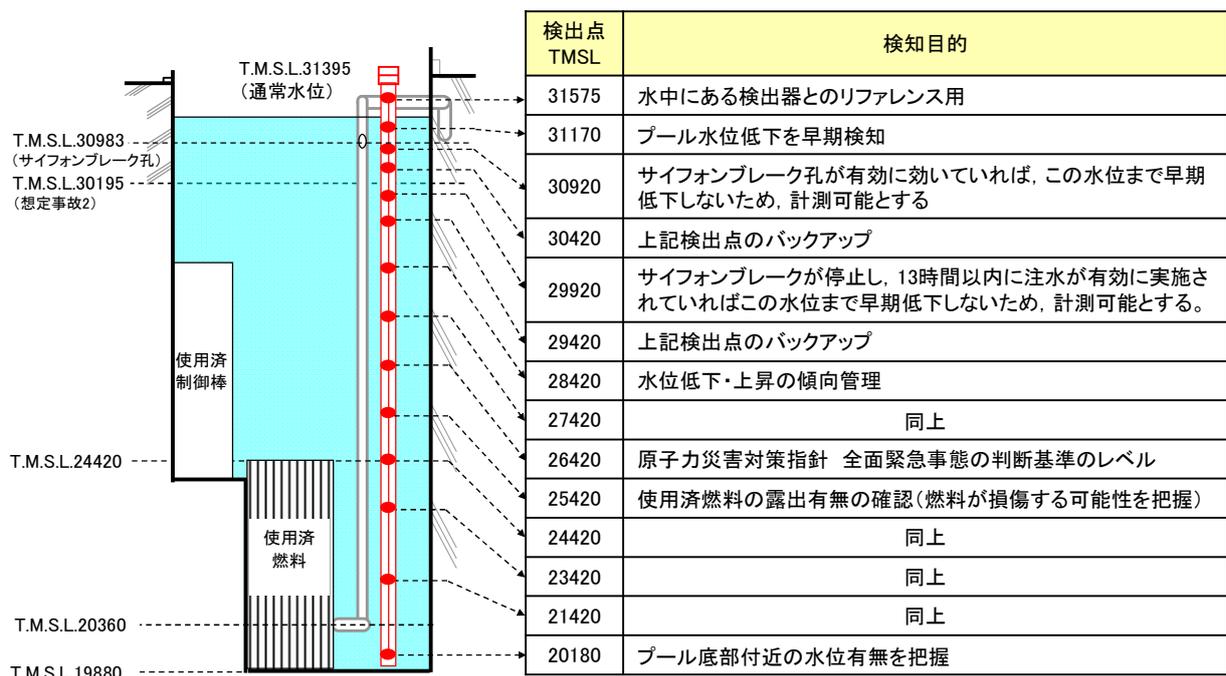


図1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の水位設定点（6号炉）

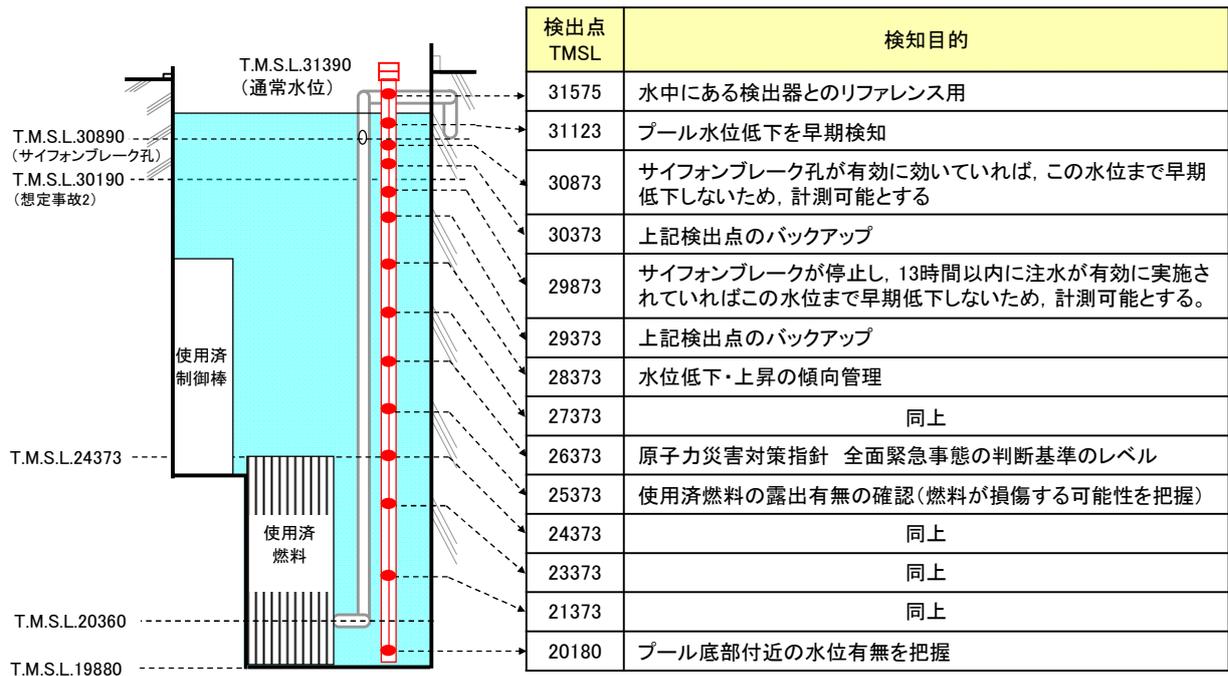


図2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)

なお、水位低の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール水位（フロート式）の警報設定値と合わせて水位低下を早期検知する目的から、6号炉：通常水位 -225mm (T. M. S. L. 31170mm)、7号炉：通常水位 -267mm (T. M. S. L. 31123mm) の設定点としている。

また、温度高の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール温度と同様の警報設定値 6号炉：57℃、7号炉：55℃としている。

警報設定値について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料貯蔵プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (6号炉 T.M.S.L. 31395mm, 7号炉 T.M.S.L. 31390mm) ~T.M.S.L. 31700mm(運転操作床面)の間で設定をする。

(水位低) 通常水位はスキマせきのせき板上部より高い位置にあるが、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合プール水位は、せき板の位置よりスキマサージタンク開口部下端 (6号炉 T.M.S.L. 31243mm, 7号炉 T.M.S.L. 31240mm) になる可能性がある。そこから水位が更に低下した場合は、想定していない異常な水位低下になることから、燃料プール冷却浄化系ポンプ停止時のプール水位の位置より下に設定をする。

上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値を表 1 に示す。また図 2 に使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値をプラント毎に設定している。

表 1 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	6号炉：通常水位-162mm(T.M.S.L. 31233mm) 7号炉：通常水位-250mm(T.M.S.L. 31140mm)
水位高	6号炉：通常水位+32mm(T.M.S.L. 31427mm) 7号炉：通常水位+109mm(T.M.S.L. 31499mm)

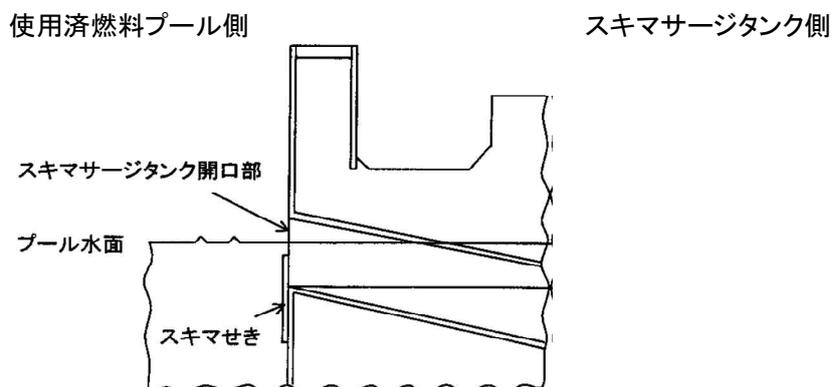


図 1 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図

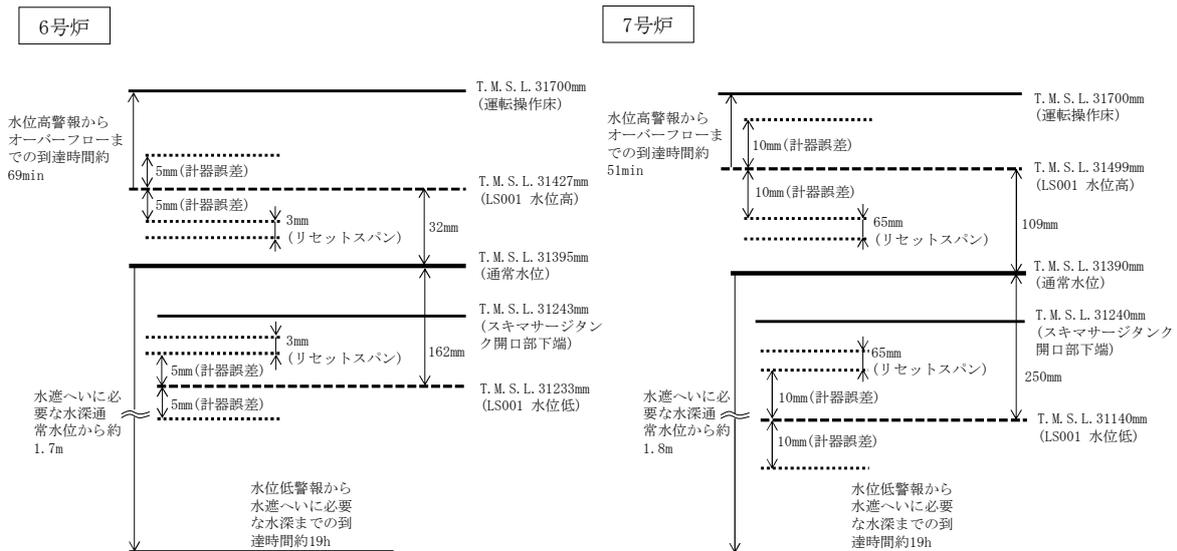


図2 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・プール保有水量：6号炉 約 2085m³，7号炉 約 2093m³
- ・プール断面積：6号炉 約 232m²，7号炉 約 233m²
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水温上昇速度：約 5°C/h
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：約 0.08m/h

水位低警報設定値は6号炉で通常水位-162mm (T.M.S.L. 31233mm)，7号炉で-250mm (T.M.S.L. 31140mm) となっており，必要な水遮へい (1mSv/h の場合) は通常水位から6号炉で約 1.7m，7号炉で約 1.8m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発 (水位低下速度：約 0.08m/h) を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮へい (水位) が失われるまでの時間は6号炉，7号炉ともに約 19 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕*を持った設計としている。

水位高警報設定値は6号炉で通常水位+32mm (T.M.S.L. 31427mm)，7号炉で通常水位+109mm (T.M.S.L. 31499mm) であり，仮に復水補給水系 (約 55m³/h) により使用済燃料プールへ補給し続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまでに，6号炉で約 69 分，7号炉で約 51 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕*を持った設計としている。

* 運転員の手動操作の時間的余裕 (10 分) + 補給開始または補給停止操作終了 (約 5 分) を考慮しても余裕を持った設計としている。

2. 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。表2に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値を、図3に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図を示す。

表2 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	6号炉：ドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)
	7号炉：ドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)

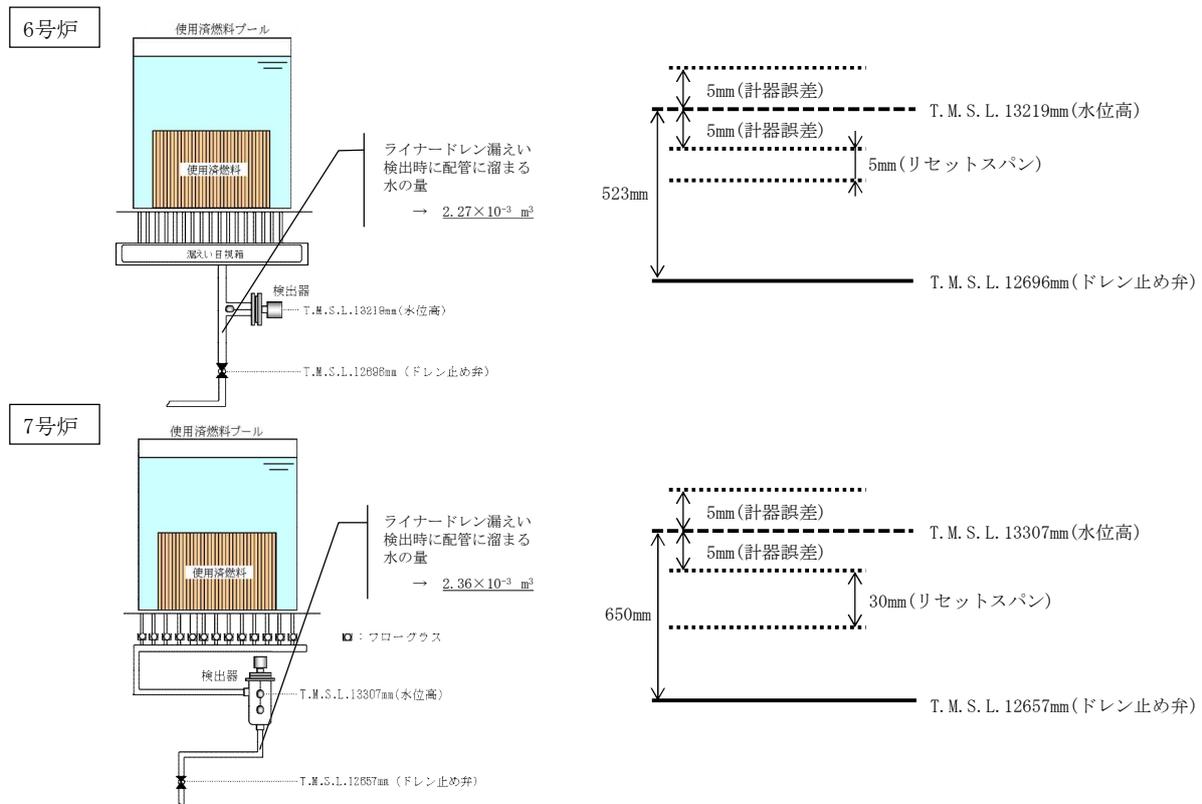


図3 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の水位高警報設定値は6号炉でドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)，7号炉でドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)であり，警報設定値までのドレン配管の容積は，6号炉約 $2.27 \times 10^{-3} \text{m}^3$ ，7号炉約 $2.36 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プールの容積(6号炉約 2085m^3 ，7号炉約 2093m^3)に対して十分小さな値であり，プールライナ漏えいの早期検出において余裕*を持った設計としている。

*仮に $3.00 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合，プールの水位低下は約0.013mm程度であり，必要な水遮へい(1mSv/hの場合)は通常水位から約1.7mであることから，余裕を持った設計としている。

3. 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水が通常温度よりも高くなったことを検出するため，通常時の使用済燃料プール水温度の上限値 52°C より高く，プール水の最高許容温度(65°C)に余裕を見た温度の間で設定する。表3に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値を，図4に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図を示す。

表3 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	6号炉： 57°C 7号炉： 55°C

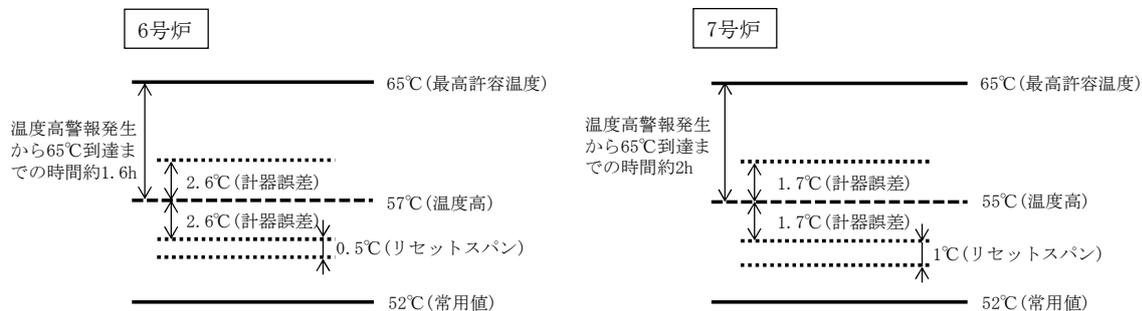


図4 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 $5^\circ\text{C}/\text{h}$ であり，6号炉の温度高警報設定値 57°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約1.6時間，7号炉の温度高警報設定値 55°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約2時間であり，余裕*を持った設計としている。

*運転員の手動操作の時間的余裕(10分)＋残留熱除去系の最大熱負荷モード切替(約145分)に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 57°C に達するまでに約3.4時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまで約1.6時間であることを考慮すると，その間に残留熱除去系の最大熱負荷モードへ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

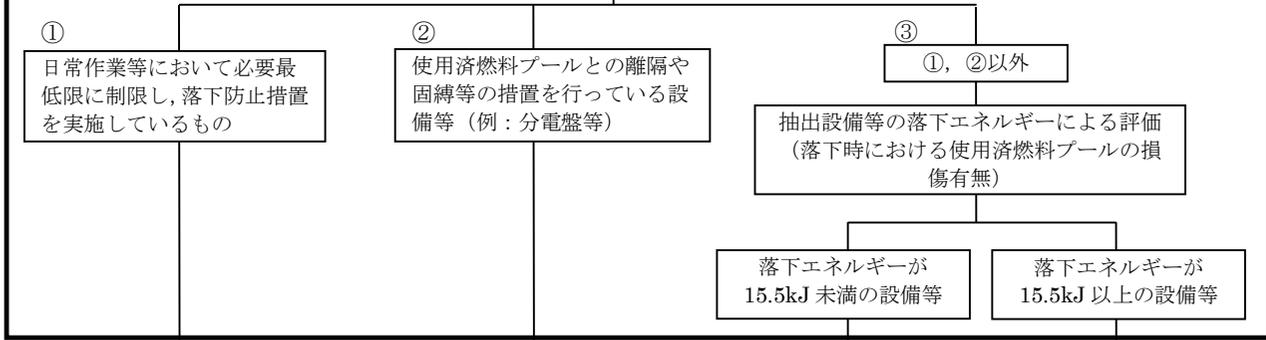
設置許可基準 第16条 第2項第二号二
 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

使用済燃料の貯蔵施設

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする

添付六、八への反映事項
 (設計・手順に関する事項)

現場及び機器配置図等の確認、作業実績より
 使用済燃料プール周辺の設備等を抽出



工・保

評価OK^{※1}

評価OK^{※2}

評価OK^{※3}

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策①
 【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】
 基準地震動Ssに対する耐震評価を実施し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する^{※4}。

工
 評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策②
 【設備構造上の落下防止措置の確認】
 燃料取替機、原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置を確認する。

工
 評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策③
 【運用状況による落下防止措置の確認】
 クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、有資格者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。

保
 評価OK

○上記にて評価NGのもの
 落下時の影響評価を実施する。

評価OK

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリア設置区域であり、持込品については必要最低限に制限し、落下防止措置を講じていることから評価OKとする。

※2 使用済燃料プールまでの隔離やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価OKとする。

※3 燃料集合体の空中落下試験時の落下エネルギーと比較し、設備等の落下エネルギーが小さいものについては、使用済燃料プールライニングに損傷を与えないことが確認されている。

※4 原子炉建屋、燃料取替機、原子炉建屋クレーンの耐震評価による確認結果は、後段の工事計画認可申請にて示す。

【後段規制との対応】
 工：工事計画認可申請（基本設計方針、添付書類）
 保：保安規程（運用、手順に係る事項、下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】
 □：添付六、八に反映

16条一別添3-1

第1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第16条 燃料体等の取扱 施設及び貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤロープ二重化や動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤロープ二重化や動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。
		教育・訓練	—

16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第16条 第3項第一号
 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

設置許可基準 第16条 第3項第二号
 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 (使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ)

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

外部電源が利用できない場合において、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の計測結果を表示し、記録し、及び保存することができること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの設置。

中央制御室の警報発信回路。

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

使用済燃料貯蔵プール水位, ライナ漏洩検出, 温度, 水位・温度 (SA 広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録及び保存。

工

工

工

工・保

16条一別添3-3

【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
 [実線枠]：添付六，八に反映
 [点線枠]：当該条文中に該当しない（他条文中での反映事項他）

第2表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第16条 燃料体等の取扱施設及 び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位 	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール温度 	教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替エリア排気放射線モニタ 	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 	教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の警報発信回路 	運用・手順	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの非常用所内電源からの給電	体制	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録及び保存	保守・点検	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録及び保存	教育・訓練	—

16条一別添3-4

以上

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

使用済燃料プールへの重量物落下に係る
対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第16条】 設置許可基準第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

(1) 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置（高さ）、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書（燃料取扱機器、燃料取替機 等）

系統設計仕様書（原子炉建屋クレーン、燃料取扱及びプール一般設備 等）

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物とな

るおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備については、設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で、今後、使用済燃料プール周辺に設置する、または取扱う設備等については、添付資料2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、6号炉について表1に、7号炉について表2に整理する。

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その1）

番号	抽出物	評価フロー-I		評価フロー-II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○: 15.5kJ未満 ×: 15.5kJ以上 -: 評価不要		
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等	×	×	×	○ (特定不可、～ 約50m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	-	○	
2	燃料取替機	燃料交換機	×	×	×	○ (約47000kg, 約13m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約320t, 約 20m)
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1100kg, 約20m)
		燃料コンテナ起立台	○	-	○	
		新燃料検査台	○	-	○	
		機器搬出入口用ジブクレーン	○	-	○	
5	RCCV(取扱具含む)	RCCVヘッド(ボルト含む)	○	-	○	○
		RCCV M/I 吊り具	○	-	○	
		RPVヘッド(ホールドテンション(RPVヘッド自動着脱機))	○	-	○	
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	○	-	○	
		RPVオーリング	×	×	×	
		RPV保温材	○	-	○	
		圧力容器上蓋仮置除染ビット 上蓋支持台	○	-	○	
		スタッドボルトラック	×	×	×	○ (約2920kg, 約20m)
		ボルトスタンド	×	×	×	
		シュラウドヘッド+気水分離器	○	-	○	
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	×	○	
		蒸気乾燥器	○	-	○	
		蒸気乾燥器・気水分離器吊り具	○	-	○	
		MSラインプラグ	○	-	○	
		主蒸気ラインプラグ 操作ユニット	×	×	×	
		ガイドロッド	×	○	○	
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○	
		グリッドガイド	×	○	○	
		挿入ガイド用一時保管具	×	×	×	
		インコア挿入ガイド	×	×	×	
		サーベランス試験片	×	×	×	
		上部格子板	○	-	○	
		操作ポール+その他プール工具	×	○	○	
		RIPインベラ・シャフト(保管ラック含む)	×	×	×	
		RIPインベラ・シャフトつかみ具	×	×	×	
		RIP運搬用仮設レール	×	×	×	
		RIP仮置台	×	×	×	○ (約2150kg, 約5m)
		RIP検査水槽	○	-	○	
		RIP検査水槽用リール	○	-	○	
		RIP上部取扱接続ロッド	×	○	○	
		RIPディフューザ・ストレッチチューブ(保管ラック含む)	×	×	×	
		RIPディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×	
RIPストレッチチューブネジ部保護具	○	-	○			
RIPディフューザウェアリング	×	×	×			
RIPディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×			
RIP取扱具保管棚	○	-	○			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フロー-IIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その2）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		代表重量物※2
		詳細	評価① 配置※1	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
7	内挿物(取扱具含む)	RIPモータ用上部プラグ	×	×	×	
		LPRM検出器	×	○	○	
		LPRM/ドライチューブ移送具	×	○	○	
		LPRM/ドライチューブ取扱具	×	○	○	
		引抜きIHT用錘	×	○	○	
		挿入用IHT	×	○	○	
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○	
		インコアストロングバック(炉内計装音搬出入装置)	×	×	×	
		SRNM	×	○	○	
		中性子源	×	×	×	
		起動用中性子源ホルダ	×	○	○	
		燃料集合体	×	○	○	
		制御棒+燃料サポート	×	×	×	
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具	×	×	×	
		制御棒	×	○	○	
		制御棒つかみ具	×	○	○	
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○	
		チャンネル	×	○	○	
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○	
		チャンネル取扱具	×	○	○	
チャンネル取扱ブーム	×	×	×			
チャンネルボルトレンチ	×	○	○			
ブレードガイド(ダブル)	×	○	○			
ブレードガイド(短尺)	×	○	○			
他号機燃料取扱グラブ(収納コンテナ含む)	×	○	○			
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	○	×	○ (約700kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済LPRM保管ラック	×	○	○	
9	プールゲート類	D/Sプールゲート	○	-	○	
		燃料プールゲートG1	×	×	×	○ (約5600kg, 約13m)
		燃料プールゲートG2	×	×	×	
		キャスクビットゲートG3	×	×	×	
10	燃料キャスク(取扱具含む)	キャスク	×	×	×	○ (約119000kg, 約15m)
		キャスク吊り具	×	×	×	
		転倒防止架台	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	-	○	○
		照明用分電盤	○	-	○	
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○	
		燃料プール状態表示盤	○	-	○	
		作業用電源箱	○	-	○	
		使用済燃料貯プール温度中継端子箱	○	-	○	
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○	
		機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	○	-	○	
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○	
		RPVヘッド自動着脱機電源箱	○	-	○	
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	○	-	○	
		燃料取扱機制御室空調機現場盤	○	-	○	
		RIP検査水槽用制御盤	○	-	○	
		インベラ・シャフト検査装置制御盤	○	-	○	

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その3）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○: 15.5kJ未満 ×: 15.5kJ以上 -: 評価不要		
12	フェンス・ラダー類	手摺り(収納箱含む)	×	○	○	
		新燃料検査台ビット用ラダ	×	○	○	
		D/Sプール用梯子	×	×	×	
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×	○ (約200kg, 約13m)
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○	
		PAR	○	-	○	
		除染装置(収納コンテナ含む)	×	×	×	○ (約2200kg, 約19m)
14	作業機材類	真空清掃設備清掃用具格納箱	○	-	○	
		R/Bオペフロハッチカバー 支点用カバー収納箱	○	-	○	
		水中テレビカメラビデオ装置	○	-	○	
		水中テレビカメラコントローラ	○	-	○	
		SFP 操作プラットフォーム	×	○	○	○ (約30kg, 約20m)
		横向水中照明具	×	○	○	
		広域水中照明具	×	○	○	
		ドロップライト	×	○	○	
		ビューイングエイド	×	○	○	
		水中カメラ	×	○	○	
		燃料グループ 工具棚	○	-	○	
		潤滑油保管棚	○	-	○	
		保管棚(A)	○	-	○	
		保管棚(B)	○	-	○	
保管棚(C)	○	-	○			
保管棚(D)	○	-	○			
15	計器・カメラ・通信機器類	R/B-外気差圧(北側)発信器	○	-	○	
		エリア放射線モニタ	○	-	○	
		R/B-外気差圧(西側)発信器	○	-	○	
		R/A-外気差圧計	○	-	○	
		SGTS排気流量発信器	○	-	○	
		ページング	○	-	○	
		ITVカメラ	○	-	○	
		IAEAカメラ	○	-	○	
		燃料取替エリア排気放射線モニタ(安全系)	○	-	○	
		光ジャンクションボックスch3	○	-	○	
		R/B-外気差圧(東側)発信器	○	-	○	
		使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約110kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	-	○	
スタッドレン配管Uシール水位計	○	-	○			
R/B-外気差圧(南側)発信器	○	-	○			
RIPインペラ・シャフト検査装置	×	-	○			
16	試験・検査用機材類	スタッドボルト探傷装置(保管棚含む)	×	○	○	
		スタッドボルト用試験片	×	×	×	
		テストウェイト(180KG用)	×	×	×	
		テストウェイト(300KG, 480KG用)	×	×	×	
		原子炉冷却材再循環ポンプホイス用テストウェイト	×	×	×	○ (約1500kg, 約12m)

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表1 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その4）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物※2
		詳細	評価① 配置※1	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー	○	-	○	
		新燃料検査台ビットカバー	×	×	×	
		燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×	
		キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×	
		D/SカナルプラグA	○	-	○	
		D/SカナルプラグB	○	-	○	
		D/SカナルプラグC	○	-	○	
		ウェルシールドプラグA	○	-	○	
		ウェルシールドプラグB	○	-	○	
		ウェルシールドプラグC	○	-	○	
		ウェルシールドプラグD	○	-	○	
		ウェルシールドプラグE	○	-	○	
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーA	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーB	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE	×	×	×	
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF	×	×	×	
		SFPスロットプラグA	×	×	×	
		SFPスロットプラグB	×	×	×	○ (約1000kg、 約19m)
		SFPスロットプラグC	×	×	×	
SFPスロットプラグD	×	×	×			
D/SプールカバーA	×	×	×			
D/SプールカバーB	×	×	×			
D/SプールカバーC	×	×	×			
D/SプールカバーD	×	×	×			
D/SプールカバーE	×	×	×			
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○
19	その他	配管	○	-	○	
		チェッカープレート	○	-	○	
		非常誘導灯	○	-	○	
		消火設備	○	-	○	
		指示物	○	-	○	
		窓ガラス	○	-	○	
		ダクト	○	-	○	
		トップベント	○	-	○	
		フローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検査機材	×	○	○	○ (<100kg、約 12m)

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その1）

番号	抽出物	詳細	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物※2
			評価①	評価②	評価①	評価②	
			配置※1	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果		
1	原子炉建屋	鉄骨、天井トラス、屋根等	×	×	×	○	(特定不可、～約50m)
		照明	×	○	○		
		クレーンランウェイガーダ	○	-	○		
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○	(約4700kg, 約13m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○	(約270t, 約20m)
4	その他クレーン類	新燃料検査台	○	-	○		
		プール用ジブクレーン	×	×	×	○	(約1100kg, 約17m)
		機器搬出入口用ジブクレーン	○	-	○		
5	RCCV(取扱具含む)	RCCVヘッド(ボルト含む)	○	-	○	○	
		RCCV M/I吊り具	○	-	○		
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンションナ(RPVヘッド自動着脱機))	○	-	○		
		RPVヘッド自動着脱機制御盤	×	×	×		
		RPVヘッド保温材	○	-	○		
		RPV上蓋除染パン 上蓋支持台	○	-	○		
		ボルトシャンク部清掃装置	×	×	×		
		スタッドボルトラック	×	×	×		
		RPVオーリング	×	×	×		
		ボルト着脱装置	×	×	×	○	(約3700kg, 約21m)
		油圧装置・集塵装置(RPVヘッド自動着脱装置用)	○	-	○		
		テンショナー予備品収納箱	○	-	○		
		ボルトスタンド	×	×	×		
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	○	-	○		
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×		
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	-	○		
		蒸気乾燥器	○	-	○		
		D/Sスリング	○	-	○		
		MSラインプラグ	○	-	○		
		主蒸気ラインプラグ操作ユニット	×	×	×		
		ガイドロッド(収納ケース含む)	×	×	×		
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○		
		グリッドガイド	×	○	○		
		インコア挿入ガイド	×	○	○		
		挿入ガイド一時保管台	×	○	○		
		上部格子板	○	-	○		
		操作ポール+その他プール工具	×	○	○		
		ミラーアタッチメント	×	○	○		
		計測器取扱具(IHT)	×	○	○		
		中性子源	×	○	○		
		起動用中性子源立掛具	×	×	×		
		RIP検査水槽	○	-	○		
RIP検査水槽用作業架台	○	-	○				
RIP検査水槽用仮設レール	×	×	×				

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その2）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
7	内挿物（取扱具含む）	RIP上部取扱装置保管用移動レール	×	×	×	
		RIP上部取扱装置保管用吊り天秤	○	-	○	
		RIP取扱装置仮置台	×	×	×	
		インベラ・シャフトクラッド除去治具	×	×	×	
		RIP上部共通吊り具（保管箱含む）	×	×	×	
		RIP上部取扱接続ロッド	×	○	○	
		RIP上部プラグ	×	×	×	
		RIPディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×	
		RIPディフューザウェアリングつかみ具	×	○	○	
		RIPインベラ・シャフト（保管ラック含む）	×	×	×	
		RIPインベラ・シャフトつかみ具	×	○	○	
		RIPディフューザ・ストレッチチューブ（保管ラック含む）	×	×	×	
		RIPディフューザウェアリング	×	×	○	
		燃料集合体	×	×	○	
		他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）	×	×	×	
		燃料チャンネル	×	○	○	
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○	
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○	
		チャンネル取扱具	×	○	○	
		チャンネル取扱ブーム	×	×	×	○ (約870kg, 約12m)
		チャンネルボルトレンチ	×	○	○	
		制御棒	×	○	○	
		制御棒つかみ具	×	○	○	
		CR・FS	×	○	○	
		CR・FS同時つかみ具（保管架台含む）	×	×	×	
		LPRM切断機	×	○	○	
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○	
		SRNM	×	○	○	
		LPRM検出器	×	○	○	
		LPRMドライチューブ移送具	×	○	○	
インコアマニプレクター	×	○	○			
ブレードガイド	×	×	×			
インコアストロングバック（炉内計装管搬出入装置）	×	×	×			
サーバランス試験片	×	×	×			
RIP取扱具保管棚	○	-	○			
8	プール内ラック類	使用済燃料貯蔵ラック	×	×	○	
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	×	×	○ (約700kg, 約4m)
		制御棒貯蔵ハンガ	×	×	○	
		使用済LPRM保管ラック	×	×	○	
		ブレードガイド貯蔵ラック	×	×	○	

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その3）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		選定結果	代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
			配置※1				
9	ゲート類	SFPゲート（小）	×	×	×		
		SFPゲート（大）	×	×	×	○ (約2300kg, 約13m)	
		キャスクピットゲート	×	×	×		
		DSPゲート	○	-	○		
10	キャスク（取扱具含む）	キャスク	×	×	×	○ (約12100kg, 約16m)	
		キャスク吊り具	×	×	×		
		転倒防止架台	×	×	×		
11	電源盤類	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○	○	
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○		
		炉内ISI装置用制御盤	○	-	○		
		R/Pインペラ・シャフト検査台用操作盤	○	-	○		
		ジャンクションBOX	○	-	○		
		R/B天井クレーンケーブル切替箱	○	-	○		
		R/B天井クレーン操作箱	○	-	○		
		RPVヘッド自動着脱機トランス盤	○	-	○		
		照明用トランス	○	-	○		
		照明用分電盤	○	-	○		
		作業用電源箱	○	-	○		
		原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱	○	-	○		
		原子炉建屋クレーンジョイントボックス	○	-	○		
無線通信設備補助増幅器	○	-	○				
12	フェンス・ラダー類	手摺り（収納箱含む）	×	○	○		
		DSP用梯子	×	×	×		
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×		
		新燃料検査台ピット用ラダ	×	○	○		
		SFPスロット部ブリッジ	×	×	×	○ (約230kg, 約20m)	
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○		
		除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ (約2200kg, 約18m)	
		DSPゲートエアバックン供給装置	×	○	○		
		PAR	○	-	○		

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その4）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
14	作業機材類	清掃装置	○	-	○	
		工具収納ラック A	○	-	○	
		工具収納ラック B	○	-	○	
		工具収納ラック C	○	-	○	
		工具箱 (1)	○	-	○	
		工具箱 (2)	○	-	○	
		工具箱 (3)	○	-	○	
		スリング類収納ハンガ	○	-	○	
		長物類収納ラック A	○	-	○	
		長物類収納ラック B	○	-	○	
		ボール類収納ラック	○	-	○	
		搬入口ハッチカバー部品収納箱	○	-	○	
		RIPインペラ・シャフト検査台用水中TVカメラユニット	×	○	○	
		RIP取扱装置用水中TVカメラ操作ラック	×	○	○	
清掃油棚	○	-	○			
RIP取扱機器用水中TVカメラ	×	○	○			
型気中投光式照明灯	×	○	○			
ビューイングエイド	×	○	○			
燃料チャンネル着脱機テレビカメラ	×	○	○	○ (<100kg, 約 12m)		
燃料取替監視用テレビ装置SFP側テレビカメラ	×	○	○			
燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ	○	-	○			
IAEAカメラ	○	-	○			
ITVカメラ	○	-	○			
ARM (エリアモニタ)	○	-	○			
プロセスモニタ	○	-	○			
ページング	○	-	○			
使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約380kg, 約 4m)		
使用済燃料貯蔵プール水位計	×	-	○			
水素濃度計	○	-	○			
フィルタ装置出口配管Uシール水位計	○	-	○			
R/B-外気差圧 (南側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (西側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (東側) 発信器	○	-	○			
R/B-外気差圧 (北側) 発信器	○	-	○			
SGTSイオンチェンバ検出器	○	-	○			
SGTS排気流量発信器	○	-	○			
RIP検査台	×	×	×	○ (約3300kg, 約19m)		
シッパーキャップ (SHIPPING 検査用)	×	×	×			
炉内 ISI装置収納庫	×	×	×			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

表2 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その5）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	SFPスロットブラグ(A)	×	×	×	
		SFPスロットブラグ(B)	×	×	×	○ (約1000kg, 約19m)
		SFPスロットブラグ(C)	×	×	×	
		SFPスロットブラグ(D)	×	×	×	
		DSスロットブラグ(A)	○	-	○	
		DSスロットブラグ(B)	○	-	○	
		DSスロットブラグ(C)	○	-	○	
		D/Sプールカバー	×	×	×	
		原子炉ウエルカバー(A)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(B)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(C)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(D)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(E)	○	-	○	
		大物搬入口ハッチカバー	○	-	○	
		新燃料貯蔵庫カバー	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×	
新燃料検査台ビットカバー	×	×	×			
燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×			
キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×			
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○
19	その他	配管	×	×	×	
		チェッカープレート	○	-	○	
		非常誘導灯	○	-	○	
		消火設備	○	-	○	
		掲示物	○	-	○	
		鉛ガラス	○	-	○	
		ダクト	×	×	×	○ (約270kg, 約 24m)
		トップベント	○	-	○	
		ブローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
救命用具	×	○	○			
定検査機材	×	○	○			

※1 使用済燃料貯蔵プールとの離隔距離の確保または運転床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー^{*}を比較し、使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

III. 落下防止の対応状況評価

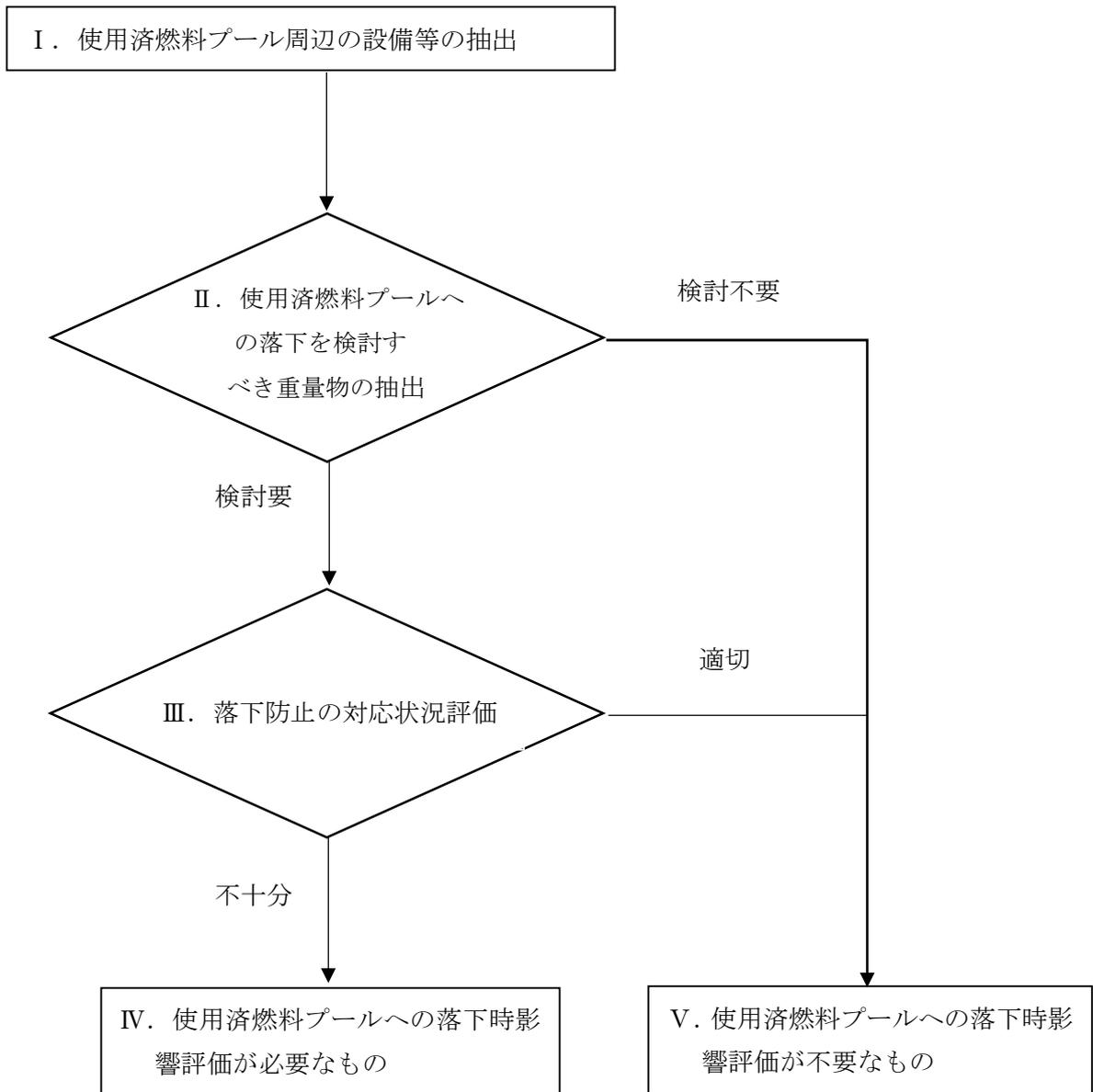
評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フロー III で落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー II で検討不要、または評価フロー III で落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第1図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

- | |
|--|
| <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> |
|--|

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している※¹。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」 (HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

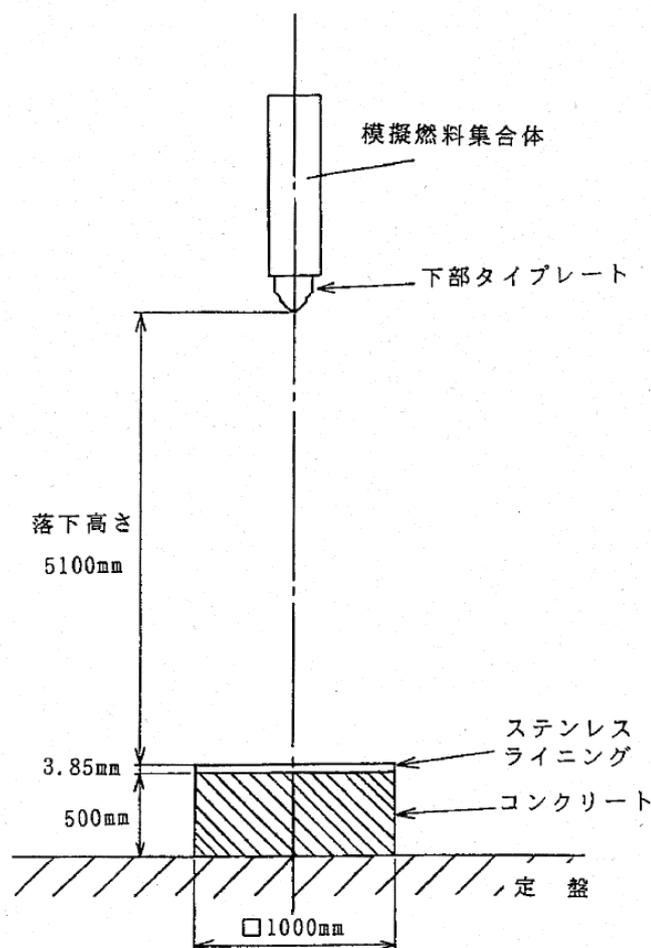


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体質量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 柏崎刈羽6号及び7号炉にて取り扱っている燃料集合体質量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

第 17 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ

<目次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法，手順

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

3. 別紙

別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

別紙 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

別紙 3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

4. 別添

別添 1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリについて、設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条において、追加要求事項を明確化する（第1表）。

表1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項

設置許可基準規則 第17条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第27条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	—	変更なし (ただし、 <u>解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大</u>)
一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし
二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。	2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	変更なし

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し、許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等はa. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで、「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b. に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則第17条第1項の解釈（以下、「規則の解釈」という。）に基づき、原子炉圧力容器に接続されるすべての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙1のフローに基づき確認する。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙2に示す。

別紙2に示す通り、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

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

(2) 拡大要否の検討

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンラインの弁は、施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。

したがって、当該ラインの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており、「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，ほう酸水注入ラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

a. 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

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

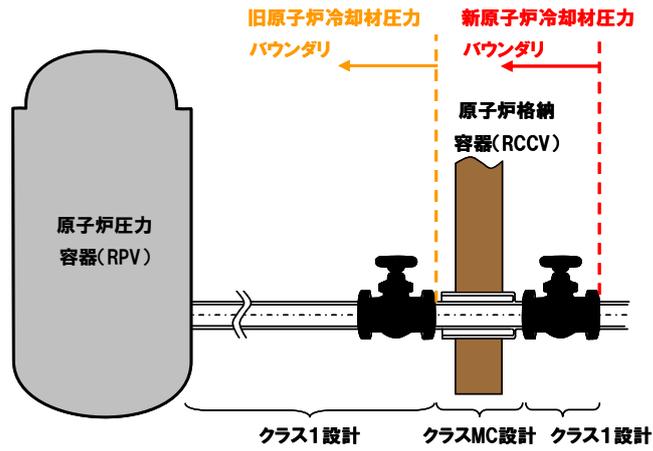
b. 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン

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

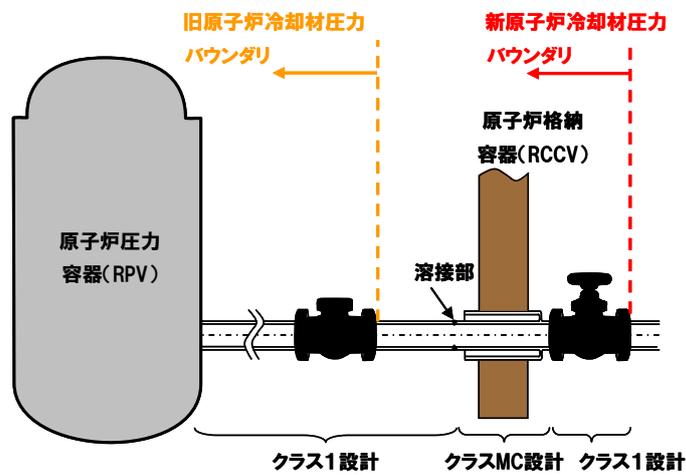
c. ほう酸水注入ライン

ほう酸水注入系は，設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において，設置を求められている系統であることから，設計基準の範疇においても使用する可能性のある系統であると判断し，「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの」に準ずる系統として，第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

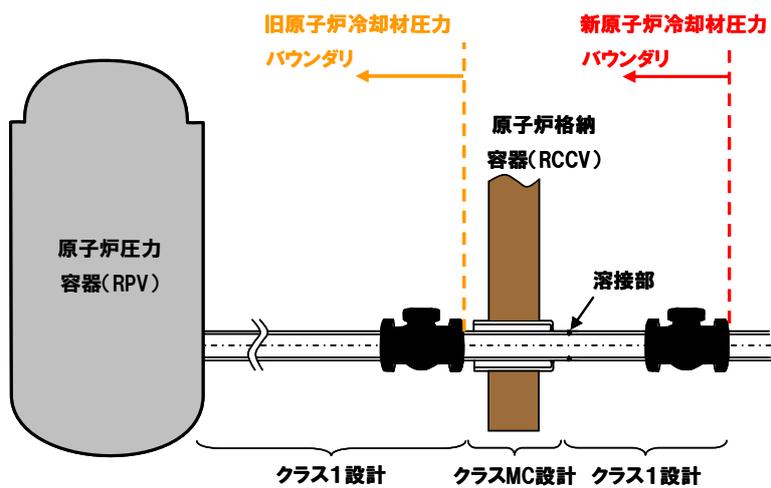
よって，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインについては，第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系 停止時冷却モード吸込ライン)



(原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン)



(ほう酸水注入ライン)

第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

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

当該弁については、原子炉格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は現場へのアクセスができないため、開操作をすることはない。また、定期検査中においても、作業ごとに作業票とそれに基づく操作タグをもちいた管理を行い、定期検査中の点検作業終了時及び原子炉起動前に当該弁が正常な状態（閉止かつ施錠）であることをバルブチェックリストにより確認し、当直長が承認するものとする。



KK6原子炉圧力容器ドレン弁



KK7原子炉圧力容器ドレン弁

第2図 弁施錠状態の例

表2 手動弁の施錠管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの ^{※1} （第1隔離弁まで） 【水色○実線 ^{※2} 】	KK6 原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ドレン弁	G31-F500
	KK7 原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ドレン弁	G31-F500

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

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ図（別紙2）の凡例による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、建設時にクラス1機器として設計・製作を行っている。この時にクラス1機器として工事計画の認可を受け、使用前検査（材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。なお、当該ラインの仕様は表3～表14の通り。

表3 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

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

表4 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2

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

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

表6 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	S25C
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	150A	SCPH2	SCPH2

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

表7 KK6ほう酸水注入ラインの配管の仕様

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

表8 KK6ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

表9 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

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

表10 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1

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

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

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

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

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	SF50A
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	150A	SCPH2	SCPH2

表13 KK7ほう酸水注入ラインの配管の仕様

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

表14 KK7ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力 [MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び 径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

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

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管，弁については，建設時にクラス1機器として設計・製作し，クラス1機器として要求される検査を実施している。さらに，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査（材料検査，寸法検査，外観検査，据付検査，強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。

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

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに組み込まれた配管・弁については、従来はクラス2機器として供用期間中検査を実施していることから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行っていく。

なお、クラス1機器の供用期間中検査に新たに組み込まれた部位については、クラス1機器としての現時点での健全性を確認するために、今施設定期検査時に全数の検査を実施する。

クラス2機器からクラス1機器へ組み込まれることに伴う試験方法の変更内容を表15～17に示す。また、これまでに実施した供用前検査（PSI）、供用期間中検査（ISI）の内容についても合わせて示す。

表 15 KK6/7 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの検査項目

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

※ 1 全体積が対象。

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

※ 3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 16 KK6/7 原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイラインの検査項目

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

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

※ 2 全体積を対象。

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

※ 4 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 17 KK6/7 ほう酸水注入ラインの検査項目

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

※ 1 第 2 隔離弁までの範囲まで社内自主として P S I を実施。

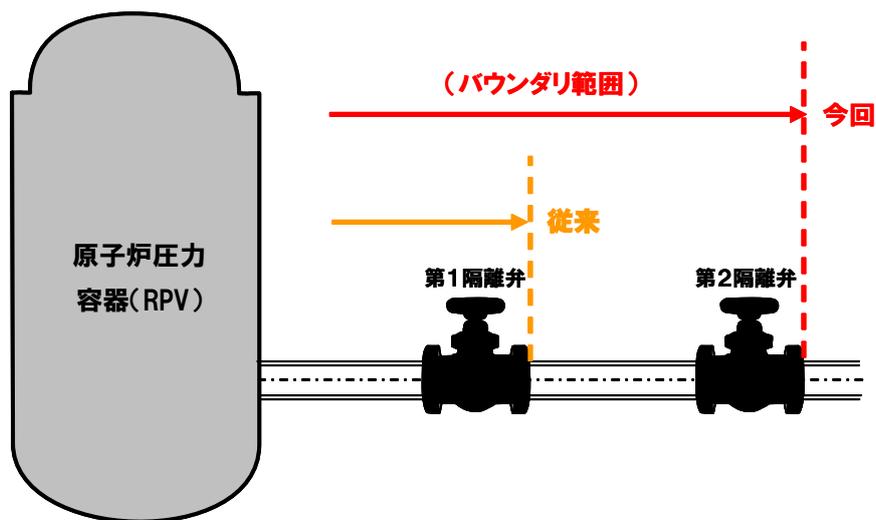
※ 2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※ 3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法、手順

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲に対する漏えい検査の方法及び手順については、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008」に基づき、実施する。

このため、クラス1機器の供用期間中検査における漏えい検査の圧力保持範囲は、原子炉起動に要求される開閉状態とする。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。



第3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管，弁については，建設時にクラス1機器として設計・製作し，クラス1機器として要求される検査を実施している。また，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査（材料検査，寸法検査，外観検査，据付検査，強度・漏えい検査）並びに溶接検査に合格している。従って，供用開始前における当該範囲の品質保証上の取扱いは，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同一である。

なお，供用期間中検査については，2.5項に記載の通り，従来クラス2機器として検査を実施していたことから，今後は，クラス1機器として供用期間中検査に組み込み，検査を行う。

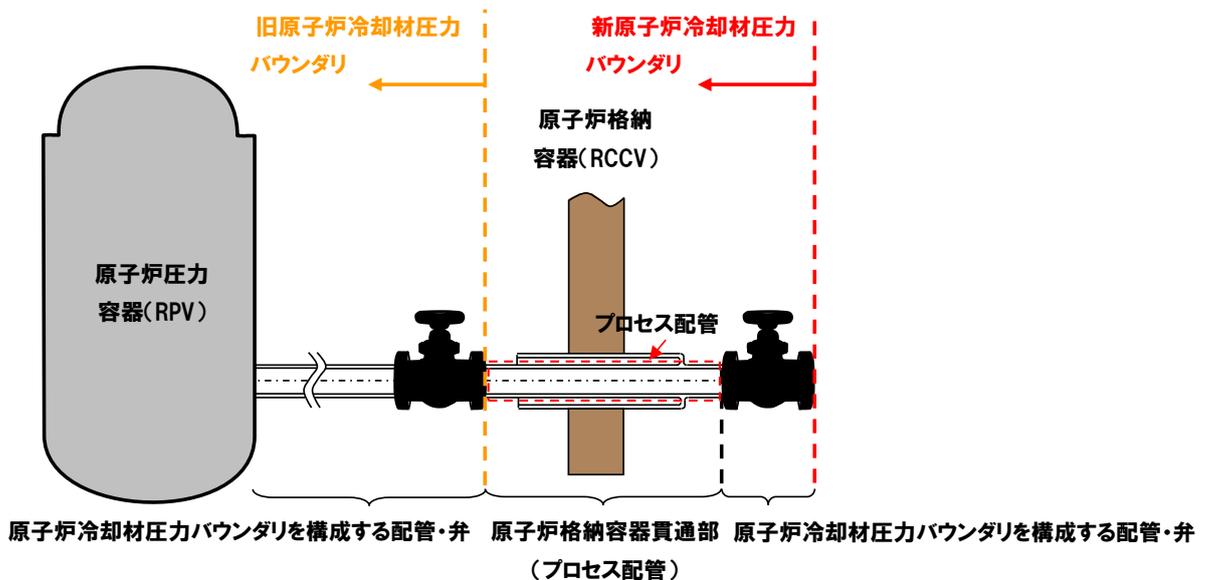
2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

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

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

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

原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）と原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大の概念図を第 4 図に示す。



第 4 図 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の概念図

(1) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の仕様について

表 3, 5, 7, 9, 11, 13 に記載の通り、プロセス配管は原子炉冷却材圧力バウンダリと同一の設計条件（最高使用温度、最高使用圧力）を満足しており、また、クラス 1 機器に適合する材料を使用している。

(2) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の強度評価について

プロセス配管が原子炉冷却材圧力バウンダリとしての強度を有することを確認するために、クラス 1 配管と同様に強度・耐震評価を行う。

確認結果を表 18～20 に示す。

表18 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン貫通部の強度・耐震評価結果

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

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

※2 地震による応力を含む。

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

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

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

※2 地震による応力を含む。

表20 ほう酸水注入ライン貫通部の強度・耐震評価結果

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

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

※2 地震による応力を含む。

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

表18～20に示すとおり、プロセス配管に発生する応力が許容値以下であることを確認した。また、一部の系統において、一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下となり許容値を満足している。

(3) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の検査方法について

・製造時検査

原子炉格納容器貫通部のプロセス配管について、クラスMC容器、クラス1機器の製造時における検査項目を表21に示す。

表21の通り、クラスMC容器では製造時の非破壊検査の要求はないが、クラス1機器では非破壊検査の要求がある。このように、要求される検査項目に相違があるものの、プロセス配管は、建設時に耐圧試験を実施しており、また、クラス1機器と同様の強度・耐震評価を実施し、クラス1機器相当の性能を有していることを確認している。

なお、KK6/7におけるプロセス配管については、製造時に製造メーカーにおいて自主的にクラス1機器として要求される検査を実施していることを確認している。

表21 プロセス配管の検査項目（製造時の検査）

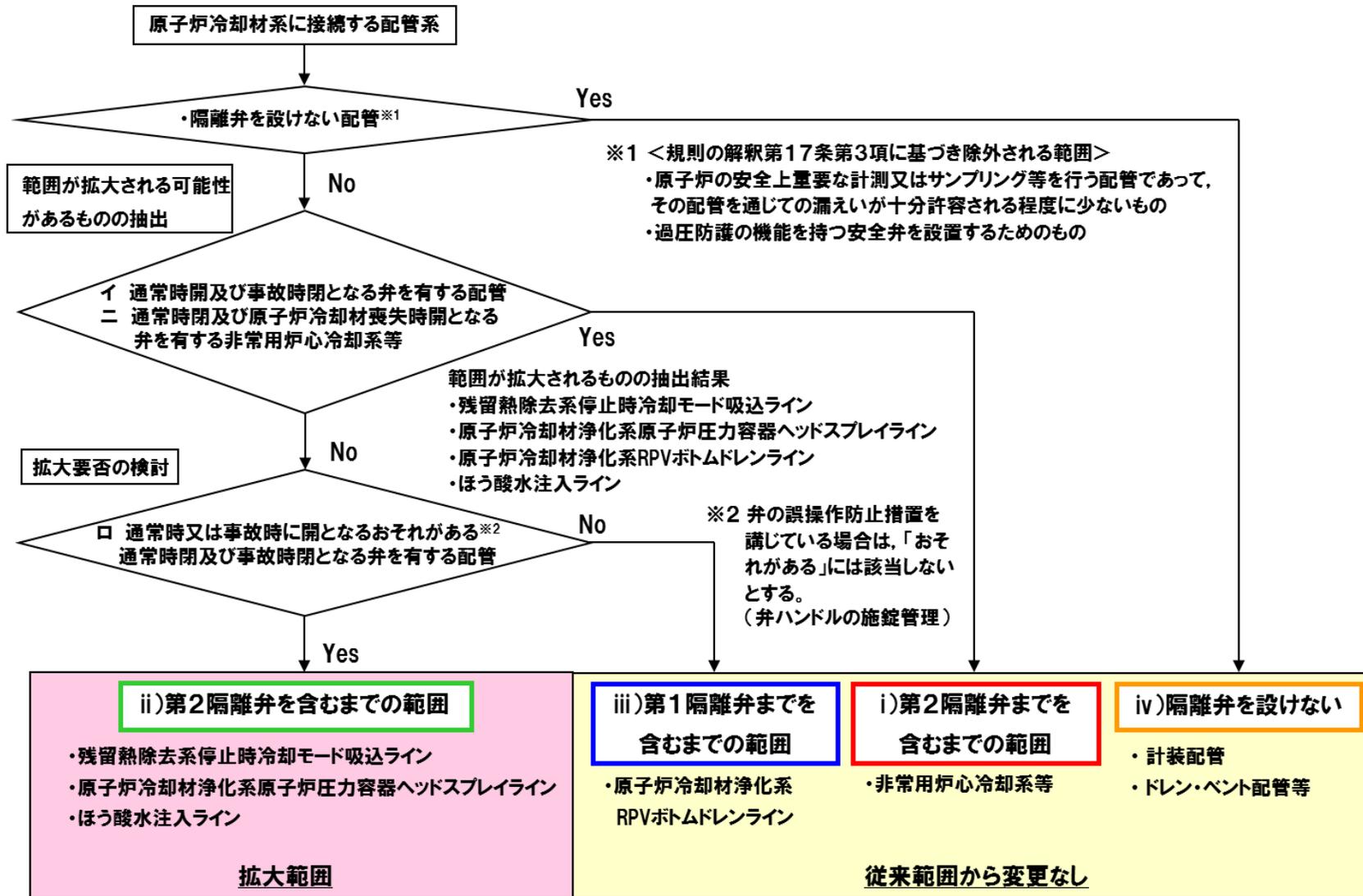
名称	クラスMC容器要求検査	クラス1機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 （プロセス配管）	—	UT
	—	PTまたはMT

- ・ 供用期間中検査

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

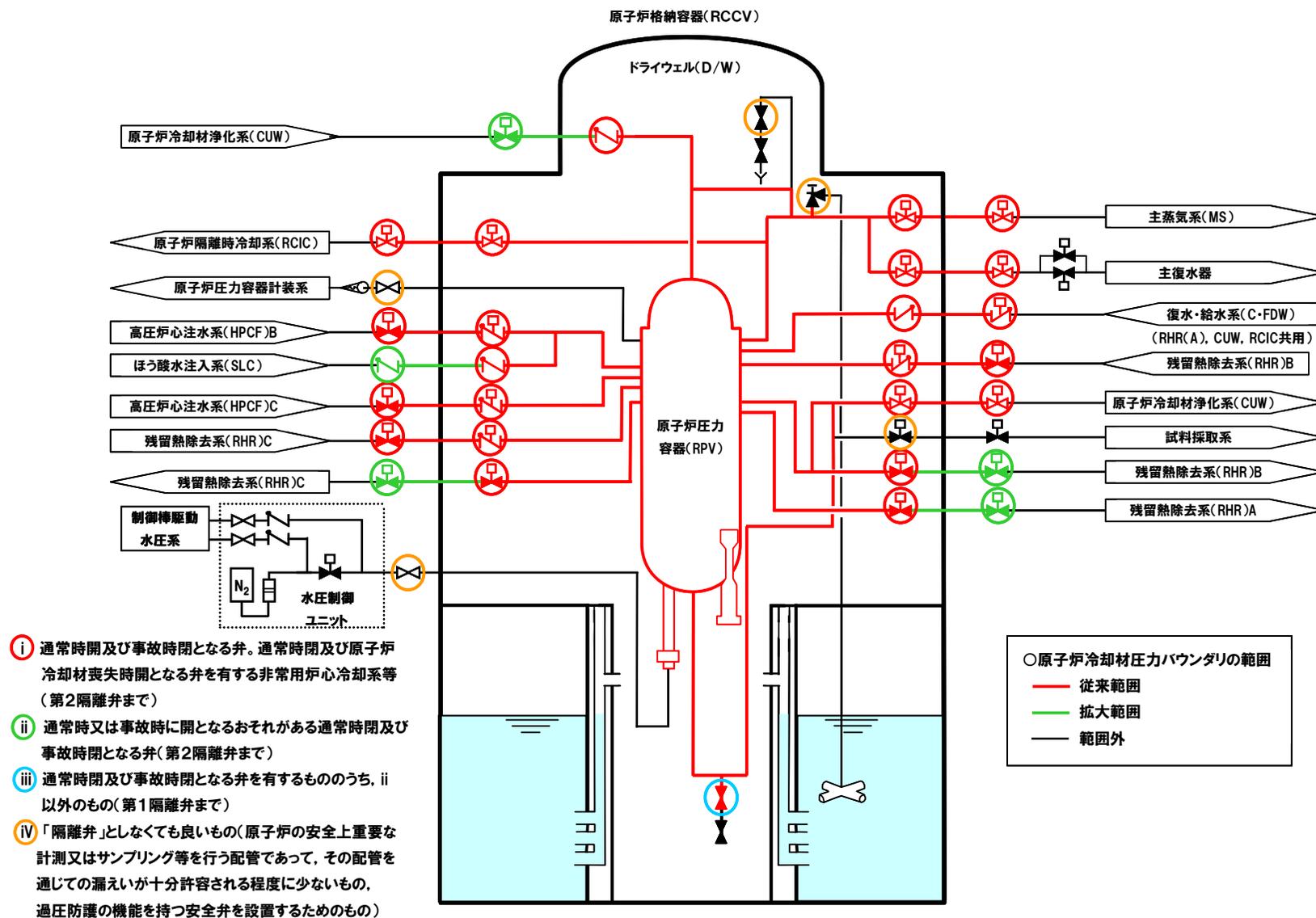
ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管については，クラス 1 機器の漏えい試験におけるバウンダリ範囲に含まれていることから，2.6 章の通り，クラス 1 機器の供用期間中検査として漏えい試験を実施する。

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



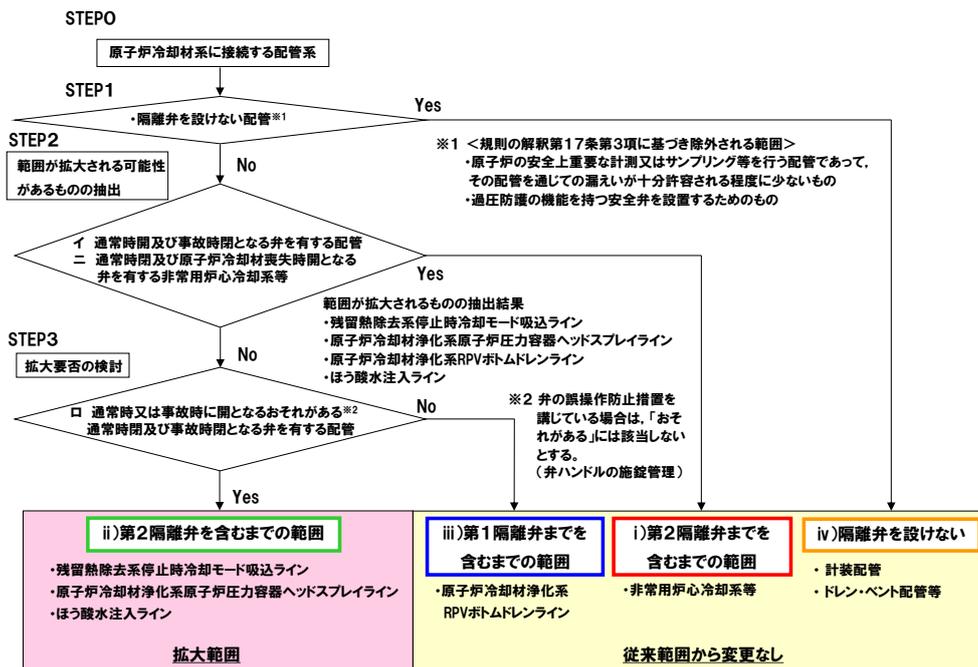
本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



■抽出プロセス

STEP0 (母集団の確認)

- ・原子炉压力容器全体構造図を用いて、原子炉压力容器のノズルを抽出する。
- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続される配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1 (隔離弁を設けない配管 (規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲) の抽出)

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。
- ※その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で25A以下、気相で50A以下の配管を指す (別紙2参照)

STEP2 (範囲が拡大される可能性のあるものの抽出)

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3 (拡大要否の検討)

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁

を有する配管を抽出する。

※弁の誤操作処置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、
第 1 隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び
管理について参照）

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

KK6/7における原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1)前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動機構からの補給水量は、制御棒 1 本当たりのページ水量設計値 (0.7~1.3 L/min) の最低流量 (0.7 L/min) とし、全制御棒数205本分のページ水量を、 8.6×10^3 kg/hrとする。
- d. 原子炉各隔離時冷却系 (以下、RCICとする) の補給水量は、RCICポンプの定格流量 188×10^3 kg/hrからRCIC補器への流量 (約 6.0×10^3 kg/hr) を差し引いた流量 182×10^3 kg/hrとする。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2)算出方法

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

A_{\max} : 最大破断面積
 W : 補給水量
 G : 臨界質量速度

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

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

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

D_{\max} 最大破断直径

(3)算出結果

(1), (2)より、小口径配管が破断した場合でも原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径を表 1 に示す。

この結果から、小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は、設計上の余裕をみて液相、気相それぞれ25A、50Aを最大としている。

表 1 原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
最大破断直径 [mm]	40.6	75.5
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

(設置許可基準規則 第17条)

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

(技術基準規則 第14条) 安全設備

- 2 安全施設は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう施設しなければならない。

(技術基準規則 第15条) 設計基準対象施設の機能

- 3 設計基準対象施設は通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機能または器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。

(技術基準規則 第17条) 材料及び構造

- 一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用される材料は、次に定めるところによること。
- 八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。
- 十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、

クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属及び熱影響部をいう。）は次に定めるところによること。

(技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止

- 2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。

(技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止

燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(技術基準規則 第27条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるように施設しなければならない。

(技術基準規則 第28条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等

- 2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

(設置許可基準規則 第17条、技術基準規則 第27条 第28条)

- 一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。
- 二 変更なし 隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。
- 三 変更なし 十分な破壊じん性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、または、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。
- 四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。

(技術基準規則 第14条) 2
 (技術基準規則 第15条) 3
 (技術基準規則 第17条) 一、八、十五
 (技術基準規則 第18条) 2
 (技術基準規則 第19条)

上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改良を伴わないことから変更はない。

評価OK

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。

その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。

①原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン ②残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

③原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン ④ほう酸水注入ライン

このうち、①については、すでに施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤作動防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該系統を使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。さらに、④については、設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において、設置を求められている系統であることから、設計基準の範囲においても使用する可能性のある系統であると判断し、バウンダリ拡大範囲とする。

保

○弁の施錠管理 (①)

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインについては、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。

工

○弁の施錠管理 (①)

残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン、ほう酸水注入ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針、添付書類）

保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）

核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

□：添付六、八に反映

□：当該条文に該当しない

□：（他条文での反映事項他）

設置許可基準対象 条文	対象項目	区分	運用対策等
第17条 原子炉冷却材圧力 バウンダリ	・施錠 管理	運用・手 順	—
		体制	—
		保守・点 検	・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器 ボトムドレン弁については，通常時又 は事故時開となるおそれがないように 施錠管理によるハンドルロックを適切 に実施する。
		教育・訓 練	—

第24条：安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について
 - 2.2 安全保護系盤の概要
 - 2.3 安全保護系制御装置のソフトウェア管理方法について
 - 2.4 外部からの不正アクセス行為防止について
 - 2.5 安全保護系の検証及び妥当性確認について
 - 2.6 想定脅威に対する対策について
 - 2.7 物理的分離及び電気的分離について
 - 2.8 ソフトウェア変更作業におけるソフトウェア不具合対応
3. 別紙
 - 別紙1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針
 - 別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性
 - 別紙3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策
 - 別紙4 ソフトウェア更新時の立会において、インサイダー等に対するセキュリティ対策
 - 別紙5 デジタル型安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについて
 - 別紙6 デジタル型安全保護回路について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無
 - 別紙7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項
4. 別添
 - 別添 柏崎刈羽原子力発電6号及び7号炉運用，手順説明資料
安全保護回路

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する（第1.1表）。

第 1.1 表 設置許可基準規則第 2 4 条及び技術基準規則第 3 5 条要求事項

設置許可基準規則 第 2 4 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 3 5 条 (安全保護回路)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>		<p>変更なし</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条（安全保護回路）	技術基準規則 第35条（安全保護回路）	備考
四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。	三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。	変更なし
五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
六 <u>不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	五 <u>不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。 八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について

「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」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』に対して，デジタル化している安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）は下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電気的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電気的アクセスについては，安全保護系制御装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに，安全保護系制御装置の保守ツールの接続部を施錠することや保守ツールのパスワード管理*により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することで，管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護系の信号は，安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置（ERSS）→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護系からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護系の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置（送信元，送信先及び送信内容を制限することにより，目的外の通信を遮断）を介して安全保護系盤の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）がなされたソフトウェアを使用している。また，安全保護系は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なソフトウェアへのアクセス制限対策として入域制限や保守ツールの施錠管理及びパスワード管理*を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護系は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部にラインフィルタや絶縁回路を設置，外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置，通信ラインにおける光ケーブルを適用している。また開発検証時に耐ノイズ／サージに対する耐性を確認している。（電源ノイズ試験・誘導ノイズ試験／参考規格 ANSI C 37.90，静電ノイズ試験／参考規格 IEC-Pub801-2，電

波障害試験／参考規格 JEIDA-29「工業用計算機設置環境基準」、インパルス試験／参考規格 JEC-210, 212)

(6) ウイルス侵入防止について、供給者への要求事項及び供給者で実施している対策
ウイルスの侵入防止対策も含め、当社の安全保護系への妨害行為又は破壊行為を防止するため、第2.1表のようなセキュリティ対策を安全保護系の設計に反映するよう、供給者へ要求することとしている。なお、当社は供給者に対し、品質保証に関する監査を継続的に実施することにより、適切に管理されているかを確認することとしている。

供給者はこれを受けて、インターネットへの直接接続の禁止、保守のための当該システムへの接続は許可された機器のみに限定している等の対応を実施している。

※ 社内マニュアル3次文書「Z-29・KK業シス-01 情報システムへのウイルス対策ガイド」に規定

第 2.1 表 供給者への要求事項及び供給者で実施している対策

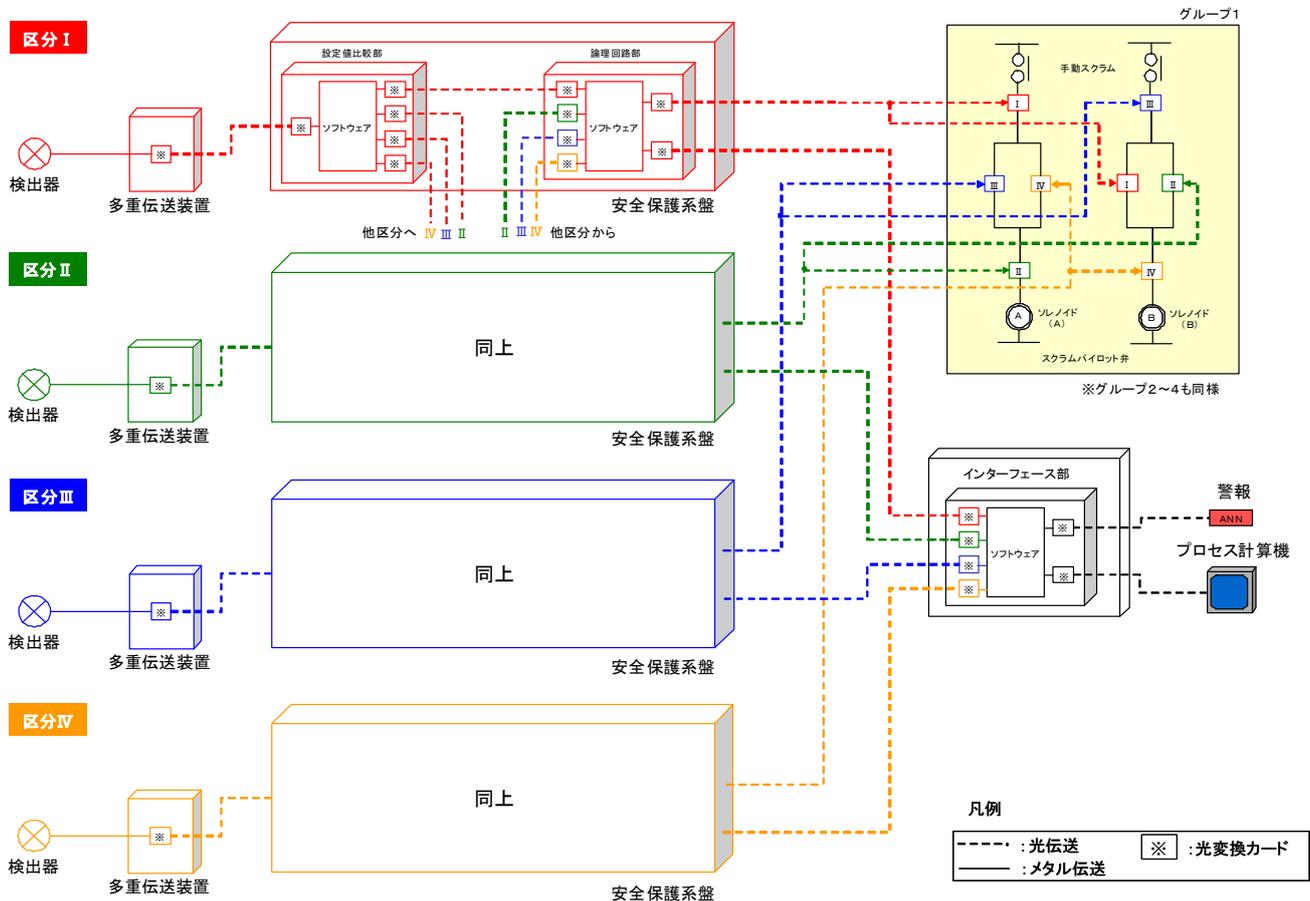
項目	当社の要求	供給者の対応
開発・改造に関する設計上の要求		
媒体の管理		
保守に関する要求		
教育		
設定及び設定変更管理		
作業実施		

: 防護上の観点から公開できません

2.2 安全保護系盤の概要

安全保護系盤は、プロセス信号（検出器からの信号）を処理，監視するとともに，設定値との比較を行い，原子炉緊急停止信号及び工学的安全施設作動に係わる信号を発信する設備である。

デジタル設備の適用に当たっては，「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に準じた検証及び妥当性確認を行っている。



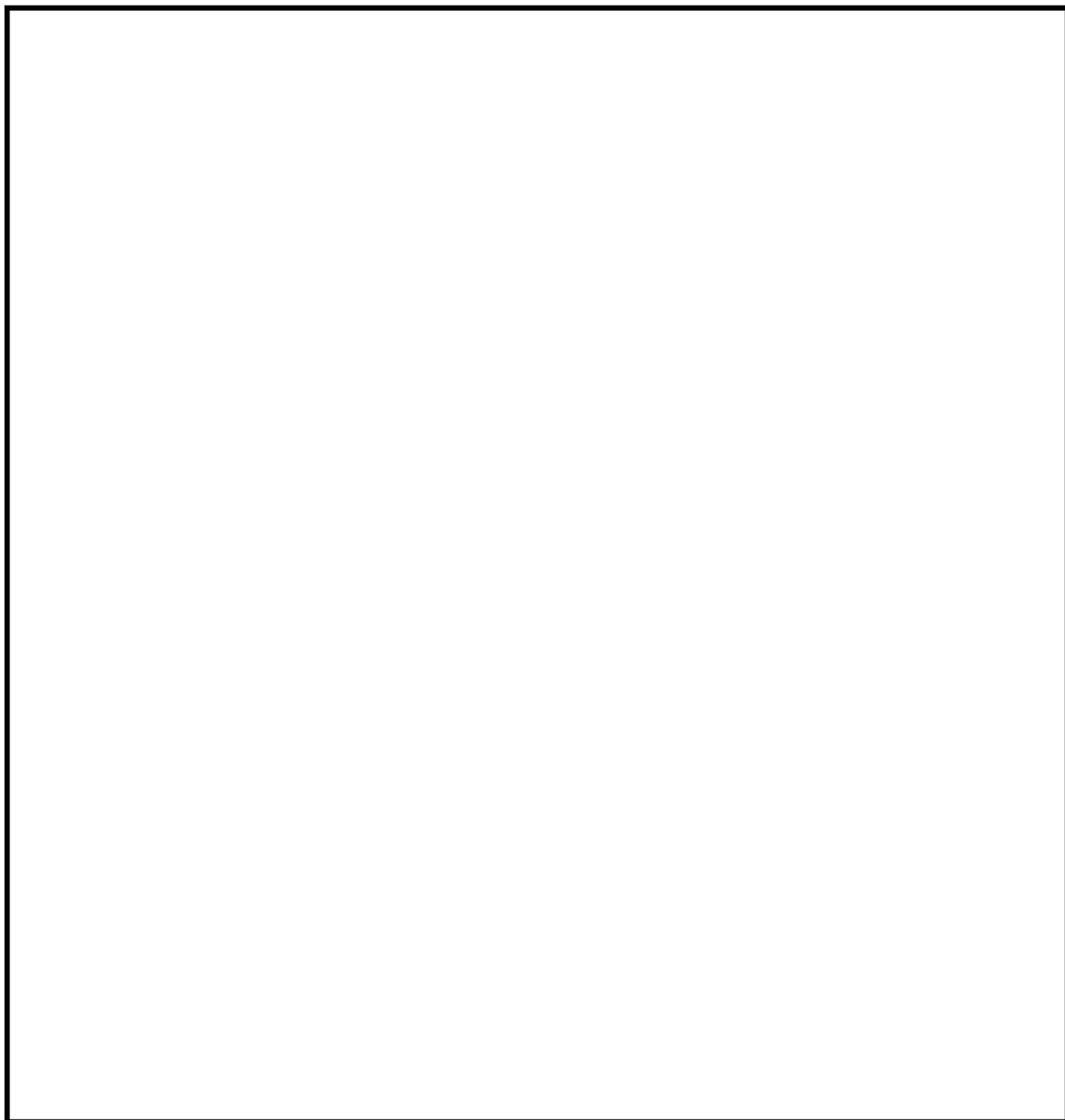
第 2.2 図 安全保護系盤構成図（例：原子炉緊急停止信号）

安全保護系は，相互干渉が起こらないように，物理的，電氣的獨立性を持たせている。盤内のソフトウェアは区分毎にそれぞれ設けており，ソフトウェアの故障，異常等の単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合でも，安全保護系機能を喪失することはない。また，誤信号発生等による誤動作・誤不動作を防止するため，区分毎に論理回路部を設け，2 out of 4ロジック回路を構成している。

2.3 安全保護系制御装置のソフトウェア管理方法について

安全保護系制御装置のソフトウェア変更にあたっては、保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツールを使用して行い、使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。安全保護系制御装置へソフトウェアをインストールする場合は、以下の手順で実施する。一連の作業は当社社員が立ち会い、正しくソフトウェア変更が行われたことを確認することとしている。

なお、多重伝送装置については、保守ツール等を接続する事ができない構成となっており、管理されない変更を防止している。



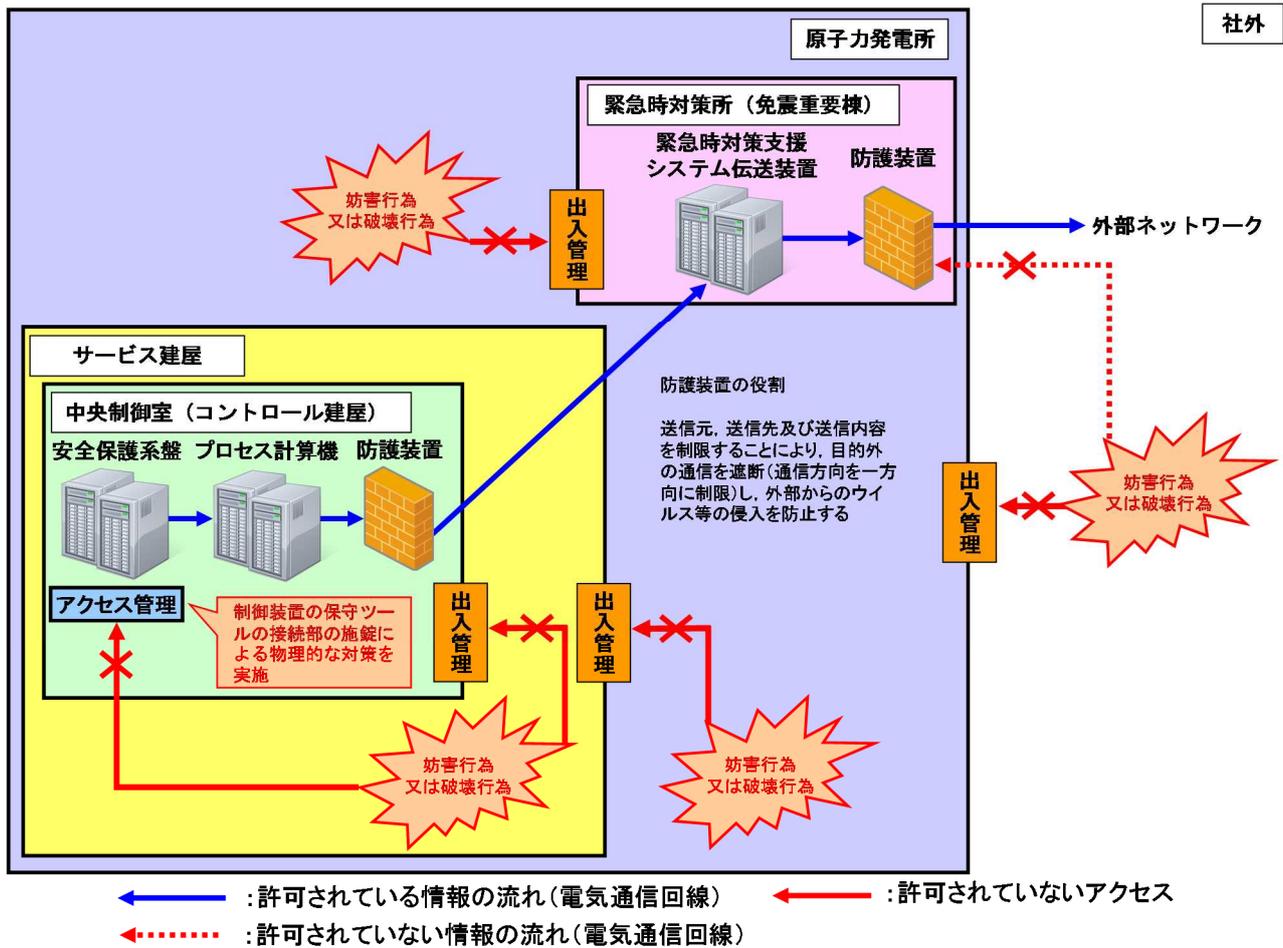
第 2.3 図 安全保護系制御装置及び保守ツール

■：防護上の観点から公開できません

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

安全保護系盤は、外部ネットワークと直接接続は行っておらず、外部システムと接続する必要があるデータ等については、防護装置を介して接続している。また、安全保護系盤の制御装置は固有のプログラム言語を使用するとともに、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入等を防止している。

原子力発電所への入域については、出入管理により制限しており、外部からの人的妨害行為または破壊行為を防止している。また、安全保護系制御装置の保守ツールの接続部に対して施錠を行い、関係者以外のアクセスを防止している。



第 2.4 図 ネットワーク概略図

2.5 安全保護系の検証及び妥当性確認について

安全保護系のソフトウェアは、工場製作段階から以下の品質保証活動に基づくライフサイクルプロセスにおける各段階での検証と妥当性確認（V&V）を適切に行うことで高い信頼性を実現している。

第 2.5-1 表 ライフサイクルプロセスにおける各段階での対策

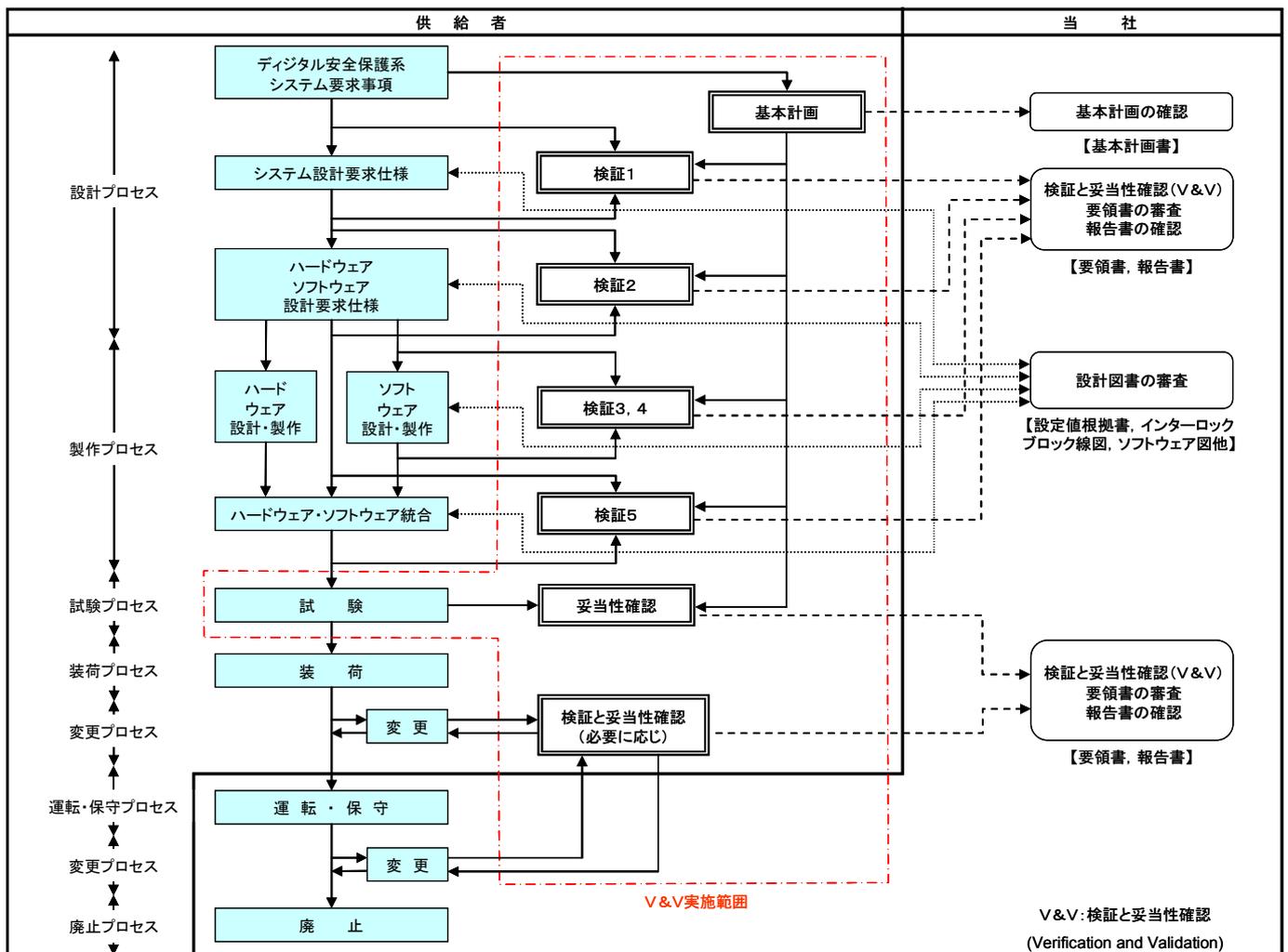
段階	内容	対策
設計プロセス	安全保護系設備に対するシステムの要求事項からソフトウェア設計仕様を作成する。	
製作プロセス	安全保護系設備ソフトウェア設計要求仕様より安全保護系設備ソフトウェアを製作する。	
試験プロセス	製作された安全保護系設備ソフトウェアに対して、ハードウェアを統合し、その統合したシステムが設計要求通り製作されていることを試験により確認する。	
装荷プロセス	実機へ安全保護系設備ソフトウェアを実装する。	
変更プロセス	安全保護系設備ソフトウェアの変更が生じた場合、変更仕様を決定し、変更を行うライフサイクルプロセスから、変更の実施内容に応じて必要とされる各々のプロセスを順次実施する。	

：防護上の観点から公開できません

デジタル安全保護系ソフトウェアは、設計、製作、試験、変更管理の各段階で、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、供給者による検証及び妥当性確認の各段階において、確実に実施されていることを確認している。

なお、設計要求仕様の変更及びソフトウェアの変更が生じた際は、変更理由、変更箇所等を文書化し、変更の影響範囲を明確にした上で、変更を実施する。必要に応じ、変更箇所及び変更の影響を受ける部分について検証及び妥当性確認作業を再度実施する。

以下に、検証及び妥当性確認の流れと内容を示す。



第 2.5 図 デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

第 2.5-2 表 検証項目及び検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	デジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様の通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

2.6 想定脅威に対する対策について

安全保護系のソフトウェアは、工場製作段階から以下の想定脅威に対する対策を適切に行うことで高い信頼性を実現している。

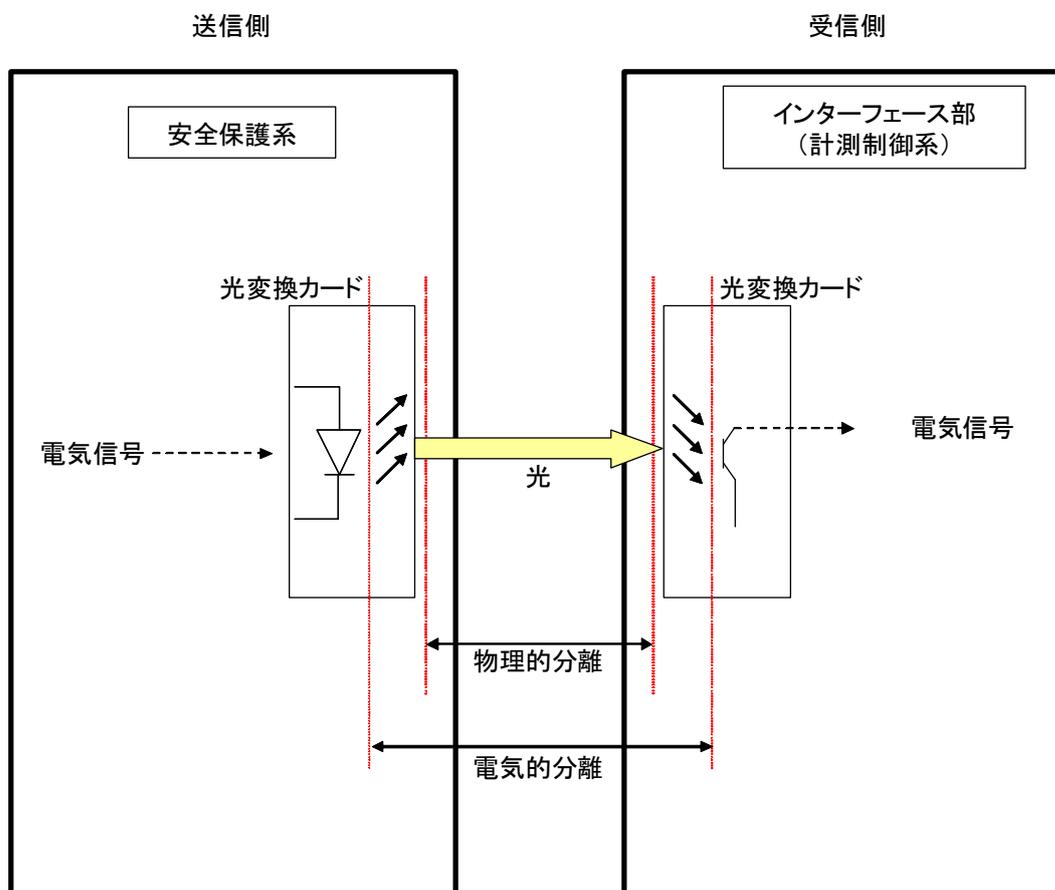
第 2.6 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威	対策
[Redacted Content]	

 : 防護上の観点から公開できません

2.7 物理的分離及び電氣的分離について

安全保護系盤からインターフェース部（計測制御系）の分離は、光変換カードによって送信側と受信側の物理的及び電氣的分離（計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護系に影響を与えない）を行っている。



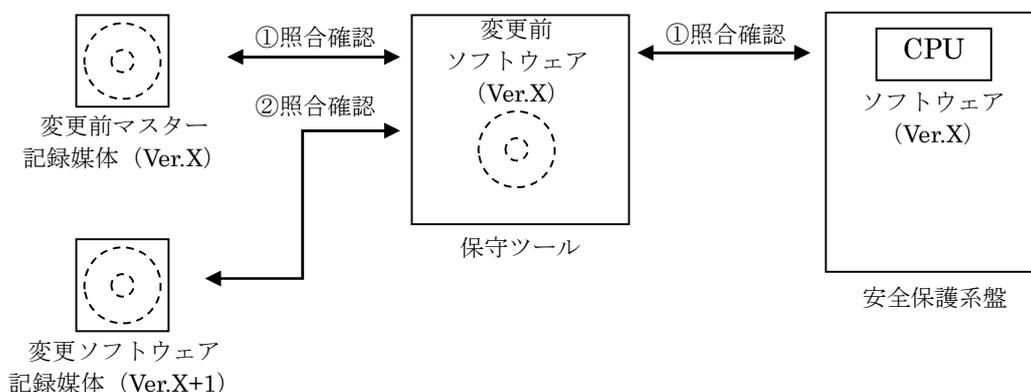
第 2.7 図 通信における分離概念図

2.8 ソフトウェア変更作業におけるソフトウェア不具合対応

ソフトウェア変更作業は、2.5 節にて説明した検証及び妥当性確認の品質保証活動に基づき適切な管理のもとに実施するが、変更作業において万が一、ウイルス、バグ等が安全保護系盤に書き込まれることにより、ソフトウェアの演算処理に不具合が発生した場合は、自己診断機能により演算処理の不具合を検知することが可能である。また、ウイルス、バグ等を発見した場合は、マスター用に保管している外部記録媒体から変更作業前のバージョンのソフトウェアを安全保護系盤に書き込み、変更作業前の状態に復元することが可能である。

【ソフトウェア変更前確認の流れ】（Ver. X から Ver. X+1 へ変更する例）

- ①安全保護系盤に装荷されているソフトウェア（Ver. X）と、変更前マスター記録媒体（Ver. X）を照合確認し、全てが一致していることを確認する。
- ②変更ソフトウェア記録媒体（Ver. X+1）と変更前ソフトウェア（Ver. X）を保守ツールにて照合確認し、意図した箇所以外の変更がないことを確認する。

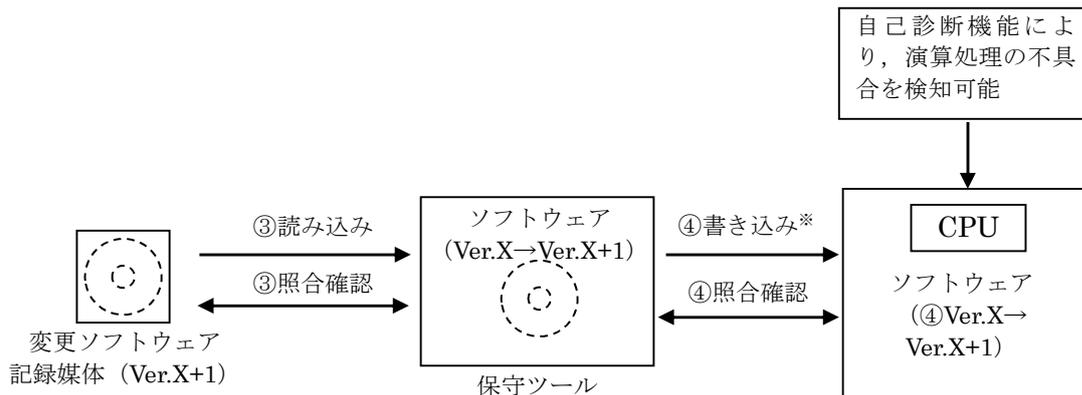


第 2.8-1 図 ソフトウェア変更作業の流れ（ソフトウェア変更前）

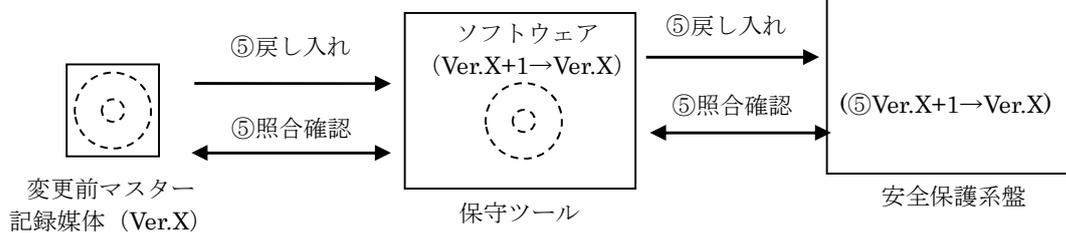
【変更ソフトウェアの安全保護系盤への書き込み及び確認の流れ】

- ③変更ソフトウェア (Ver. X+1) を記録媒体から保守ツールへ読み込み、その後、照合確認にてソフトウェア (Ver. X+1) が保守ツールへ正しく読み込みされたことを確認する。
- ④変更ソフトウェア (Ver. X+1) を保守ツールより安全保護系盤に書き込み、その後、照合確認にて変更ソフトウェア (Ver. X+1) が正しく安全保護系盤へ書き込まれたことを確認する。
- ⑤実機に変更ソフトウェア (Ver. X+1) を書き込んだ後に、ウイルス、バグ等にて演算処理に不具合が発生した場合は、変更前マスター記録媒体 (Ver. X) から変更前ソフトウェアを戻し入れ、変更作業前の状態に復元する。

<通常のソフトウェア変更>



<演算処理に不具合が発生した場合>



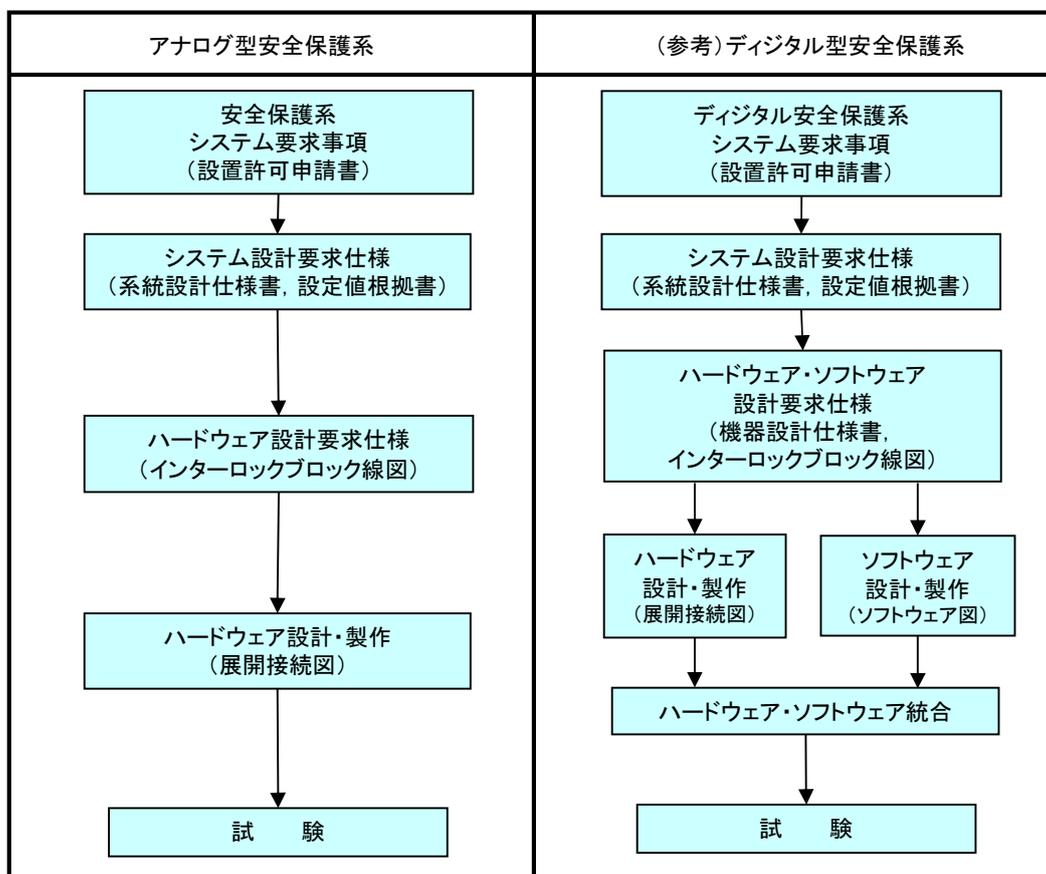
※保守ツールにて制御装置で動作可能な形式に変換したものを書き込む。

第 2.8-2 図 ソフトウェア変更作業の流れ (ソフトウェア変更)

別紙1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

アナログ型の安全保護回路はハードワイヤロジック（リレーや配線によるアナログ回路）で構成されており、これらの回路に対し、承認されていない動作や変更を防ぐ措置として、以下を実施している。

- 安全保護回路の変更が生じる場合は、上流図書から下流図書（第1図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- 改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- なお、中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。



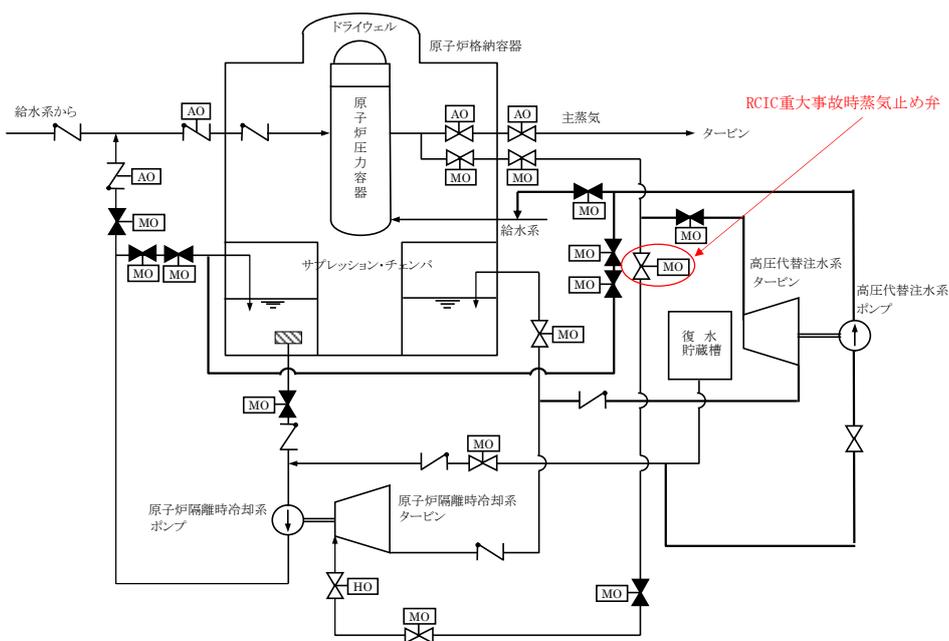
第1図 安全保護系の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

設置変更許可申請に関わる安全保護回路の変更は行っていない。なお、重大事故等対処設備の設置（自主対策含む）に伴い、デジタル安全保護系設備のソフトウェア改造を実施している事例が下記 2 件あるが、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計、製作、試験等の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）を実施することで、ソフトウェア改造に伴う影響を防止する設計としている。また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能：ARI）と代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計としている（参考 1）。詳細は各条文の基準適合性説明資料にて説明する。

「6号炉及び7号炉 高圧代替注水設備（HPAC）設置に伴う弁操作機能の追加」

- 重大事故等時に原子炉隔離時冷却系（RCIC）が機能喪失した場合において、高圧注水設備の代替手段として、高圧代替注水設備（HPAC）を設置することとしている。
- 高圧代替注水設備（HPAC）は原子炉隔離時冷却系（RCIC）と同様に原子炉からの主蒸気を駆動源としたタービン駆動のポンプであり、RCIC 蒸気管より分岐した蒸気系のライン構成となっている。
- RCIC 起動失敗、または機能喪失時に、RCIC 蒸気入口弁操作不能（開状態で停止）で HPAC 起動後も HPAC 蒸気量低で定格流量が得られない状況を回避するため、RCIC 重大事故時蒸気止め弁を設置しており、この弁操作を RCIC 系から実施可能とするためのソフトウェア改造を実施することとしている。



第 1 図 高圧代替注水系（HPAC）の系統概要

「6号炉 直流125V 6A 蓄電池室 換気空調設備の制御回路の追加」

- 直流125V 蓄電池 6Aの増容量に伴い、蓄電池室（換気空調設備含む）を新設しており、換気空調設備の制御回路追加のソフトウェア改造を実施することとしている。

参考1 新規制対応設備の安全保護系への影響について

1. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

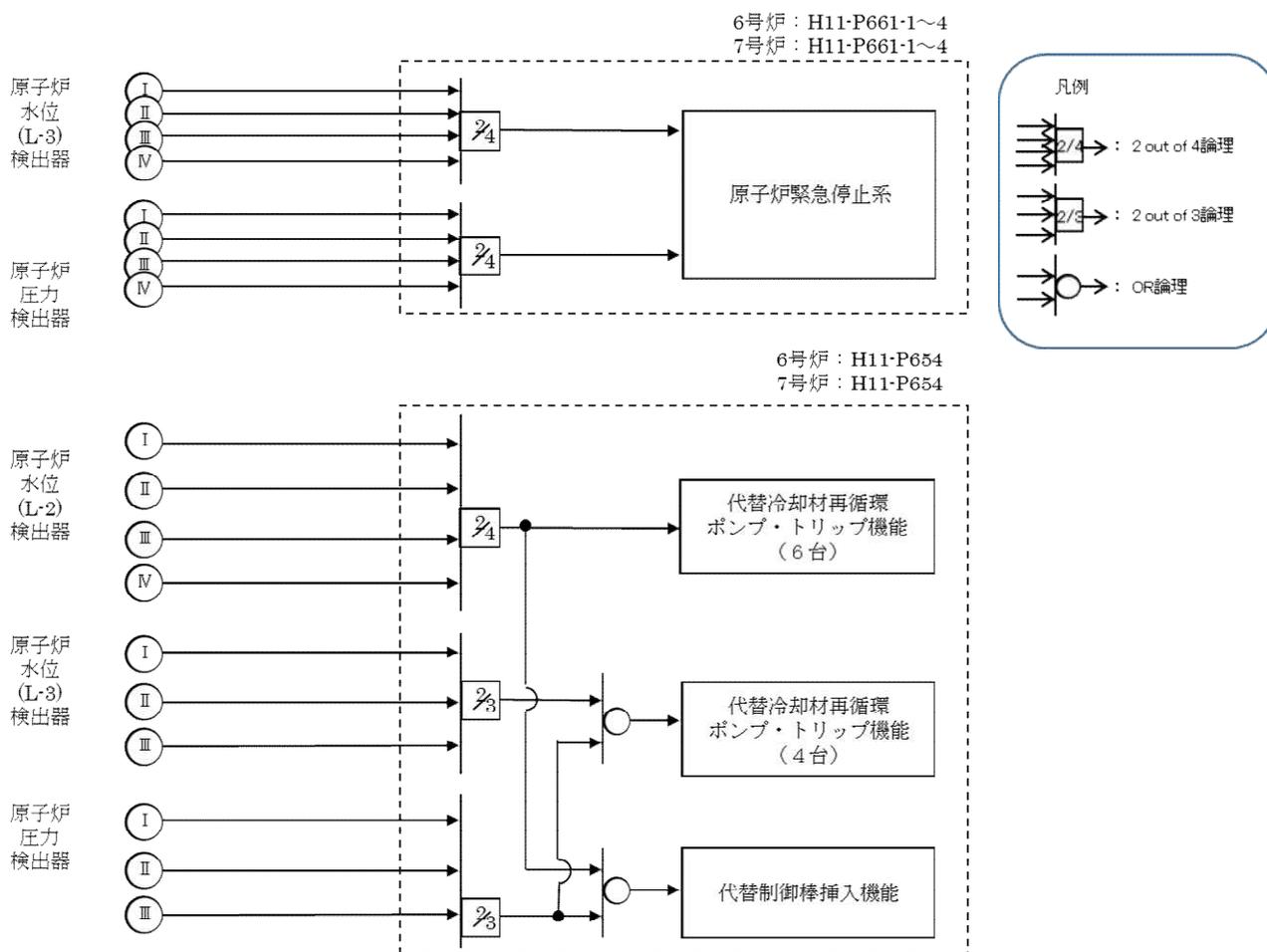
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、制御棒駆動機構を作動させる原子炉緊急停止系の故障による ATWS 発生時に、スクラム用計装空気配管に取り付けられた排気弁を開放することによって制御棒を急速に挿入し、原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

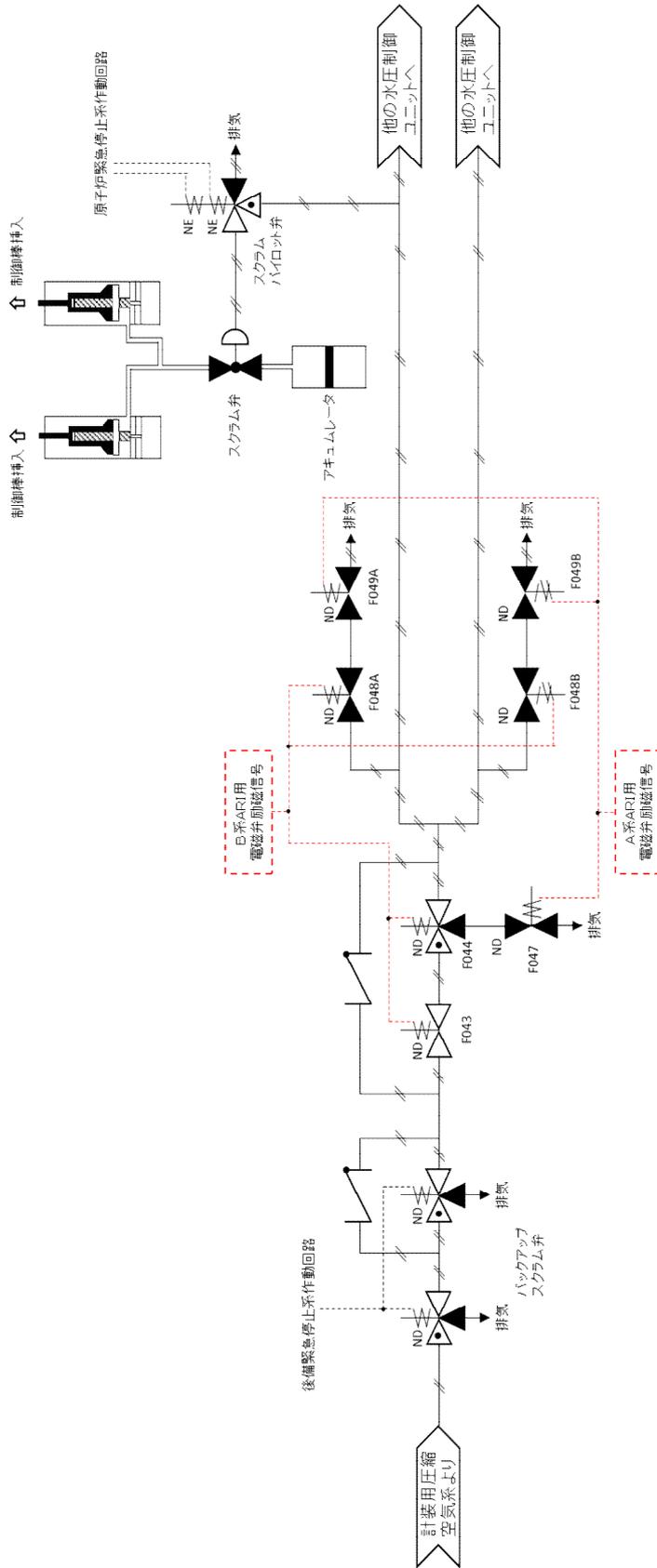
原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能のロジック回路は第1図のとおり、検出器からロジックまで、原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能は独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、第2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁についても、代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第1図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能のロジック図

凡例
NE : 常時励磁
ND : 常時無励磁



第2図 作動電磁弁について

2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

（1）目的

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

（2）自動減圧系への影響について

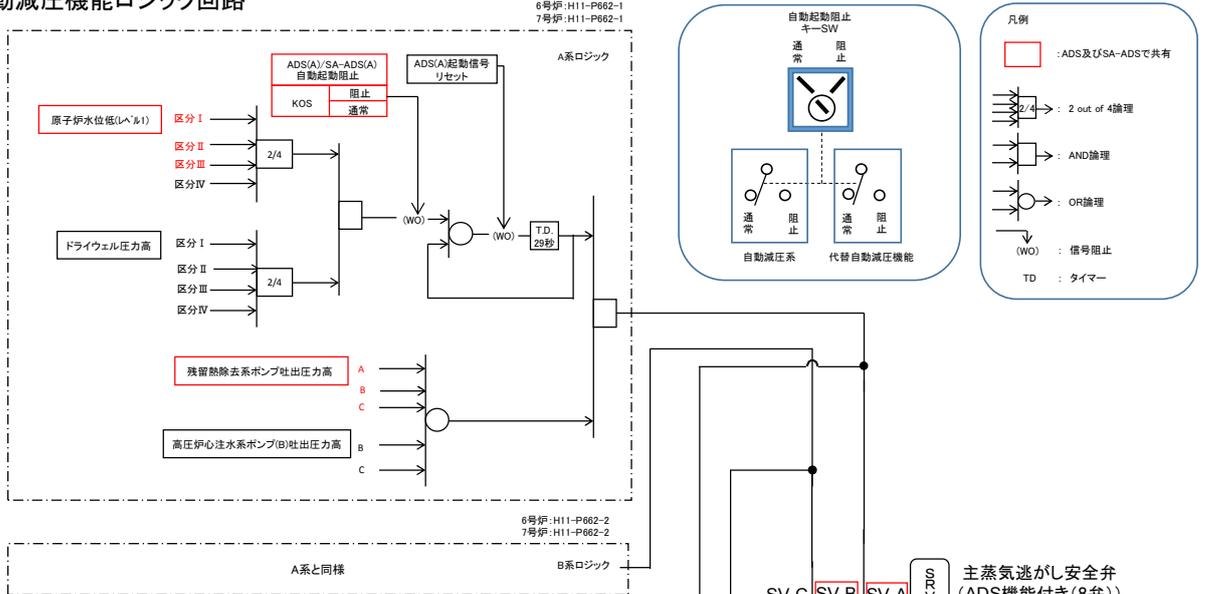
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は第3図のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第4図のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

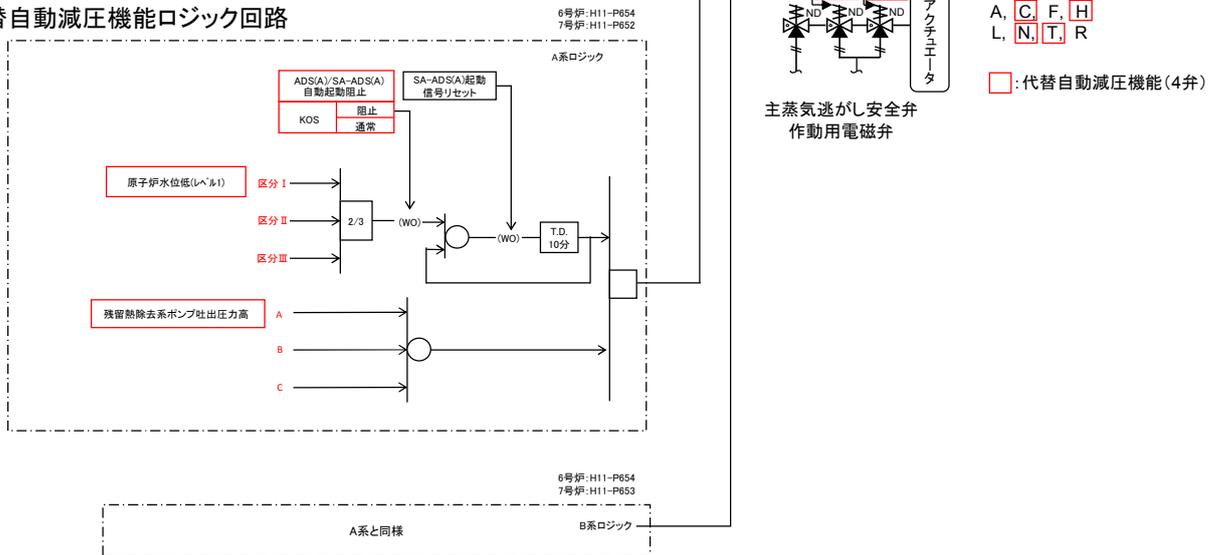
また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計としている。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

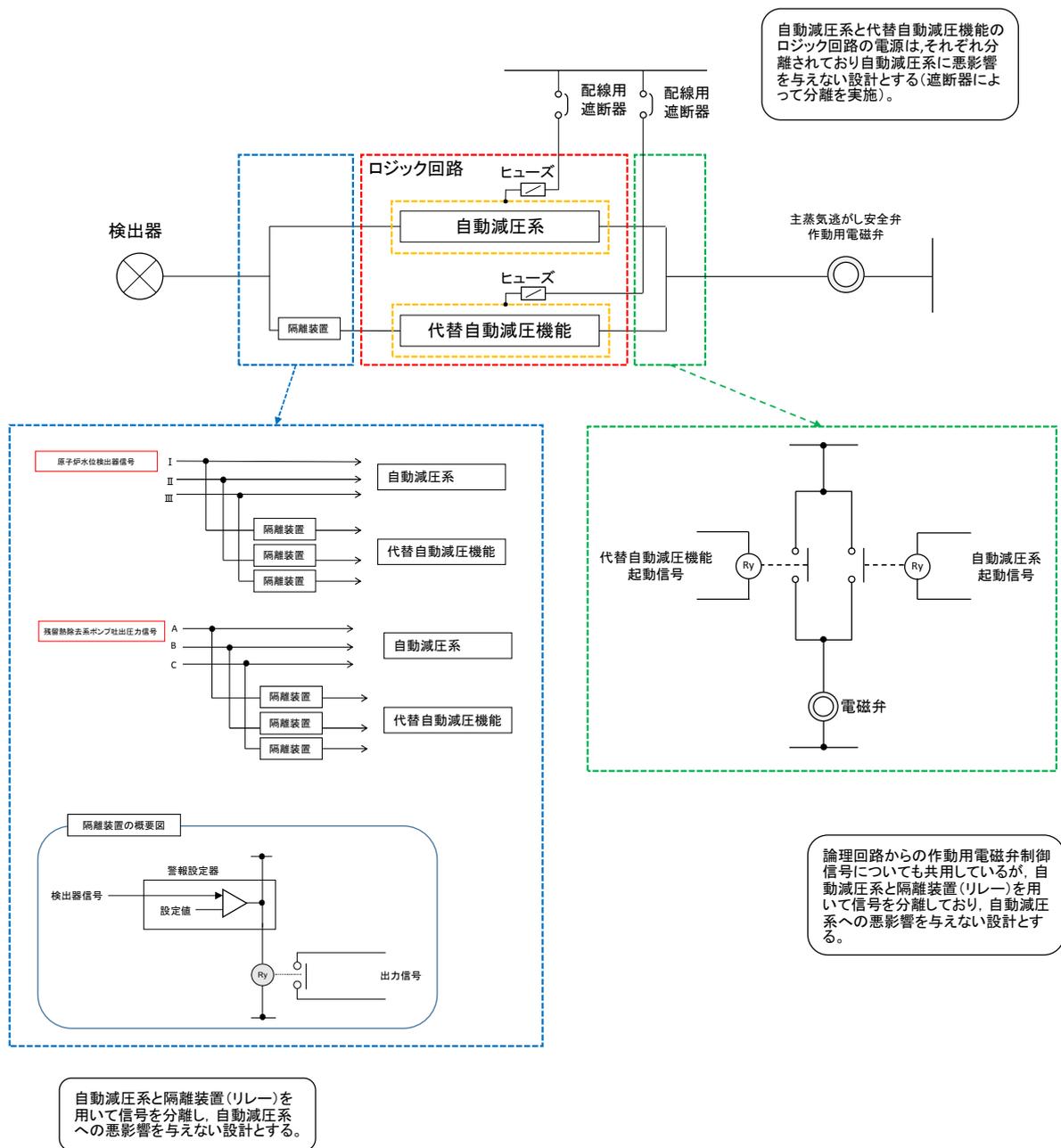
自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路



第3図 自動減圧機能及び代替自動減圧機能のロジック回路



第4図 信号の分離について

別紙3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器から作動回路について、検出器はアナログ機器、作動回路はハードワイヤーロジック（リレーや配線によるアナログ回路）で構成されており、一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル型制御装置を使用している（起動領域モニタ、平均出力領域モニタ、安全系放射線モニタ）。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第1図に示す。不正アクセス行為等による対策については、「2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について」に記載の設計方針としている（下記に、「2.1」の記載内容の一部再掲）。

(1) 物理的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護系の信号は、安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置（ERSS）→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護系からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護系の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断）を介して安全保護系盤の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

(4) システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

アナログ型安全保護回路は別紙1の通り。

なお、デジタル型制御装置（起動領域モニタ、平均出力領域モニタ、安全系放射線モニタ）については、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）がなされたソフトウェアを使用している。また、安全保護系は、固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外の不要なソフトウェアへのアクセス制限対策として入域制限や保守ツールの施錠管理及びパスワード管理^{*}を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

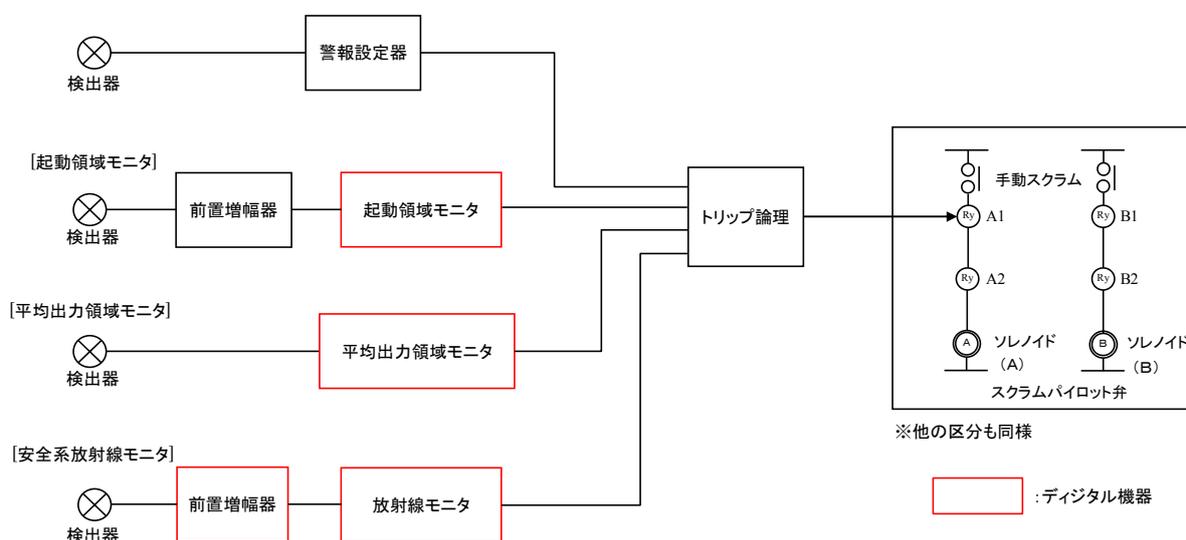
安全保護系は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線す

る電源受電部にラインフィルタや絶縁回路を設置，外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

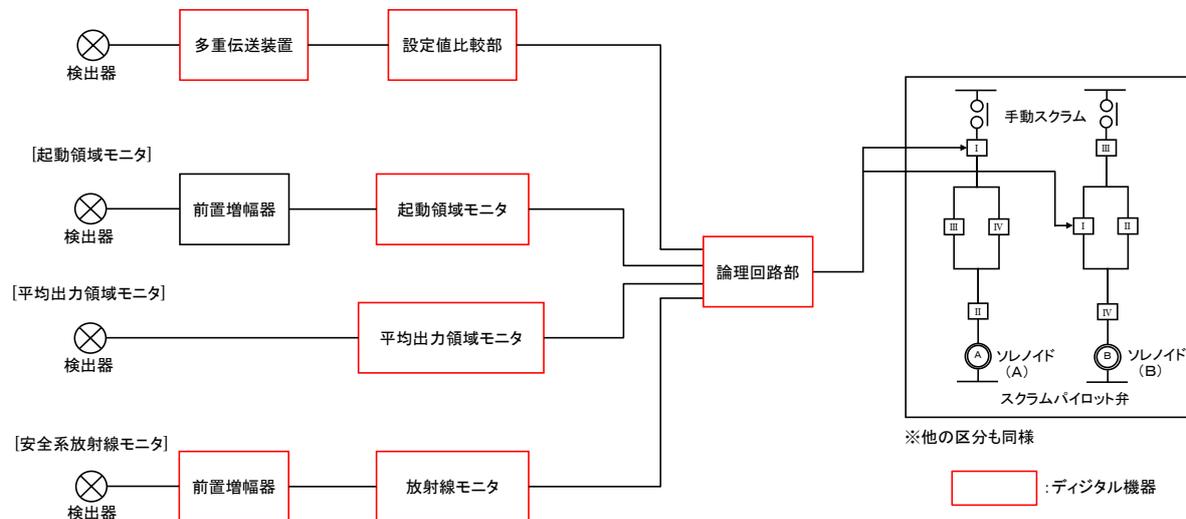
- (6) ウイルス侵入防止について，供給者への要求事項及び供給者で実施している対策
 ウイルスの侵入防止対策も含め，当社の安全保護系への妨害行為又は破壊行為を防止するため，第2.1表のようなセキュリティ対策を安全保護系の設計に反映するよう，供給者へ要求することとしている。なお，当社は供給者に対し，品質保証に関する監査を継続的に実施することにより，適切に管理されているかを確認することとしている。
 供給者はこれを受けて，インターネットへの直接接続の禁止，保守のための当該システムへの接続は許可された機器のみに限定している等の対応を実施している。

※社内マニュアル 3 次文書「Z-29・KK 業シス-01 情報システムへのウイルス対策ガイド」に規定

アナログ型安全保護回路（A 1 チャンネル）の例



(参考) デジタル型安全保護回路（区分 I）の例



第 1 図 安全保護回路の構成例（原子炉緊急停止系）

別紙4 ソフトウェア更新時の立会において、インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護系制御装置のソフトウェア変更にあたっては、以下の対策を実施している。

- ・ ソフトウェア変更に必要な保守ツール、記憶媒体については、保管庫内の施錠されたラック内に保管している。また、保守ツール使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。
- ・ 保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツール、記憶媒体は、使用の際に当社監理員立ち会いの下、貸し出しを行っている。
- ・ 保守ツールの接続部の鍵は、当直長の許可を得た上で、貸し出しを行っている。



- ・ ソフトウェア変更に係わる者は、情報セキュリティ教育（1回／年）を受講している。

 : 防護上の観点から公開できません

別紙5 デジタル型安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路等を含むネットワーク全体構成図は第1図及び第2図の通りであり、安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについては、安全保護回路へのネットワーク上の接続可能なアクセスと安全保護系制御装置のソフトウェアへ直接アクセス可能な保守ツール接続箇所となる。

安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについては、以下の通り対策をしている。



(2) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

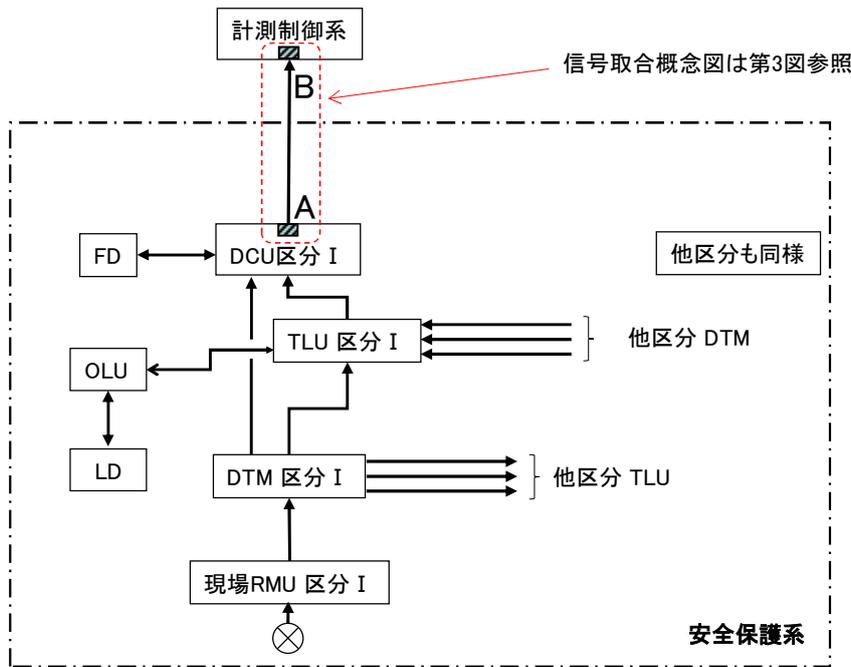
安全保護回路へのネットワーク上の接続可能なアクセスについては、機能的に分離する設計としている。具体的には、安全保護回路と計測制御系は第3図に示すように、通信コントローラとマイクロプロセッサとの間は、通信専用のメモリを介することにより、通信コントローラが直接安全保護系のマイクロプロセッサの動作に関与しない設計とし、機能的に分離している為、計測制御系が安全保護回路のマイクロプロセッサの動作には関与しない。



(3) 物理的アクセスの制限対策

安全保護系制御装置のソフトウェアへアクセス可能な保守ツールについては、保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツールを使用して行い、使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。

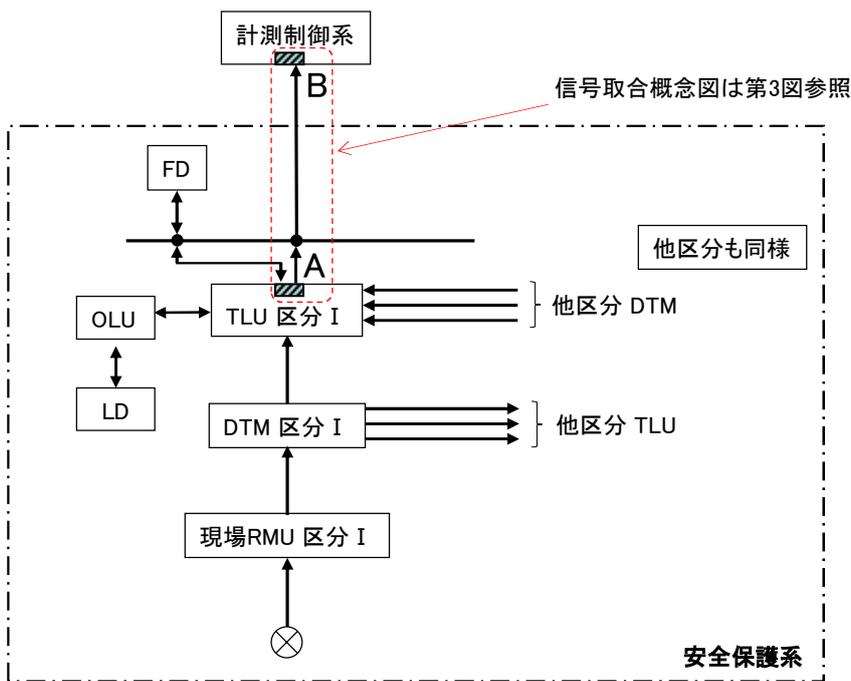
 : 防護上の観点から公開できません



第1図 ネットワーク全体構成概念図 (6号炉 RPS/MSIV の例)

<凡例>

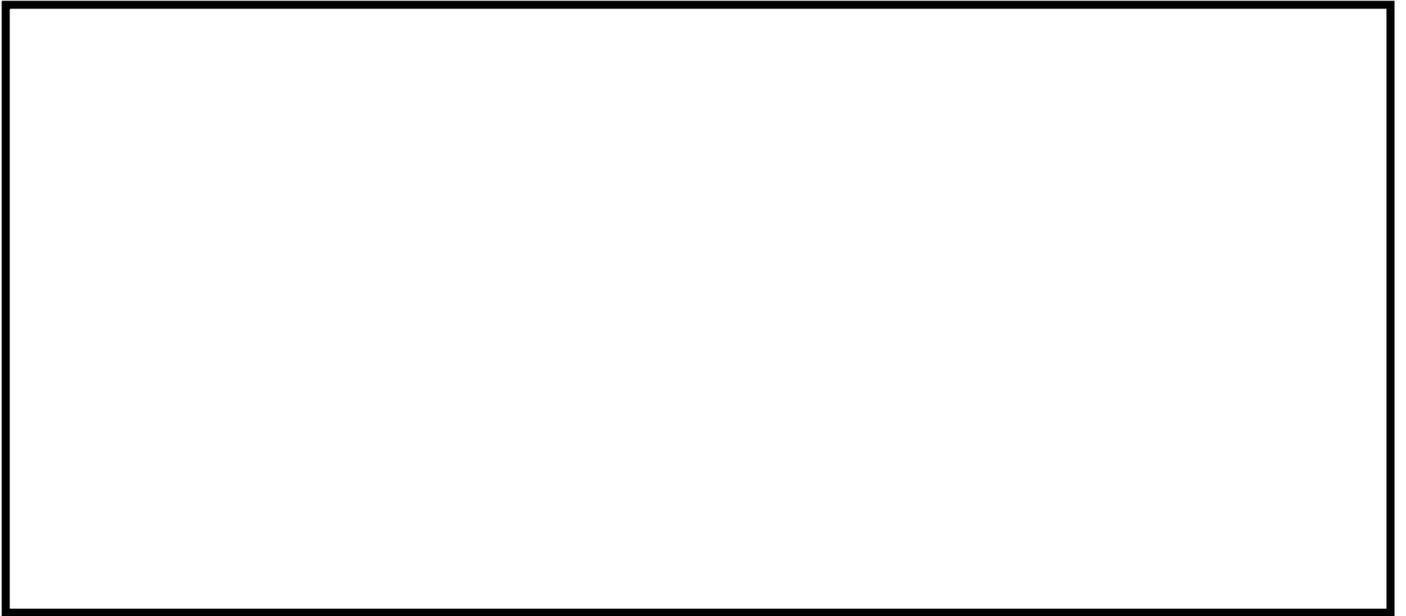
- ・TLU: 論理回路部
- ・DTM: 設定値比較部
- ・DCU: データコミュニケーションユニット
- ・LD: ロードドライバ
- ・RMU: 多重伝送盤
- ・OLU: 出力回路部
- ・FD: フラットディスプレイ
- ▨: 通信カード



第2図 ネットワーク全体構成概念図 (7号炉 RPS/MSIV の例)

<凡例>

- ・TLU: 論理回路部
- ・DTM: 設定値比較部
- ・LD: ロードドライバ
- ・RMU: 多重伝送盤
- ・OLU: 出力回路部
- ・FD: フラットディスプレイ
- ▨: 通信カード



第3図 安全保護回路と計測制御系との信号取合概念図

 : 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙6 デジタル型安全保護回路について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無



システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、デジタル安全保護系ソフトウェアは、設計、製作、試験、変更管理の各段階で、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に基づき、供給者による検証及び妥当性確認の各段階において、確実に実施されていることを確認している。

：防護上の観点から公開できません

別紙7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記の通り確認した。

（1）過去の不具合事例の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

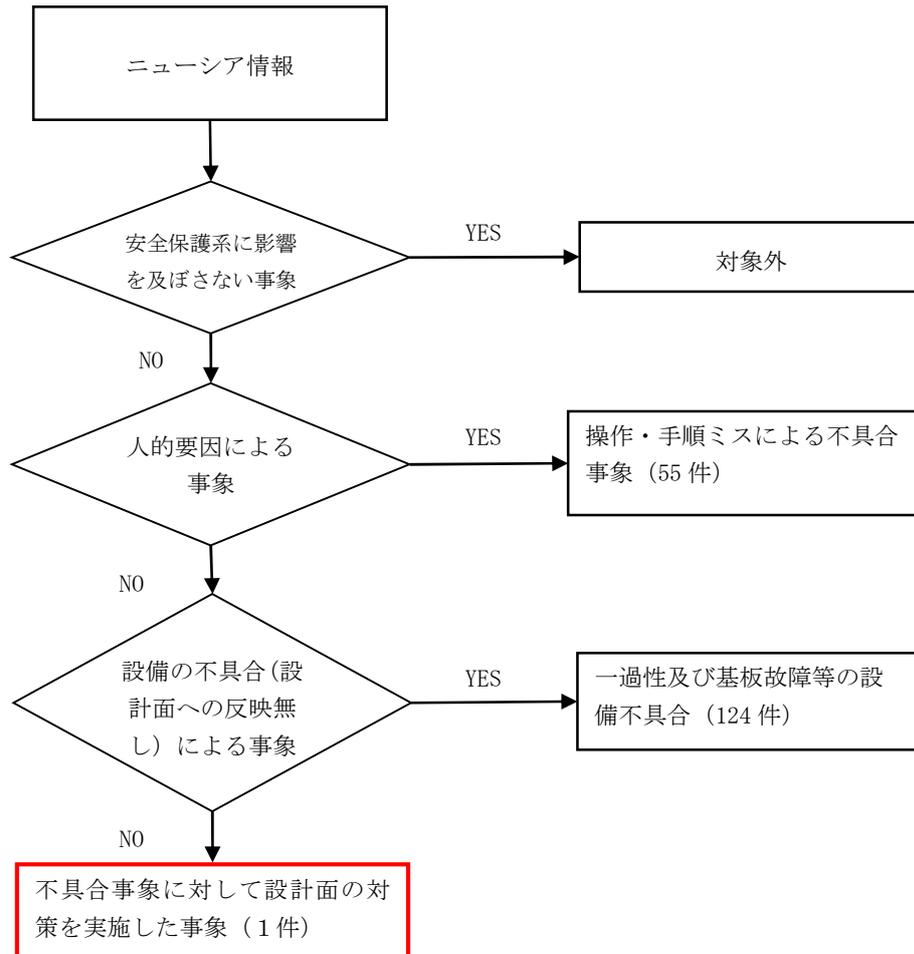
- ① 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- ② キーワード検索（安全保護系，原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- ③ 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

（2）反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

（3）過去の不具合事例への対応について

過去の不具合事例を抽出し、安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、対応済み、もしくは、反映不要であることを確認した。



第1図 設計面への反映すべき事項の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス, 作業手順のミス等	作業手順, 作業管理等の人的要因によるものであり, 設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合(設計面への反映無し)による事象	計器・部品の単品故障・一過性故障・偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり, 設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

件名	柏崎刈羽原子力発電所6号機 「主蒸気管放射能高」信号誤動作によるスクラムについて												
会社名・プラント	東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所6号機												
発生日	2012年 08月 22日												
事象概要	<p>平成24年8月22日20時12分頃、定期検査中の6号機において、「主蒸気管放射能高」信号の誤動作によりスクラム信号が発生し、原子炉スクラム（ゼロスクラム）が発生した。</p> <p>なお、6号機は冷温停止状態であり、制御棒は全挿入状態であった。</p> <p><時系列></p> <p>8/22</p> <p>20:12 「主蒸気管放射能高 区分（Ⅰ）（Ⅲ）」発生 主蒸気隔離弁（内側弁） 「全閉」 実動作 主蒸気ドレン内側弁 「全閉」 実動作 （点検のため上記弁は「全開」であった。なお、主蒸気隔離弁（外側弁）は、「全閉」であった） 「原子炉スクラム」発生（ゼロスクラム） 「スクラムパイロットエアヘッダー圧力低」発生 「CRD充てん水圧力低」発生</p> <p>20:22 主蒸気管放射線モニタ 中操確認</p> <table border="0"> <tr> <td>区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.0E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅱ：警報発生なし</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.0E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.2E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅳ：下限 点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>ダウンスケール</td> </tr> </table> <p>（スクラム前の指示については、記録計が停止中のため採取できず）</p> <p>20:40 主蒸気隔離弁（内側弁）現場確認：異常なし</p> <p>20:51～20:54 主蒸気管放射線モニタ（区分Ⅰ～Ⅳ）インターロック除外実施 （機能要求はないため再発防止として実施）</p> <p>21:01 スクラムリセット実施</p> <p>21:08 HCU廻り現場確認：異常なし</p>	区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯	スクラム後指示値	2.0E-13A	区分Ⅱ：警報発生なし	スクラム後指示値	2.0E-13A	区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯	スクラム後指示値	2.2E-13A	区分Ⅳ：下限 点灯	スクラム後指示値	ダウンスケール
区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯	スクラム後指示値	2.0E-13A											
区分Ⅱ：警報発生なし	スクラム後指示値	2.0E-13A											
区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯	スクラム後指示値	2.2E-13A											
区分Ⅳ：下限 点灯	スクラム後指示値	ダウンスケール											
原因	雷によるノイズ												
対策	<p>(1) アナログ式モニタからデジタル式モニタへ変更。</p> <p>(2) ケーブルルート見直し</p> <p>雷サージ電流の進入ルートと考えられる信号ケーブルの電線管ルートを原子炉建屋外壁埋設から原子炉建屋内の露出電線管ルートへの変更を実施した。</p>												

別 添

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料
安全保護回路

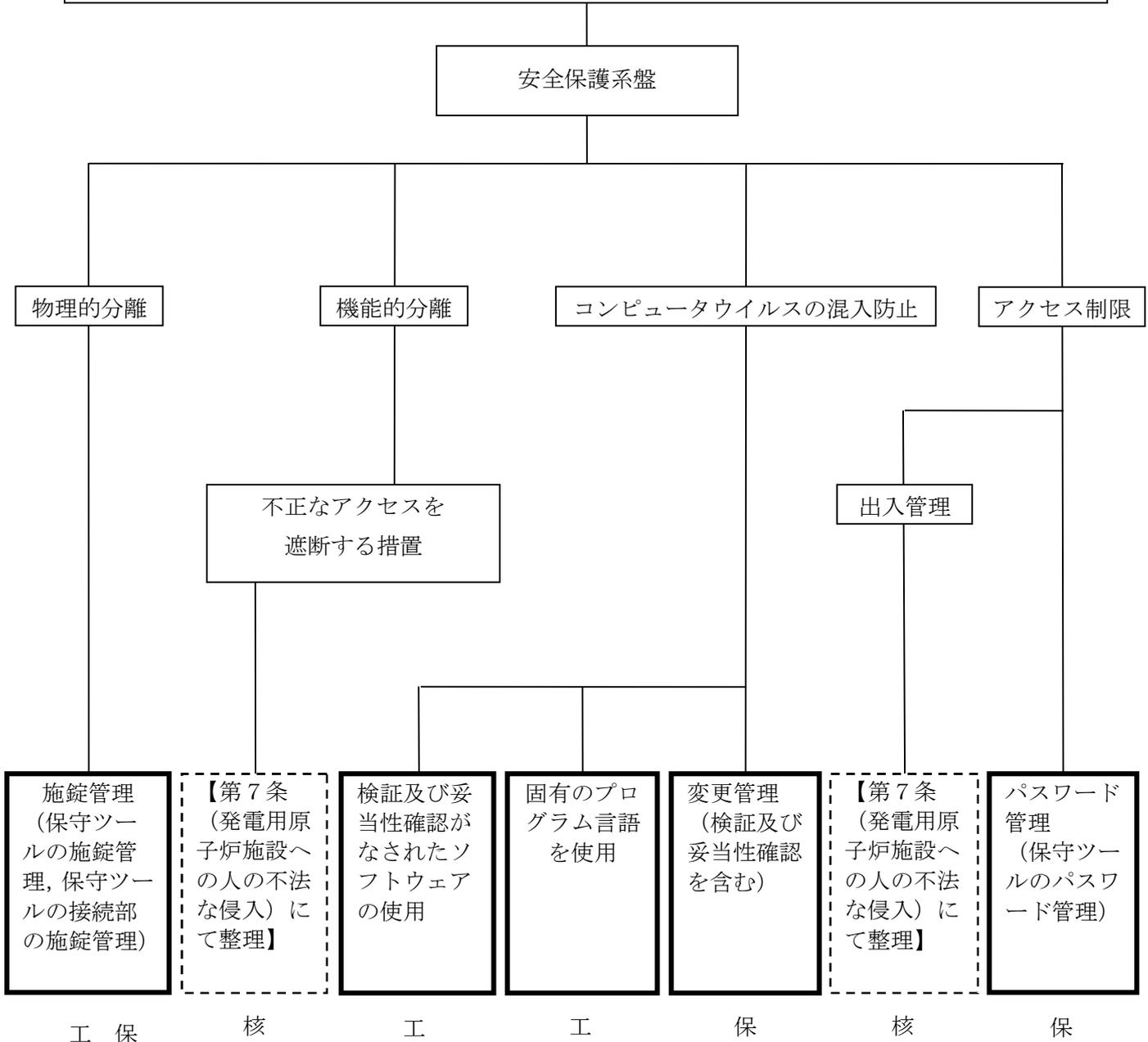
第 2 4 条 安全保護回路

設置許可基準 第 2 4 条第 1 項第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に想定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

：添付六，八に反映
：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

第1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第24条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	(運転員, 保全員による識別及び施錠管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	変更管理	運用・手順	・ソフトウェア変更に関する管理方法を定める。(検証及び妥当性の確認を含む)
		体制	(保全担当による変更管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理 (保守ツールのパスワード管理の手順整備含む) ・操作 (パスワード入力手順の整備含む)
		体制	(保全担当によるパスワード管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 26 条 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第 26 条第 1 項第 3 号に対する基本方針

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 外の状況を把握する設備

2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。	3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	追加要求事項
三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする事。	第 2 項と同じ	変更なし

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第26条第1項第3号に対する基本方針

中央制御室においては、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視可能な設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。

また、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のFAX等にて受信可能な設計とする。

中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管することで、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握することが可能な設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 外の状況を把握する設備

(1) 想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として、設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、及び、船舶の衝突）の他に、地震、及び、津波を想定する。

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

(2) 外の状況を把握するための設備の設置

a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

監視カメラは、津波監視カメラ（6号及び7号炉共用）、及び、構内監視カメラで構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、6号及び7号炉放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。

構内監視カメラは、自然現象等の監視のため、原子炉施設周辺の高台、及び、海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。

b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風

向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波監視設備として取水槽水位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，FAX 等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度 二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度, 二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 6号炉, 7号炉重大事故等時の格納容器ベント時の申請前号機における要員の待避先やプラントの対応 監視について

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、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第二十六条及び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第三十八条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下表 1.1-1, 1.1-2 のとおりである。

表 1.1-1 「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」 第二十六条（原子炉制御室）

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	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の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p><u>2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下の通り)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能である。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能である。</p>

<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	
---	--	--

表 1.1-2 「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」
第三十八条（原子炉制御室）

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	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の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る装置を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための装置を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p>	

<p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>8 <u>第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内</u></p>	<p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p> <p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し、運転員の被ばく評価を「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)」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下であることを確認している。また、チャコールフィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p>
---	--	--

<p><u>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p><u>規)」(平成21・07・27原院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)) (以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p><u>14 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する。</p>
---	--	-------------------------------------

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、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第五十九条及び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第七十四条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下表 1.1-3 のとおりである。

表 1.1-3 「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」 第五十九条（原子炉制御室等）

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	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の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室)</p> <p><u>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第59条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p> <p><u>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のため</u></p>	<p><u>（なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）を設置している。 重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能としている。</p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定する。</p> <p>・（マスクの着用は考慮しない）</p> <p>・運転員は5直2交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線</p>

	<p><u>の体制を整備すること。</u></p> <p><u>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p><u>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p>	<p><u>量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p><u>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設けることとしている。</u></p>
--	--	--

※なお「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」第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

なお、原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を表 1.1-4 に示す。

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要（59 条 原子炉制御室）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロワユニット			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室換気空調系 給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（空気ポンペ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（配管・弁）	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	無線連絡設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置（待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	常設代替交流電源設備	57 条に記載				

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 単独プラント設計基準事故時の想定シナリオ

「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」)の解釈第 38 条 12 に記載の通り、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成 21・07・27 原院第 1 号(平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、「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」)の解釈第 59 条 1b)及び技術基準の解釈第 74 条 1b)、並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大 LOCA+ECCS 全喪失+SB0 シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド 4.2 (3) h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき、6 号及び 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

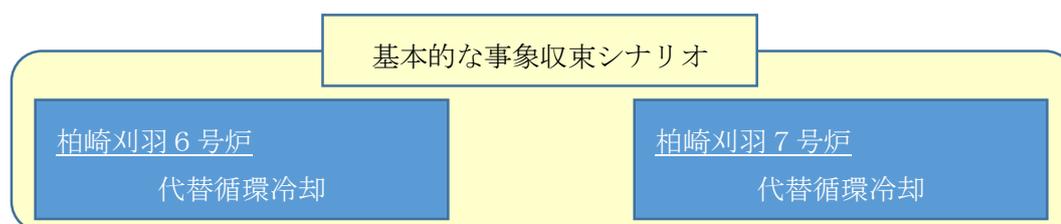


図 1.1-1 基本シナリオ

しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗

することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。



図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、さらに2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。

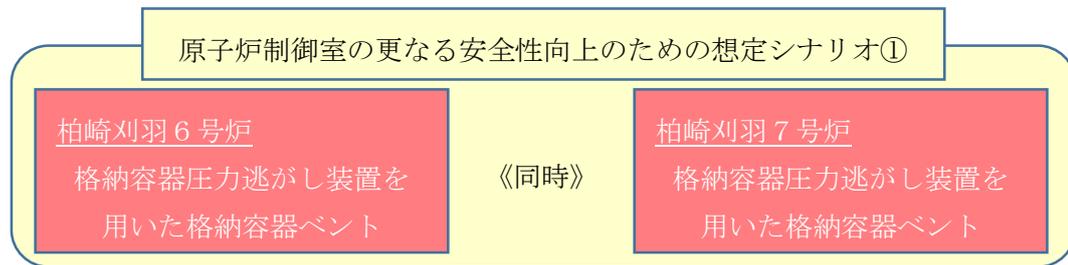


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。

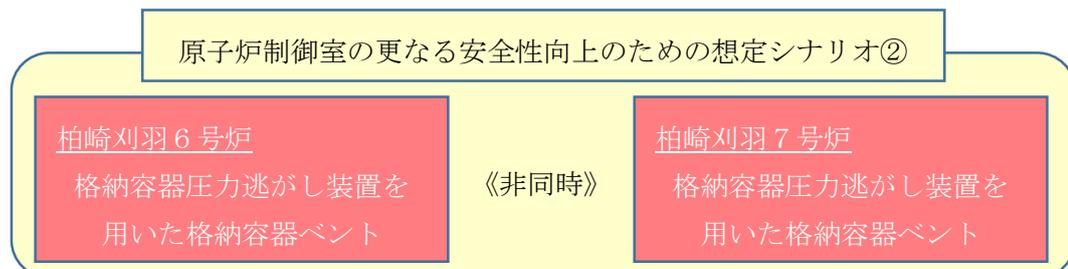


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図2.1-1に、配置を図2.1-2に示す。

(1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等(洪水, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象, 森林・近隣工場等の火災, 飛来物(航空機落下等), 船舶の衝突, 及び地震, 津波)及び発電所構内の状況を, 7号炉原子炉建屋屋上主排気筒に設置する津波監視カメラ, 6号炉, 7号炉スクリーン海側等に設置する構内監視カメラの映像により, 昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水槽水位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計としている。

(3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により, 風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計としている。

また周辺モニタリング設備により, 発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計としている。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震, 津波, 竜巻, 雷, 降雨予報, 天気図, 台風情報等を入手するために, 中央制御室に電話, FAX等を設置している。また, 社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで, 台風情報, 竜巻注意情報のほか雷・降雨予報, 天気図等の公的機関からの情報(うち雷については社内システムによる落雷位置情報を含む)を入手することが可能な設計としている。

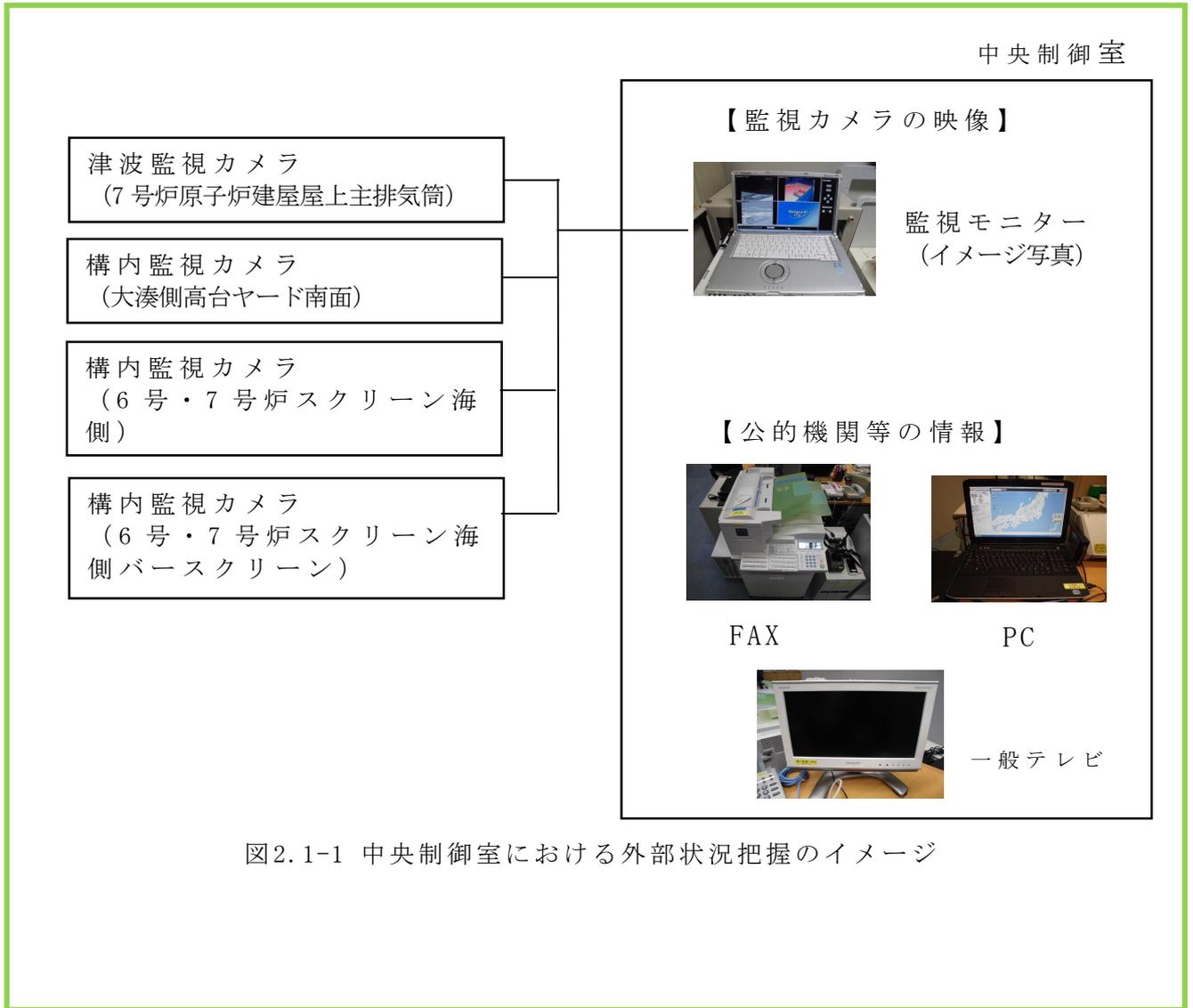


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

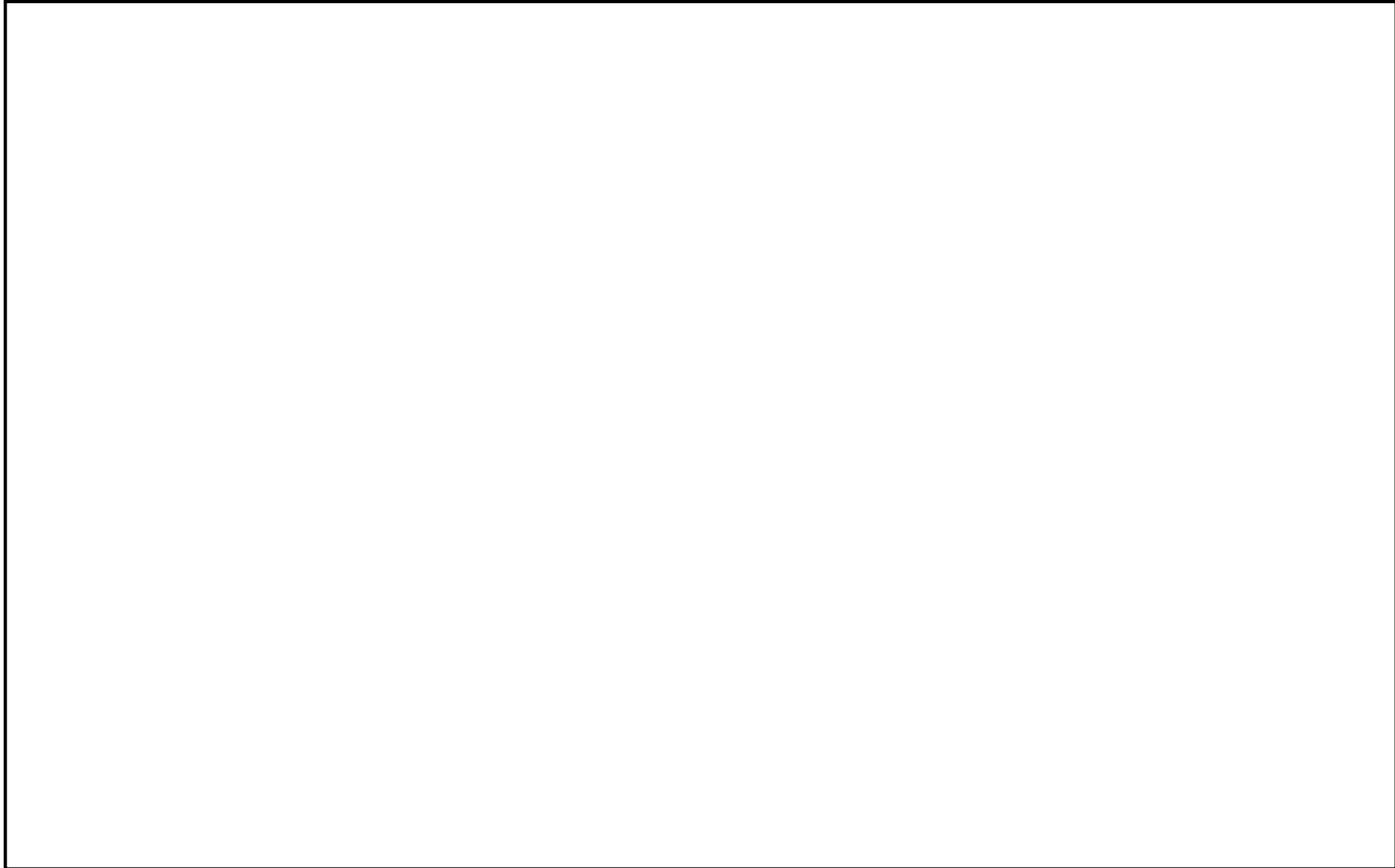


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

26 条-別添 1-2-3

 : D B 範囲

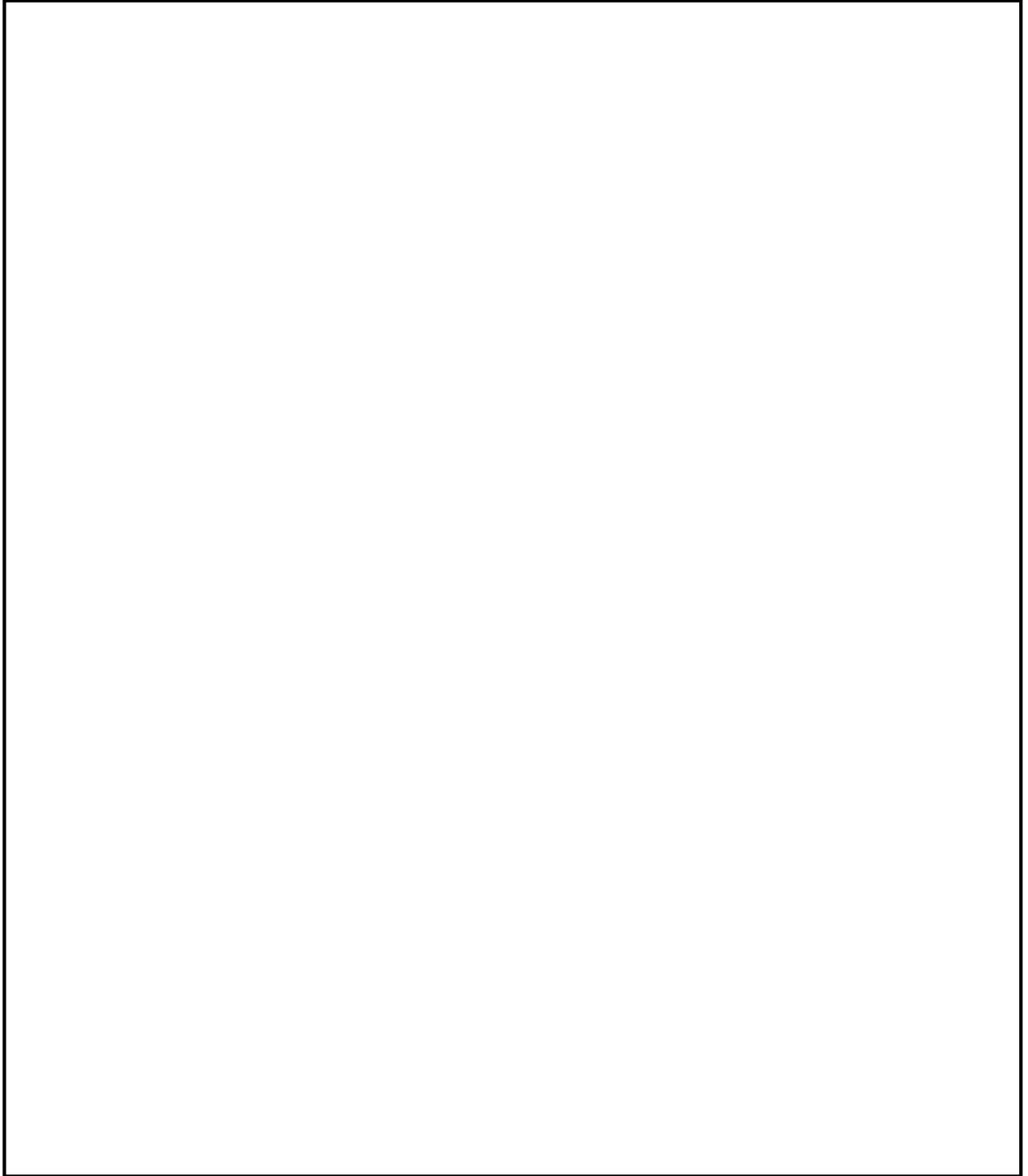


図2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図
(6号炉, 7号炉周辺拡大図)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲

 : D B 範囲

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに、放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また津波監視カメラは基準津波（T.M.S.L.8,500）の影響を受けない高所（7号炉原子炉建屋屋上主排気筒）に1台設置している。監視に必要な要件を満足する仕様としており、隣接する6号炉及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通事項として把握するものであるため、共用することによって安全性を損なうことはないことから、6号炉及び7号炉共用としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため原子炉施設周辺高台、及び海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることが出来るよう配慮し配置している。各々のカメラにて監視可能な6号炉、7号炉原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4～6に示す。また、構内監視カメラは庇を有した積雪等影響を受けにくい構造を有したものを設置することで、また津波監視カメラ取付けは7号炉主排気筒の支持鋼材への懸垂構造とすることで積雪の影響を受けにくい設計としている。取付け詳細を図2.1-7,8に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することとする。なお、監視カメラのうち、海側に設置された構内監視カメラにおいてはカメラに照明設備が付属装備されており、環境によっては外部状況把握の一助とする事もできると考えている。

表2.1-1 津波監視カメラの概要

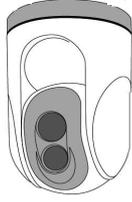
	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速100m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪100cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用)2台

表2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光カメラ
ズーム	光学ズーム18倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	なし
耐震性	Cクラス
電源供給	常・非常用電源から給電可能
台数	大湊側高台ヤード南面(6号炉7号炉共用)1台 6号炉スクリーン海側(6号炉設備)3台 7号炉スクリーン海側(7号炉設備)3台

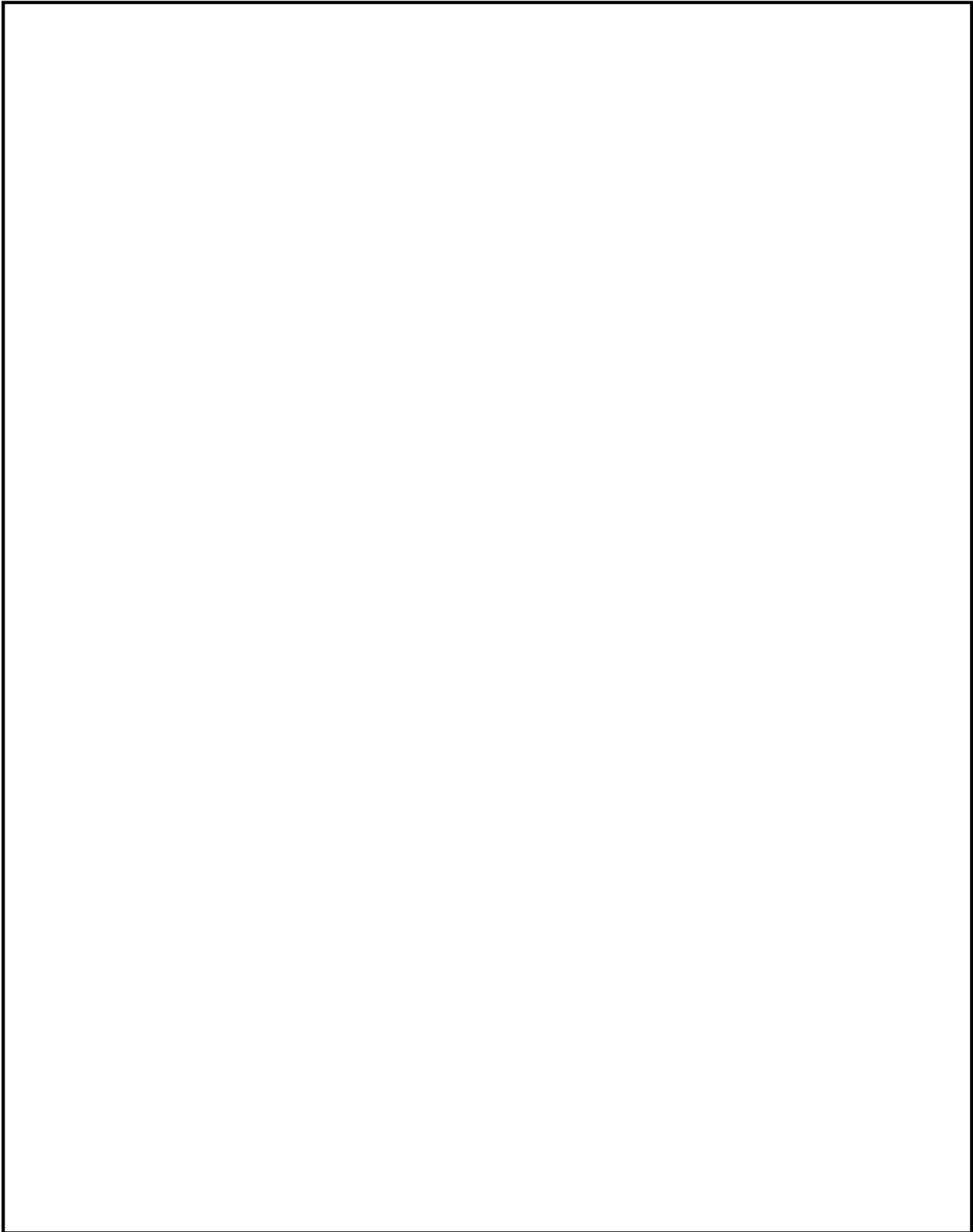


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



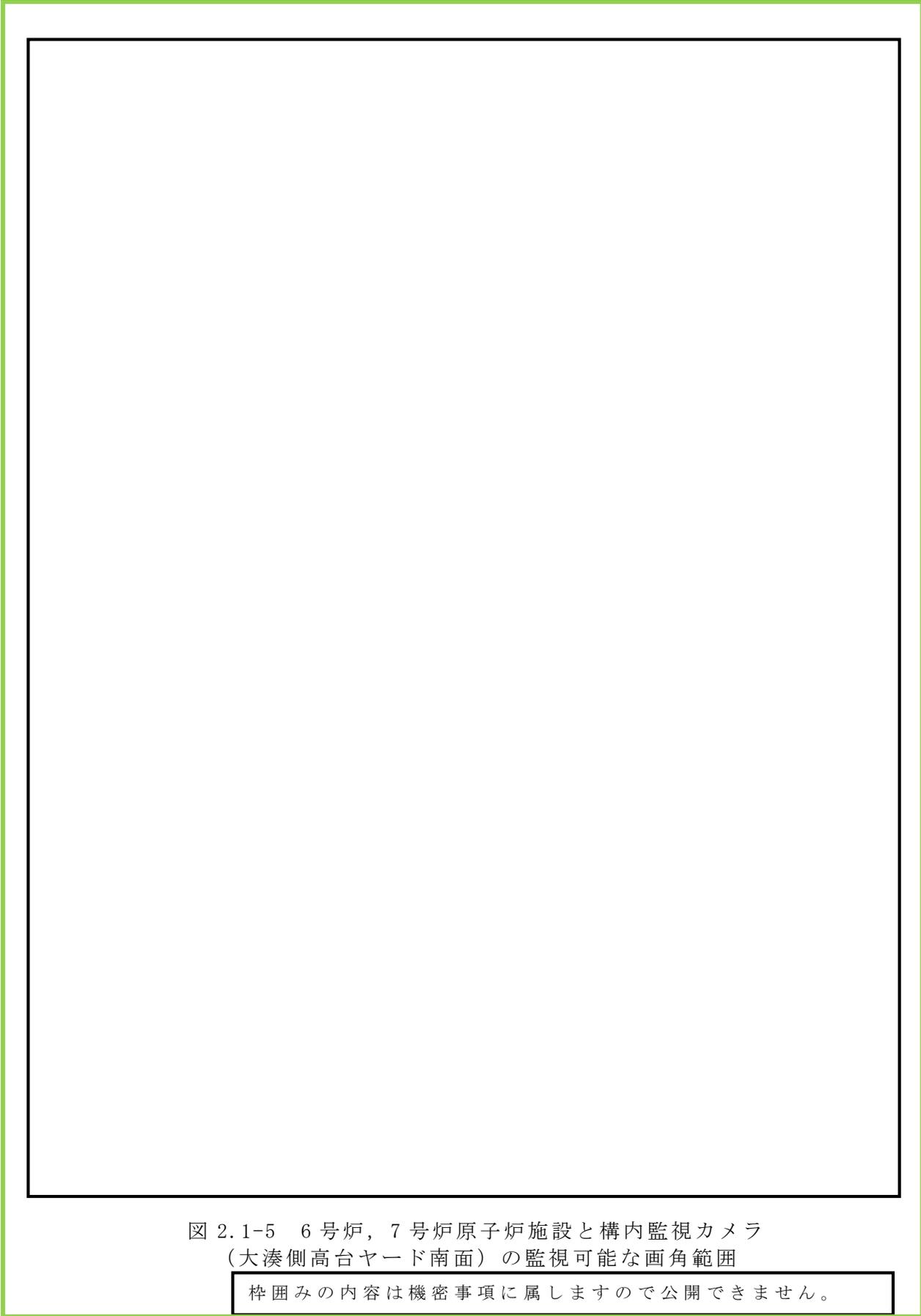


図 2.1-5 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(大湊側高台ヤード南面) の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

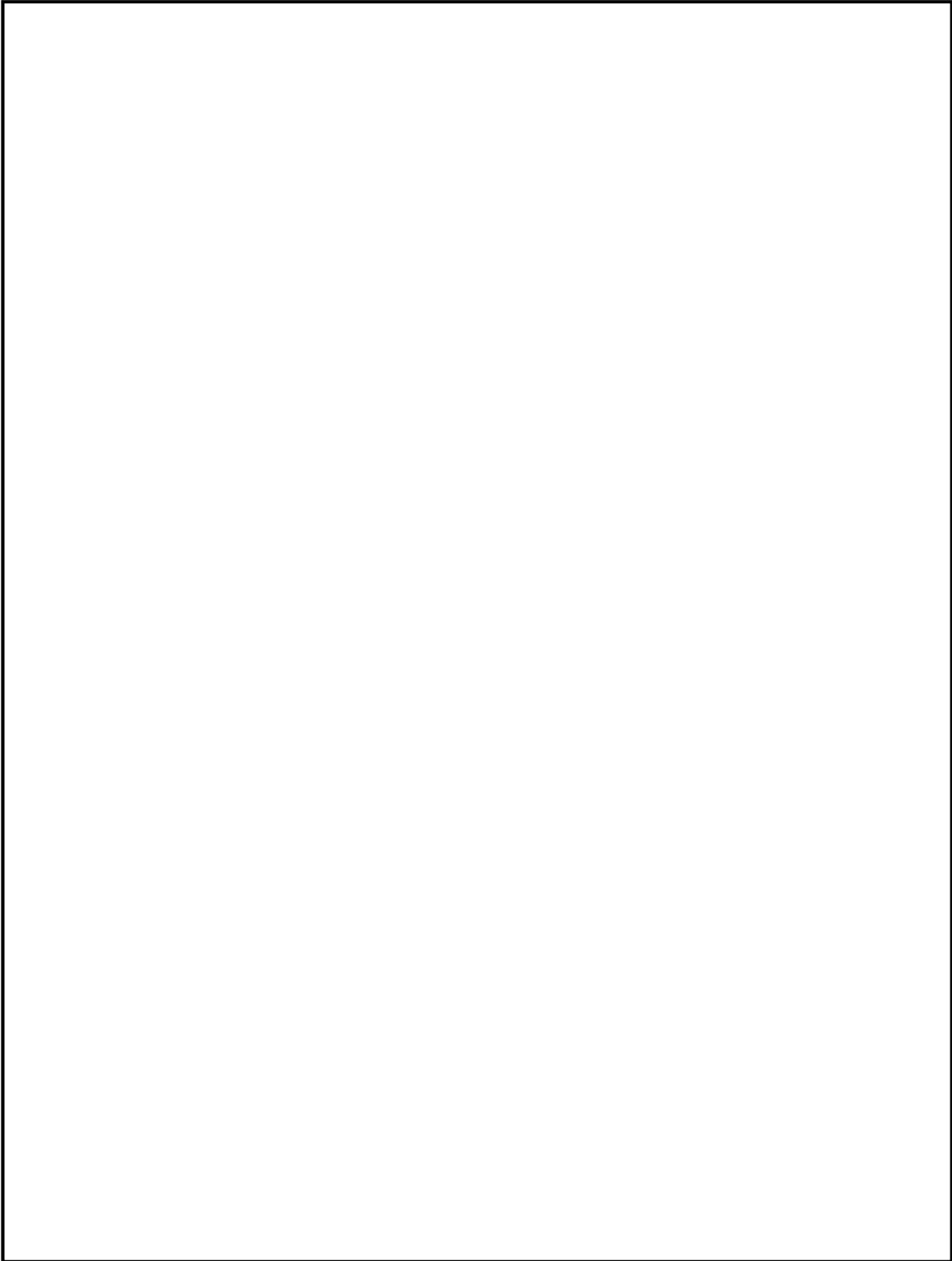


図 2.1-6 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉, 7号炉スクリーン海側) の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



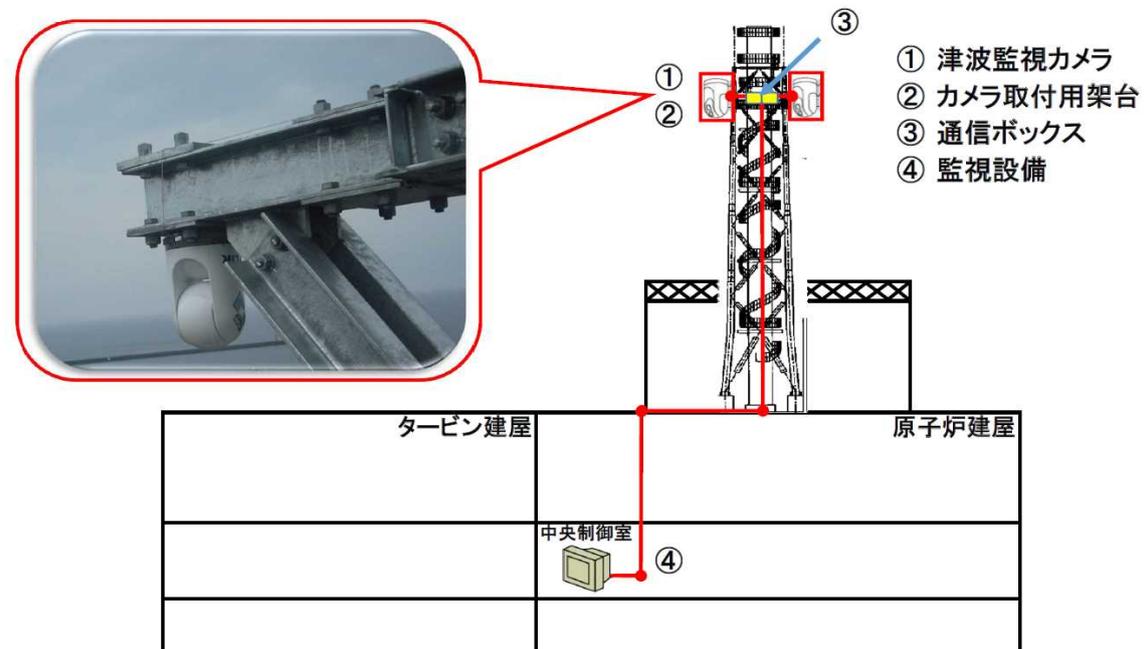


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図

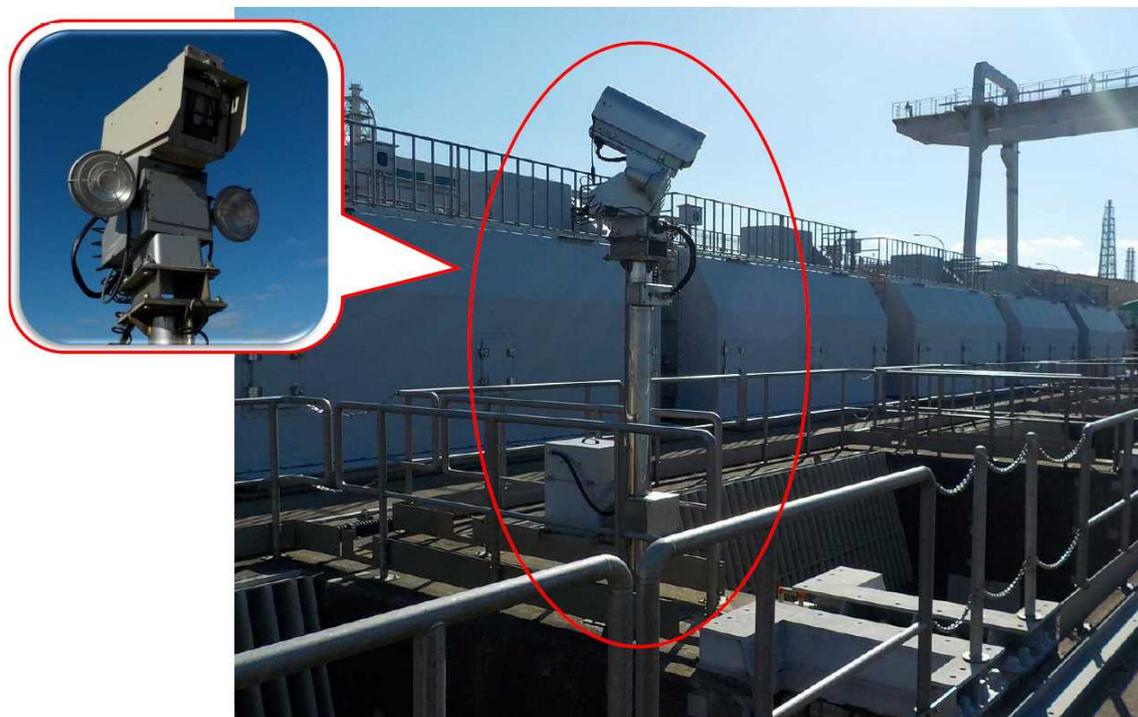


図 2.1-8 構内監視カメラ取り付け概要図

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図2.1-9及び図2.1-11に示す。

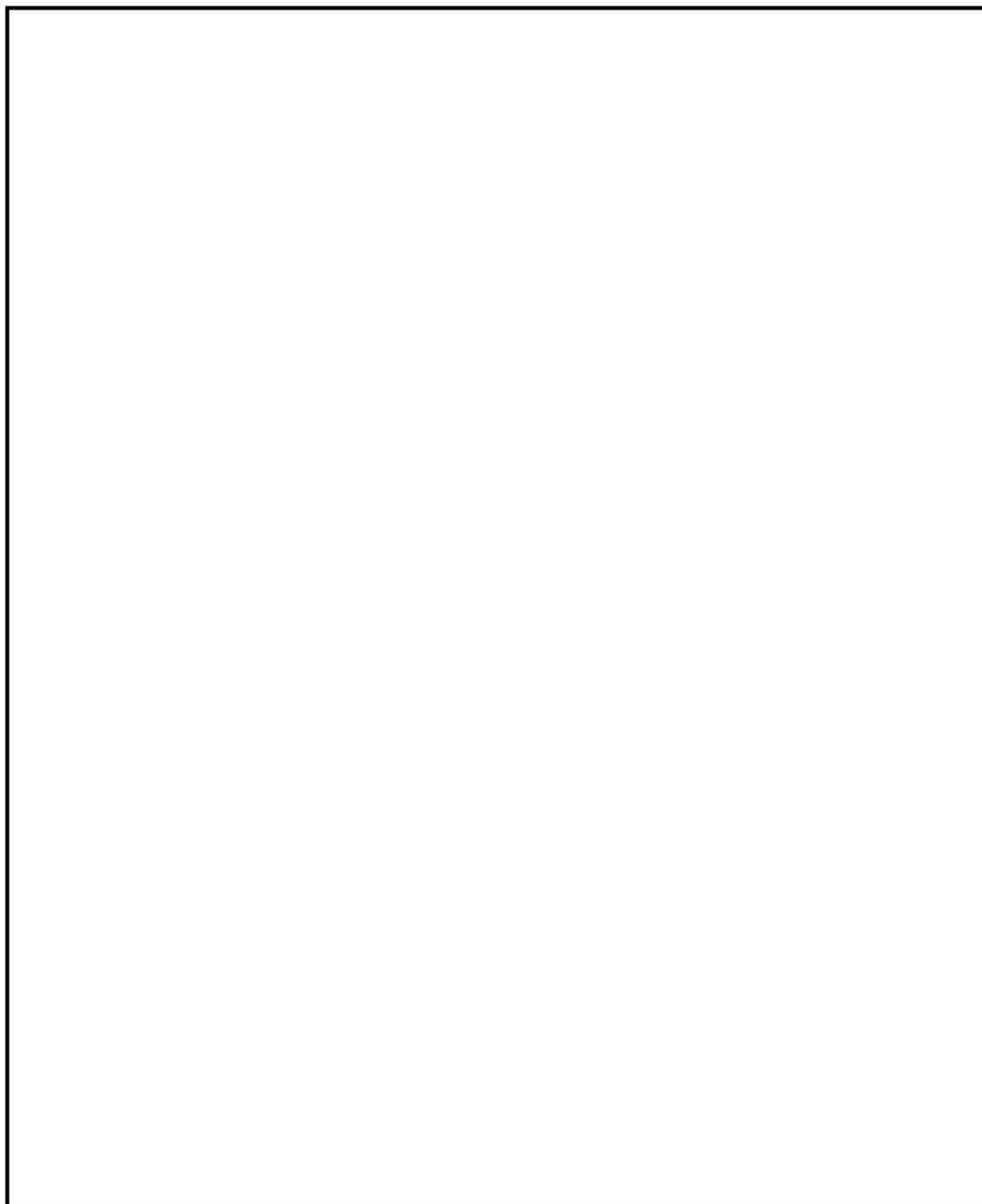
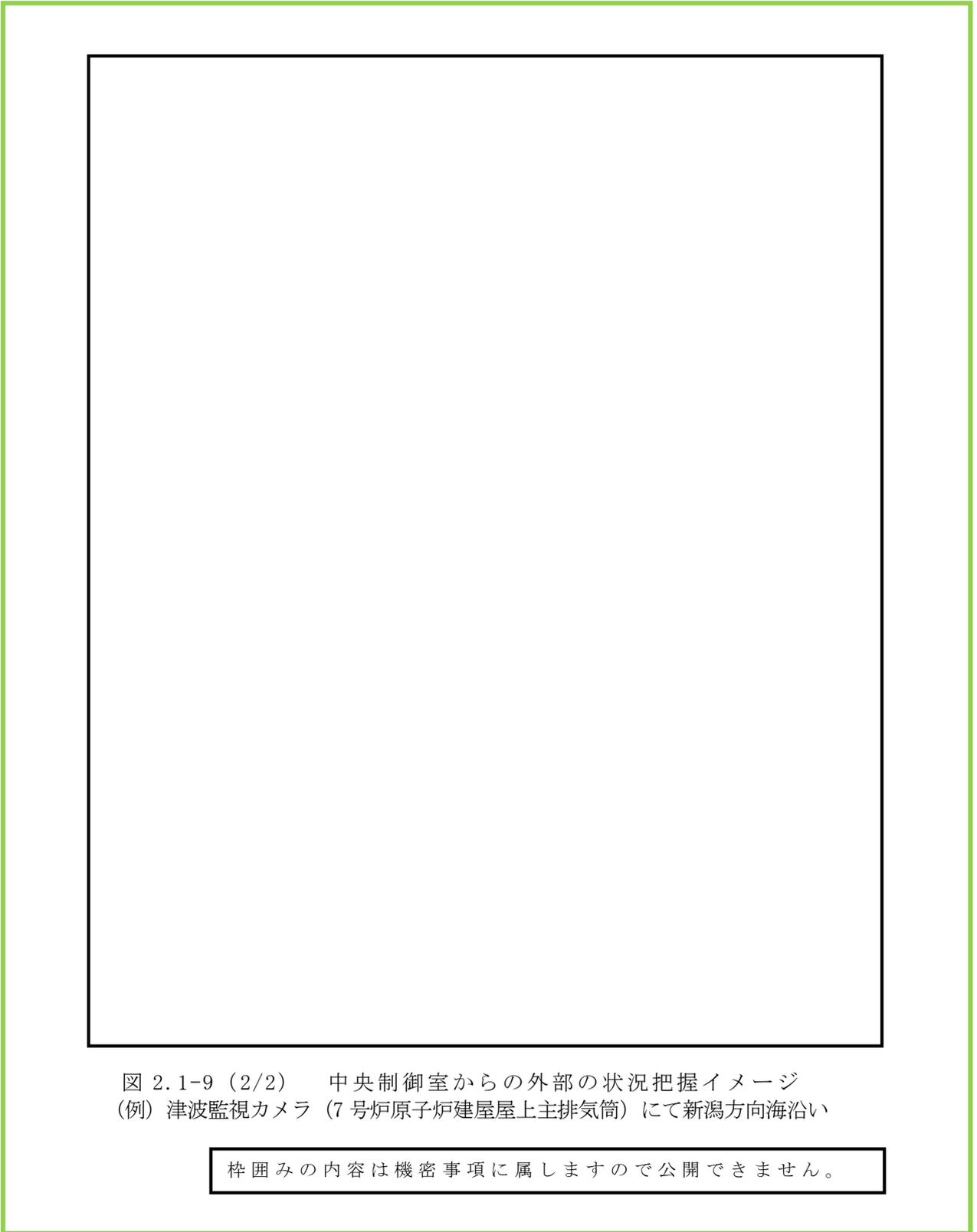


図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向海沿い

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲



 : D B 範囲

(補足)「図 2.1-9 (1/2) 及び (2/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ (例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向」の撮影方角は, 下記構内配置図 (図 2.1-10) のとおり。

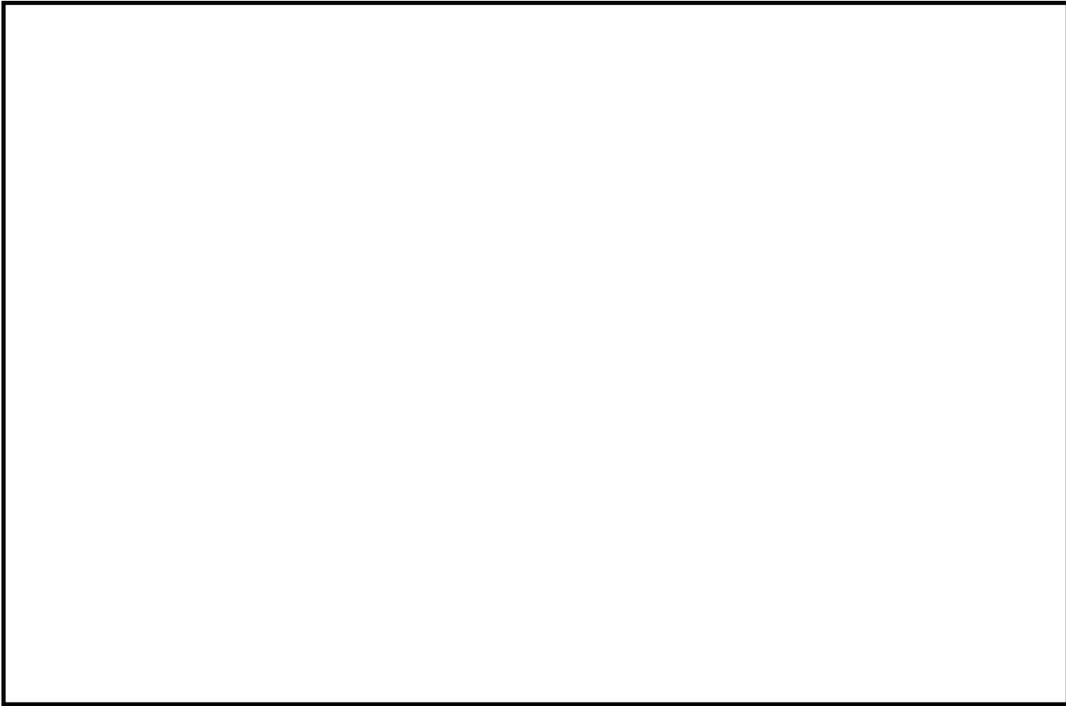


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲

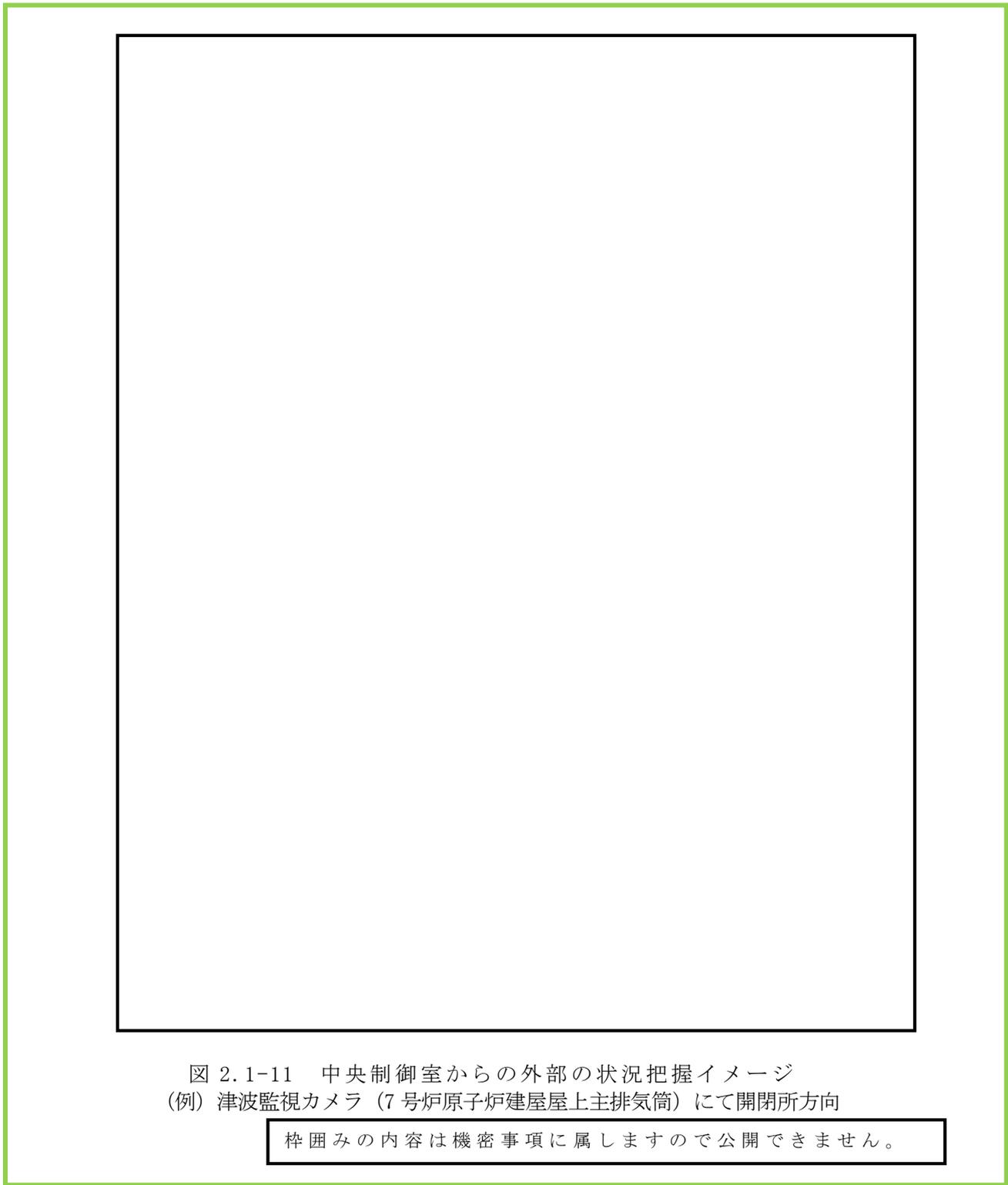


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲

(補足)「図2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ(例)津波監視カメラ(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)にて開閉所方向」の撮影方角は、下記構内配置図(図2.1-12)のとおり。



図2.1-12 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表2.1-3 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条選定事象 ^{*1}		地震	津波	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為			
地震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波				○	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
洪水					発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無。 ^{*2}
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	○				
凍結（低温）	○				設備周辺における凍結影響の有無
降水					発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り					豪雨や地下水の浸透, 地震に伴う地滑りや土砂崩れの有無や原子炉施設への影響の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象					海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響（取水口閉塞等）の有無
飛来物（航空機落下等）					飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無
森林, 近隣工場等の火災		○			火災状況, ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突					発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

(備考) *1 6条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

*2 柏崎刈羽原子力発電所周辺には氾濫・決壊により影響を及ぼすような河川・湖等はない。また発電所構内の淡水貯水池は基準地震動による地震力で崩壊するおそれはない。送水配管の一部破損を想定した際にも原子炉施設やアクセスへの影響はない。
 (9条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について」, 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についてのうち添付資料1.0.2可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて)



2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

自然現象等監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表2.1-4に示す。

表2.1-4 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧	85～110kPa (絶対圧)	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	-20.0～40.0℃	設計基準温度(低外気温)である-17.0℃が把握できる設計としている。
高温水 (海水温高)	0.0～50.0℃	設計基準温度(海水温高)の30.0℃が把握できる設計としている。
湿度	0～99.9%	—
雨量	0～110.0mm (1時間値)	敷地排水に係る設計降水量である101.3mm (1時間値)を把握できる設計とする。
風向 (標高 20m, 85m, 160m)	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 (標高 20m, 85m, 160m)	0～60.0m/s (20m) (10分間平均値) 0～30.0m/s (85m, 160m) (10分間平均値)	設計基準風速である標高20m(地上高10m)で40.1m/s(10分間平均値)を把握できるものとする。
取水槽水位	(6号炉) T.M.S.L. -6,500 ～1,500 (7号炉) T.M.S.L. -5,000 ～2,400	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び、非常用海水系ポンプの取水可能水位(6号炉 T.M.S.L. -5,240, 7号炉 T.M.S.L. -4,920)を把握可能な設計としている。 なお設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(表2.1-3)
空間線量率 (モニタリング・ポスト No.1～9)	10 ¹ ～10 ⁸ nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10 ⁸ nGy/h)を満足する設計とする。

: DB範囲

2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、6号炉及び7号炉中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を各号炉毎に1台配備している。

表2.2-1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	6号及び7号炉に各1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

 : D B 範囲
 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，乾電池内蔵型照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。

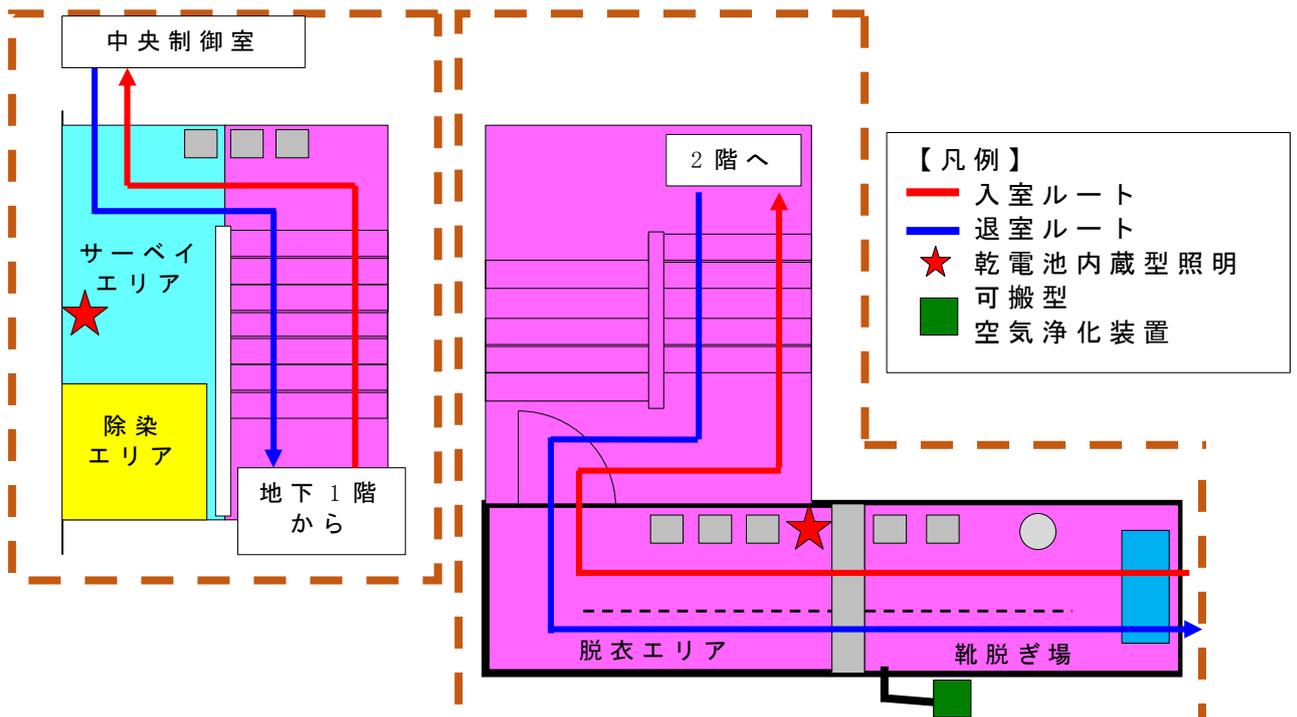


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

: S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、遮蔽設備及び陽圧化設備を備えた中央制御室及び中央制御室待避室を設置する。

中央制御室は、6号及び7号炉中央制御室換気空調系の隔離ダンパを閉操作し、中央制御室可搬型陽圧化空調機により、中央制御室換気空調系バウンダリに放射性物質を浄化した外気を供給することで、中央制御室換気空調系バウンダリ全体を陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は、空気ポンベ陽圧化設備により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。

中央制御室待避室は重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員を収容することに加え、重大事故等の事故シーケンスを組み合わせ場合においても関係する6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備している設計としている。(事故シーケンスの組み合わせについては、「3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性」に示す。)

また、中央制御室待避室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、データ表示装置、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備の系統概要を図 2.4-1 に、陽圧化バウンダリを図 2.4-2 に示す。なお6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア(コントロール建屋 2F TMSL 17,300)と下部中央制御室エリア(コントロール建屋 1F TMSL 12,300)

とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としており、上部中央制御室・下部中央制御室一体となった中央制御室陽圧化パウ
ンダリを構成する。

 : S A 範囲

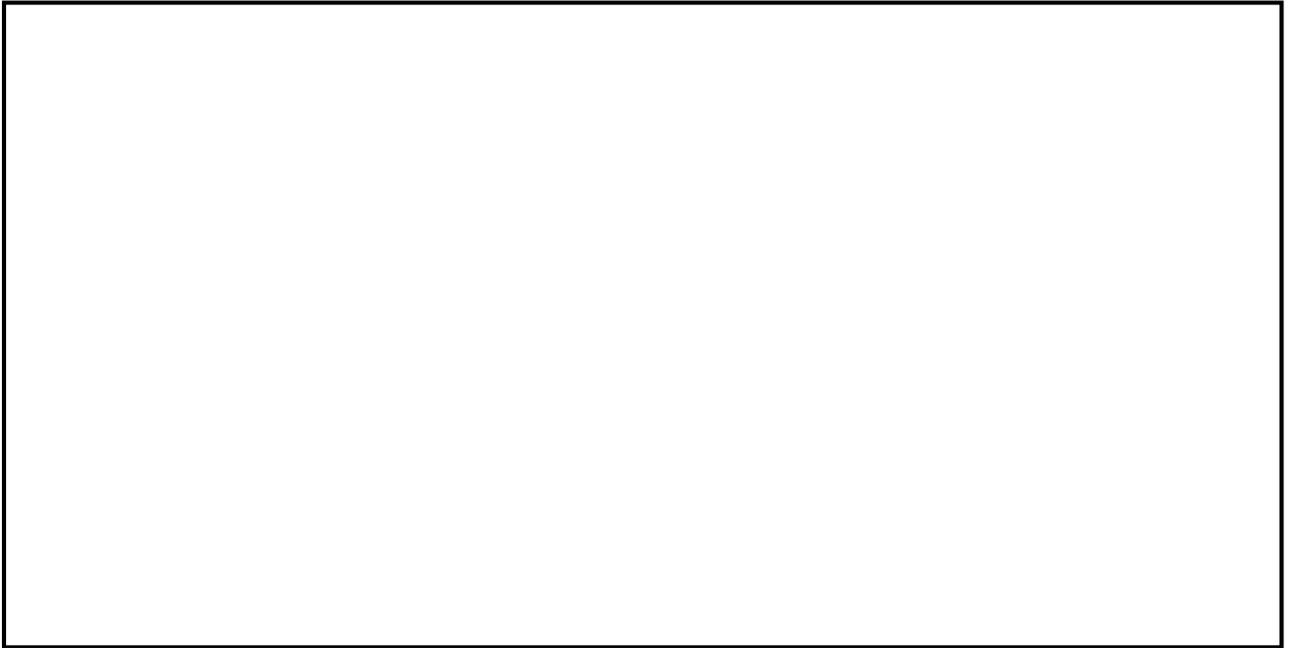


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

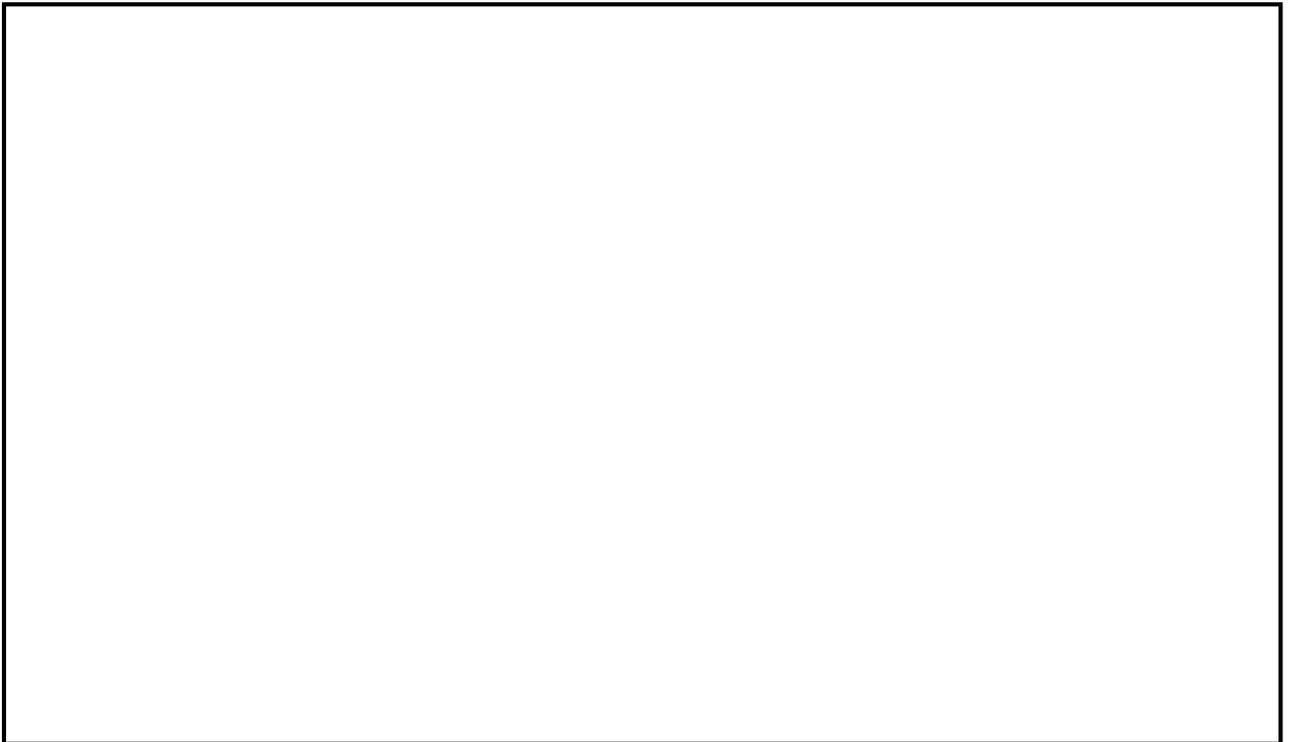


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-17℃と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 \\ &\approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

このため、陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。

また、中央制御室は隣接区画からのインリークを防止し、中央制御室待避室は中央制御室及び隣接区画からのインリークを防止する設計とし、中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧は図 2.4-3 のように、中央制御室を 20Pa 以上 40Pa 未満、中央制御室待避室を 60Pa 以上とする。

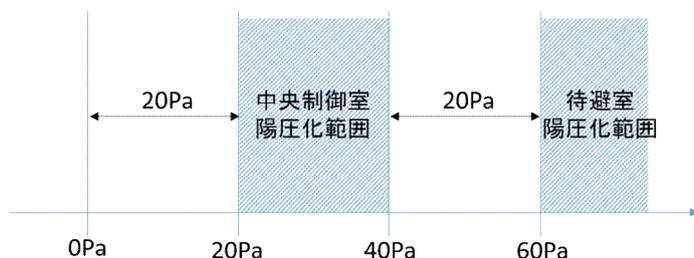


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

 : S A 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等発生時には外気取り入れのための隔離ダンパを全閉とし、中央制御室可搬型陽圧化空調機により希ガス以外の放射性物質をろ過した空気にて中央制御室バウンダリ全体を陽圧化することで、重大事故等発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。中央制御室陽圧化バウンダリの出入口には二重扉構造の均圧室を設け、出入りに伴う中央制御室内への放射性物質の侵入を防止する。

重大事故等発生時の中央制御室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図 2.4-4 に示す。

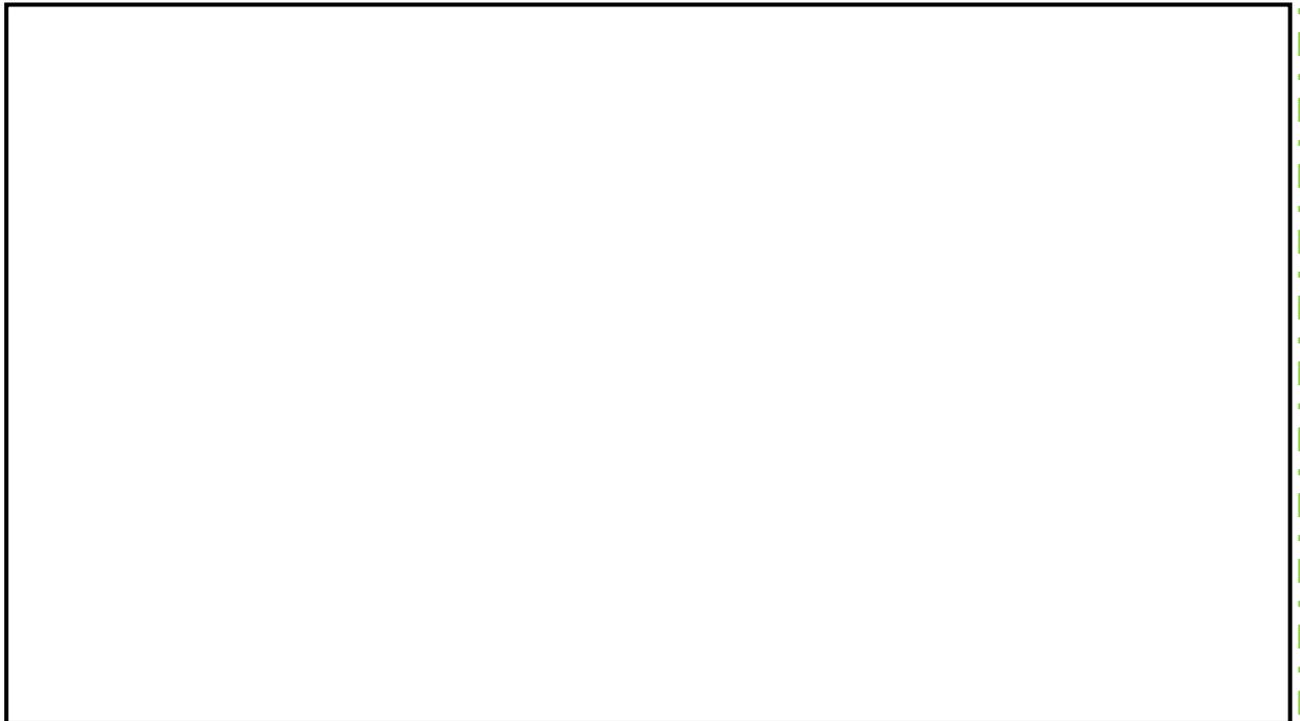


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（空気ポンベ陽圧化設備）
系統概要図
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図2.4-5に中央制御室遮蔽位置を、また図2.4-6に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



図 2.4-5 中央制御室遮蔽の概要 (NS 断面)

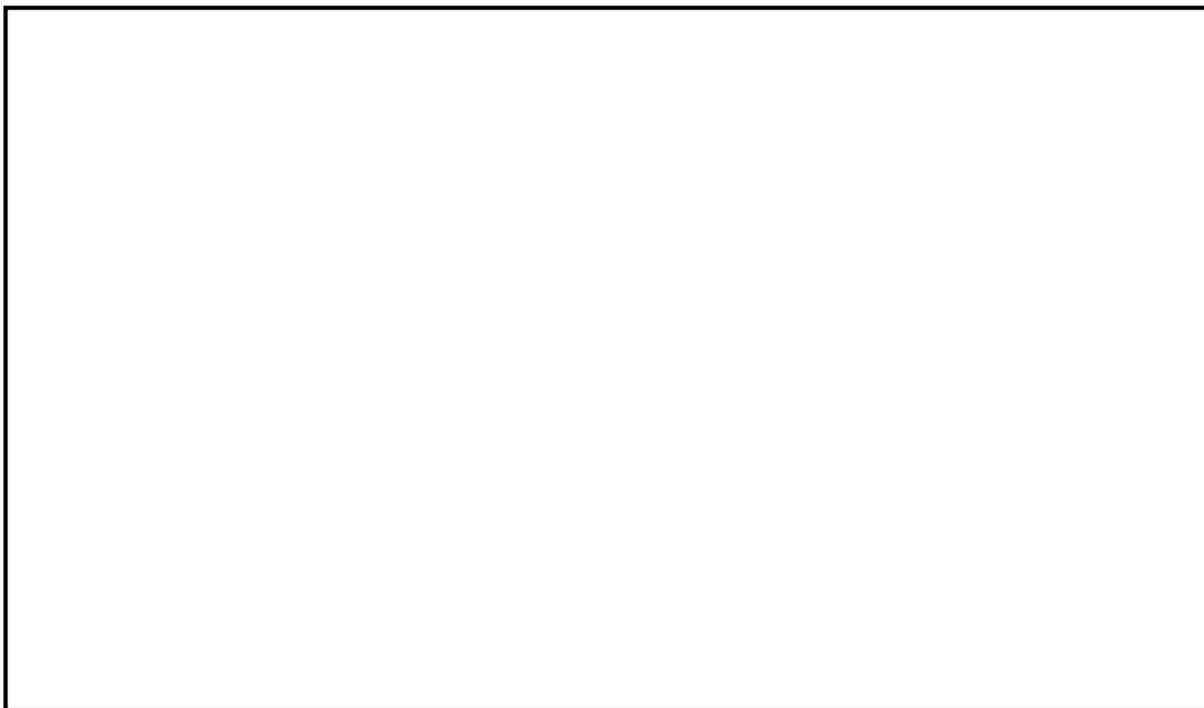


図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

: S A 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 可搬型陽圧化空調機

a. 設計風量

可搬型陽圧化空調機の設計風量は、中央制御室を陽圧化する必要風量とし、JIS A 2201に基づく気密性能試験から測定し決定した。

試験結果を図 2.4-7 に示す。3回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量は [] 未満となる。

よって、設計風量は上記風量に設計裕度をもった 4,500~6,000m³/h（6号炉側から 2,250~3,000m³/h、7号炉側から 2,250~3,000m³/h）とする。

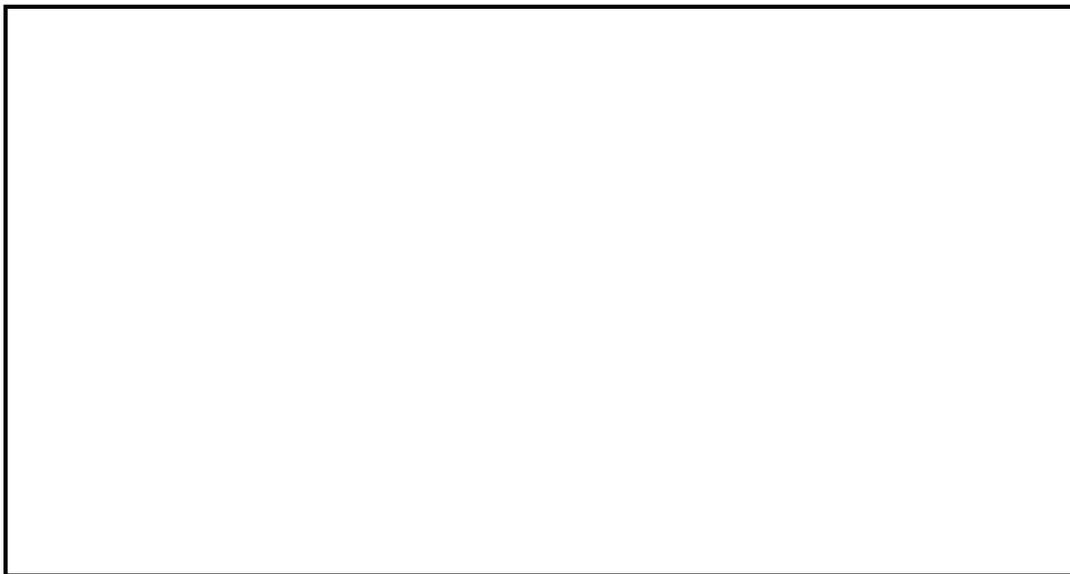


図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

上記設計風量を満足する、可搬型陽圧化空調機の定格風量及び設置台数、場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 可搬型陽圧化空調機の仕様、及び台数

項目	仕様等
定格風量及び 設置台数	1,500 m ³ /Hr/台×4台（予備2台） （6号及び7号炉共用）
設置場所	コントロール建屋地上1階 6号炉側及び7号炉側

b. 可搬型陽圧化空調機のフィルタ性能

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-2 に示す。活性炭フィルタは乾燥剤を封入した密閉容器に保管することで、通常時の捕集性能劣化を防止する。

表 2.4-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	総合除去効率 (%)
高性能フィルタ	99.9 (0.3 μ mPAO 粒子)
活性炭フィルタ	99.9 (相対湿度 85% 以下)

c. 機器構成

可搬型陽圧化空調機の機器概要図を図 2.4-8 に、可搬型陽圧化空調機の設置及び保管エリアを図 2.4-9 に示す。可搬型陽圧化空調機はプロワ及び中性能フィルタ、高性能フィルタ、活性炭フィルタから構成し、6号炉及び7号炉中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化する。

 : S A 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

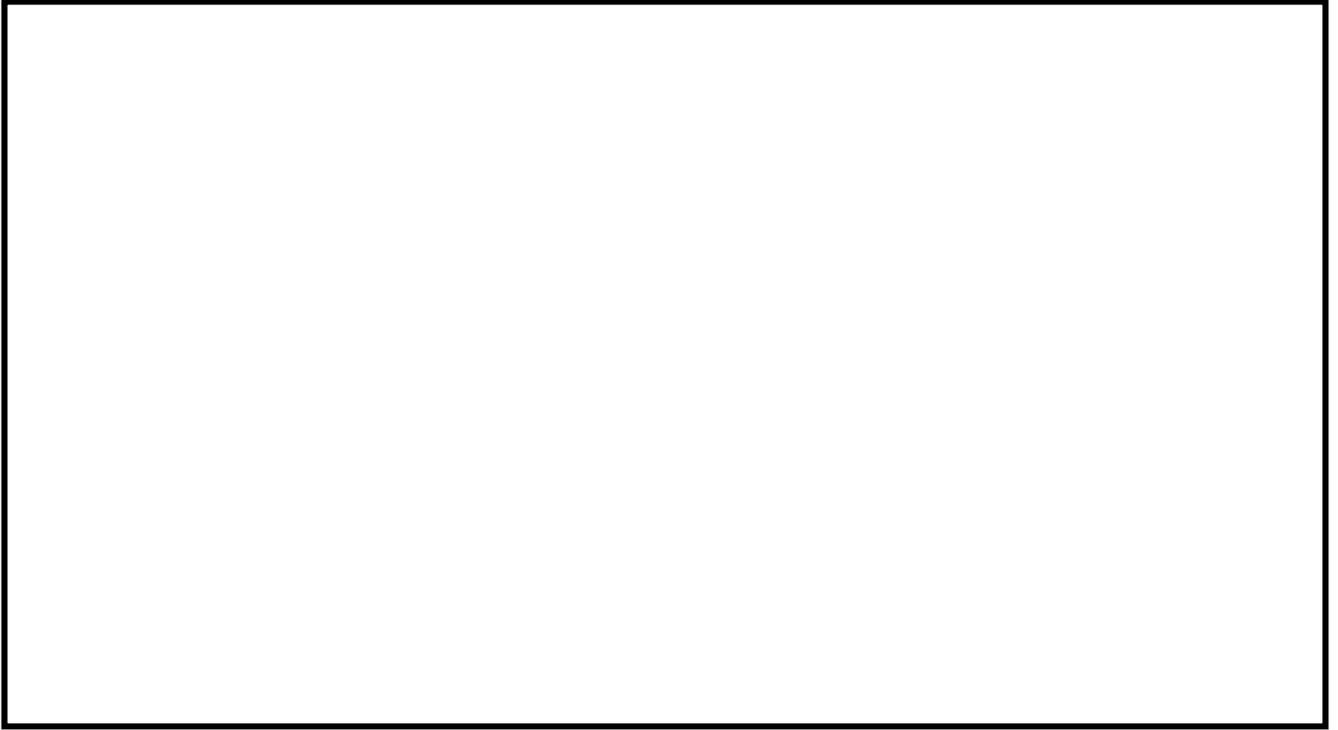


図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図

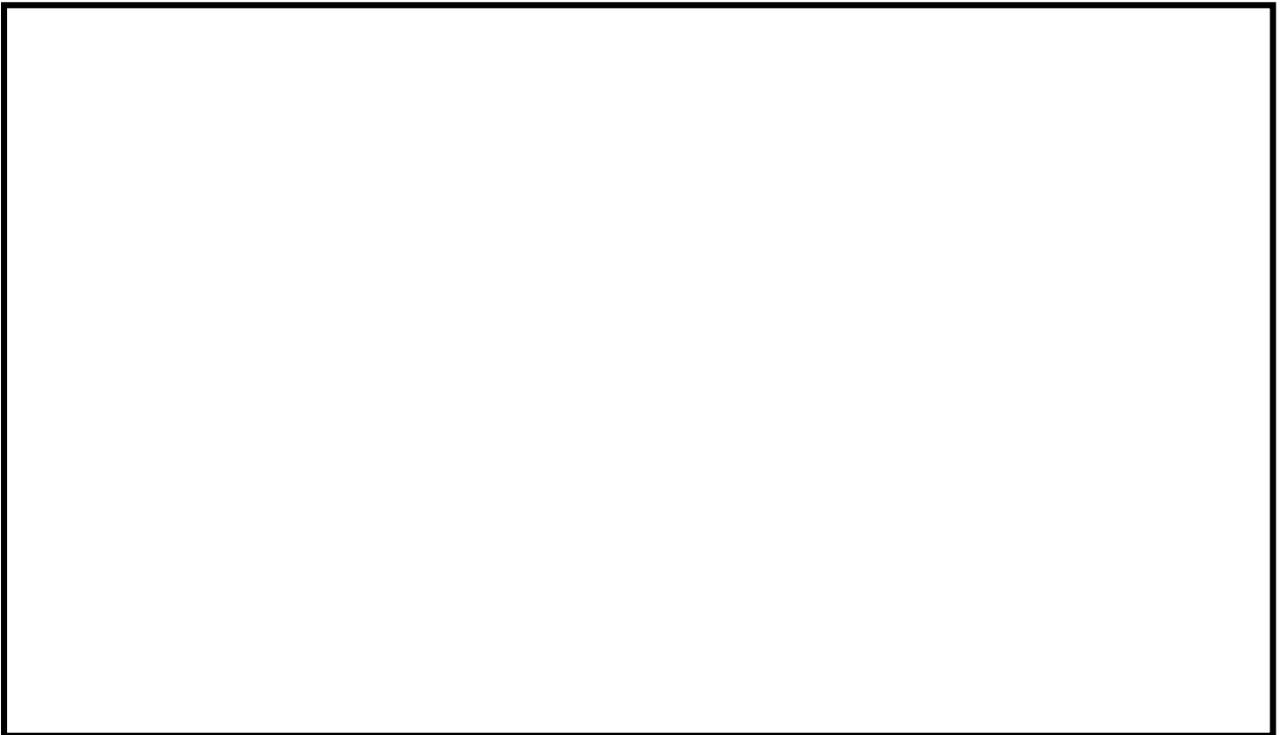


図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

: S A 範囲

6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア（コントロール建屋 2F TMSL 17,300）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F TMSL 12,300）とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としている。そのため6号炉及び7号炉中央制御室それぞれにフィルタにより浄化された空気を供給することで、上部中央制御室エリア、下部中央制御室エリアの中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化することができる設計とする。

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系隔離ダンパ

重大事故等発生時において、中央制御室を陽圧化するために閉操作する中央制御室換気空調系隔離ダンパの系統概要図を図 2.4-10 に示す。操作対象の隔離ダンパは、6号炉及び7号炉各々に給気側4弁、排気側2弁の合計12弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動でダンパ閉操作可能な構造となっている。

中央制御室換気空調系隔離ダンパの配置図を図 2.4-11 (7号炉)、図 2.4-12 (6号炉) に示す。隔離ダンパ閉操作は、中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はなく、隔離ダンパ閉操作もハンドルを閉側に回す作業のみであり、各号炉運転員2名により30分程度で実施可能な見込みである。



図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

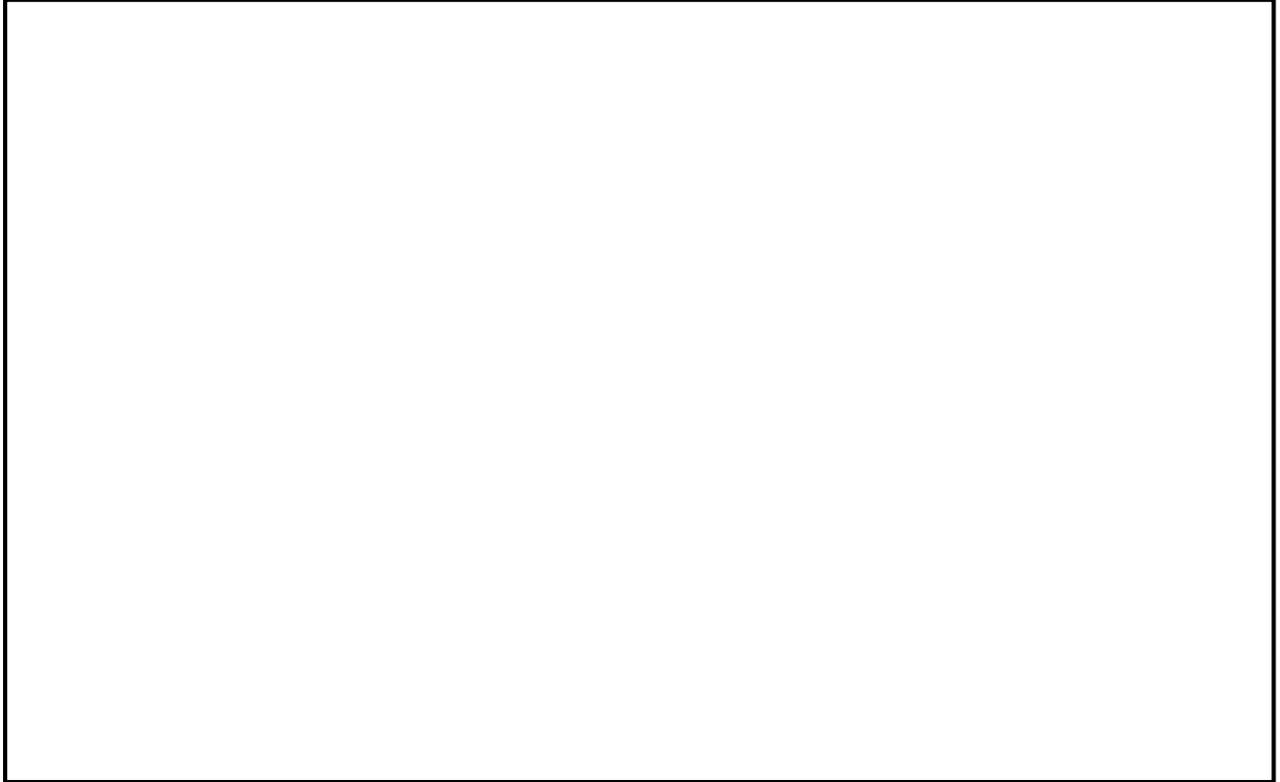


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（7号炉）

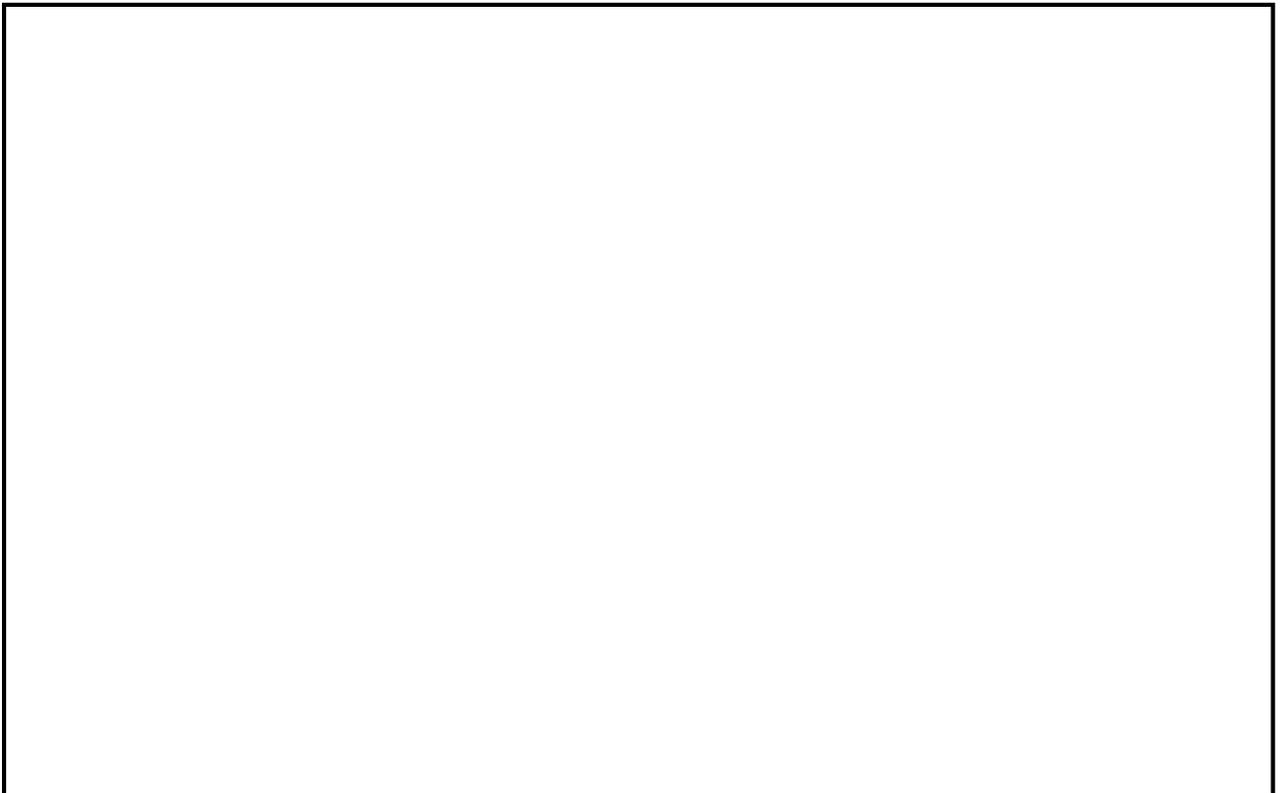


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（6号炉）

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室はコンクリート壁又は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、空気ポンベ陽圧化設備により中央制御室待避室を陽圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。空気ポンベ陽圧化設備には、設計拡張設備（自主的安全対策設備）として、屋外から可搬型のカードル式空気ポンベユニットを接続することで、空気ポンベ容量を追加可能な設計とする。

重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンベ陽圧化設備により陽圧化するとともに、中央制御室を可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、中央制御室の遮蔽内への希ガスを除く放射性物質を低減し、待避室での滞在中に中央制御室内に取り込んだ放射性物質のからの直接線影響の低減、及び待避室から中央制御室へ出る場合において、マスクを着用しなくても放射性物質の体内への取込みを低減可能な設計とする。

ここで、陽圧化の差圧は、中央制御室とコントロール建屋、中央制御室待避室とコントロール建屋の差圧を差圧計により、2.4.2項に示す陽圧化設計圧力値を監視することとし、コントロール建屋／中央制御室／中央制御室待避室の差圧は均圧室の扉閉により確保する。

なお、中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図2.4-13に、カードル式空気ポンベユニットの配置図を図2.4-14に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

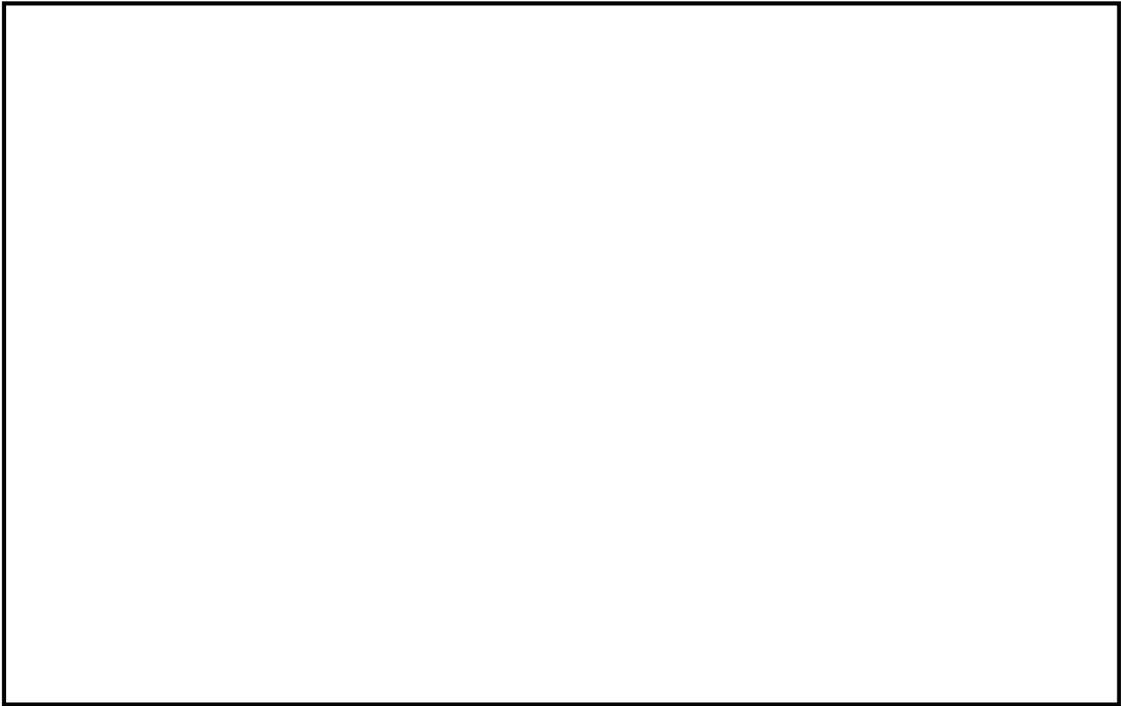


図 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図
(重大事故発生時，プルーム通過中)

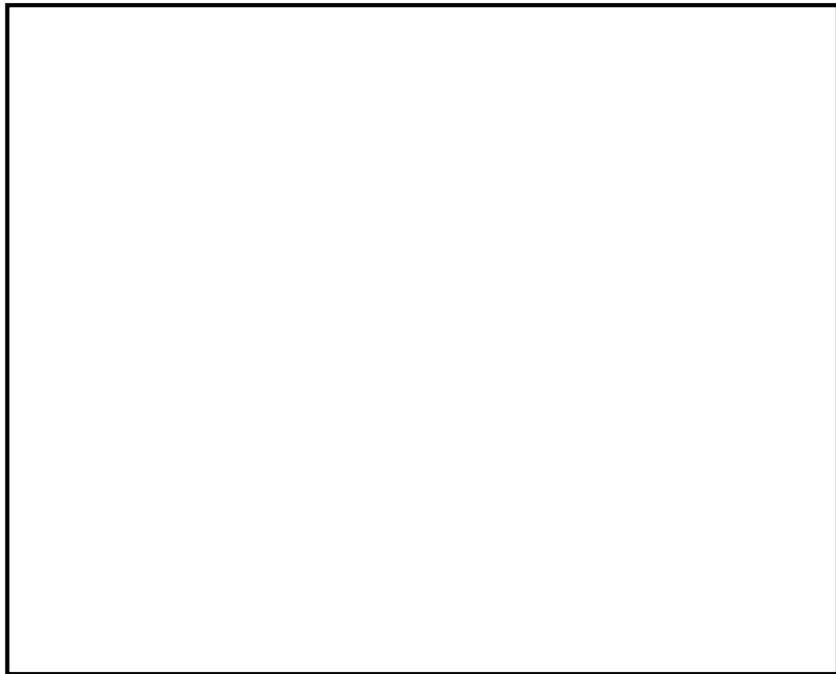


図 2.4-14 カードル式空気ポンプユニット配置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。

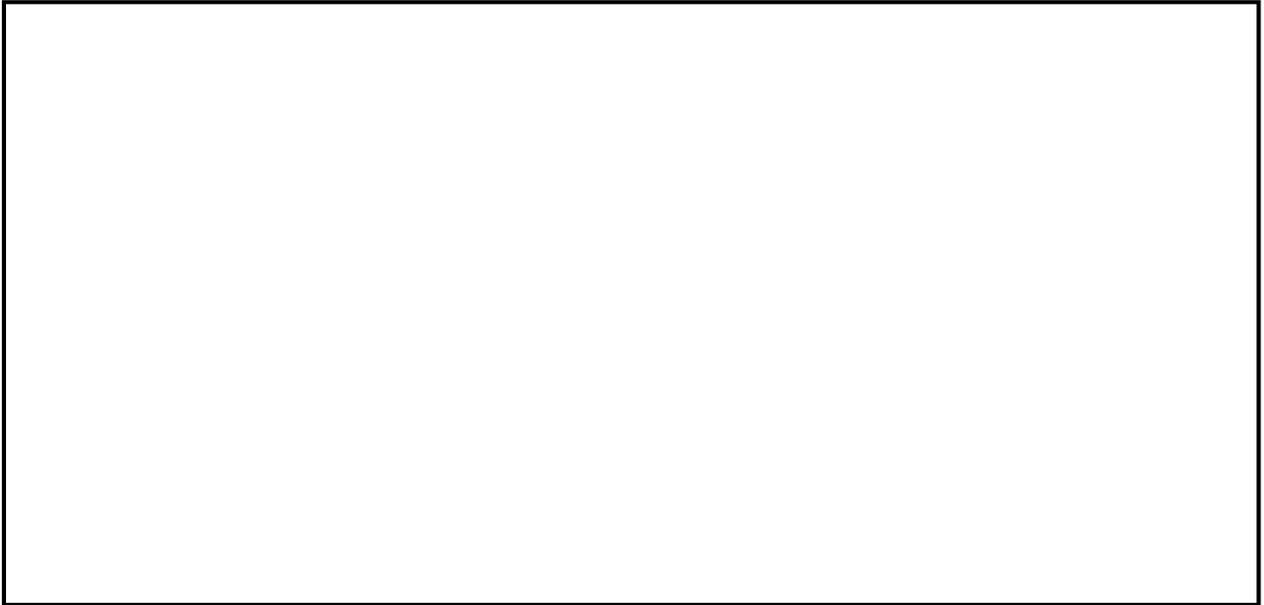


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート300mm、若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛壁（一部、可搬遮蔽装置）、若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図2.4-14に示すとおり。

(4) 空気ポンベ陽圧化設備

a. 系統構成

中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要図を図2.4-16に示す。

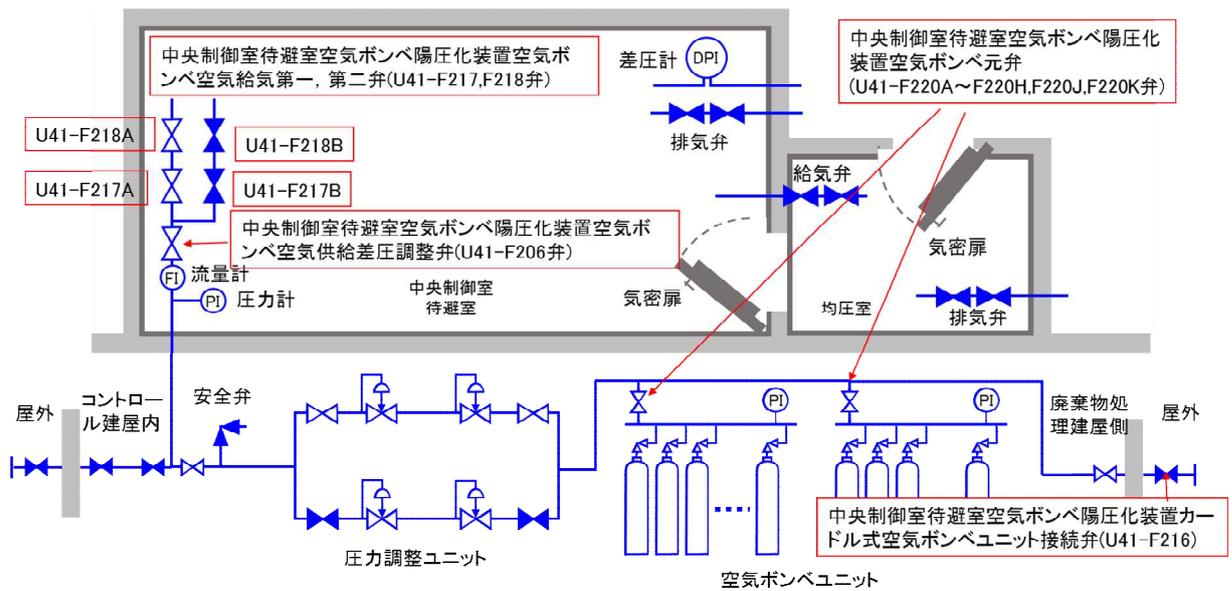


図2.4-16 空気ポンベ陽圧化設備 系統概要図

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度：C₀=0.039%（標準大気の一酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量：Q₁=100×M×n / (C-C₀) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039)$$

$$= 95.45$$

$$\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度：b=18%（労働安全衛生規則）
- ・ 成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量：Q₁=c×(a-d)×n/(a-b) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \\ &\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の95.5m³/hとする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を10時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の95.5m³/h及びポンベ供給可能空気量5.50m³/本から下記の通り174本となる。なお、中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ポンベ本数が10時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ ポンベ内容積：46.7L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ ポンベ供給可能空気量：5.50m³/本（at -4℃）

以上より、必要ポンベ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} &95.5 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ &= 173.7 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図2.4-17に示す。空気ポンベは、コントロール建屋1階及び廃棄物処理建屋1階に配置し、コントロール建屋2階の中央制御室待避室に空気を供給する。



図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

e. カードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）

運転員の更なる被ばく線量低減として、空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とするため、空気ポンベカードル車を配備することで、外部から空気ポンベを接続可能な設計とする。

カードル式空気ポンベユニットの概念図を図 2.4-18 に示す。カードル式空気ポンベユニットは、重大事故等発生時において屋外の接続口に高圧ホースを介して接続することで、コントロール建屋内から常設の空気ポンベ陽圧化設備側との切り替え操作が可能な設計とする。

なお、カードル式空気ポンベユニットの空気ポンベは、常設の空気ポンベ陽圧化設備の空気ポンベと同等の 174 本以上の容量を確保可能な設計とする。ポンベユニット必要空気量，必要供給量については，前出 2.4.4(4) b. ならびに c. の通り。



図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(5) 中央制御室換気空調系の運転状態比較

中央制御室の換気空調系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下の通りとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2) に示す。

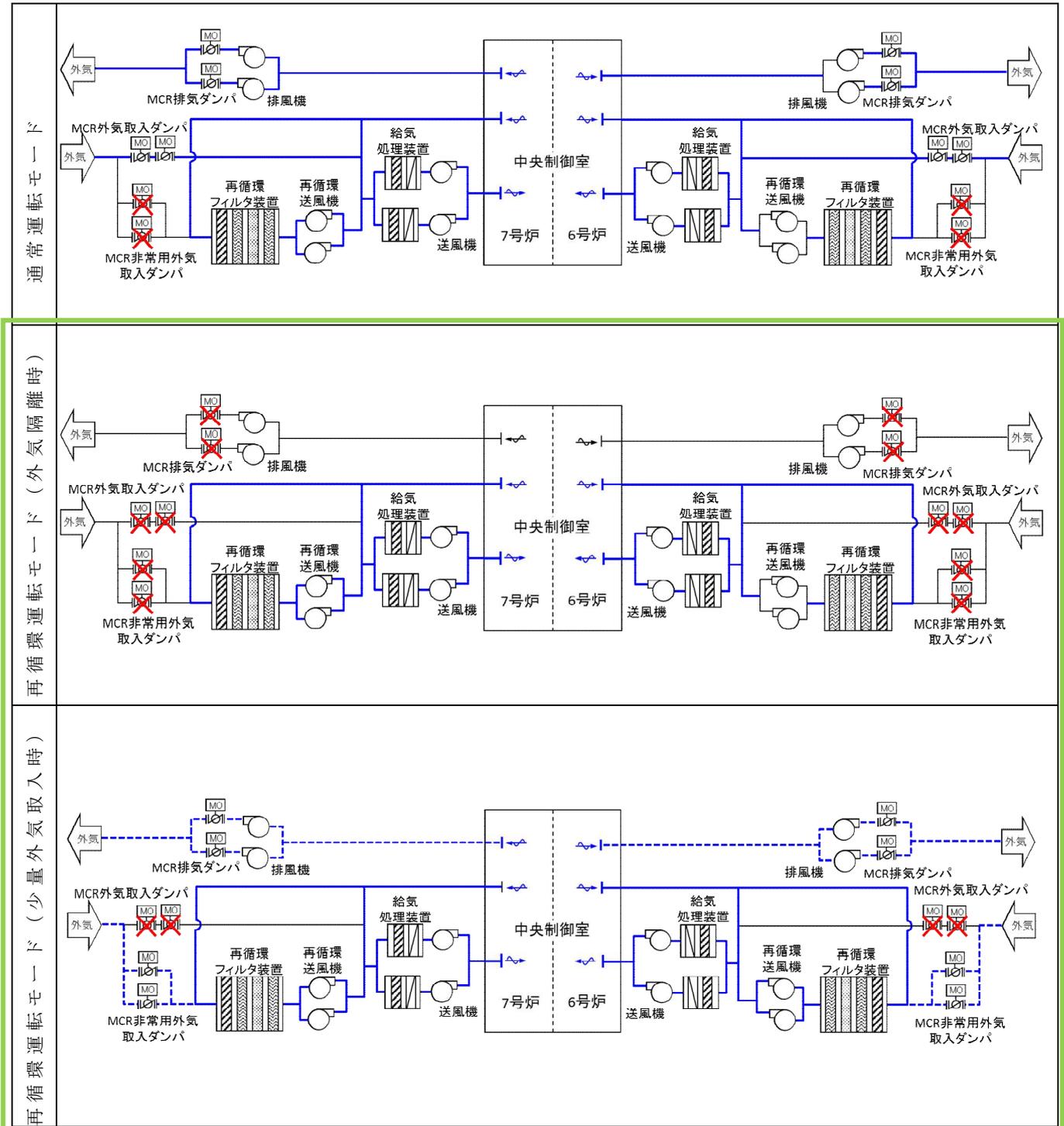


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）に示す。

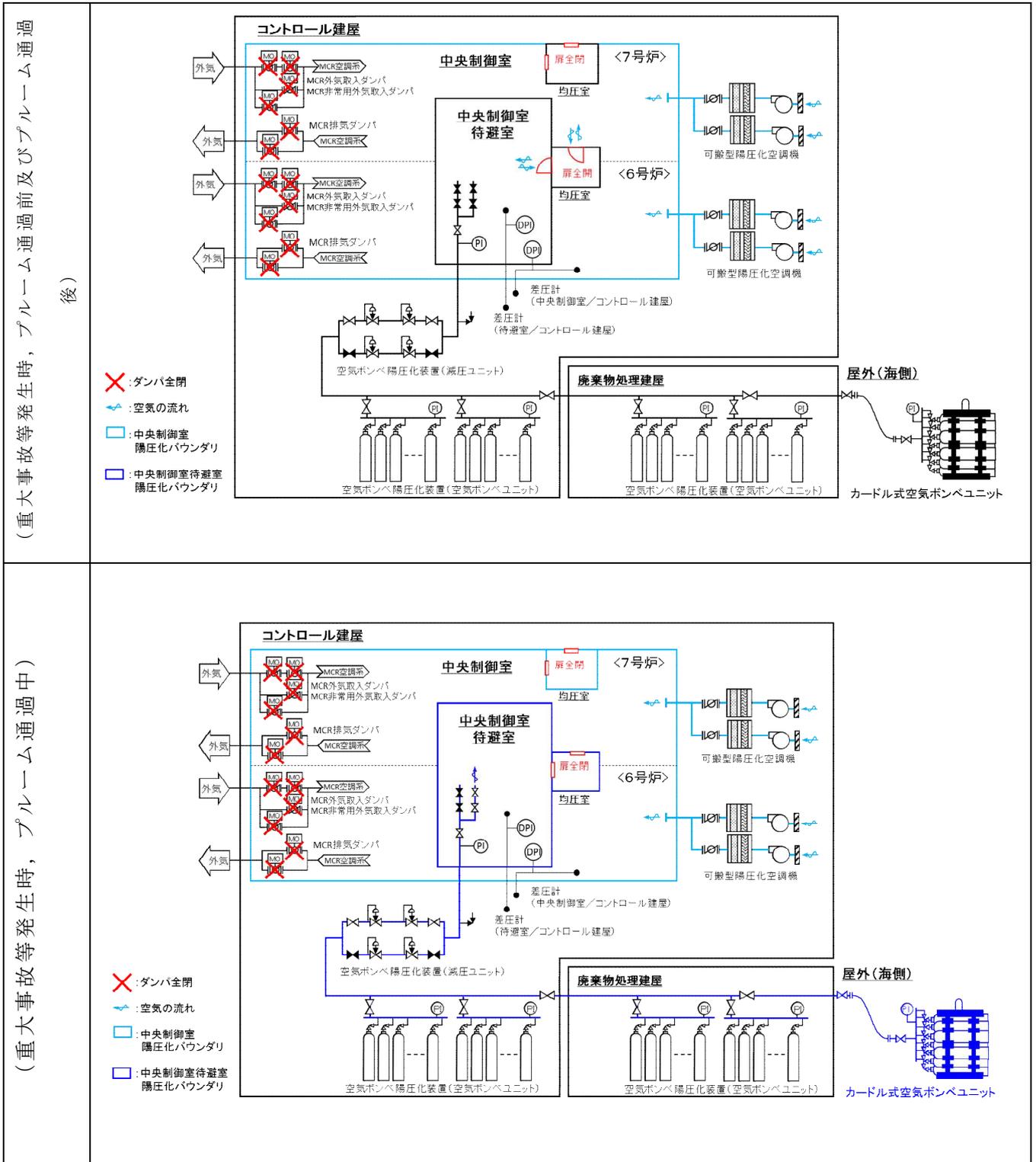


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には，運転員が格納容器圧力逃がし装置作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，水素爆発による原子炉格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置を設置する設計とする。データ表示装置は6号及び7号炉用に1台ずつ設置する。

なお，データ表示装置は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置で確認できる主なパラメータを表 2.4-3，データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また，中央制御室待避室において，運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう，中央制御室待避室には，無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）を設置する設計とする。無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は，6号及び7号炉用に各々1台ずつ設置する。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表2.4-3 データ表示装置で確認できる主なパラメータ
(6号及び7号炉共通)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高压代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)
	復水貯蔵槽水位
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高压母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度, 酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・チェンバ・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、格納容器圧力逃し装置作動時において運転員がとどまれるようにするため、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有するものを、可搬型蓄電池内蔵型照明を1台、乾電池内蔵型照明を2台配備する。表2.4-4に中央制御室待避室に配備している可搬型照明を示す。

表 2.4-4 中央制御室待避室に配備する可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> 定格電圧：交流100V 点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	中央制御室待避室2台 (故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としては中央制御室の予備3台と共用する。)	電源：乾電池(単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)

 : S A 範囲

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計を示す。

表2.4-5 中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

可搬型エリアモニタは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-6に中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表2.4-6 中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕様等	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	0.001～99.99mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約120時間 （バッテリー切れの場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （予備1台）

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（図 2.5-1 に示す空調及び図 2.5-2 に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、図 2.5-3 に示すとおり代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機、以下単にガスタービン発電機）からの給電を可能としている。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、冷却材喪失時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失（以下、大 LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失）に対して、表 2.5-1 に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無電源で点灯する蓄電池内蔵型照明を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後 70 分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電する可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保する。

また、運転員のシミュレーション訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、直流非常灯下で対応操作ができることを確認しているとともに、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタンタイプ LED ライト、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

空調については、ガスタービン発電機が起動するまでの間は、起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機の設置時間を考慮し、全交流動力電源喪失発生後、12 時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていることを確認している。（可搬空調機の起動時間については 12 時間から 3 時間へ短縮予定。）

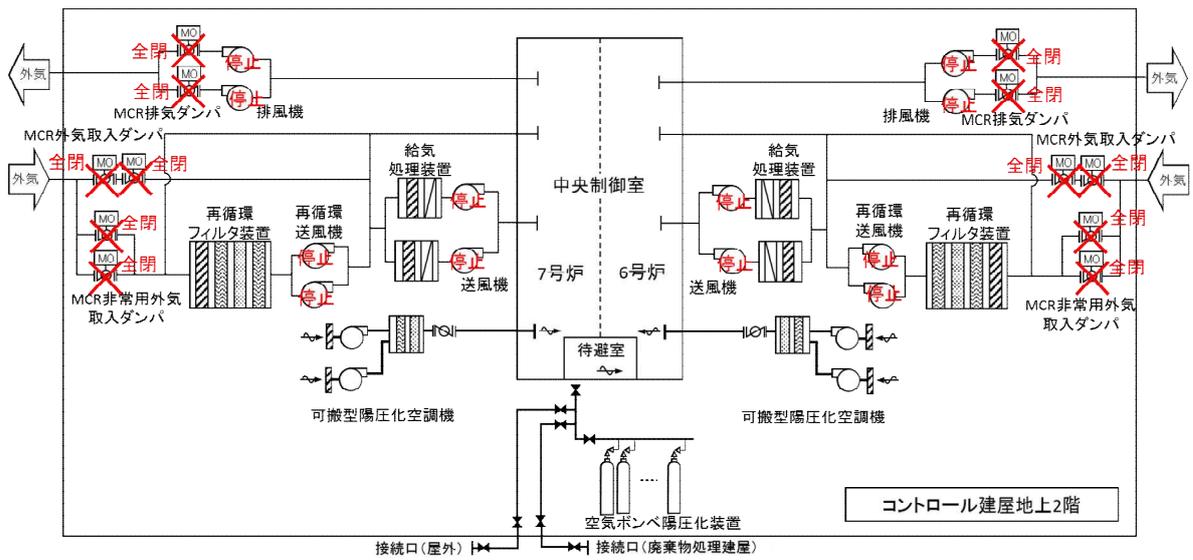


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）

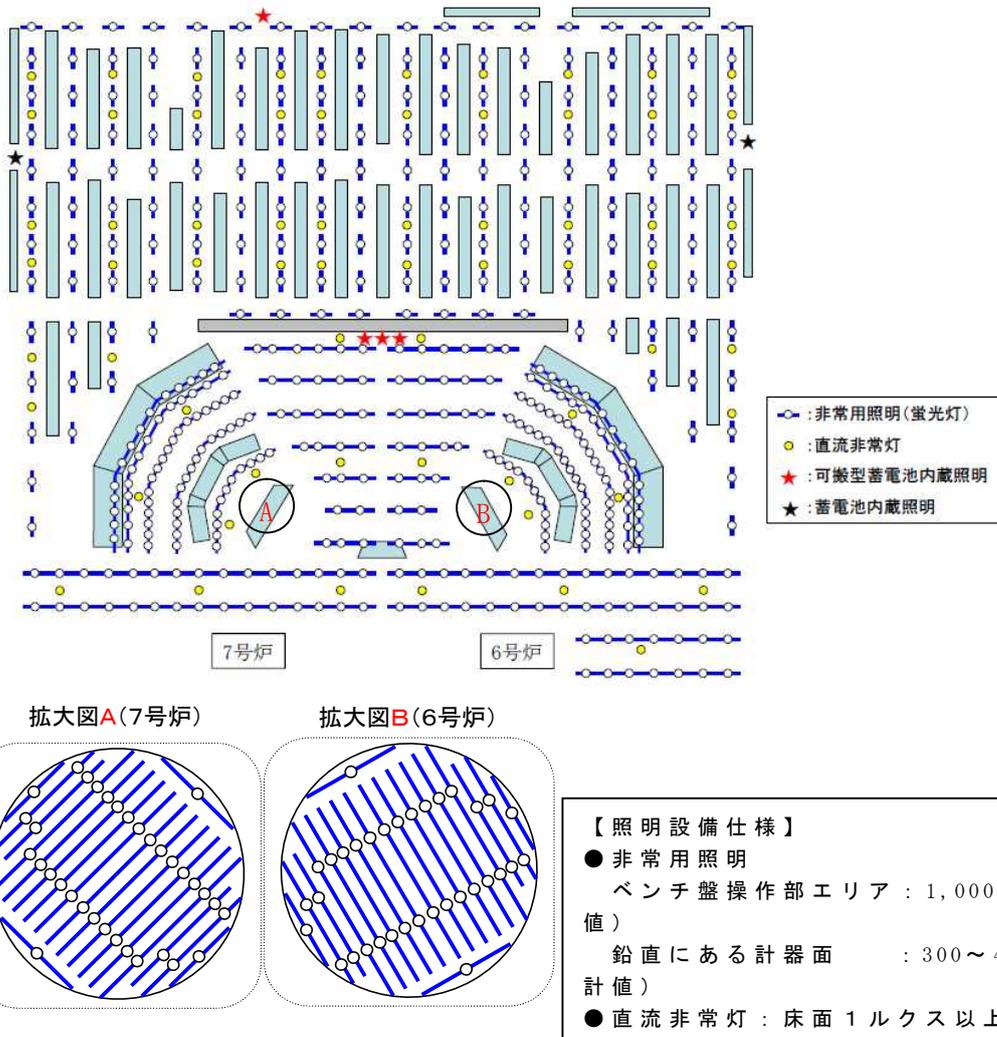


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

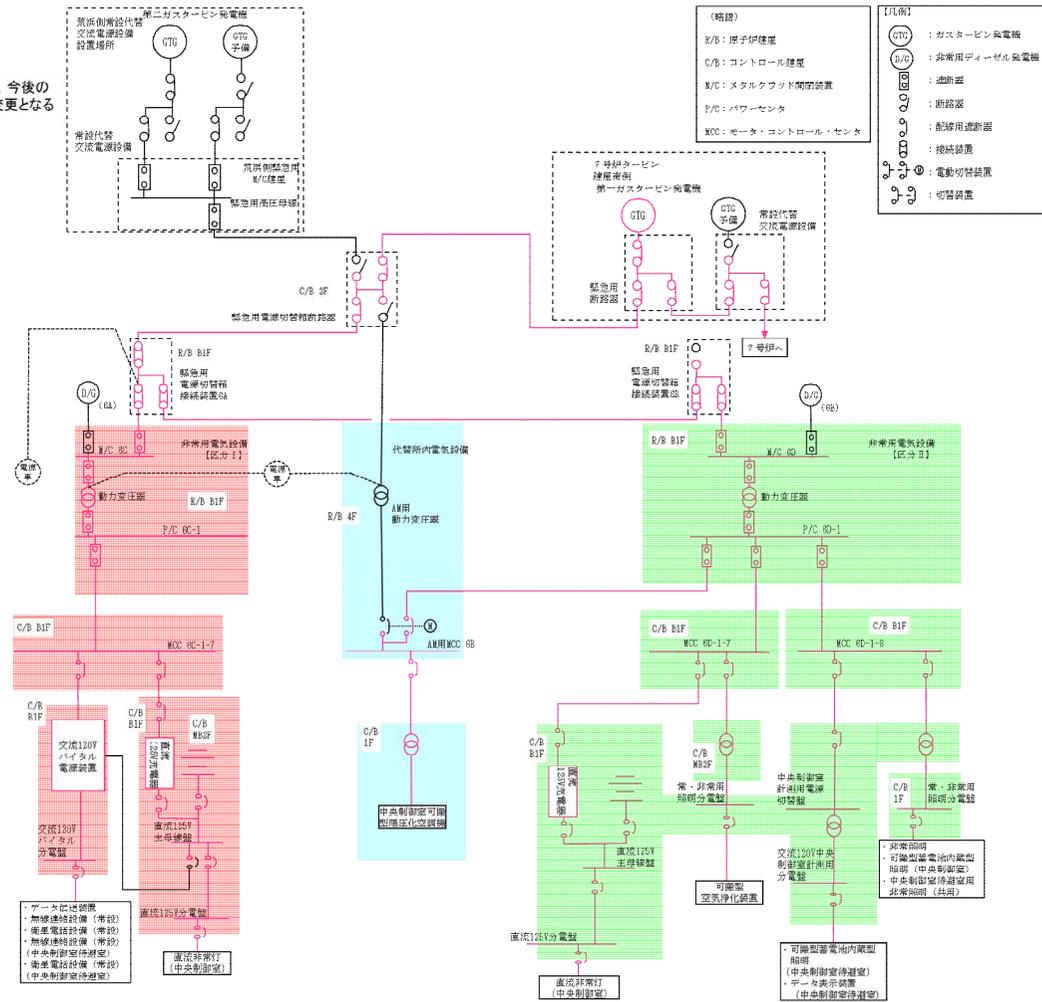


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

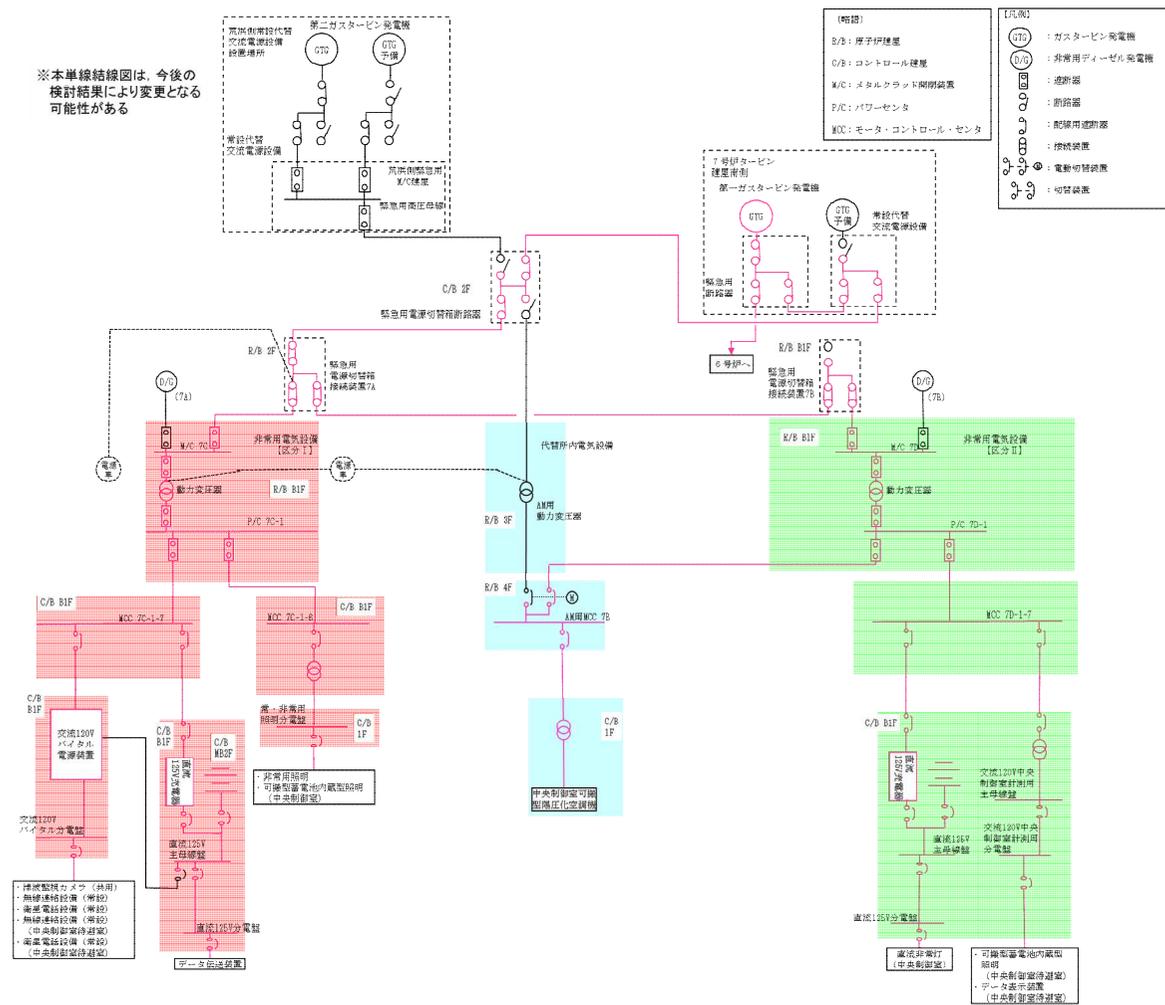


図 2.5-4 7号炉中央制御室 給電系統概要図（重大事故等時）

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 2,950kW)の最大所要負荷

(※第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機とも)

負荷		6号炉	7号炉
(1)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
(2)	非常用照明	約 24kW	約 27kW
(3)	直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
(4)	直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
(5)	AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
(6)	直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
(7)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
(8)	復水移送ポンプ (2台)	110kW	110kW
(9)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(10)	その他機器	約 164kW	約 191kW
小計		約 1,159kW	約 1,183kW
計		約 2,342kW	

※「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において不要であるが、保守的に容量としては見込む。なお、電源車からの給電時は不要である。



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

図 2.5-5 非常灯照明下で中央制御室の状況

 : SA 範囲

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号炉及び7号炉にて3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表 2.5-2 に中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備 1 台)	・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台+中央制御室裏盤エリア10台+中央制御室待避室2台+予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間 ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点灯可能時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図 2.5-5 に示すとおり大型表示盤から約 5m の主盤位置と約 8m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約 20 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)

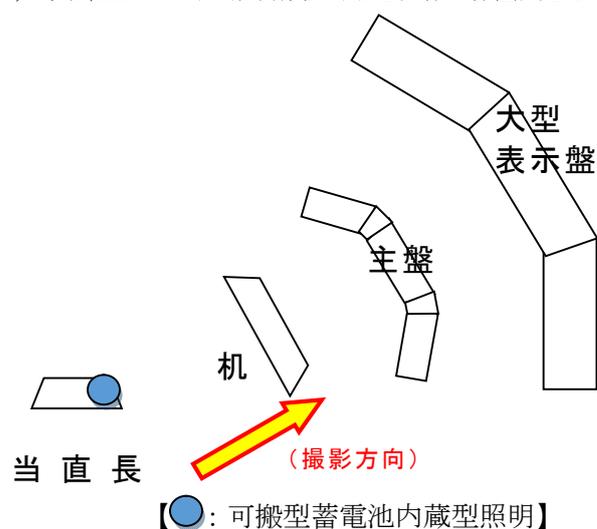


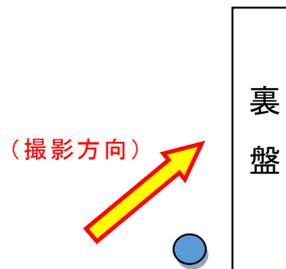
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

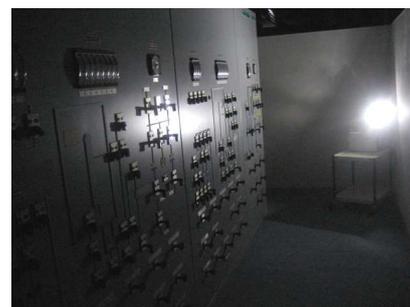
同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-6 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)



【●：可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影，右端が照明設備)

図 2.5-7 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要を示す。

(1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

運転員等は重大事故等時において、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

表3.1-1 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	(・可搬型陽圧化空調機を用いることにより、中央制御室バウンダリ全体が陽圧化されていること) ・中央制御室待避室の遮蔽設備の設置 ・中央制御室待避室の空調隔離ダンパの閉止 ・中央制御室待避室の酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタの配置、電源入 ・空気ポンベ陽圧化設備による中央制御室待避室の加圧
監視設備	・6号炉、7号炉のデータ表示装置(待避室)電源入
通信連絡設備	・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための、6号炉、7号炉各々の無線連絡設備(常設)(待避室)、衛星電話設備(常設)(待避室)の準備(通話確認)

(2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室内外差圧計器を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が陽圧化されていることを確認する。また酸素濃度・二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度(酸素濃度が18%以上であること、二酸化炭素濃度が0.5%以下であるこ

と)を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

中央制御室待避室にとどまっている間にも、6号炉及び7号炉のデータ表示装置(待避室)を用いることで、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また中央制御室待避室に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、中央制御室待避室にとどまっている間に中央制御室制御盤エリアに出る際には、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、必要な放射線防護装備、個人線量管理措置を施した上で、中央制御室制御盤エリアに出ることになる。そのために必要な資機材等を中央制御室待避室に備える設計とする。

(3) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A 範囲



初動対応完了後1h程度の間には運転員が隔離ダンパ閉止・仮ダクト接続・フィルタ取付・操作SWによる起動操作を実施

参集要員2名以上で高台（予定）から空気ポンベカードル車をコントロール建屋周辺に移動させ接続作業を実施（以後は建屋内での弁操作のみで使用可能）

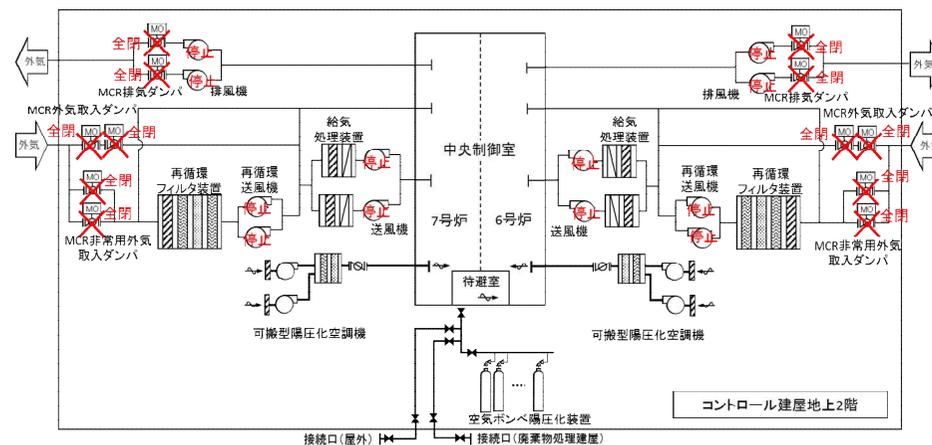


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 3.2-1 及び表 3.2-2 に示す。なお，放射線防護資機材等は，汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

表 3.2-1 防護具

品名	配備数（6/7号炉共用）※7			
	免震重要棟内 緊急時対策所	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タングステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（プルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台＋予備1台

： S A 範囲

・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1 日目），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 164 名＋自衛消防隊 10 名であり，機能班要員 84 名，現場要員 80 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 12 時間に 1 回交代するため，2 回の交代分を考慮する。また，現場要員 80 名は，1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2 日目以降），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 71 名であり，機能班要員 54 名，現場要員 17 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 7 日目以降に 1 回交代するため，1 回の交代分を考慮する。また，現場要員は 1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 71 \text{ 名} + 10 \text{ 名} + 17 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,521 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18 名は，運転員（中操）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち，運転員（中操）は，中央制御室内を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は 2 交代を考慮し，交代時の 1 回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1 回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

上記想定により，重大事故等発生時に，交代等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても，初動対応として十分な数量を確保している。

なお，いずれの場合も防護具類が不足する場合は，構内より適宜運搬することにより補充する。

表 3.2-2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※5}
		中央制御室（6/7号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70 台 ^{※1}
	ガラスバッジ	70 台 ^{※1}
GM 汚染サーベイメータ		3 台 ^{※2}
電離箱サーベイメータ		2 台 ^{※3}
可搬型エリアモニタ		3 台 ^{※4}

※1：20 名（6/7号炉運転員 18 名＋余裕）＋

46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※2：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3：中央制御室のモニタリングに使用

※4：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）

※5：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

： S A 範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を表 3.2-3 に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-3 飲食料等

品名	配備数 ^{※4}
	中央制御室(6/7号炉共用)
飲食料等	
・食料	420食 ^{※1}
・飲料水(1.5リットル)	280本 ^{※2}
簡易トイレ	1式
よう素剤	320錠 ^{※3}

※1：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×3食

※2：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×2本

※3：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×

(初日2錠+二日目以降1錠/1日=8)×2交代

※4：予備を含む(今後、訓練等で見直しを行う。)

 : S A 範囲

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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の解釈」第59条第1項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表3.3-1のとおり。

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

項目	理由
設営場所 コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式 〔 エアーテント コントロール 建屋内 〕	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順 着手 の 判断 基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。
実施者 保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班員が設営を行う。



(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

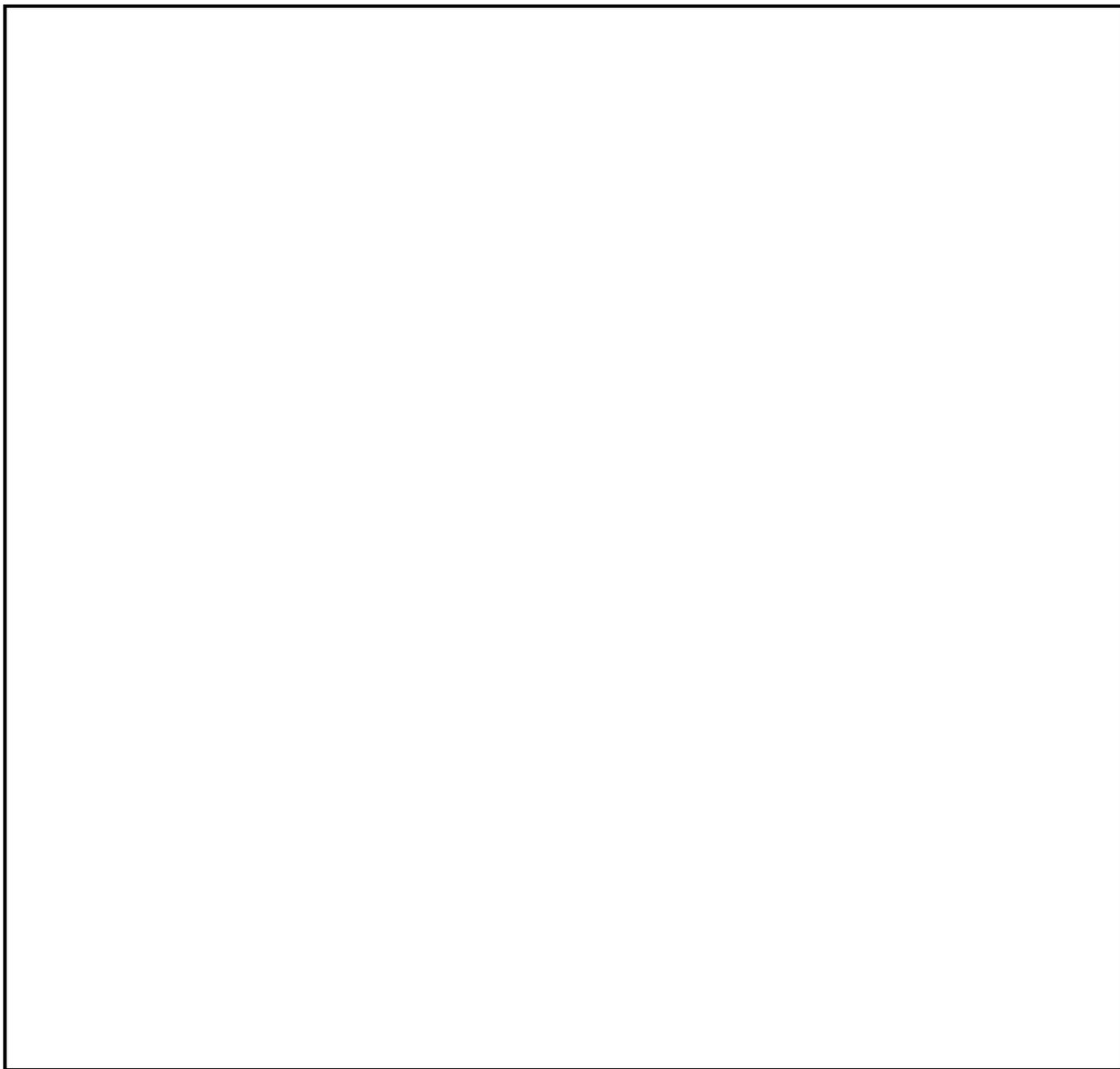


図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及びアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : S A 範囲

(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 3.3-2 の設営フローに従い，図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，保安班員 2 名で，約 60 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員（夜間・休祭日）の保安班 2 名，または参集要員（10 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，保安班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの陽員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

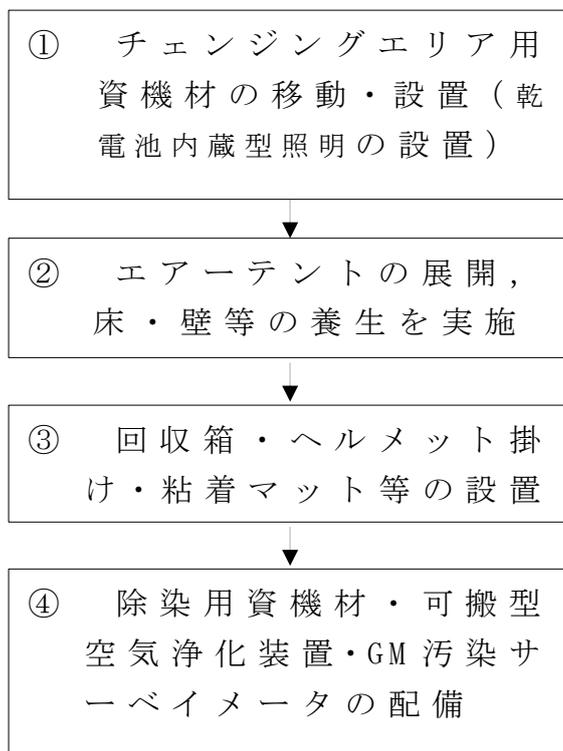


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲

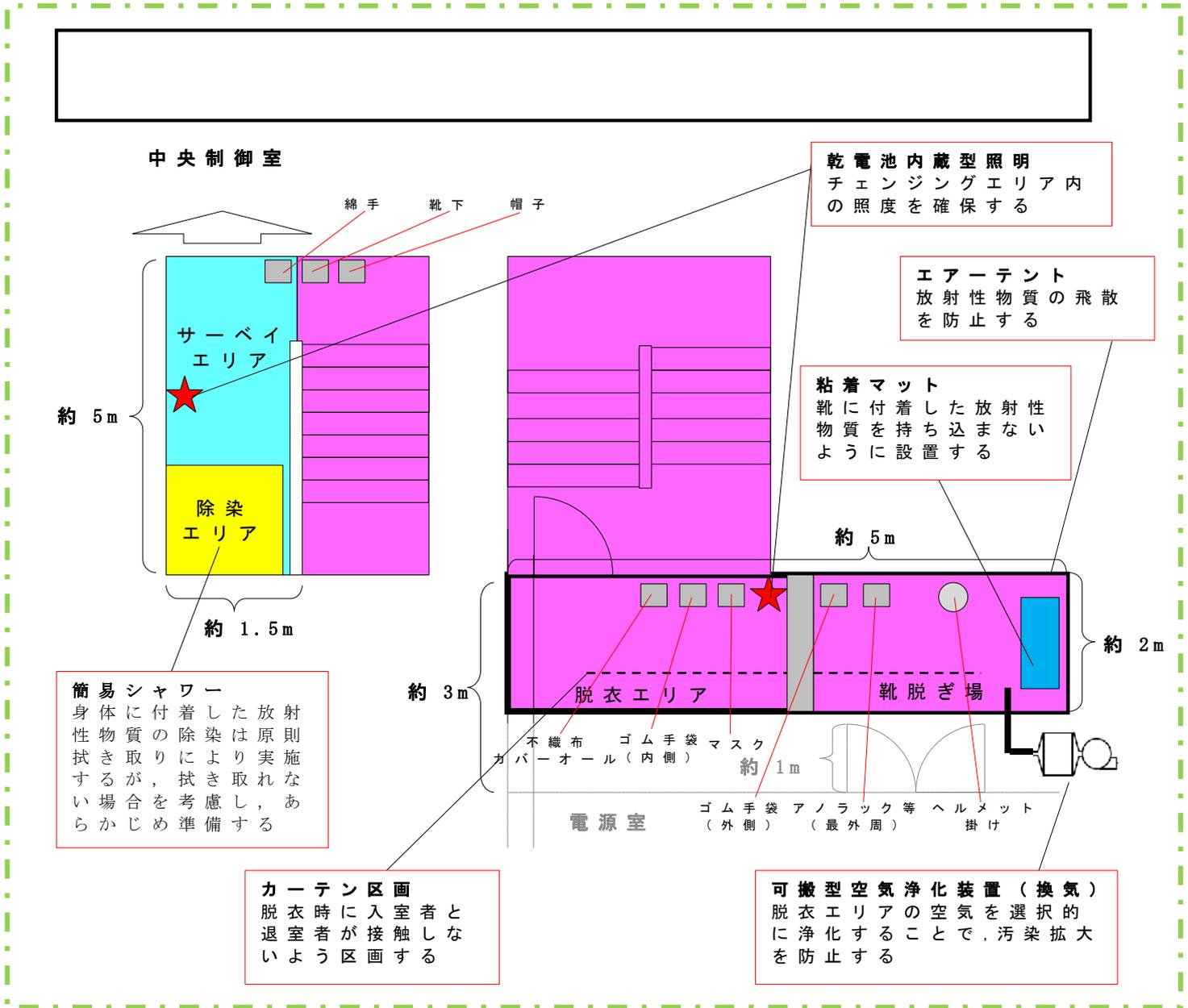


図 3.3-3 中央制御室チェン징エリア

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 3.3-2 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアーテント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻	
バリア	1個	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	1台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	2台(予備1台)	



: S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 3.3-3 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）

 : S A 範囲

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェン징エリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。
- ・保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 3.3-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

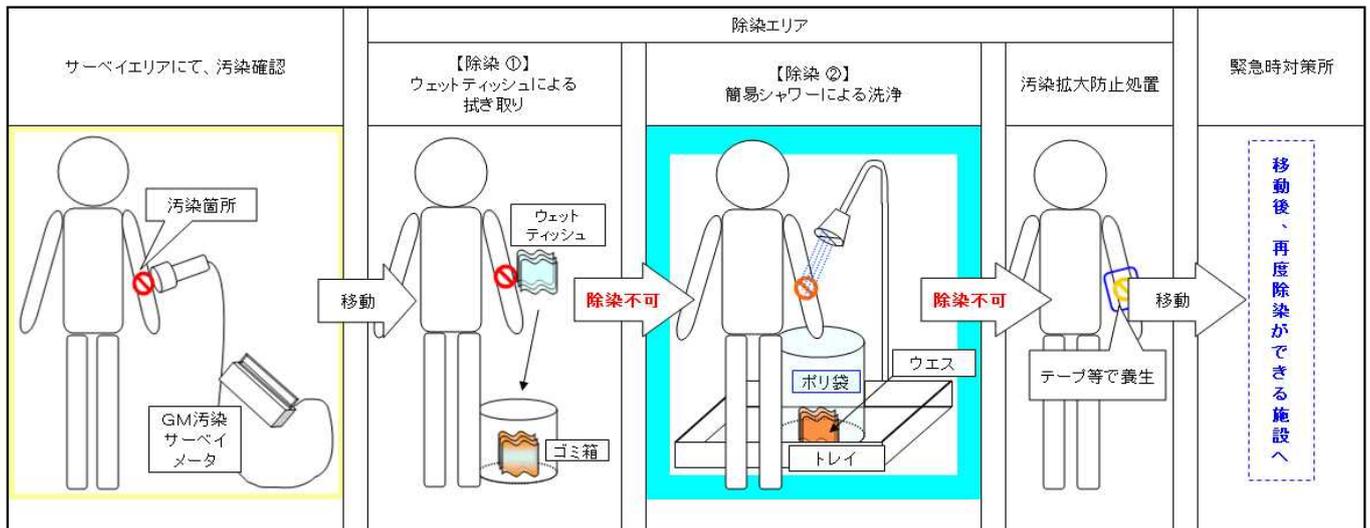


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： S A 範囲

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

 : S A 範囲

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図3.3-5に示す。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

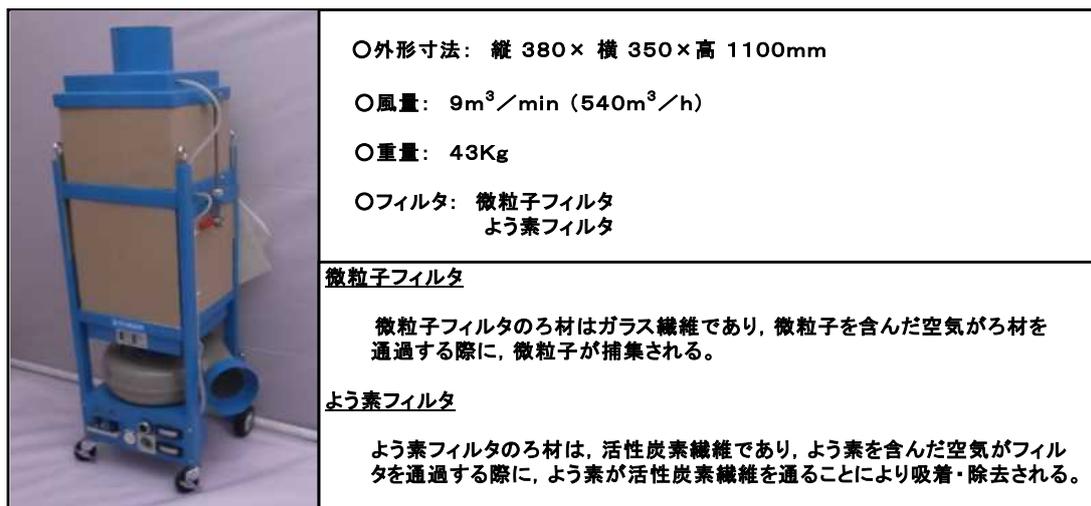


図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等



b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 3.3-6 のとおりであり、仕様は表 3.3-3 のとおり。チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



図 3.3-6 エアーテントの外観

表 3.3-3 エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 40kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×35cm 程度
送風時間（高圧ポンプ※）	約 1 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、図 3.3-7 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 3.3-7 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

 : S A 範囲

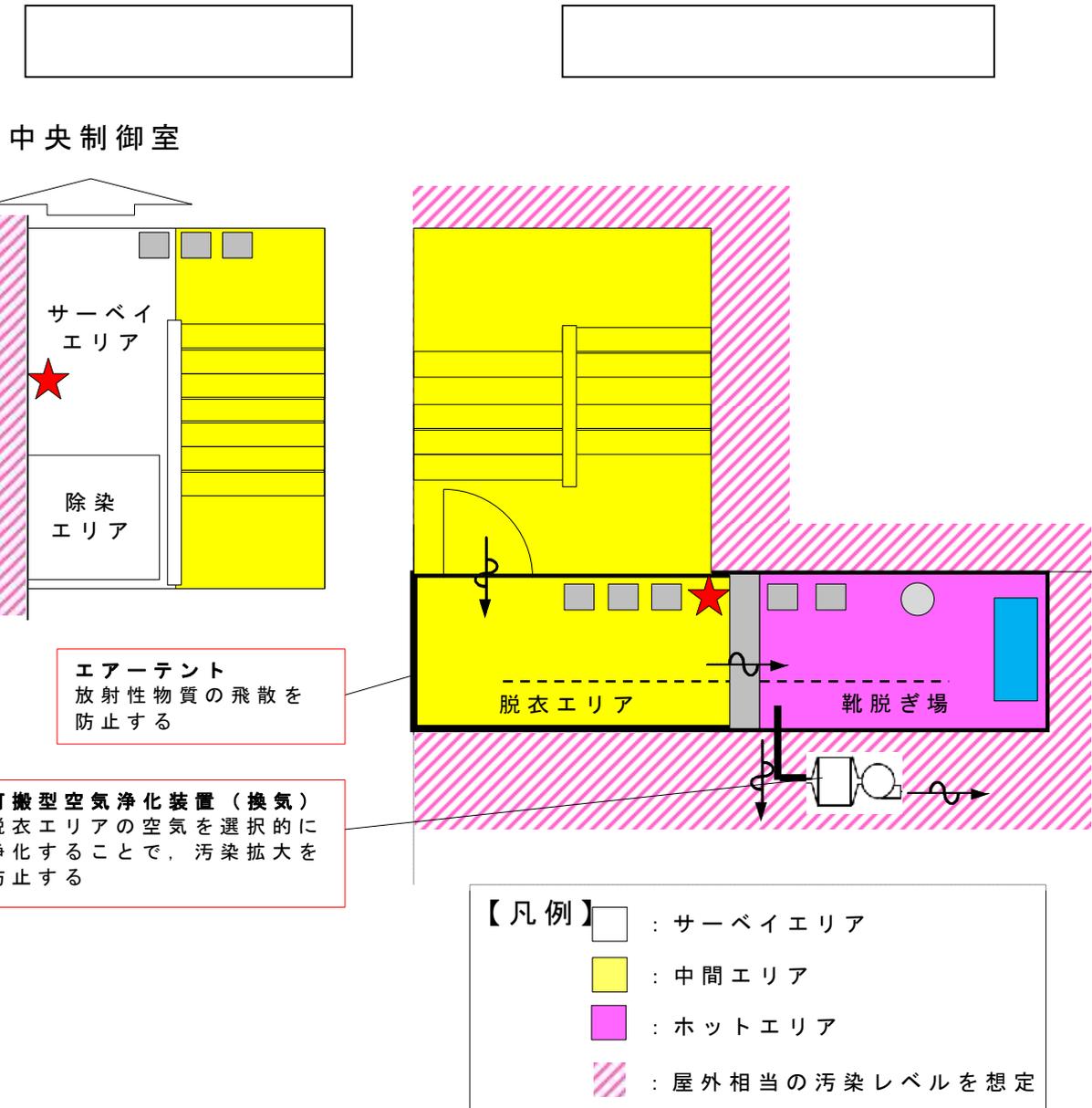


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

▭ : S A 範囲

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をカーテンで区画することで、脱衣時の接触を防止する。さらに、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-4 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台(予備1台含む)を使用する。乾電池内蔵型照明の仕様を表3.3-5に示す。

表 3.3-5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	2台(予備1台)	電源：乾電池(単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震、津波、自然災害（竜巻等）、及び火災、溢水について、中央制御室に影響を与える事象を抽出し、対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、表 3.4-1 に示す起因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○ 地震

6号炉及び7号炉中央制御室の大型表示盤付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、自身の転倒を防止するため、制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は耐震Sクラスのコントロール建屋2階に設置するとともに、制御盤は必要な耐震性を有する設計としている。

○ 津波

6号炉及び7号炉中央制御室を設置する敷地における基準津波の最高水位は T.M.S.L. 8,500 程度である。6号炉及び7号炉中央制御室を設置しているコントロール建屋は敷地高さ T.M.S.L. 12,000 に施設されており、また6号炉及び7号炉中央制御室はコントロール建屋2階フロア（T.M.S.L. 17,300）に設置している。このことより、6号炉及び7号炉中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

○ 火災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし、初期消火を行うことができるよう消火器を設置している。

また、中央制御室外で発生した火災に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

 : D B 範囲

○ 溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。



: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がないことを確認している。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体确保安全に努める」ことを規定類に定めることとしている。
竜巻・台風	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され [*] 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照)
積雪(暴風雪)		※ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。
落雷		風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。
外部火災 (森林火災)		森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。
火山		火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。
		低温：原子炉建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外タンクに貯蔵されている軽油については、凍結等が発生しないことを確認。

: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内に有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合等は、中央制御室の空調系を手動で再循環運転へ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気空調系の系統概略図を示す。
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	なお、外部火災時の有毒ガスについては、6/7号炉中央制御室外気取入口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する適合状況説明資料を参照）
低温	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	中央制御室の換気空調設備により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。 （詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照）

 : D B 範囲

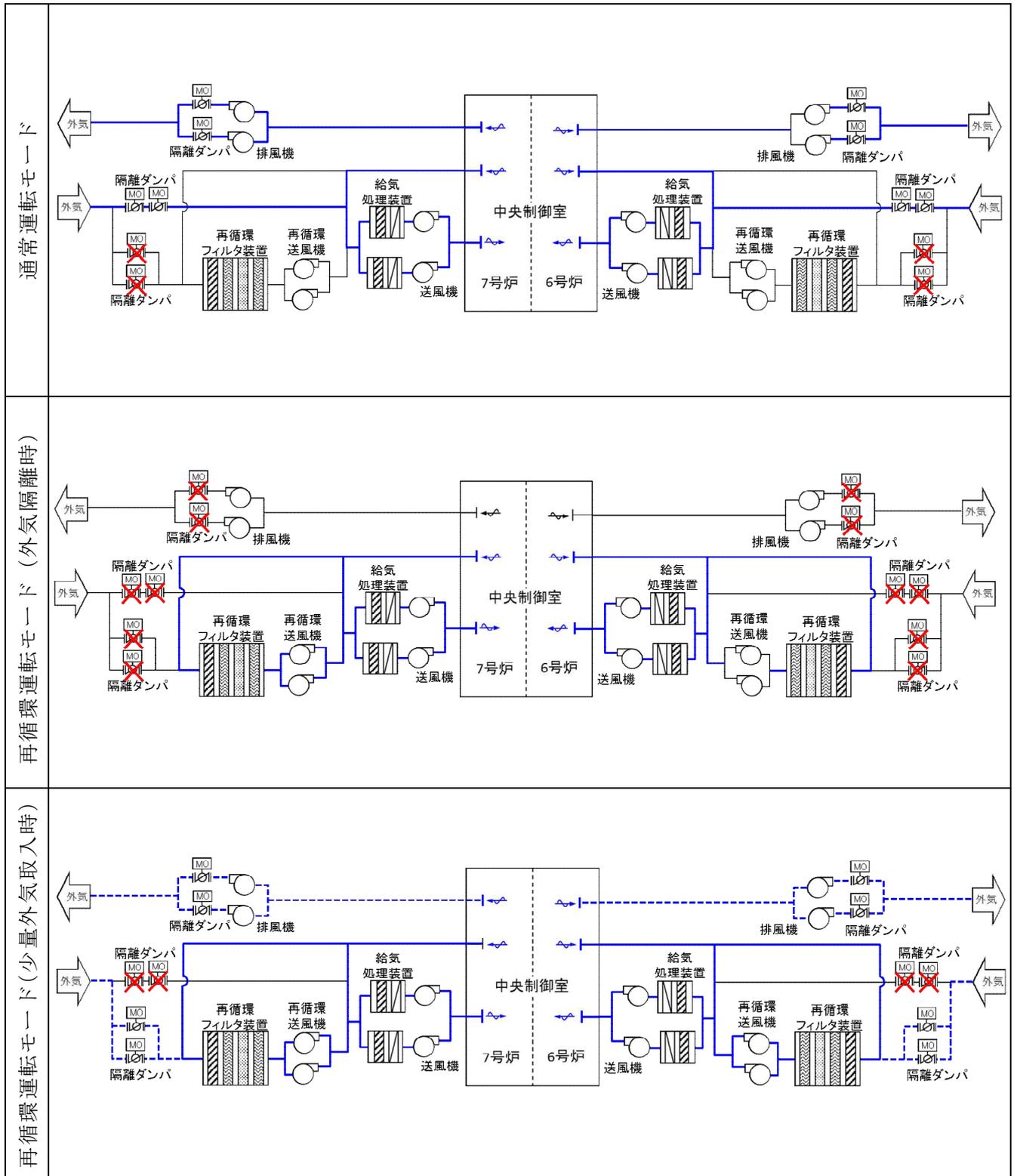


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(設計基準事故時)

1. 概要

「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の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気空調設備は, 隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し再循環運転とすることができる。

設計基準事故が発生時において, 隔離ダンパを閉操作し, 外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 18 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・空気流入率: 0.1 回/h
(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果
A 系: 0.30±0.006 回/h, B 系: 0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)
- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 の通りであり, 720 時間外気隔離した場合においても, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.91%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 18 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・ 空気流入率：0.1 回/h

(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：
0.30±0.006 回/h, B 系：0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)

- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表 2 の通りであり、720 時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.076%	0.078%	0.079%	0.079%	0.079%

【補足 2】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(重大事故時)

1. 概要

「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の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 重大事故発生時において中央制御室換気空調設備は全停止及び隔離ダンパを閉操作し, 中央制御室陽圧化空調機により外気を浄化した空気により中央制御室バウンダリを陽圧化する設計としている。

重大事故が発生時において, 空調全停し中央制御室バウンダリを陽圧化した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量: 4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機の設計風量 4,500~6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 の通りであり, 168 時間外気隔離した場合

においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
酸素濃度	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量：4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量 4,500~6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2の通りであり、168時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.058%	0.060%	0.060%	0.060%	0.060%

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ
 表 3.5-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉（1／7）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M 平均値
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 対数計数率出力
	S R N M (B) 対数計数率出力
	S R N M (C) 対数計数率出力
	S R N M (D) 対数計数率出力
	S R N M (E) 対数計数率出力
	S R N M (F) 対数計数率出力
	S R N M (G) 対数計数率出力
	S R N M (H) 対数計数率出力
	S R N M (J) 対数計数率出力
	S R N M (L) 対数計数率出力
	S R N M (A) 計数率高高
	S R N M (B) 計数率高高
	S R N M (C) 計数率高高
	S R N M (D) 計数率高高
	S R N M (E) 計数率高高
	S R N M (F) 計数率高高
	S R N M (G) 計数率高高
	S R N M (H) 計数率高高
	S R N M (J) 計数率高高
S R N M (L) 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (広帯域) P B V
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (燃料域) P B V
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	炉水温度 P B V
	逃し安全弁 開

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 6 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 C 母線電圧
	6 . 9 k V 6 D 母線電圧
	6 . 9 k V 6 E 母線電圧
	D / G 6 A 遮断器 投入
	D / G 6 B 遮断器 投入
	D / G 6 C 遮断器 投入
原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)	
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (R P V注水流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	C A M S (A) D / W 放射能
	C A M S (B) D / W 放射能
	C A M S (A) S / C 放射能
	C A M S (B) S / C 放射能
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)
	格納容器内圧力 (D / W)
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)
	格納容器内圧力 (S / C)
	R P V ベロシール部周辺温度 (最大)
	サブプレシヨンプール水位 B V
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水位
	サブプレシヨンのチェンバ気体温度
	S / P 水温度 (最大)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (下部)
	C A M S (A) 水素濃度
	C A M S (B) 水素濃度
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	C A M S (A) 酸素濃度
	C A M S (B) 酸素濃度
	C A M S (A) サンプル切替 (D / W)
	C A M S (B) サンプル切替 (D / W)
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 B 全閉以外
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 C 全閉以外
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
	ドライウエル雰囲気温度 (上部ドライウエルフランジ部雰囲気温度)
	ドライウエル雰囲気温度 (下部ドライウエルリターンライン上部雰囲気温度)
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	MSIV (内側) 閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外
	MSIV (外側) 閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動 (1系)
	SGTS (B) 作動 (1系)
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (A)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (B)

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 作動
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉以外
	R H R 注入弁 (B) 全閉以外
	R H R 注入弁 (C) 全閉以外
	全制御棒全挿入
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M (平均値)
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 計数率
	S R N M (B) 計数率
	S R N M (C) 計数率
	S R N M (D) 計数率
	S R N M (E) 計数率
	S R N M (F) 計数率
	S R N M (G) 計数率
	S R N M (H) 計数率
	S R N M (J) 計数率
	S R N M (L) 計数率
	S R N M A 計数率高高
	S R N M B 計数率高高
	S R N M C 計数率高高
	S R N M D 計数率高高
	S R N M E 計数率高高
	S R N M F 計数率高高
	S R N M G 計数率高高
S R N M H 計数率高高	
S R N M J 計数率高高	
S R N M L 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 A
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (W) A
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (F)
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	C U W再生熱交換器入口温度
	S R V開 (C R T)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉
原子炉压力容器温度 (R P V 下鏡上部温度)	
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R H R (A) 注入配管流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S / C
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S / C
	ドライウエル圧力 (W)
	格納容器内圧力 (D / W)
	S / C 圧力 (最大値)
	格納容器内圧力 (S / C)
	D / W 温度 (最大値)
	S / P 水温度最大値
	S / P 水位 (W) (最大値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	格納容器内水素濃度 (A)
	格納容器内水素濃度 (B)
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	格納容器内酸素濃度 (A)
	格納容器内酸素濃度 (B)
	C A M S (A) D / W 測定中
	C A M S (B) D / W 測定中
	C A M S (A) S / C 測定中
	C A M S (B) S / C 測定中
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	P C V スプレイ弁 (B) 全閉
	P C V スプレイ弁 (C) 全閉
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
ドライウエル雰囲気温度 (上部 D / W 内雰囲気温度)	
ドライウエル雰囲気温度 (下部 D / W 内雰囲気温度)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))
放射能隔離の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)
	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動
	SGTS (B) 作動
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 起動状態 (C R T)
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉
	R H R 注入弁 (B) 全閉
	R H R 注入弁 (C) 全閉
	全制御棒全挿入
	全給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員が留まる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員が留まることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表-1に示す。

表-1 中央制御室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	2名
運転員	12名
火災対応要員	3名
予備	2名
合計	20名

また、複数号炉の同一中央制御室であるため、重大事故等の事故シーケンスが組み合わさった場合においても十分対応可能である必要がある。そのため、事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、6号炉において「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合) (以下、「大LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは3シナリオあるが、対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表し、「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては現象評価であるため対象外とし、「停止中の反応度誤投入」シナリオについても、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

表-2に事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を整理し、図-1～14まで組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表-2 事故シーケンス組合せによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数
大LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	13名
	高圧注水・減圧機能喪失	13名
	全交流動力電源喪失	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	13名
	原子炉停止機能喪失	11名
	LOCA時注水機能喪失	13名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	11名
	大LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	15名
	想定事故1	11名
	想定事故2	11名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	12名
	停止中全交流動力電源喪失	12名
	停止中原子炉冷却材の流出	12名

事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、必要な対応要員数は最大で「15名」であり、火災対応要員3名を含めても「18名」である。中央制御室待避室は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計としており、待避室に収容する人数により十分対応可能である。

なお、いずれの事故シーケンスの組み合わせにおいても、格納容器ベント操作後のプルーム通過中への対応のため中央制御室待避室に待避している間は、当直長、副長、運転員はプラントの運転操作を行わずに、監視を継続することができるよう、図-1～14に示す通り、待避所に待避する前に必要に応じて原子炉注水や格納容器スプレイの調整を行う。また「1.2 設計における想定シナリオ」にて記した重大事故時の想定シナリオのうち、拡張ケースとして想定した「両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う」場合も同様に、当直長、副長、運転員は待避室に待避し、プラントの運転操作を行わずに、監視を継続する。(図-1～14の上半部参照)

それでもなお、中央制御室にて操作を行わなければならない場合は、図-15、16に示す通り、5分間の作業で格納容器ベント直後に最大約36mSv、格納容器ベント後10時間で約3mSvの被ばくが想定されることから、可能な限り短時間で操作し、かつ同一要員が複数回操作

することのないように対応する。

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約38分 炉心圧水確認	約38分 格納容器圧力 限界圧力到達										
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は放射線量が所定値以下に減少し、かつ放射線量測定後となる	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。											
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	25分										格納容器ベント操作準備等遅延へ対応する	
	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施										中操からの連絡を受けて復水操作を実施する	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は燃料が所定値以下に減少する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-												

7号炉 TQUV							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) a	-	-	-	-	約20分 低圧代替注水系 原子炉注水開始 格納容器スプレイ実施まで「レベル3~レベル6」維持 約10分 格納容器圧力 180kPa(gage)到達 約17分 格納容器圧力 310kPa(gage)到達	「レベル3~レベル6」維持										6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。 7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
代替格納容器スプレイ操作	-	(1人) a	-	-	-	-	格納容器圧力180kPa(gage)到達後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	適宜実施										6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約2.7時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。	
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											
格納容器ベント準備操作	-	(1人) a	-	-	-	-	10分											
格納容器ベント操作	-	-	-	-	(2人)	-	60分											
	(1人) a	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視											
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	2人 c,d	2人	-												
6号および7号炉 緊急時対応運転員総数							当班長 (1名) + 当班副班長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = 13名											

図-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数					操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)												
	6号	7号	6号	7号	6号		7号										
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心昇水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施										
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 格納容器スプレイに合わせた格納容器薬品注入を実施										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時停止
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時停止
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	-	・バント状態監視											
	-	-	(2) E, F	-	-	・格納容器バント操作											25分
	-	-	-	-	(2) A	・フィルタ装置水位調整											
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	・消防車への給油	継続実施										一時停止
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	14人												

7号炉 SBO						経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数					操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)												
	6号	7号	6号	7号	6号		7号										
原子炉注水操作	(1) A	-	-	-	-	・原子炉注水操作 ・原子炉注水確認	原子炉水位「レベル2-レベル8」で原子炉注水 原子炉隔離冷却系での注水は、復水移送ポンプによる注水準備完了を確認するまで実施										
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(6) A	・ガスタービン発電機起動 ・緊急時電源投入	20分										
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・ガスタービン発電機 運転状態監視	20分										
格納容器バントによる発電	-	-	(4) A	-	-	・M/C 発電機	10分										
代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作	-	-	(2) A	-	-	・設備稼働 ・代替格納容器スプレイ冷却系 ラインアップ	300分										
代替格納容器スプレイ冷却系 運転	-	-	-	-	(3) A	・代替格納容器スプレイ冷却系 運転状態監視	330分+待機時間30分										
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(2) A	・バント準備	60分										
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・バント状態監視	60分										
格納容器バントによる発電	-	-	(2) A	-	-	・フィルタ装置水位調整	20分										
残留熱除去系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	・残留熱除去系ポンプ起動	5分										
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1) A	-	-	-	-	・低圧代替注水系ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系 ラインアップ	5分										
原子炉急減圧操作	(1) A	-	-	-	-	・設備稼働 ・低圧代替注水系 運転ラインアップ ・急減圧制御機及びライオン器 ・遮断弁 2弁 ・手動調整操作 ・低圧注水モードによる原子炉注水	30分										
低圧注水モードによる原子炉注水	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	原子炉水位「レベル3-レベル4」維持										
格納容器バント停止操作	-	-	(2) A	-	-	・格納容器バント停止操作	30分										
格納容器スプレイ冷却系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	・格納容器スプレイ弁操作	格納容器圧力は「13.7-18.0MPa(gage)」維持										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	・消防車による復水貯蔵槽への補給	適量実施										
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	(2) A	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適量実施										
燃料給油作業	-	-	-	-	(2) A	・消防車への給油 ・電源車への給油	適量実施										
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	2人 (20分作業員13人)												

6号炉格納容器バント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却を実施している。

6号炉の格納容器バント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブレーションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブレーションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器バント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。

復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器バント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施できれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。

約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器バント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器バント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。

線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器バント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度格納容器バントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-3 大LOCA+全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）						経過時間（時間）															備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心保護開始	炉心水位は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	約70分 原子炉注水開始	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	約2時間 炉心水位確認	継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避開始は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する 待避開始は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視		適宜ベント状態監視																
	-	-	(2) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作		25分																
	-	-	-	-	(2)	-	・フィルタ装置水位調整		適宜実施																
燃料給油作業	-	-	-	-	2	-	・消防車への給油		継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																			

7号炉 前壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）						経過時間（時間）															備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
原子炉注水操作	-	(1) A	-	-	-	-	・原子炉隔離熱除去系 ・原子炉注水確認 ・原子炉隔離熱除去系 手動停止	約2時間後 ガスタービン発電機による給電開始	約180分 低圧代替注水系 注水準備完了、原子炉急速減圧開始	約229分 低圧代替注水系（常設） 原子炉注水開始															
低圧代替注水系（常設）注水操作	-	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約5時間 原子炉水位高（レベル8）	レベル8まで注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 原子炉水位は「レベル3～レベル8」維持																
代替格納容器スプレイ操作	-	(1) A	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作		原子炉水位確保可能な条件下に格納容器スプレイ開始 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(2) A	-	・ガスタービン発電機 運転状態監視		適時実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給		適時実施																
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2) A	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		適時実施																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2) A	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																	
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	13人 (常勤)	-	・現場移動 ・異機材配置及びホース布設、起動及び系取水後の	10時間																	
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3) A	-	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視		適時実施																
残留熱除去系 起動操作	-	(1) A	-	-	-	-	・サブレーションプール冷却モード 起動		5分																
燃料給油作業	-	-	-	-	(2) A	-	・消防車への給油 ・電源車への給油		適時実施																
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	4人 c,d,e,f	-	2人 (その他常勤13人)																			
6号および7号炉 事故時対応運転員総数	当班員（1名）+当班副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（6名）= 15名																								

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系によるサブレーションチェンバール冷却を実施している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。なお、サブレーションチェンバール冷却時は流量調整等は不要である。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブレーションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブレーションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。

復水貯蔵槽は、約37時間後に通常水位まで回復するため、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近（約1700m3）であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されていれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。

約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。

線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止し、再度格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-4 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作 炉心取水後、適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す	▽約24分 炉心降下開始	▽約70分 原子炉注水開始	▽約2時間 炉心取水確認	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達														
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入 適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																		
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給																継続実施 退避確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給																継続実施 退避確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視																退避確認中 (一時待避中)	待避解除し、ベント状態を監視する	
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作																25分	格納容器ベント操作待避所へ待避する	
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整																適宜実施	中操からの連絡を受けて復水操作を実施する	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油																継続実施 退避確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																			

7号炉 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・原子炉降下開始 原子炉注水確認 原子炉水位「レベル2～レベル8」で原子炉注水	約5.8時間 原子炉水位 (レベル1, 5)	約10時間 格納容器圧力190kPa(上限)到達	約22時間 代替格納容器スプレイ停止 格納容器圧力310kPa(上限)到達														
高圧注水機能 起動確認	(1人) A	-	-	-	-	-	・高圧炉心注水系 自動起動確認 原子炉水位「レベル3～レベル8」維持																	
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・代替格納容器スプレイ操作 復水移送ポンプトリップ水位付近でスプレイ停止																	
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給																適宜実施	
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給																適宜実施	一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント準備																10分	
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整事項 (注水ライン交換)																60分	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・格納容器ベント操作 ・ベント状態監視																格納容器ベント操作 退避確認中 (一時待避中)	格納容器ベント操作待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整																適宜実施	中操からの連絡を受けて復水操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油																適宜実施	一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	2人	-																		
6号および7号炉 事故時必要人員数	当班員 (1名) + 当班副班 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = 13名																							

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、高圧注水系操作頻度を少なくすることができる。さらに、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系に移行していれば、更に操作頻度を少なくすることができる。

7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策委員への影響
7号炉の緊急時対策委員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約37時間後には通常水位まで回復しており、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。

また、消防車への給油も不要となる。

図-5 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)																			備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心起水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施																				
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																				
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給																				格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給																				格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																				待避所へ待避し、ベント状態を監視する
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																				25分 格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																				適宜実施 中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油																				格納容器ベント部に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に燃料が乾涸しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																					

7号炉 原子炉停止機能喪失							経過時間 (時間)																			備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
格納容器ベント操作	(1人) b	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作																				
原子炉水位調整操作	(1人) a	-	-	-	-	-	原子炉水位調整操作																				
必要人員数 合計	2人 a,b	-	0人	-	-	0人																					
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対称 (6名) + 7号炉対称 (2名) = 11名																										

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉はほう酸水注入系により未臨界状態を維持しており、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、約3時間後にはほう酸水注入が完了し原子炉が未臨界状態になるため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-6 大LOCA+原子炉停止機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失(代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間(時間)										備考																			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)										備考																		
	運転員(中規)		運転員(現規)		緊急時対策委員(現規)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																														
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心昇水後、適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施	約24分 炉心保冷開始	約70分 原子炉注水開始	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																										
代替格納容器スレイ操作(格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約24分 炉心保冷開始	約70分 原子炉注水開始	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	約3時間 炉心昇水確認																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 待避中は作業エリアの放射線量測定を実施する
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給																												格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 一時待避前に防火水槽が乾満しないように補給量を調整する 待避中は作業エリアの放射線量測定を実施する	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																											待避前準備し、ベント状態を監視する		
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																											格納容器ベント操作後待避前へ待避する		
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																											中保からの連絡を受けて調整操作を実施する		
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油																											格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 一時待避前に燃料が乾満しないように補給する		
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																														

7号炉 LOCA時注水機能喪失							経過時間(時間)										備考																			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)										備考																		
	運転員(中規)		運転員(現規)		緊急時対策委員(現規)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																														
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器スレイ実施まで「レベル3~レベル8」維持	約13分 原子炉水位低(レベル1)	約18分 原子炉急凍確認	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	約10時間 格納容器圧力180kPa(上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa(上限)到達	「レベル8」到達後格納容器スレイ切替「レベル3」到達後原子炉注水切替	「レベル3~レベル8」維持											6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。 7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。											
代替格納容器スレイ操作	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施																												6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策委員への影響 7号炉の緊急時対策委員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約28時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。 また、消防車への給油も不要となる。	
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給																												一時待避前に防火水槽が乾満しないように補給量を調整する	
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	-	淡水貯水池から防火水槽への補給																												一時待避前に防火水槽が乾満しないように補給量を調整する	
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント準備																													
格納容器ベント操作	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整準備(排水ライン水張り)																													
	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作 ベント状態監視																													格納容器ベント操作後、 適宜ベント状態監視
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																													中保からの連絡を受けて調整操作を実施する
	-	-	-	-	(2人)	-	消防車への給油																												一時待避前に燃料が乾満しないように補給する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	2人	-																														
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員(1名)+当班副員(2名)+6号炉対応(6名)+7号炉対応(4名) = 13名																																			

図-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）						経過時間（時間）																			備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心損傷開始 約27分 原子炉注水開始 約30分 炉心損傷確認 約38時間 格納容器注水 原子炉注水到達																			
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																			
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施 現場確認中断（一時待避中）																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に燃料貯蔵槽の放射線量測定値となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施 現場確認中断（一時待避中）																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避時は作業エリアの放射線量測定値となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視	適宜ベント状態監視																			待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作	25分																			格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整	適宜実施																			中操からの連絡を受けて調整操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施 現場確認中断（一時待避中）																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に燃料貯蔵槽が乾涸しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																					

7号炉 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）						経過時間（時間）																			備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心冷却系 電動弁操作	約15分 高圧炉心注水系からの漏えい停止																			
原子炉水位調整操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系	「レベル3～レベル8」維持																			
	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心注水系（健全側）	「レベル3～レベル8」維持																			
残留熱除去系 運転モード切替操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水モード →サブプレッションプール冷却モード	サプレッションプール冷却モード																			
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	0人	-	0人																					
6号炉より7号炉事故対応運転員総数	当班員（1名）+当班副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（2名）= 11名																										

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。
 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。
 ただし、事故後早期に漏えい箇所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-8 大LOCA+格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）							経過時間（時間）										備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考												
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A						・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A						・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時停止												
淡水貯水池から防火水槽への補給					2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時停止												
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視											25分	適量ベント状態監視											
			(2人) E,F				・格納容器ベント操作												格納容器ベント操作準備後実施											
					(2人)		・フィルタ装置水位調整												適量実施											
燃料給油作業					2人		・消防車への給油	継続実施										一時停止	格納容器ベント前に格納容器薬品注入及び補給を実施する 一時停止時に燃料が枯渇しないように補給する											
必要人員数 合計	2人 A,B				4人 C,D,E,F																									

7号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用する場合）							経過時間（時間）										備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考												
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44
格納容器ベント操作						(2人)	・ガスタービン発電機 運転状態監視	適量実施																						
低圧代替注水系（常設）注水操作		(1人) A					・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作		(1人) A					・低圧注水系 スプレイ弁操作	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(2人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	適量実施																						
淡水貯水池から大集約防火水槽への補給					(2人)		・淡水貯水池から大集約防火水槽への補給	適量実施																						
代替原子炉補機冷却系 準備操作				(2人) o,d			・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																						
代替原子炉補機冷却系 運転					13人 (参考)		・現場移動 ・蓄電池配置及びホース布設、配管及び系排水等の	10時間																						
代替原子炉補機冷却系 運転					(3人)		・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適量実施																						
代替格納容器ベント操作（系統構成2）	(2人) a,b						・海水排出口ポンプ停止 ・代替格納容器冷却系 中央制御室ラインアップ	30分																						
代替格納容器ベント操作				(2人) o,f			・現場移動 ・代替格納容器冷却系 設備ラインアップ	60分																						
代替格納容器ベント開始	(2人) a,b						・海水排出口ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分																						
代替格納容器ベント状態監視	(1人) A						・代替格納容器冷却系による原子炉・格納容器の状態監視	適量実施																						
燃料給油作業					(2人)		・消防車への給油 ・電源車への給油	適量実施																						
必要人員数 合計		2人 a,b			4人 o,d,a,f		2人 [*] (その他要員13人)	必要時現場で実施しない作業を要するとの要員は「4人（その他要員18人）」となる																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施している。6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、代替循環冷却運転開始後は流量調整等は不要であり、原子炉及び格納容器の除熱状態の確認は待避所から可能である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。
約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15時間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。
線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

図-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに含ませた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避解除は防火水槽が乾かないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																25分	格納容器ベント操作準備所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																	中操からの連絡を受けて迅速操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避解除は燃料が枯れないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																		

7号炉 想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)							経過時間 (時間)															備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
状況判断	-	(1人) A	-	-	-	-	使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施															
消防車による防火水槽からSFPへの補給	-	-	-	-	2人	-	消防車を用いたSFP補給	適宜実施															
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	消防車への給油	適宜実施															
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 A	-	0人	-	2人																	
6号および7号炉 事故時の運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応が必要になることはない。
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしない想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施											
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせた格納容器薬品注入を実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空でないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視												待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作											25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整												中核からの連絡を待って設備操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施										一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空でないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人													

7号炉 想定事故2 (サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失)							経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
状況判別	-	(1人) a	-	-	-	-	・使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施											
消防車を用いたSFP補給	-	-	-	-	-	2人	・消防車を用いたSFP補給	適宜実施											
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	(2人)	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施											
燃料給油作業	-	-	-	-	-	(2人)	・消防車への給油	適宜実施											
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 a	-	-	2人 c,d	2人													
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																		

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-11 大LOCA+想定事故2

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考									
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▽約24分 炉心損傷開始 ▽約70分 原子炉注水開始 ▽約2時間 原子炉注水開始 ▽約3時間 炉心圧水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心圧水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																							
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																							
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる							
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が乾燥しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる							
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視																25分	適宜ベント状態監視	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。						
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作																		格納容器ベント操作後待避所へ待避する						
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整																	適宜実施	中操からの連絡を受けて現場操作を実施する						
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施															一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が乾燥しないように補給する							
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																									

7号炉 停止中の崩壊熱除去機能喪失							経過時間 (時間)															備考									
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事象発生 ▽プラント状況確認 (RHR故障認知) ▽約60分 原子炉水温100℃到達 ▽約120分 注水開始																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
状況判断	-	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉水位、温度監視	適宜監視																							
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 a	-	2人 c,d	-	0人																									
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																														

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-12 大LOCA+停止中の崩壊熱除去機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)											備考						
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	事故発生 約24分 炉心保護開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 原子炉注水開始 約3時間 炉心取水確認	炉心取水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-		適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-																		格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-																		格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に防火水槽が空にならないように補給量を調整する 待機解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-																		待機所へ待機し、ベント状態を監視する
	-	-	(2人) E,F	-	-	-																		格納容器ベント操作準備待機所へ待機する
	-	-	-	-	(2人)	-																		中操からの連絡を受けて復旧準備を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-																		格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に燃料が空にならないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																		

7号炉 停止中の全交流動力電源喪失							経過時間 (時間)											備考						
操作項目	事故想定						操作の内容																	
	7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生																							
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号	約60分 原子炉水温100℃到達 約70分 注水開始																	
備用代替交流電源設備 運転	-	-	-	-	(2人)	-																		6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。 原子炉の状態が低温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) A	-	-	-	-		原子炉水位回復後、器具量に合わせた注水																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) o,d	-	-	-					300分													6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉の代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。 代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。 約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。 線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。 また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能である。
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	-																		
残留熱除去系 準備起動	(1人) A	-	-	-	-	-																		5分
残留熱除去系 起動操作	(1人) A	-	-	-	-	-																		5分
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-																		電源車への給油
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 A	-	2人 o,d	-	6人 (その他参集13人)	-																		
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																							

図-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）							経過時間（時間）											備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容													
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策委員（現場）															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A		-		-		炉心保水後、適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施													
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A		-		-		適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施													
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-		-		(1人)		消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-		-		2人		淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空にならないよう補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		ベント状態監視													
	-		(2人) E,F		-		格納容器ベント操作												25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-		-		(2人)		フィルタ装置水位調整	適宜実施											中保からの連絡を受けて待避操作を実施する	
燃料給油作業	-		-		2人		消防車への給油	継続実施											一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空にならないように確認する
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人															

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出							経過時間（時間）											備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策委員（現場）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
状況判断		(1人) a	-		-		原子炉水位、温度監視	適宜監視											
必要人員数（7号炉）合計		1人 a		2人 c,d		0人													
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員（1名）+当班副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（3名）= 12名																		

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策委員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策委員を必要としないため影響はない。

図-14 大LOCA+停止中の原子炉冷却材の流出

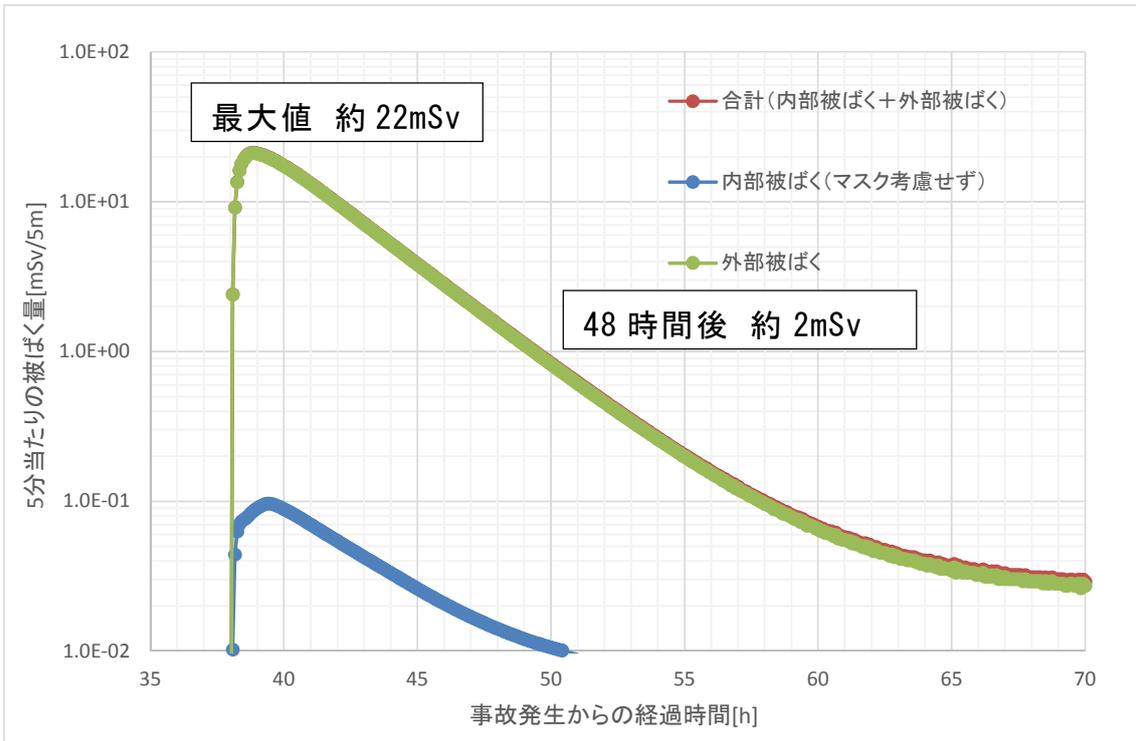


図-15 6号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

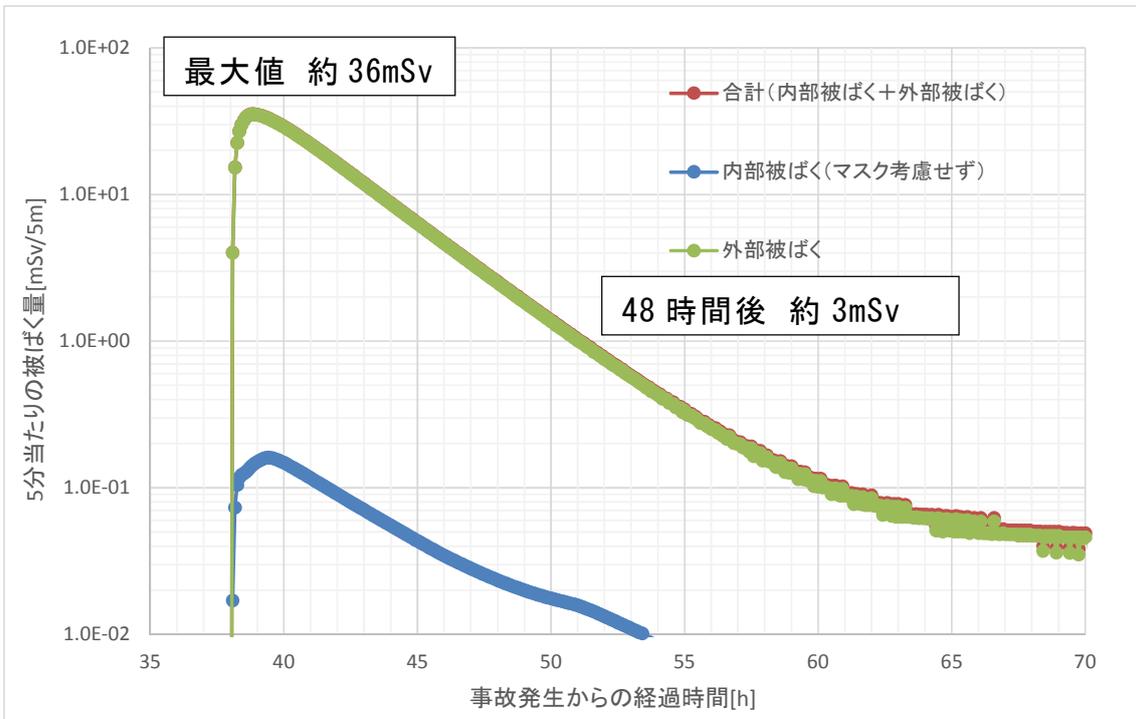


図-16 7号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

3.7 6号炉,7号炉重大事故等時の格納容器ベント時の申請前号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉重大事故等時の他号炉の対応において,格納容器ベント実施時は大気中に放出された放射性物質等による屋外環境の悪化が懸念されるため,マスク等の装備着用や一時待避が必要となる。それらについて以下にまとめた。図3.7-1に柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。

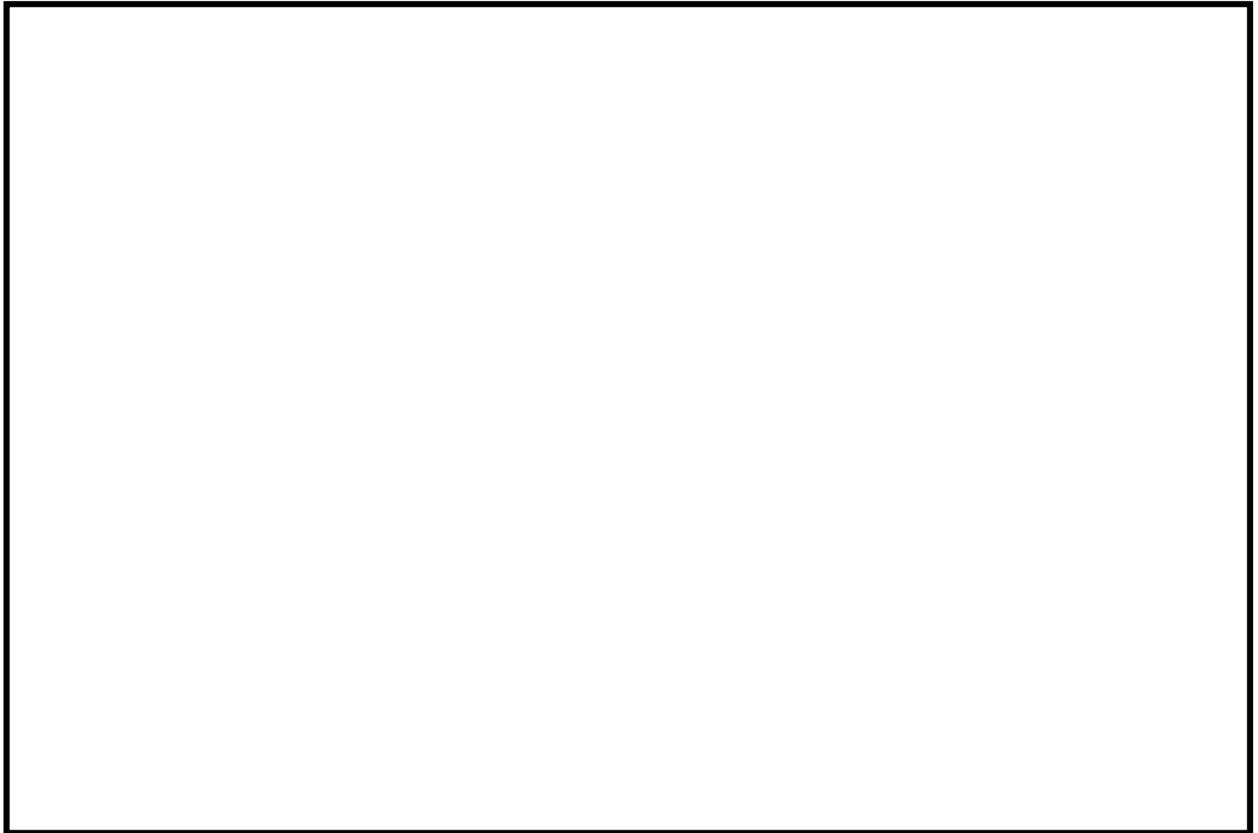


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

1. 評価及び対策の前提条件

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉においては,「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」)の解釈第59条1b)及び技術基準の解釈第74条1b),並びに「実用発電用原子炉に係る重

大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大LOCA+ECCS全喪失+SB0シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号炉、7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなり、これを6号炉、7号炉の重大事故収束シナリオのベースケースとして考えている。

なお6号炉、7号炉中央制御室の被ばく評価及び居住性対策に際しては、一方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定することとしている。

6号炉、7号炉申請における1号炉から5号炉までの各停止号炉においても上述の被ばく評価想定に基づき、被ばく評価及び居住性対策における基本想定ケースとして位置付けることとし、必要な放射線防護措置を施すこととする。

2. 5号炉中央制御室の被ばく評価と対応

5号炉は図1に示すとおり、6号炉、7号炉に近接した位置に設置しており、格納容器ベントによる現場環境の悪化の影響を受けやすいものと考えられる。そのため、以下の手段について整備を進めている。

○運転員が中央制御室に滞在し続けることができる中央制御室待避室の整備

- ・中央制御室待避室の整備(遮へい強化、気密設計及び空気ポンペ陽圧化設備設置による室内居住性向上)
- ・チェンジングエリアの設置、マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置、マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ、可搬型照明の配備

○運転員が中央制御室待避室にてプラント監視、通信連絡等が実施できる環境の整備

- ・デジタルレコーダー等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場や緊急時対策所との通信連絡設備配備

中央制御室待避室における運転員の勤務サイクル毎の被ばく量の評価結果を表 3.7-1 に示す。また、最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の評価結果の内訳を表 3.7-2 に示す。ここで、運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また、待避室の陽圧化が終了した直後に入域するC班の被ばく量が大きくなることから、2日目以降は訓練直であるB班が待避室内に滞在するものとして評価した。最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の合計は、約93mSvとなる。

なお、本評価においては通常の勤務サイクルにおける滞在時間を用いているが、被ばく量が100mSvに近くなる場合は早めに交替する等の対応を行い、被ばく量の低減に努める。

表 3.7-1 5号炉中央制御室待避室における各勤務サイクルでの被ばく量
(6号炉放出時) (mSv) ※2 ※3 ※4 ※5

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約5.1	約9.8	約36	約13	-	-	-	約63
B班	-	-	-	約26※1	約23※1	約21※1	-	約71
C班	-	-	約75	-	-	-	-	約75
D班	-	-	-	-	約21	約30	約3.7	約54
E班	約9.9	約73	-	-	-	-	約10	約93

- ※1 B班がC班の代わりに中央制御室内待避室に滞在すると想定
- ※2 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2.中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施
- ※3 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施
- ※4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。
- ※5 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として、DF1000を想定

表 3.7-2 5号炉中央制御室待避室における被ばく量の内訳（6号炉放出時）

（最も被ばく量が大きくなる班）（mSv）※1 ※2

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計
室内作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく ※3	約 1.0×10^0	0.1 以下	約 1.0×10^0
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 5.6×10^1	—	約 5.6×10^1
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 5.5×10^0	—	約 5.5×10^0
	（内訳）内部被ばく※4 外部被ばく	（約 5.1×10^0 ） （約 4.5×10^{-1} ）	（ — ） （ — ）	（約 5.1×10^0 ） （約 4.5×10^{-1} ）
	小計（①+②+③+④）	約 6.3×10^1	0.1 以下	約 6.3×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく ※3	約 8.0×10^0	約 2.1×10^1	約 2.9×10^1
	⑥ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 6.9×10^{-1}	—	約 6.9×10^{-1}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく※4	約 3.4×10^{-1}	—	約 3.4×10^{-1}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 9.0×10^0	約 2.1×10^1	約 3.0×10^1
合計 （①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）	約 7.2×10^1	約 2.1×10^1	約 93	

※1 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2.中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施

※3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。

※4 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数としてDF1000を、交代のための入退域時ではDF50を想定

3. 1～4号炉の中央制御室での対応

1～4号炉の中央制御室においては以下の整備を進めている。

- ・チェンジングエリアの設置，マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置，マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ，可搬型照明の配備

1～4号炉の中央制御室における運転員の被ばく量の評価結果を表3.7-3に示す。ここで，運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし，着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また，運転員の交替は考慮しないものとした。最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり，約17mSvとなる。

表 3.7-3 1～4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果
(7号炉放出時)(運転員の交替を考慮しない場合)(mSv)※1

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号炉及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉※2	2号炉※2	3号炉※2	4号炉※2
室内 作業 時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	約 6.7×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.4×10^0	約 1.0×10^1	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく※3 外部被ばく	(約 3.6×10^0) (約 3.8×10^0)	(約 4.7×10^0) (約 5.3×10^0)	(約 5.8×10^0) (約 6.3×10^0)	(約 8.0×10^0) (約 8.4×10^0)
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約 7.5	約 10	約 13	約 17

※1 評価手法は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 1～4号炉中央制御室と6号炉,7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から,片側ベント想定の際のベント号炉として,保守的により近接した7号炉を想定し被ばく評価実施。6号炉代替循環冷却,7号炉フィルタベント各々の寄与を合算して記載。

※3 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として,DF50を想定

4. まとめ

以上の措置により,6号炉,7号炉いずれかのベント実施時においても停止号炉の運転員も著しい被ばくを受けることはない。また停止号炉のプラント状態は継続的に監視可能であり,必要な通信連絡が可能である。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5

2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-2
2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	59-11-2-2
2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	59-11-2-2
2.5.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-3
2.5.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-11-2-3
2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）	59-11-2-3
2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-11-2-4
2.5.2 入退域時の被ばく	59-11-2-10
2.5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-11-2-10
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）	59-11-2-10
2.6 評価結果まとめ	59-11-2-11

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表・・・	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{※1} との整合性について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-5-1

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について	59-11-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表・・・	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-3-1
2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-4-1
2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-5-1
2-6 地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-6-1
2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-7-1
2-8 グランドシャイン線評価モデルについて・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-8-1
2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルにつ いて・・	59-11-添 2-9-1
2-10 運転員の勤務形態について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-10-1
2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について	59-11-添 2-11-1
2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について・・	59-11-添 2-12-1
2-13 格納容器内pH制御の効果に期待することによる影響について・・・・	59-11-添 2-13-1
2-14 マスクによる防護係数について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-14-1
2-15 格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-15-1
2-16 格納容器ベントを同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-16-1
2-17 格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集係数について・・	59-11-添 2-17-1
2-18 審査ガイド ^{※2} への適合状況について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-18-1

59 条補足説明資料 11 参照

(※1) 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）

(※2) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用した。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を図1-1に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2交替とし、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

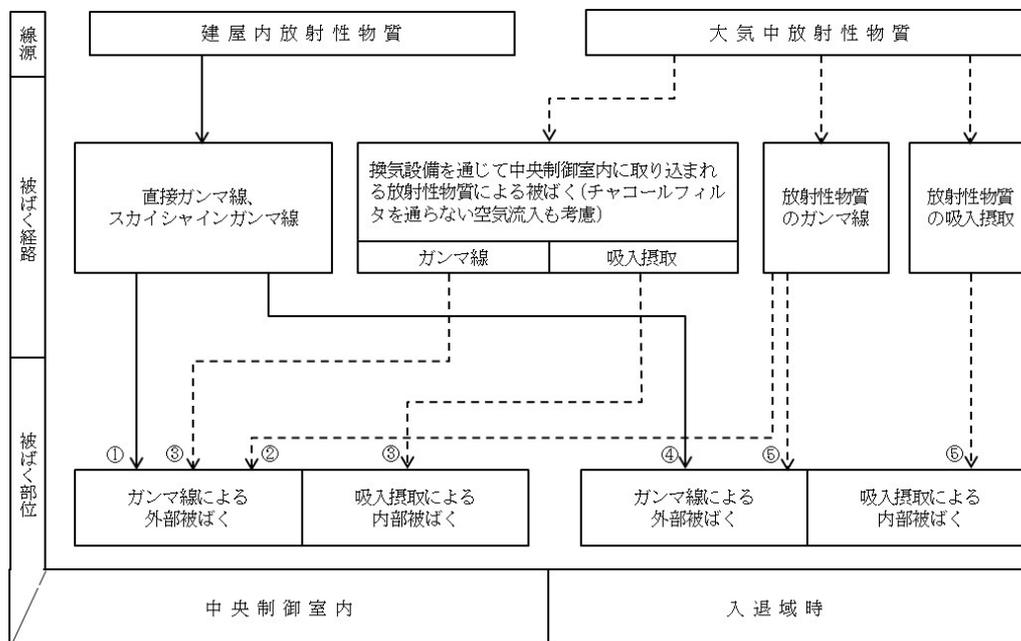


図1-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

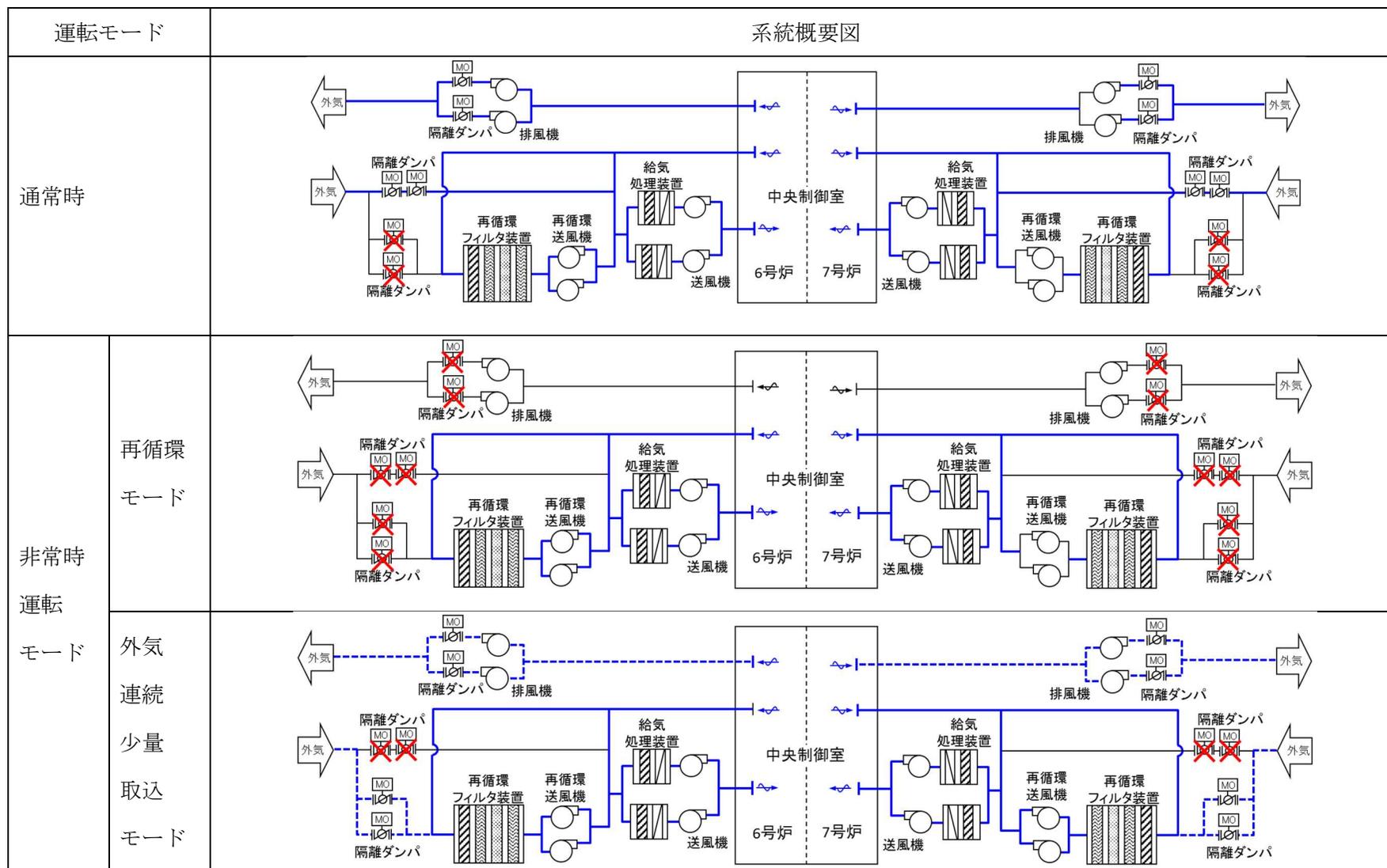


図1-2 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。

(1) 非常時運転モード

中央制御室換気設備の非常時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させてよう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図1-2に示すとおりである。なお、柏崎刈羽原子力発電所6号炉と7号炉の中央制御室（下部中央制御室を除く）は共用している。

(2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

柏崎刈羽原子力発電所6号、7号炉中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、サービス建屋入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定と同じで

ある。

1.5 評価結果のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断において被ばく評価手法（内規）の判断基準100mSvを超えないことを確認した。なお、評価結果を表1-1及び表1-2に、評価内訳を表1-3及び表1-4に示す。

表1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（6号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.6×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 9.0×10^{-4}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^1	約 3.9×10^{-1}
入 退 域 時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^0	約 5.5×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 1.5×10^0	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約13	約0.40

表1-2 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（7号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}	約 1.3×10^{-3}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^1	約 5.7×10^{-1}
	小計 (①+②+③)	約 2.1×10^1	約 5.7×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 5.6×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 1.8×10^0	約 1.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約22	約0.58

表1-3 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（6号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.1×10^{-1}	約 1.1×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.4×10^0	約 1.9×10^0	約 1.1×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 9.4×10^0	約 2.2×10^0	約 1.2×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.0×10^0	約 1.0×10^0	—	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-3}	約 5.3×10^{-4}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.2×10^0	約 1.5×10^0	約 9.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 9.8×10^0	約 3.4×10^0	約13	約 3.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-2}	約0.40

表1-4 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（7号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}	—	約 1.3×10^{-3}	約 1.3×10^{-3}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^1	約 3.2×10^0	約 2.0×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 1.8×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 1.7×10^1	約 3.5×10^0	約 2.1×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0	—	約 5.6×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 5.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.8×10^0	約 1.2×10^{-2}	約 1.1×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 1.7×10^1	約 5.1×10^0	約22	約 5.6×10^{-1}	約 2.2×10^{-2}	約0.58

表1-5 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (吸入摂取による内部被ばく, 室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)

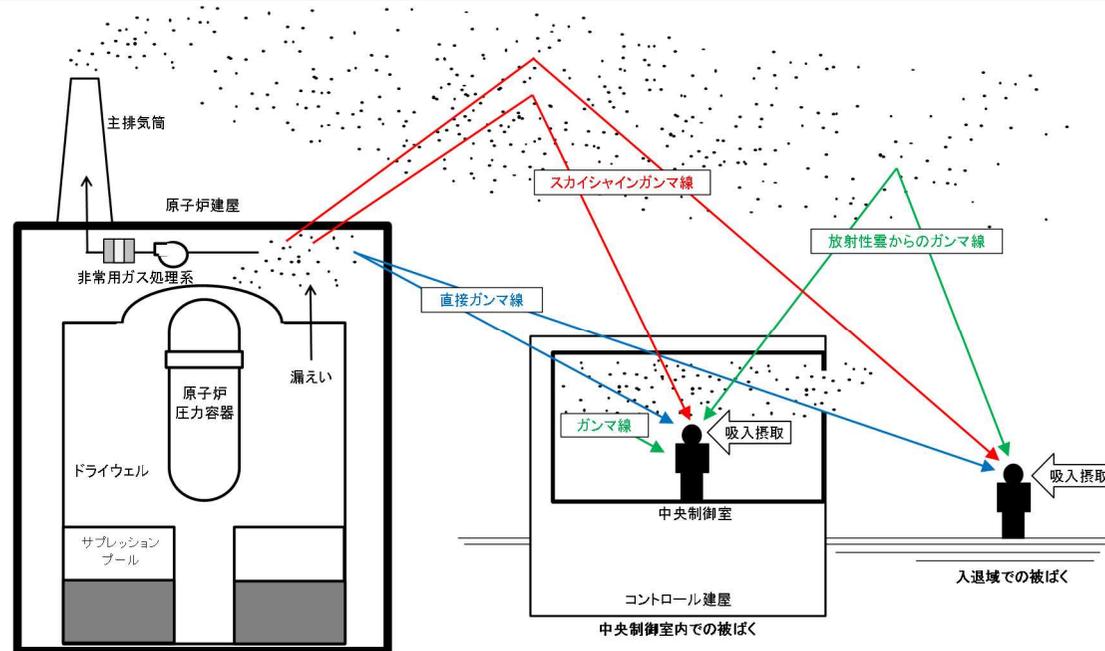
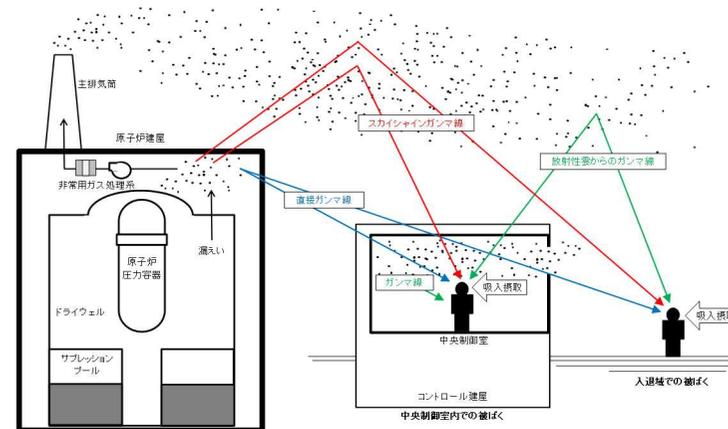


表1-6 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	事故後1時間まで：0.6%/日 1時間以降：0.3%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス：110時間 よう素：340時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	非常用ガス処理系よう素除去効率	99%
	非常用ガス処理系換気率	0.5回/日
	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線，スカイシャイン線評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（原子炉冷却材喪失）

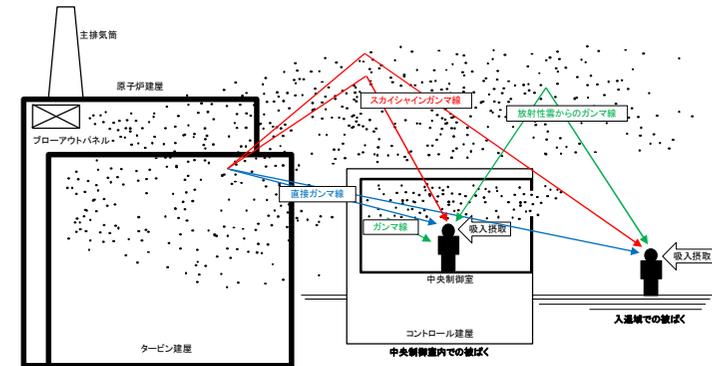
被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

30日間の実効線量
6号炉：約 13mSv
7号炉：約 22mSv

表1-7 中央制御室の居住性（設計基準事故：主蒸気管破断）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガス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
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	放出冷却材に含まれる量
	追加放出される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出	1%
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制の考慮	5直2交替
	直接線，スカイシャイン線 評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャイン線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（主蒸気管破断）

被ばく評価結果（主蒸気管破断）

30日間の実効線量
6号炉：約0.40mSv
7号炉：約0.58mSv

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	同上	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が瞬時に沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
サブプレッション プール水の無機 よう素に対する 除去効果	分配係数：100	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内での放射性物質の自然減衰		考慮する	漏えいまでの自然減衰を考慮	—
原子炉格納容器からの漏えい率		0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系	換気率	0.5回/日	同上	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	99%	同上	
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低，ドライウエル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。	
原子炉建屋内での放射性物質の自然減衰		考慮する	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考える。
事故の評価期間		30日間	同上	【解説 3.2】評価期間は，事故発生後 30日間とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
冷却材流出量	蒸気：16ton 水：24ton	内規に示されたと おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃し安全弁の設定圧に保たれる。
事象発生前の 原子炉冷却材中 の放射性物質濃 度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ 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	同上	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒から追加放出される放射性物質の量	I-131を 7.4×10^{13} Bqとし、それに応じ他のハロゲン等及び希ガス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	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された放射性物質の量	追加放出された放射性物質の1%	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他ハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	同上	
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日	同上	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
主蒸気隔離弁からの漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	同上	4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—
事故の評価期間	30日間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	【解説3.2】評価期間は、事故発生後30日間とする。

表1-1-3 放射性物質の大気中への放出量（30日間積算値）（6号及び7号炉共通）

評価事象	評価条件	放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 1.6×10^{16}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 5.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 3.4×10^{13}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 7.4×10^{11}

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ σ_{y0} 、 σ_{z0} を加算した総合的な拡散パラメータ Σ_y 、 Σ_z を適用する。
気象条件	柏崎刈羽原子力発電所の1985.10～1986.9 1年間の気象データ	同上	5.1.1(2) d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。
放出源及び放出源高さ	(原子炉冷却材喪失) 主排気筒 (主蒸気管破断) 原子炉建屋ブローアウト パネル	同上	4.1.1(2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。 4.1.2(7) g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 希ガス：110時間 よう素：340時間 (主蒸気管破断) 希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間	同上	【解説5.13】(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一つの方法である。 実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
累積出現頻度	小さい方から97%	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
建物の影響	考慮する	同上	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。
巻き込みを生じる代表建屋	(原子炉冷却材喪失) 原子炉建屋 (主蒸気管破断) 原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法(内規)に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散 評価地点	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口 (主蒸気管破断) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口	被ばく評価手法 (内規)に示され たとおり設定	5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 7.3.2(5) 相対濃度 χ /Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。 7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。
着目方位	(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位 (主蒸気管破断) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位	同上	5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建物の投影面積	(原子炉冷却材喪失) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向) (主蒸気管破断) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
巻き込みを生じる代表建屋の形状係数	1/2	同上	5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

表1-1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

		評価点	評価距離	評価方位	相対濃度/相対線量
原子炉冷却材喪失	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 1.5×10^{-4} (希ガス) 1.8×10^{-4} 7号炉 (よう素) 2.7×10^{-4} (希ガス) 3.0×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 1.4×10^{-18} 7号炉 2.3×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 7.6×10^{-5} 7号炉 7.7×10^{-5}
		D/Q (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 8.1×10^{-19} 7号炉 8.2×10^{-19}
主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 5.0×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.0×10^{-3} 7号炉 (よう素) 8.3×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.7×10^{-3}
		D/Q (Gy/Bq)	中央制御室 中心 6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 3.8×10^{-18} 7号炉 6.0×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.7×10^{-4} 7号炉 3.6×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	サービス 建屋入口 6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.4×10^{-18} 7号炉 2.4×10^{-18}

表1-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件
(原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-1に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ		同上
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
			6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。 7.1.1(1)c) 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。 同上 7.1.1(1)d) 7.1.2(1)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

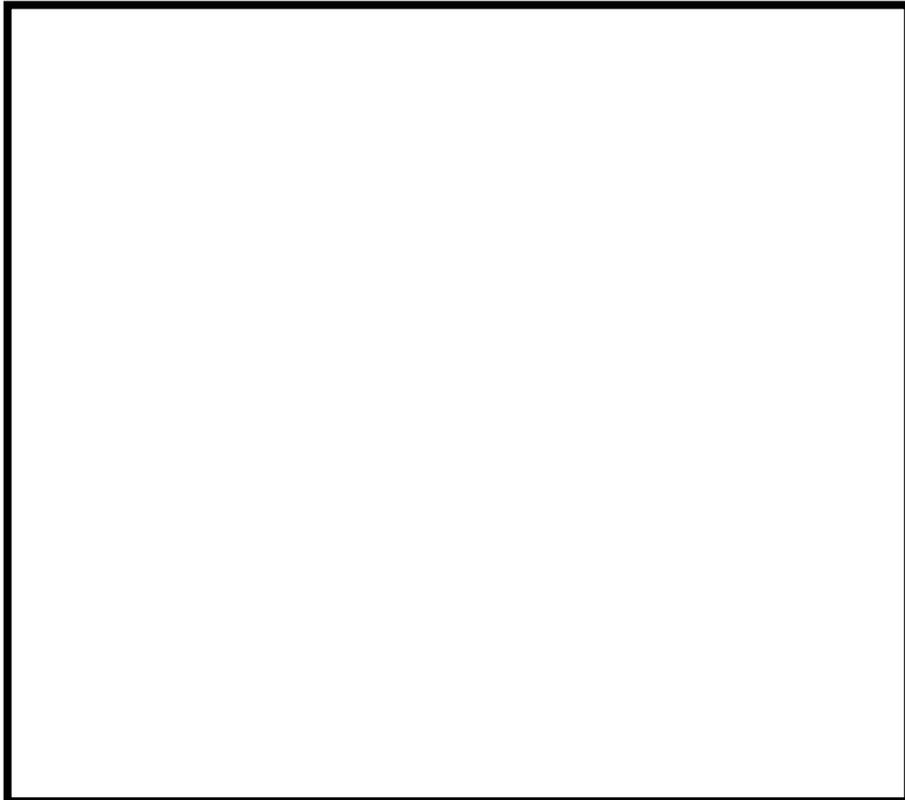


図1-1-1 6号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

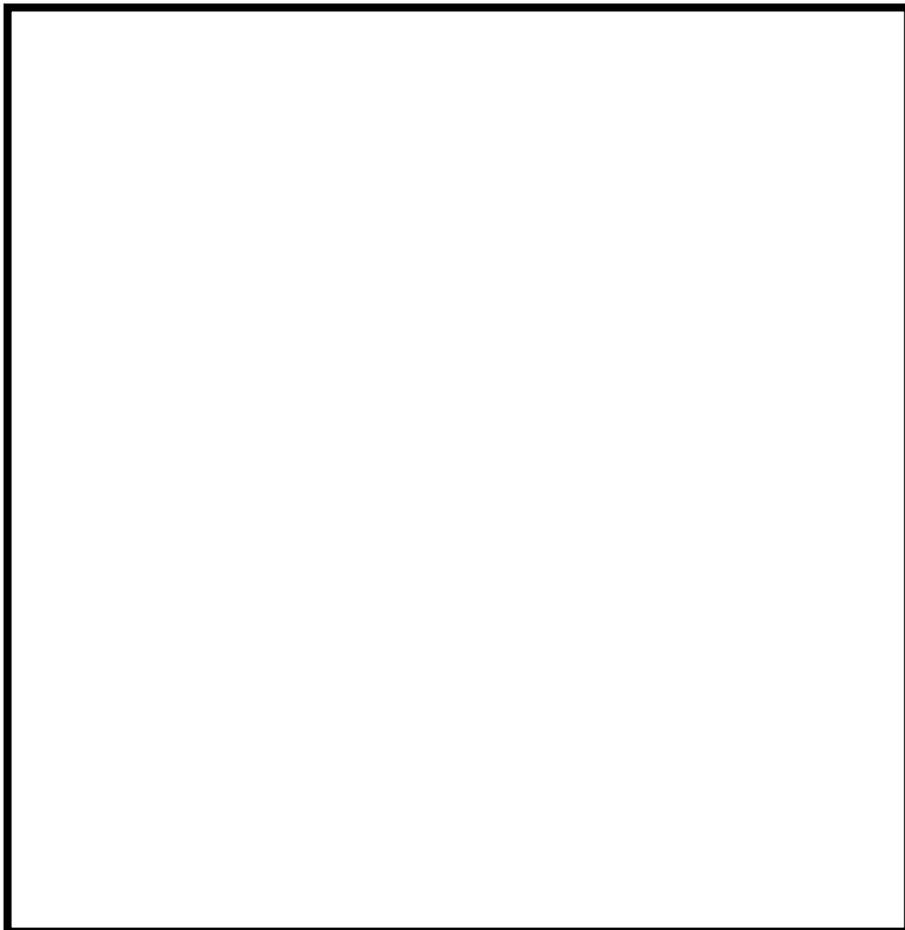


図1-1-2 7号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表1-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件
(主蒸気管破断) (1/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	タービン建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
	タービン建屋遮蔽厚さ		同上
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
計算モデル	タービン建屋遮蔽厚さ		7.1.1(3)c) 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。
	中央制御室遮蔽厚さ		同上
評価点		(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
			7.1.1(3)d) 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表1-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく評価条件

(主蒸気管破断) (2/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-2に基づき、以下の通り評価する。			
計算モデル	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり
		6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。	



図 1-1-3 6号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

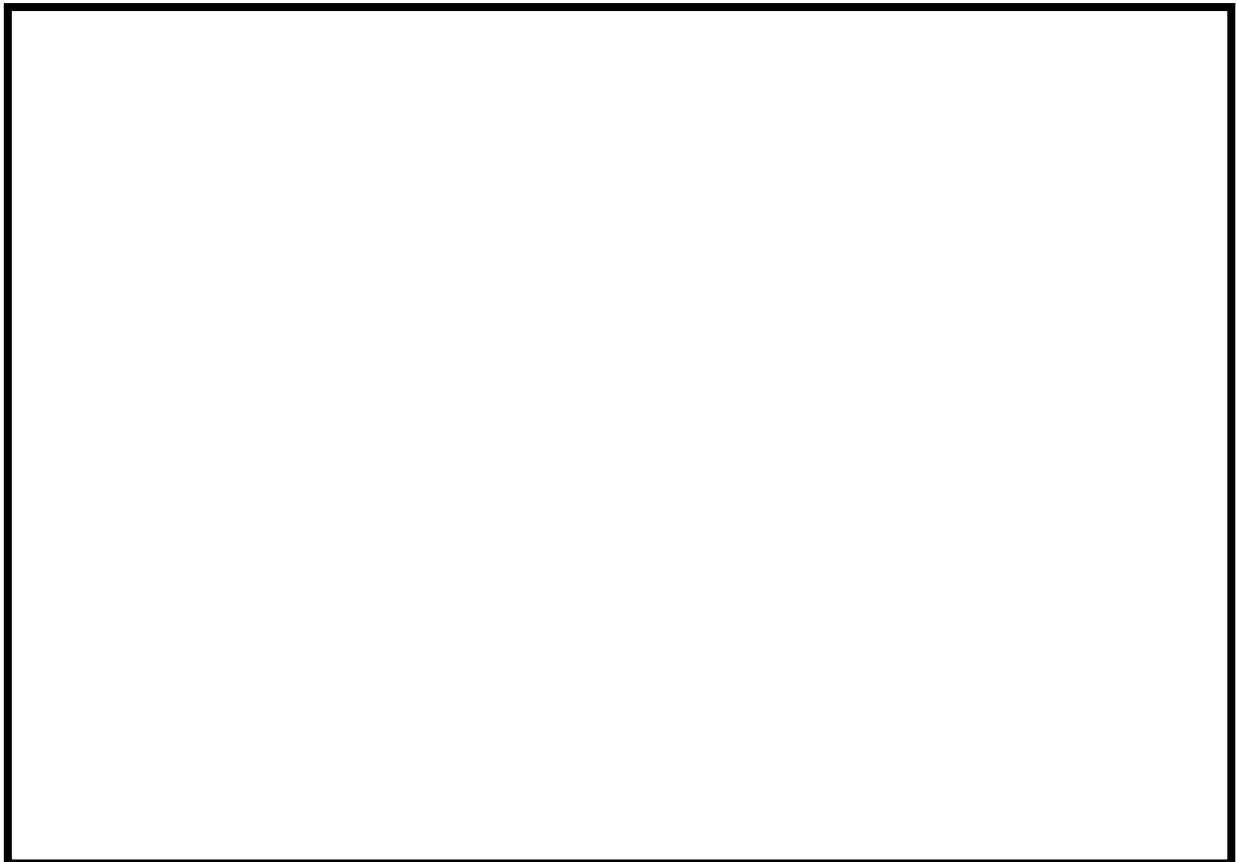


図 1-1-4 7号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表1-1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(原子炉冷却材喪失) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.2×10^{17}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	6.0×10^{19}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	3.2×10^{15}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{18}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.6×10^{17}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	1.2×10^{19}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	9.7×10^{14}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	3.0×10^{19}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.1×10^{18}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	3.0×10^{16}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0.0×10^0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	7.9×10^{21}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0.0×10^0
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	1.4×10^{18}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	5.1×10^{19}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	5.0×10^{20}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	7.4×10^{20}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	1.5×10^{19}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	3.3×10^{19}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.9×10^{18}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	1.9×10^{20}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	7.4×10^{20}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.6×10^{20}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	1.6×10^{20}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	6.9×10^{19}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	5.2×10^{16}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(主蒸気管破断) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.5×10^{14}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	3.8×10^{15}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	1.3×10^{13}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{15}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.0×10^{14}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	6.1×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	1.5×10^{16}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.1×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.5×10^{15}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	6.9×10^{13}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	2.1×10^{13}
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	9.4×10^{17}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	7.8×10^{11}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	2.4×10^{17}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	2.5×10^{17}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	2.0×10^{17}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	3.8×10^{17}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	8.3×10^{15}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	2.4×10^{15}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.1×10^{15}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	6.5×10^{16}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	4.6×10^{16}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.8×10^{16}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	2.0×10^{16}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	2.0×10^{16}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	8.5×10^{13}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-10 防護措置の条件 (1/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
中央制御室換気空調系	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 外気少量 取込* 7号炉 停止	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 停止 7号炉 外気少量 取込*	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
中央制御室換気空調系処理空間容積	20,800m ³		設計値を基に設定	7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。
中央制御室バウンダリへの空気流入量	10,400m ³ /h (空気流入率 0.5回/h)		試験結果（0.3回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定	2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。

※ 外気少量取込時には排風機を使用するが、排風機は定格風量でのみ運転可能な設備であり、風量バランスはあらかじめ設定しているダンパ開度によって調整することから、排風機によって過剰な空気流入を発生させることはない。
なお、風量バランス、ダンパ開度については試験によって確認を行っている。

表1-1-10 防護措置の条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
チャコール・フィルタの除去効率	90%		設計値を基に設定	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
マスクによる防護係数	考慮しない		—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
交代要員の考慮	5直2交替		被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。

1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

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

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

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

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

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

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに

より代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表 1-2-1 から表 1-2-4 に示す。

表 1-2-1 棄却檢定表 (風向)
 檢定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-2 棄却検定表（風速）
 検定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-3 棄却檢定表 (風向)

檢定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-4 棄却検定表（風速）
 検定年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 4 月～2013 年 3 月
 （%）

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

線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。また、着目方位は、図1-2-1～図1-2-8に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。

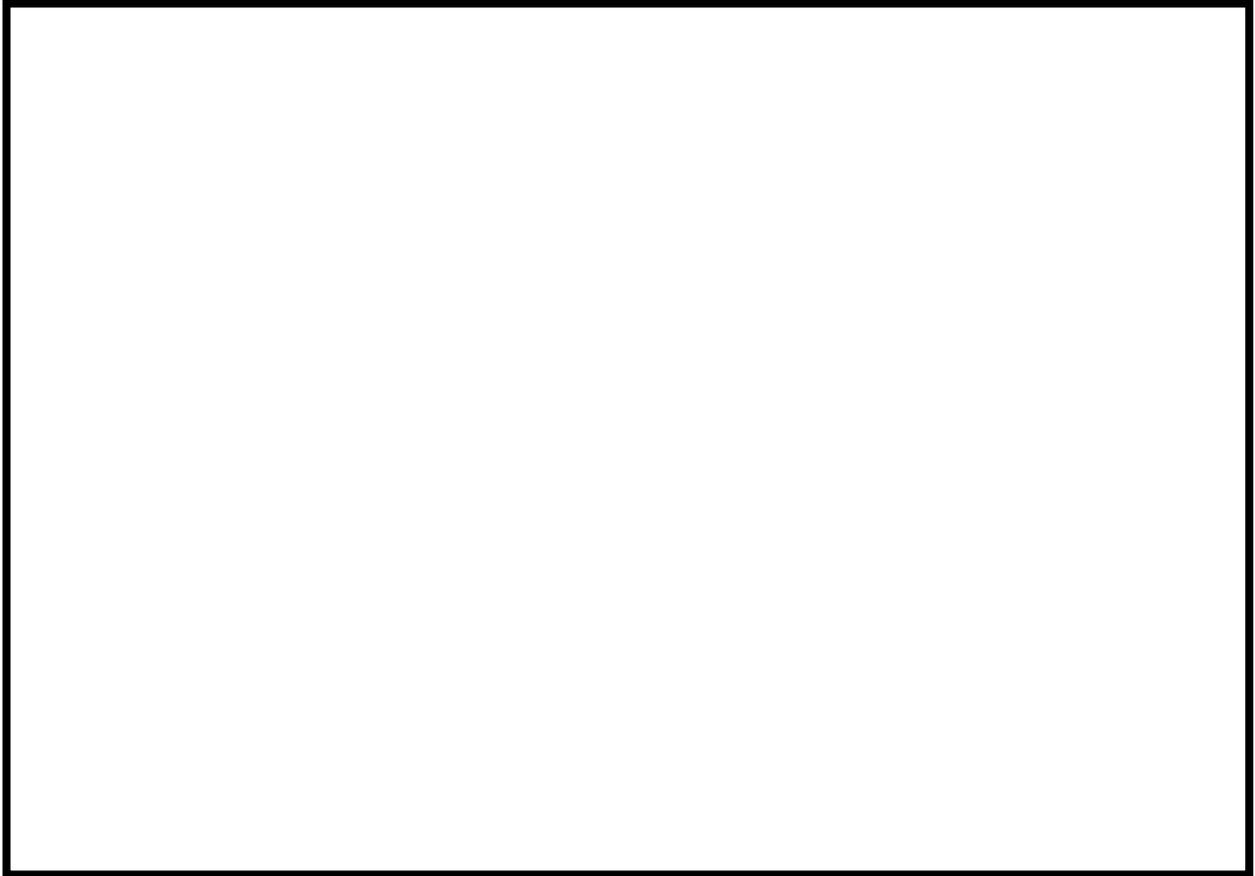


図1-2-1 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

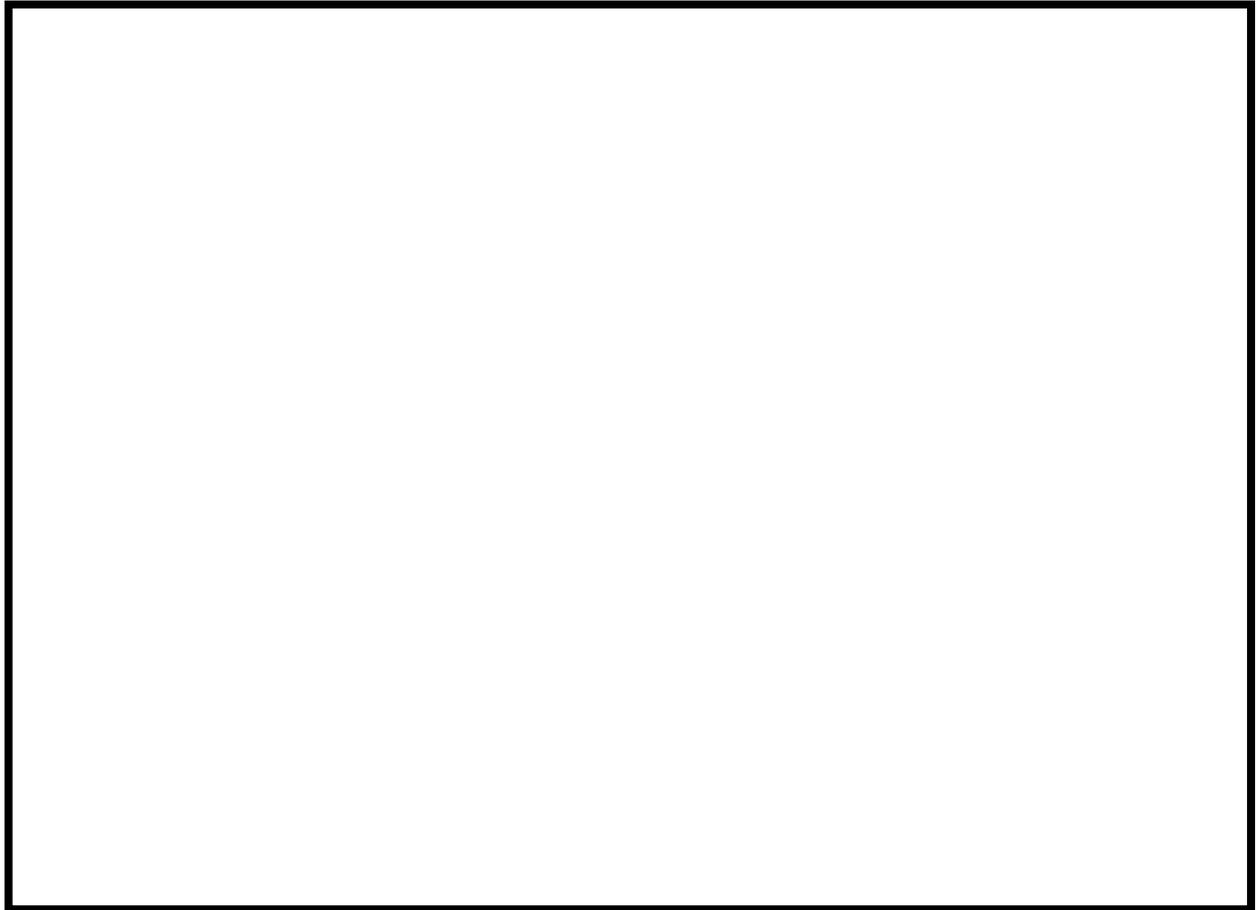


図1-2-2 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-3 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

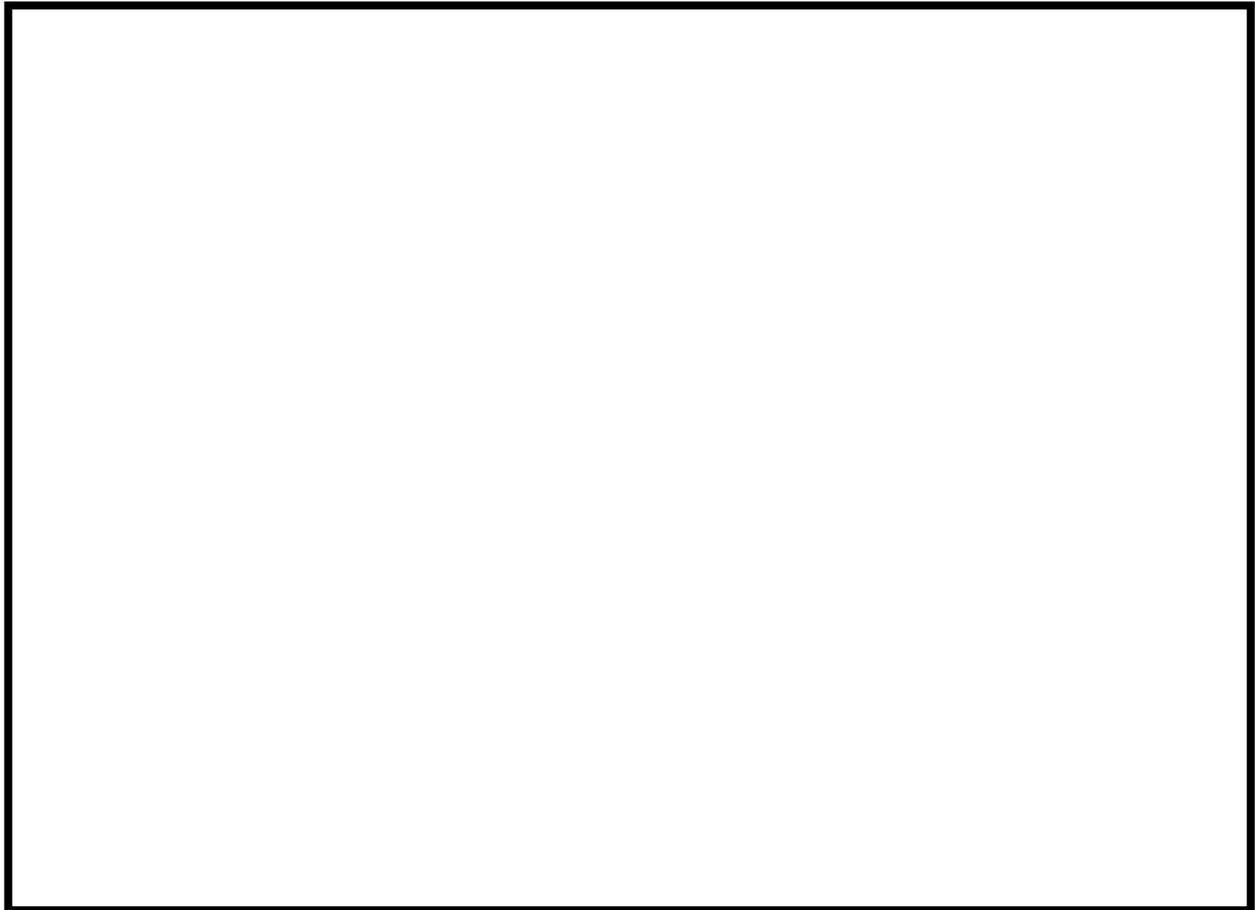


図1-2-4 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-5 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

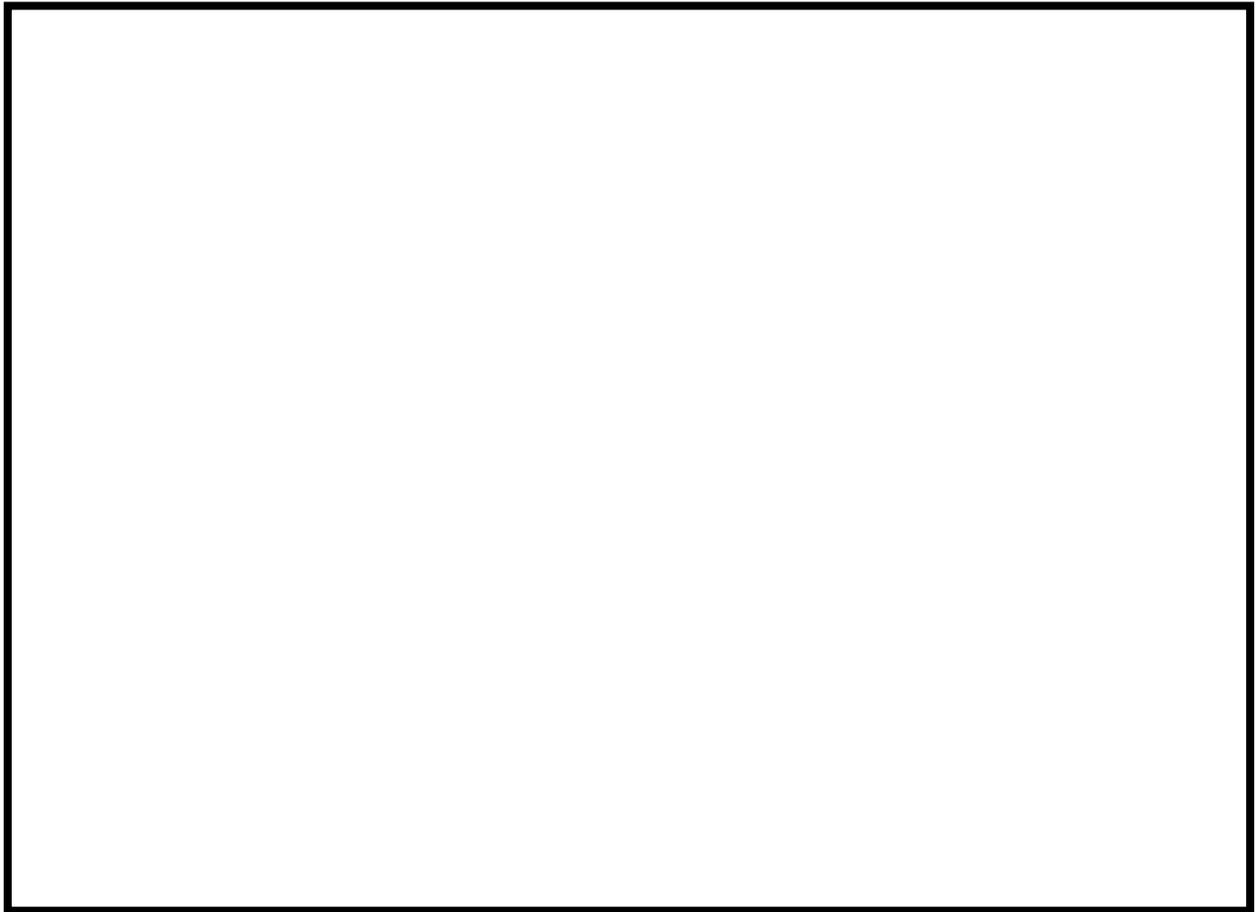


図1-2-6 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-7 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1-2-8 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1-3 空気流入率試験結果について

被ばく評価手法（内規）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、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室について平成22年3月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.30回/h（±0.0063（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を以下に示す。

表1-3-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	平成22年3月16日～平成22年3月17日（6号炉運転中，7号炉運転中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室		
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：（測定値－平均値）／平均値（％）	
	A系	-9.3～9.5%	
	B系	-9.7～9.6%	
試験手法	全サンプリング点による試験手法		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	*均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。	—	※1
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	*特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。	—	*特定の区画を除外せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している	
試験結果	系統	空気流入率（±以下は95%信頼限界値）	
	A系	0.30回/h（±0.0063）	
	B系	0.25回/h（±0.0057）	
特記事項	※1 下部中央制御室も中央制御室と見なした。		

1-4 運転員の交替について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、平常時の直交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを表1-4-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表1-4-2に示す。なお、表1-4-2においては、A班が訓練明けの1直に入った際に事故が発生したと仮定している。

表1-4-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25（12時間55分）
2直	21：00～8：55（11時間55分）

表1-4-2 直交替スケジュール（①：1直，②：2直）

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②			
B班											①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②	
C班			①	①	②	②															①	①	②	②						①	①
D班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E班	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②				

A班の最初の入域もカウントし、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の最大値を評価すると、A班の

中央制御室滞在時間：198時間40分（1直8回+2直8回）

入退域滞在時間：8時間0分（入退域数32回，1回あたり15分）

が最大となる。

1-5 内規^{*1}との整合性について

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉はBWR型原子炉施設なので，原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)d)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。 3.2(2)d)3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)e)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及びe)は、並列に進めている。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

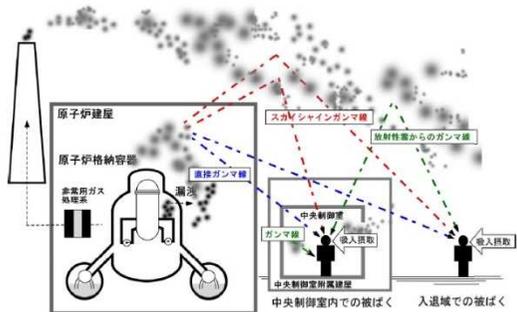
3.3 判断基準

「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない（※1）【解説3.2】。

3.3 →内規のとおり

「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。



(a) BWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

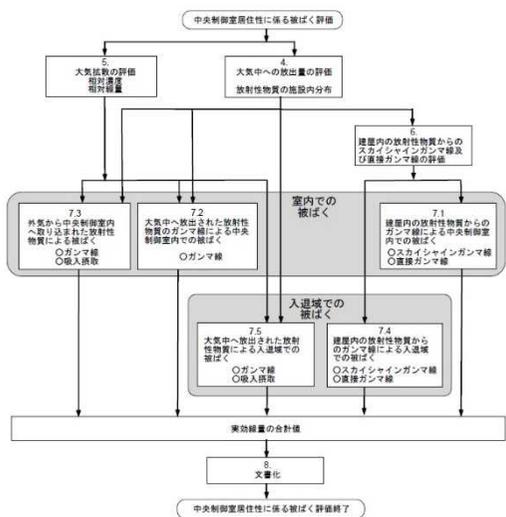


図3.2 評価の手順

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="622 231 1086 630" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="403 646 1097 678">図4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）</p> <div data-bbox="488 694 996 1284" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="403 1316 1097 1348">図4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p data-bbox="1310 199 2027 327">4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p> <p data-bbox="1310 646 1780 678">→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p> <p data-bbox="1310 1316 1780 1348">→図4.2の放出経路でよう素を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2 →内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他の</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

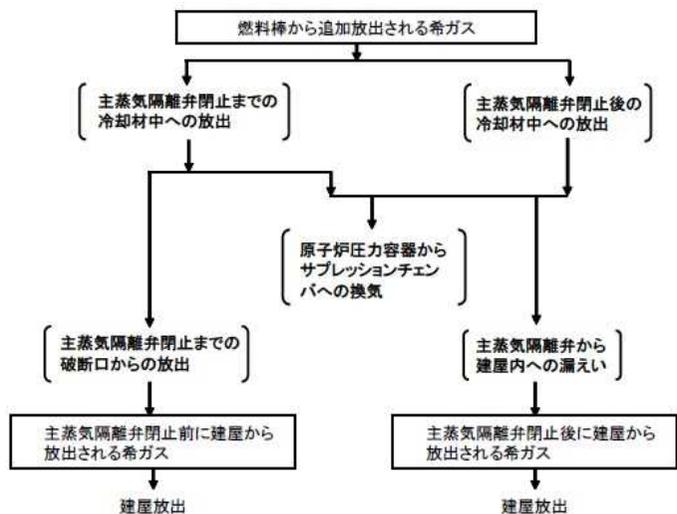


図4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

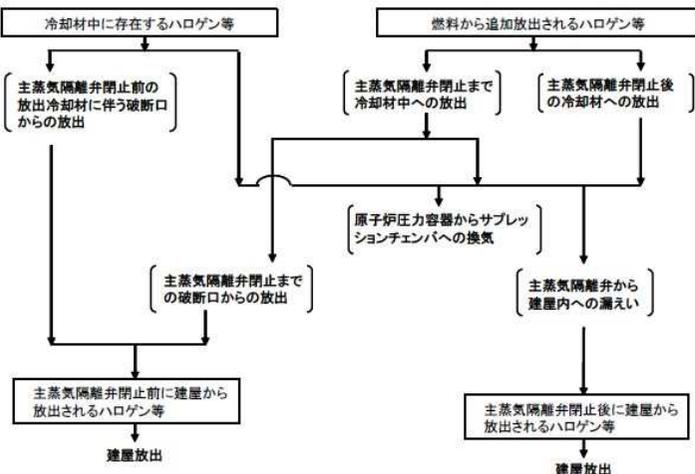


図4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR 型原子炉施設）

ハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。

4.1.2(7)g 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。

→図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

→図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル^(参3)を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>$\chi(x, y, z)$</td> <td>: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向をx軸、その直角方向をy軸、鉛直方向をz軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) σ_y及びσ_zは、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3項に示す方法で計算する。</p>	$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1 →内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																							
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																							
z	: 評価点の高さ	(m)																							
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

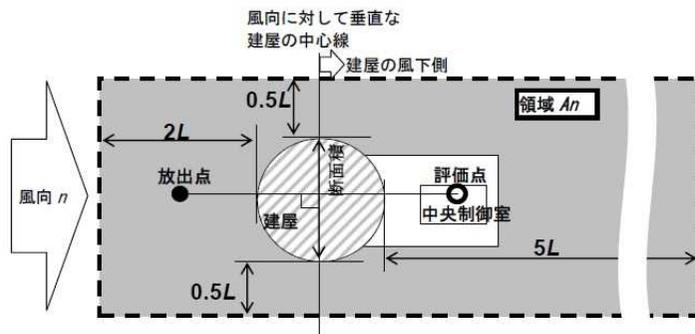
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 気象データ 風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}，σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y，Σ_zを適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は，次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) Σ_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) Σ_z : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_y : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_{y0} : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{z0} : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋の影響を受けるため，(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2 を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (1/2 < c < 2) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は σ_{y0}、σ_{z0} が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)、a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4) 式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z \cdot U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点 (x, y, z) の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) \sum_y : 建屋の影響を加算した濃度の y 方向の拡がりのパラメータ (m) \sum_z : 建屋の影響を加算した濃度の z 方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4)式で濃度を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,0)$</td> <td>: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(参4)。 ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。 建屋の影響の有無の判断手順を、図5.2に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で評価している。</p> <p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)														
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)														
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)														
\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)														
\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)														

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

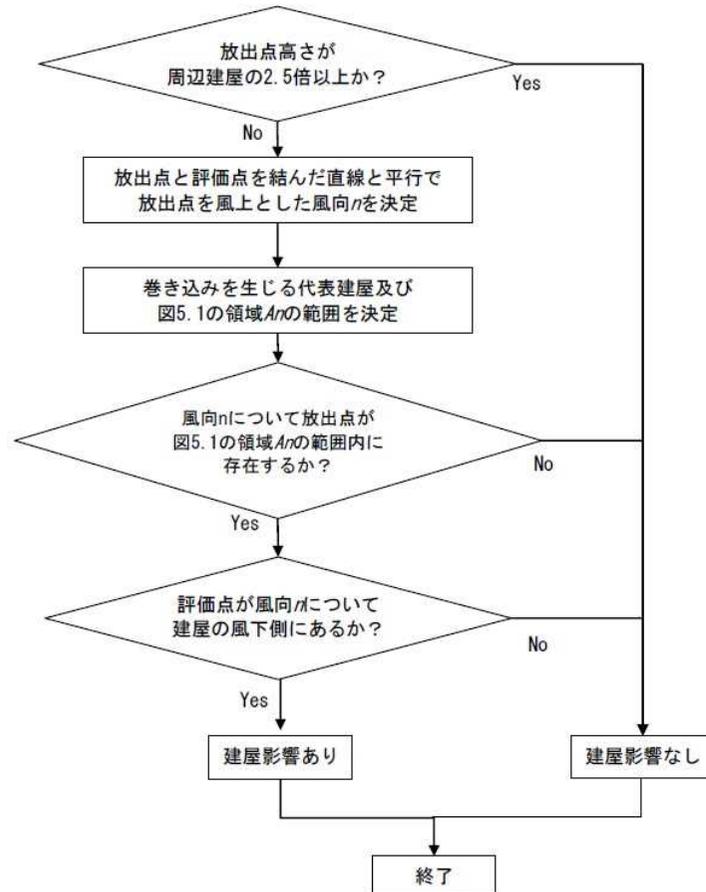


図5.2 建屋影響の有無の判断手順

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方

a) 「5.1.2原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。

b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。

建屋影響を受けない通常の大気拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取り入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図5.3)

5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。

5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

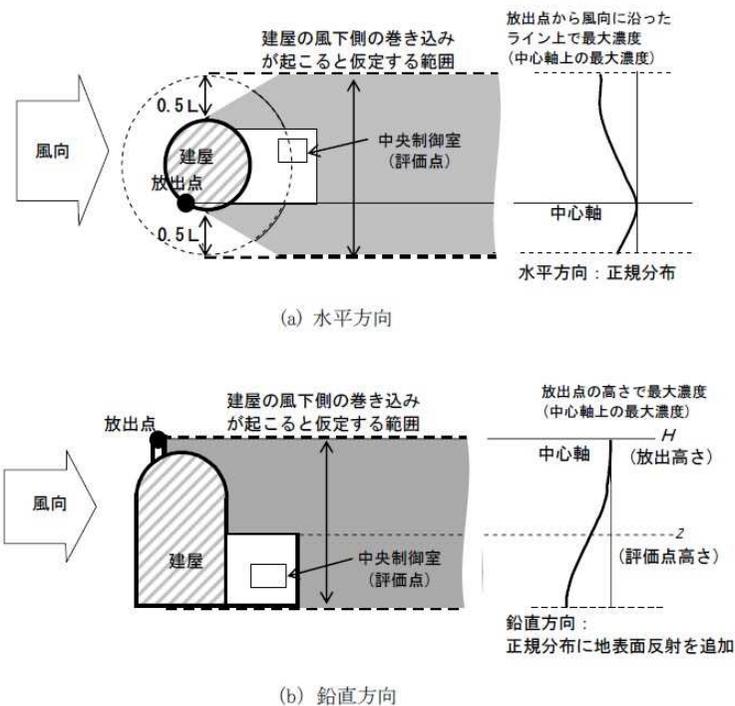


図5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況													
<p>(3) 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>a) 巻き込みを生じる代表建屋</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。 <div data-bbox="430 539 1093 802" style="text-align: center;"> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気を取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。 2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。 <ol style="list-style-type: none"> i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。 	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。</p> <p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に外気少量取込を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。 iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{y0}、σ_{z0}の値を適用してもよい。 <p>c) 着目方位</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。 	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属するコントロール建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

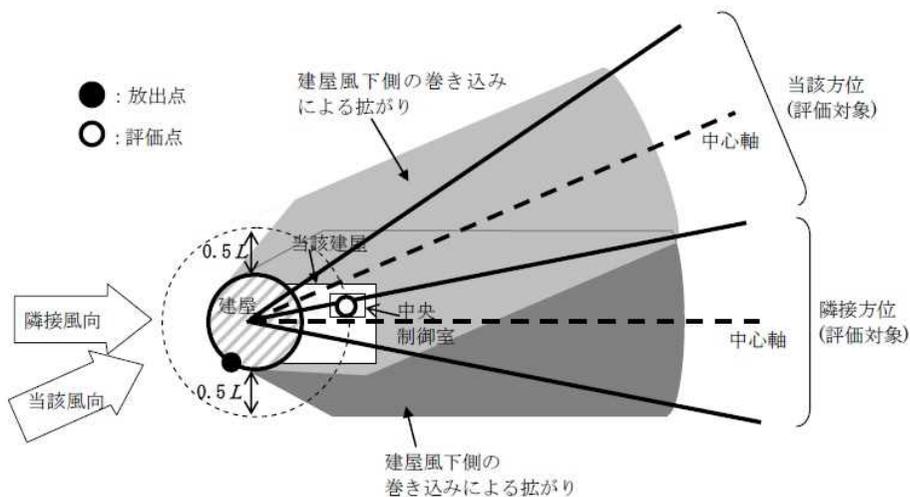


図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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）

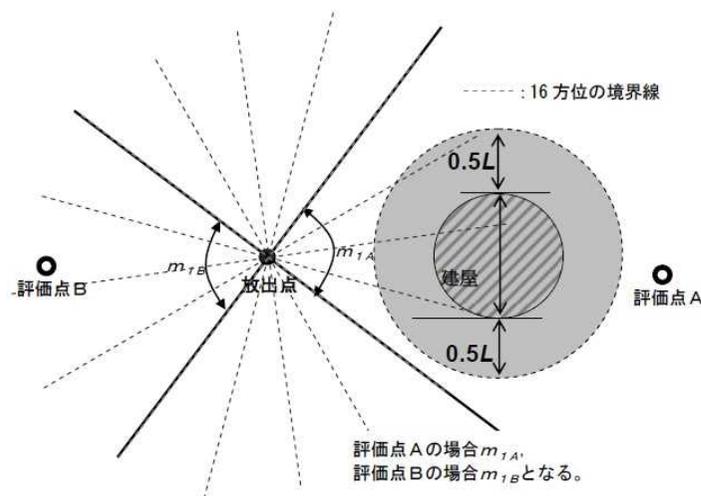
制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.5のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説5.8】。

全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。

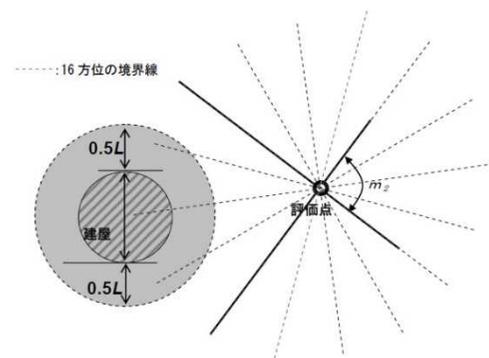


注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図5.6に示す方法を用いることができる。

評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説5.8】。



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図5.5及び図5.6は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図5.7に示す。

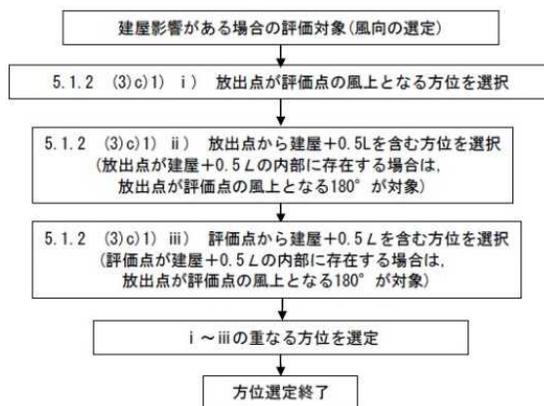


図5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建屋の巻き込み評価をしている。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。</p> <div data-bbox="593 391 918 654" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図5.9に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説5.11】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。</p> <div data-bbox="593 1077 929 1340" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y, σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(※3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p>x : 風下距離 (km)</p> <p>σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p>$\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子θは、$\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$とし、図5.10の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。$\theta(0.1\text{km})$の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式のσ_1, a_1, a_2, a_3の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2 θ_{01} : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
θ_{01}	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

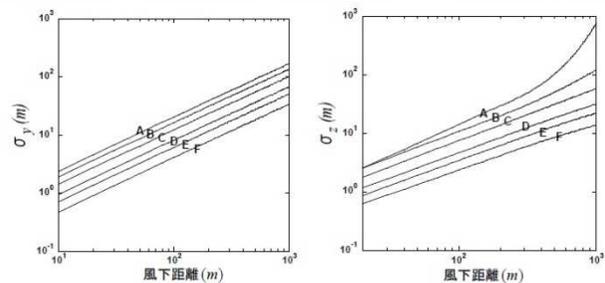
(a) 風下距離が 0.2km 未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(b) 風下距離が 0.2km 以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(a) y 方向の拡がりのパラメータ (σ_y) (b) z 方向の拡がりのパラメータ (σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>図5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅h の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。</p> <p>h 及び θ は、次のとおりである^(参3)。</p> $h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$ $\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$ <p>h : 濃度が1/10 になる高さ (m) θ : 角度因子 (deg) x : 風下距離 (m)</p> <p>5.2 相対濃度 (χ/Q)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方 事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(参3)によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <p>χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3) T : 実効放出継続時間 (h) $(\chi/Q)_i$: 時刻iの相対濃度 (s/m^3) δ_i^d : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 $\delta_i^d = 1$ 時刻iで、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$</p> <p>a) この場合、$(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって$(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p>	<p>5.2.1 →内規のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5.2.2 →内規のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(1)a) $(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																	
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <table border="0"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>:評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>:放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>:時刻<i>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8 時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内の一様分布すると仮定して(5.12)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <table border="0"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>:放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>x</td> <td>:放出源から評価点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>:時刻<i>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	z	:評価点の高さ	(m)	H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	x	:放出源から評価点までの距離	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																																
z	:評価点の高さ	(m)																																
H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)																																
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																																
σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																																
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																																
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																																
H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)																																
x	:放出源から評価点までの距離	(m)																																
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																																
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																																

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 70%;">\$(\chi/Q)_i\$: 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="width: 30%; text-align: right;">(s/m³)</td> </tr> <tr> <td><i>H</i> : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><i>z</i> : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><i>U_i</i> : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td><i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m²)</td> </tr> <tr> <td><i>c</i> : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{yi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{zi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p>	\$(\chi/Q)_i\$: 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)	<i>H</i> : 放出源の高さ	(m)	<i>z</i> : 評価点の高さ	(m)	<i>U_i</i> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	<i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)	<i>c</i> : 形状係数	(-)	\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
\$(\chi/Q)_i\$: 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)																				
<i>H</i> : 放出源の高さ	(m)																				
<i>z</i> : 評価点の高さ	(m)																				
<i>U_i</i> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
<i>A</i> : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)																				
<i>c</i> : 形状係数	(-)																				
\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化処理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(参5)によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">D</td> <td style="padding-right: 10px;">: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td style="text-align: right;">($\mu\text{Gy}/s$)</td> </tr> <tr> <td>K_I</td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td style="text-align: right;">$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$</td> </tr> <tr> <td>$E$</td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td style="text-align: right;">(MeV/dis)</td> </tr> <tr> <td>μ_a</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td style="text-align: right;">($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>μ</td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">($1/m$)</td> </tr> <tr> <td>r</td> <td>: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>$B(\mu r)$</td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td>$\chi(x', y', z')$</td> <td>: (x', y', z')の濃度</td> <td style="text-align: right;">(Bq/m^3)</td> </tr> </table> <p>$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$は、$0.5\text{MeV}$のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)	K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$	E	: ガンマ線の実効エネルギー	(MeV/dis)	μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1/m$)	μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/m$)	r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)	$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq/m^3)	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)																							
K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot s} \right)$																							
E	: ガンマ線の実効エネルギー	(MeV/dis)																							
μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1/m$)																							
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/m$)																							
r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)																							
$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq/m^3)																							

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z)$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次のa), b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びヨウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びヨウ素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ヨウ素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6 →内規のとおり</p> <p>6.(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6.(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1) →内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びヨウ素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びヨウ素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ヨウ素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<small>(参6, 参7, 参8)</small>とする。</p>	<p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_S = \int_0^T D_S dt$$

$$D_S = \sum_E \sum_{\ell} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV \quad \dots\dots\dots (6.1)$$

- H_S : 実効線量 (Sv)
- T : 計算期間 (s)
- D_S : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2s)$)
- μ_l' : 散乱エネルギー E' に於ける物質 ℓ の線減衰係数 (1/m)
- $K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数 (Gy/(γ/m^2))
- $B(E', b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (-)
- X_m : 領域 m の透過距離 (m)
- r : 散乱点から計算点までの距離 (m)
- V : 散乱体積 (m^3)
- N : 空気中の電子数密度 (electrons/ m^3)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 ($m^2 / steradian$)
- θ : 散乱角 (radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。
 i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参8)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \quad \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (-)
- X_j : 領域 j の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m)
- X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合^(参6, 参7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m) x_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 ($\gamma/m^2 \cdot \text{weight}$) $\text{weight} = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m^2) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は，点減衰核積分法を用いる。ただし，(6.4)式の内容と同等で，技術的妥当性が認められる場合には，使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式^(参6, 参7, 参9)とする。</p>	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は，点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-bR}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> H_d : 実効線量 (Sv) $K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数 (Sv/(γ/m^2)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m^3) $B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数 (-) μ_i : 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数 (1/m) l_i : 物質 i の透過距離 (m) R : 微小体積 dV から計算点までの距離 (m) V : 線源体積 (m^3) </p>	
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次のa)及びb)のとおり, 想定事故に対し, すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説7.1】。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及びPWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など, 事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては, 入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定する。ただし, 直交替の設定を平常時のものから変更する場合, 事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを, 3.2(1)に示した被ばく経路について, 7.1から7.5までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については, 入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については, 平常時の直交替を基に設定している。</p>
<p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路について, 運転員の被ばくを, 7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する (図7.1)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については, 運転員の被ばくを, 7.1.1から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="515 231 1052 574" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="649 598 918 638" data-label="Caption"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="324 646 1220 678" data-label="Caption"> <p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> </div> <p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

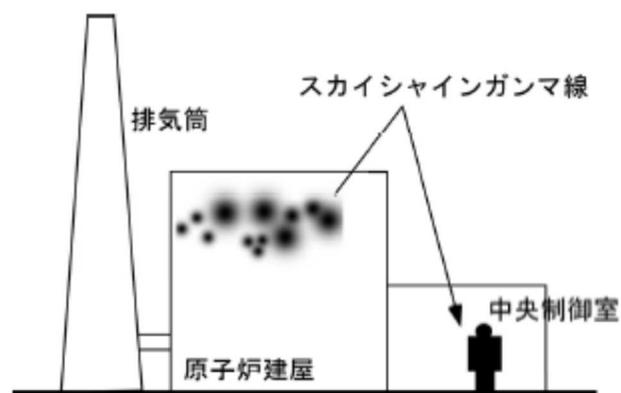


図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.4）。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量

×直交替による滞在時間割合*1

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$

7.1.1(3) →内規のとおり

7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算し評価している。

7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。

7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。

7.1.1(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。

7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。

7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 236 1064 614" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="459 638 1064 710" data-label="Caption"> <p>図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 758 1299 1284" data-label="List-Group"> <p>7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.5）。 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1} <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> </div>	<div data-bbox="1321 758 2027 1292" data-label="List-Group"> <p>7.1.2 →内規のとおり</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p> </div>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="459 247 1097 654" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="510 678 1057 742" data-label="Caption"> <p>図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> </div> <div data-bbox="235 782 1299 1284" data-label="List-Group"> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.7）。 b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。 d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日/4) / (24h×30日) </div>	<div data-bbox="1317 805 2027 1292" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> 7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。 7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。 </div>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

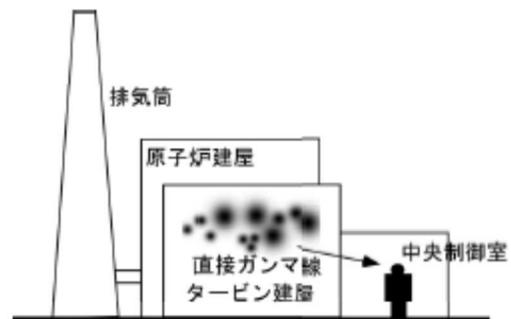
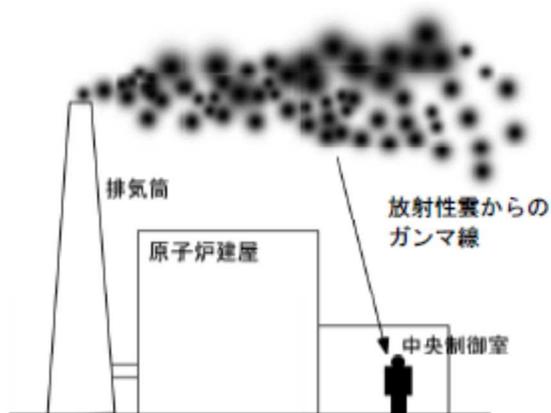


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく

(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する（図7.8）。



(a) BWR 型原子炉施設

図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による
中央制御室内での被ばく経路

(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。

7.2 →内規のとおり

7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。

7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p>H_γ : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_\gamma(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu'X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_{γ} : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m³) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots (7.3)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (γ線0.5MeV換算) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

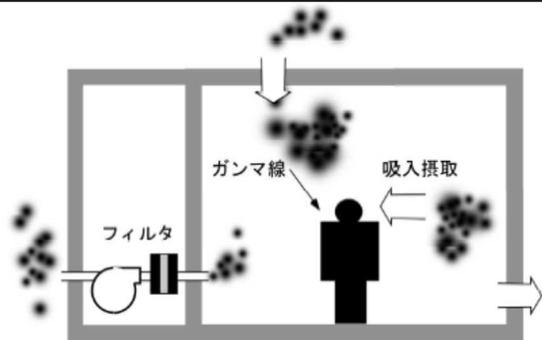


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。

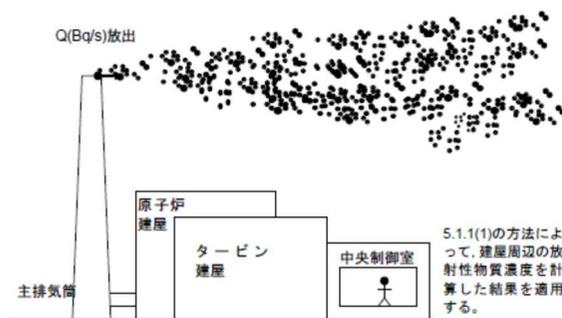


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

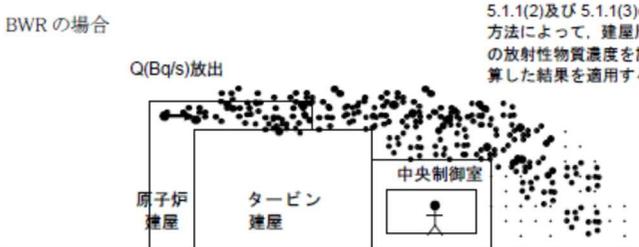
建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。

7.3.1 →内規のとおり

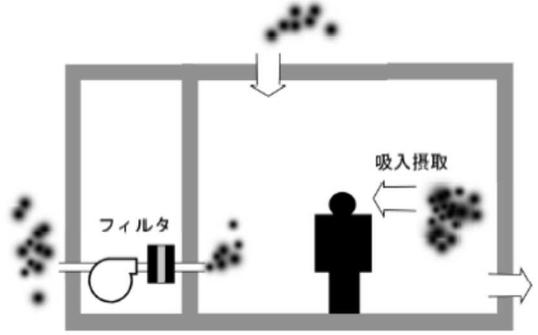
7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p>  <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室換気空調系及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、換気空調系の設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 時刻 t における区画 i の核種 k の放射性物質の量 (Bq) V_i : 区画 i の体積 (m^3) E_{ij}^k : 区画 j から i の経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ij} : 区画 j から i の体積流量 (m^3/s) λ^k : 核種 k の崩壊定数 ($1/s$) $S_l^k(t)$: 時刻 t における外気取入口 l での核種 k の濃度 (Bq/m^3) α_l : 外気取入口 l からの外気取入量 (m^3/s) $(\chi/Q)_l$: 評価点 l の相対濃度 (s/m^3) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s) α_l : 空気流入量 (m^3/s) 空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積) $S_l^k(t)$: 空気流入を計算する核種 k の濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_l$: 空気流入に対する評価点 l の相対濃度 (s/m^3) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日/4）／（24h×30日）</p> <p>ここで，外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_e C_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$ <p>H_i : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_e : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_i(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (I-131等価量) (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>  <p>図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく</p>	<p>7.3.3 →内規のとおり</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。</p> <p>外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p>H_i : 要素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_w : 要素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (Bq/m^3) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内だけに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4 →内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
 - μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
 - R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
 - $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³)
 - T : 計算期間(30日) (s)
- (注)30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(※5)によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m²))
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

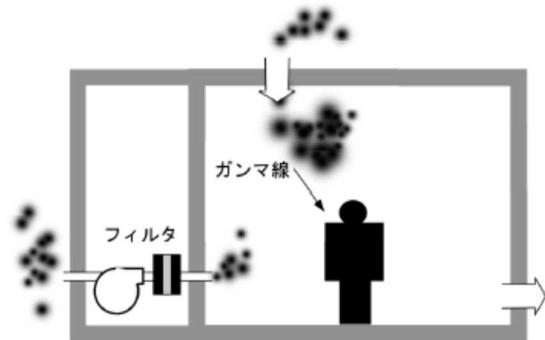
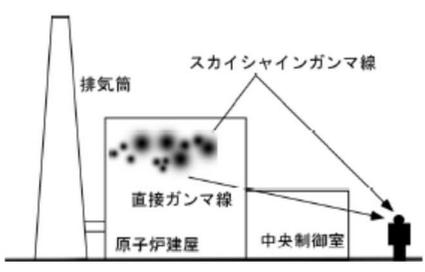
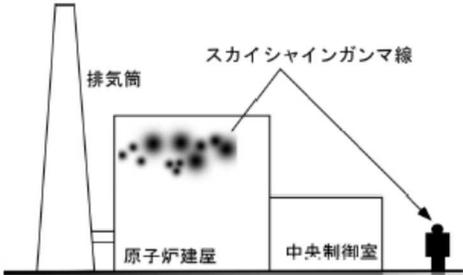
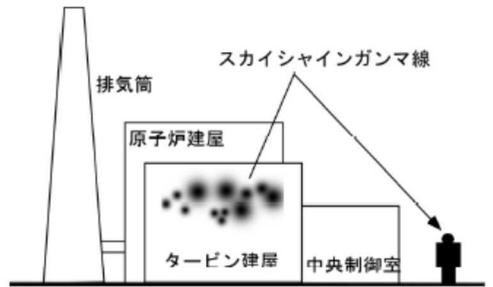
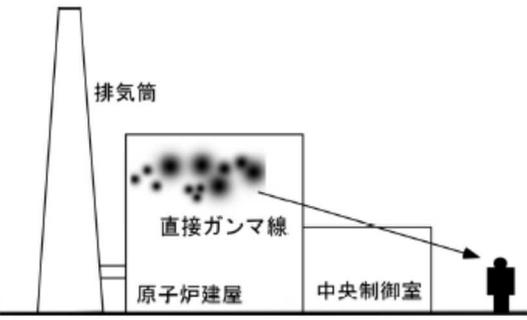


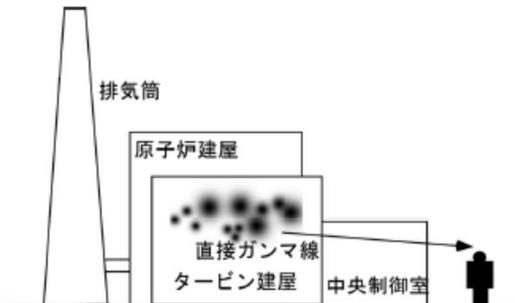
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{sp}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div style="text-align: center;">  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> </div> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1 →内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2 →内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

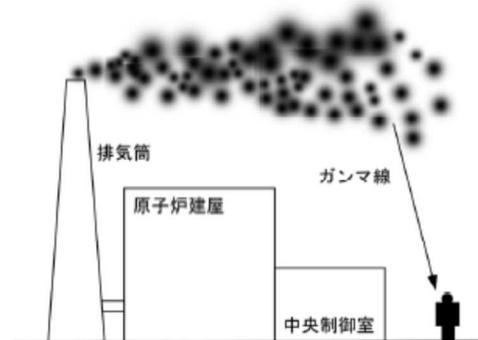
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.20）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p> <div data-bbox="548 678 1008 981" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="504 1029 1041 1316" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<p>7.5 →内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図7.23）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_y = \int_0^T K(D/Q)Q_r(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p>H_y : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_r(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.1 →内規のとおり</p> <p>7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）

制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR 型原子炉施設

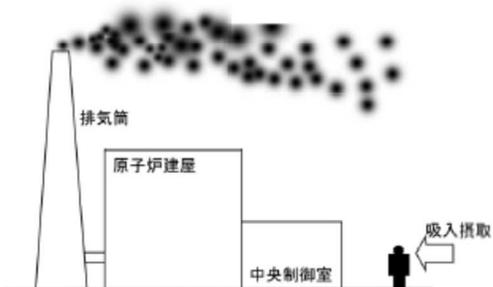
図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による
入退域時の被ばく

7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。
- (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。
 - b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。

7.5.2 →内規のとおり

- 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。
- 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。
 - 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

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）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。 内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_e(\chi/Q)Q_i(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p> H_i : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_e : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への 換算係数 (Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) $Q_i(t)$: 時刻<i>t</i>におけるよう素環境放出率 (I-131等価量) (Bq/s) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>  <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく</p>	<p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

運用，手順説明資料

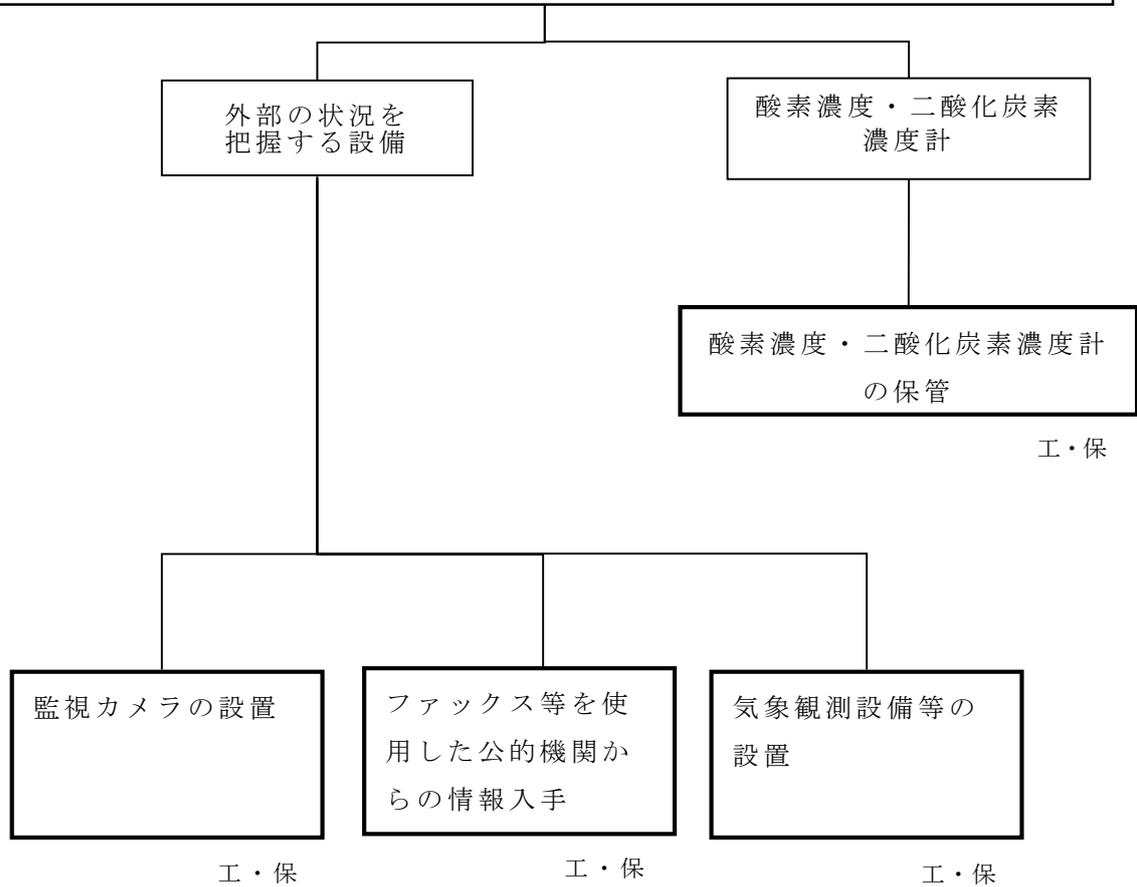
第26条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則第26条）
 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。

【条文要求】（技術基準規則第38条）
 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針、添付書類） 保：保安規定（運用手順に係る事項、下位文書含む） 核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六、八への反映事項】</p> <p>：添付六、八に反映 ：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）</p>
--	---

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第26条 原子炉制御室等 (技術基準規則対象条文 第38条 原子炉制御室等)	外部の状況を 把握する設備	運用・手順	手順に基づき，発電用 原子炉施設の外部の状 況を把握する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	酸素濃度・二酸 化炭素濃度計	運用・手順	手順に基づき，酸素濃 度・二酸化炭素濃度計 により中央制御室の居 住環境の確認を行う。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表1 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準事故設備		点検項目	点検頻度
送受話器 (警報装置を含む)	ハンドセット, スピーカー	外観点検 機能確認	1回/年
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	PHS 端末		
	FAX		
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
衛星電話設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
無線連絡設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))	プロセス計算機	外観点検 機能確認	1回/年
	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	SPDS 表示装置	外観点検 機能確認	1回/年
局線加入電話設備	加入電話機	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
	加入 FAX		
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
統合原子力防災ネ ットワークを用い た通信連絡設備	TV 会議システム	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	IP-電話機		
	IP-FAX		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年

第 3 1 条： 監視設備

< 目 次 >

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための基本方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第 31 条第 1 項に対する基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 モニタリング・ポスト
 - 2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
 - 2.1.2 モニタリング・ポストの電源
 - 2.1.3 モニタリング・ポストの伝送
 - 2.2 放射能観測車
 - 2.3 気象観測設備
3. 別添
 - 別添 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用，手順説明資料
監視設備

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 31 条及び技術基準規則第 34 条を第 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 31 条, 技術基準規則第 34 条 要求事項

設置許可基準規則 第 31 条 (監視設備)	技術基準規則 第 34 条 (計測装置)	備考
<p>発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 炉心における中性子束密度 二 炉周期 三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度 四 一次冷却材に関する次の事項 <ul style="list-style-type: none"> イ 放射性物質及び不純物の濃度 ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量 五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位 六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率 七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度 八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度 九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度 十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度 十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同 	<p>追加要求事項 設置許可基準規則（解釈 5）</p>

設置許可基準規則 第 31 条（監視設備）	技術基準規則 第 34 条（計測装置）	備考
	<p>じ。) 内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</p> <p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>十五 敷地内における風向及び風速</p>	
—	<p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p>	追加要求事項
—	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	追加要求事項

1.2 適合のための基本方針

1.2.1 設置許可基準規則第31条第1項に対する基本方針

周辺監視区域境界付近には、モニタリング・ポスト及びモニタリング・ポイントを設置し、さらに放射能観測車により放射線測定を行う。

モニタリング・ポストは、常用電源に接続しており、常用電源復旧までの期間、無停電電源装置により電源を供給できる設計とする。また、モニタリング・ポストから中央制御室、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に警報を発信する設計とする。また、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

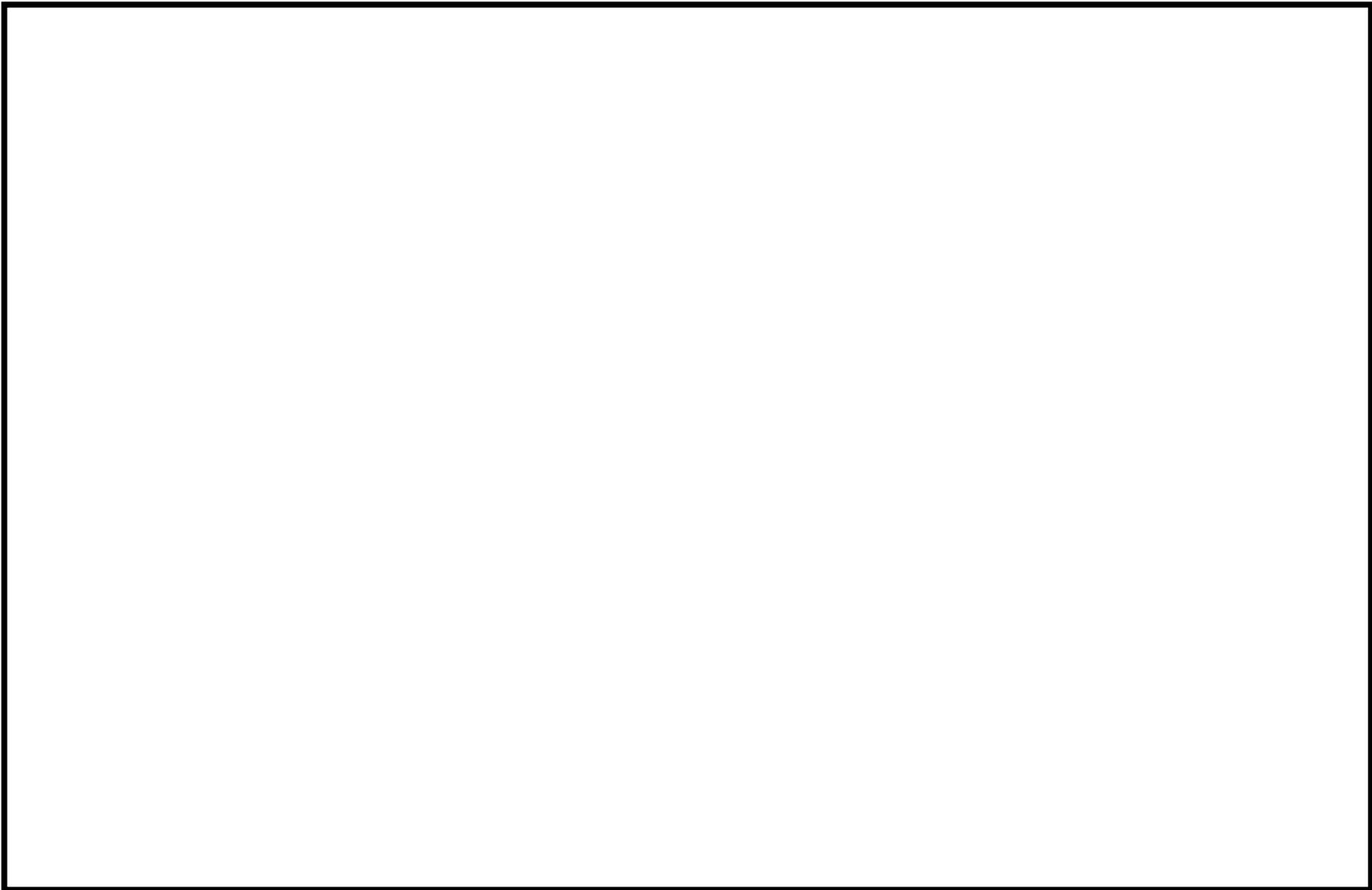
2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 モニタリング・ポスト

2.1.1 モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト 9 台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室及び緊急時対策所に警報を発信できる設計とする。配置図を第 2.1-1 図，計測範囲等を第 2.1-1 表に示す。



第 2.1-1 図 モニタリング・ポストの配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.1-1 表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ ポスト	NaI (Tl) シンチレーション式	10 ~	計測範囲で可変	各 1	周辺監視区 域境界付近 (9 箇所)
	イオンチェンバ	10^8 nGy/h		各 1	

NaI (Tl) シンチレーション式

イオンチェンバ



(モニタリング・ポストの写真)

2.1.2 モニタリング・ポストの電源

モニタリング・ポストの電源は、常用電源 2 系統に接続しており、常用電源喪失時は、専用の無停電電源装置により常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。また、重大事故等の発生により、12 時間以上常用電源が復旧しない場合に、重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機による給電が可能な設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は、約 19 時間ごとに給油を行う。

無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様を第 2.1-2 表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図等を第 2.1-2 図に示す。

第 2.1-2 表 無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間 ^{※3}	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に 1 台 計 9 台	1.5kVA (3.0kVA) ^{※1} (5.0kVA) ^{※2}	蓄電池	約 15 時間以上	—	常用電源喪失時に自動起動し、常用電源復旧までの期間を担保する。
モニタリング・ポスト用発電機	1 台 / 3 局 計 3 台	40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後 15 時間以内に手動起動させ、約 19 時間ごとに給油を行いつつ、常用電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため、機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより対応する。

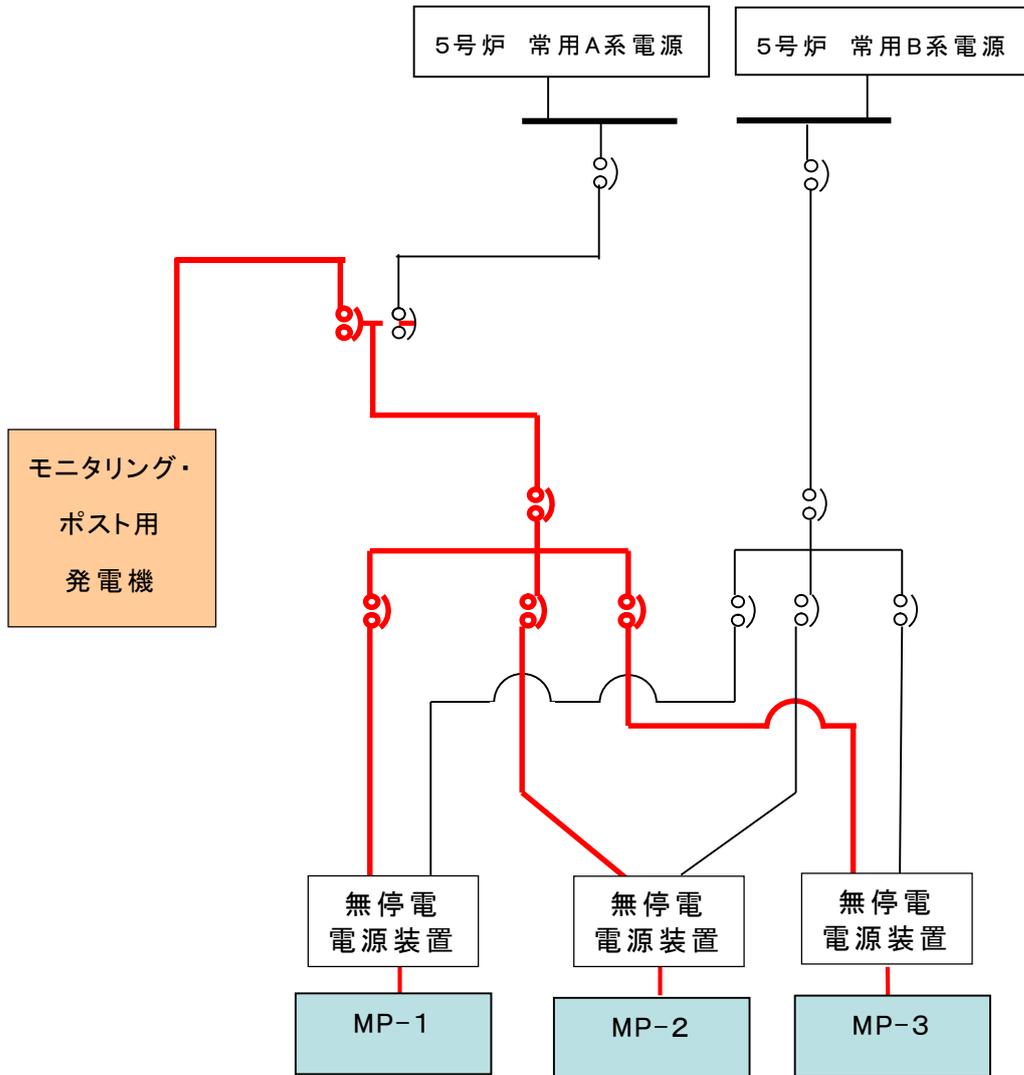
※1 モニタリング・ポスト 1, 5

※2 モニタリング・ポスト 8

※3 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

○電源構成概略

(3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9 についても同様。)



第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

○外観写真



(無停電電源装置の写真)



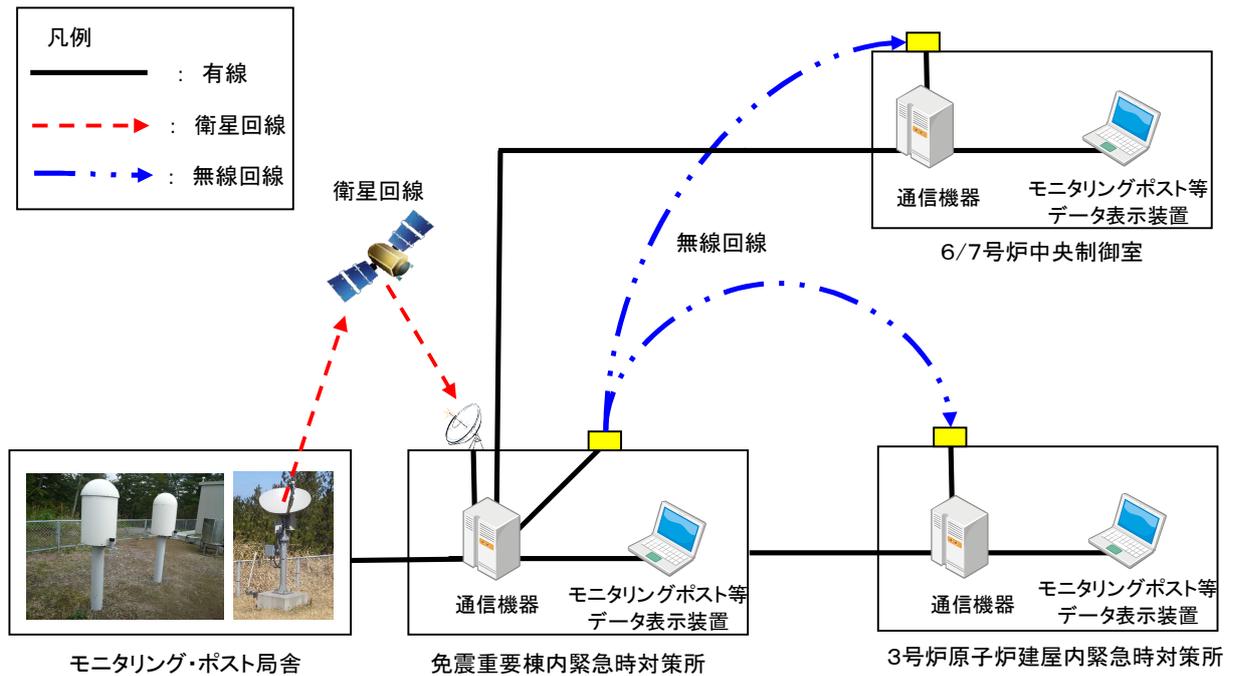
(モニタリング・ポスト用発電機の写真)

第 2.1-2 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

2.1.3 モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送は、建屋間において有線と、衛星回線又は無線回線により多様性を有した設計とする。

モニタリング・ポストの伝送概略図を第 2.1-3 図に示す。



第 2.1-3 図 モニタリング・ポストの伝送概略図

2.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視、測定、記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取、測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各1台、合計2台保有しており、融通を受けることが可能である。更に、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を第2.2-1表に、放射能観測車の保管場所を第2.2-1図に示す。

第2.2-1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

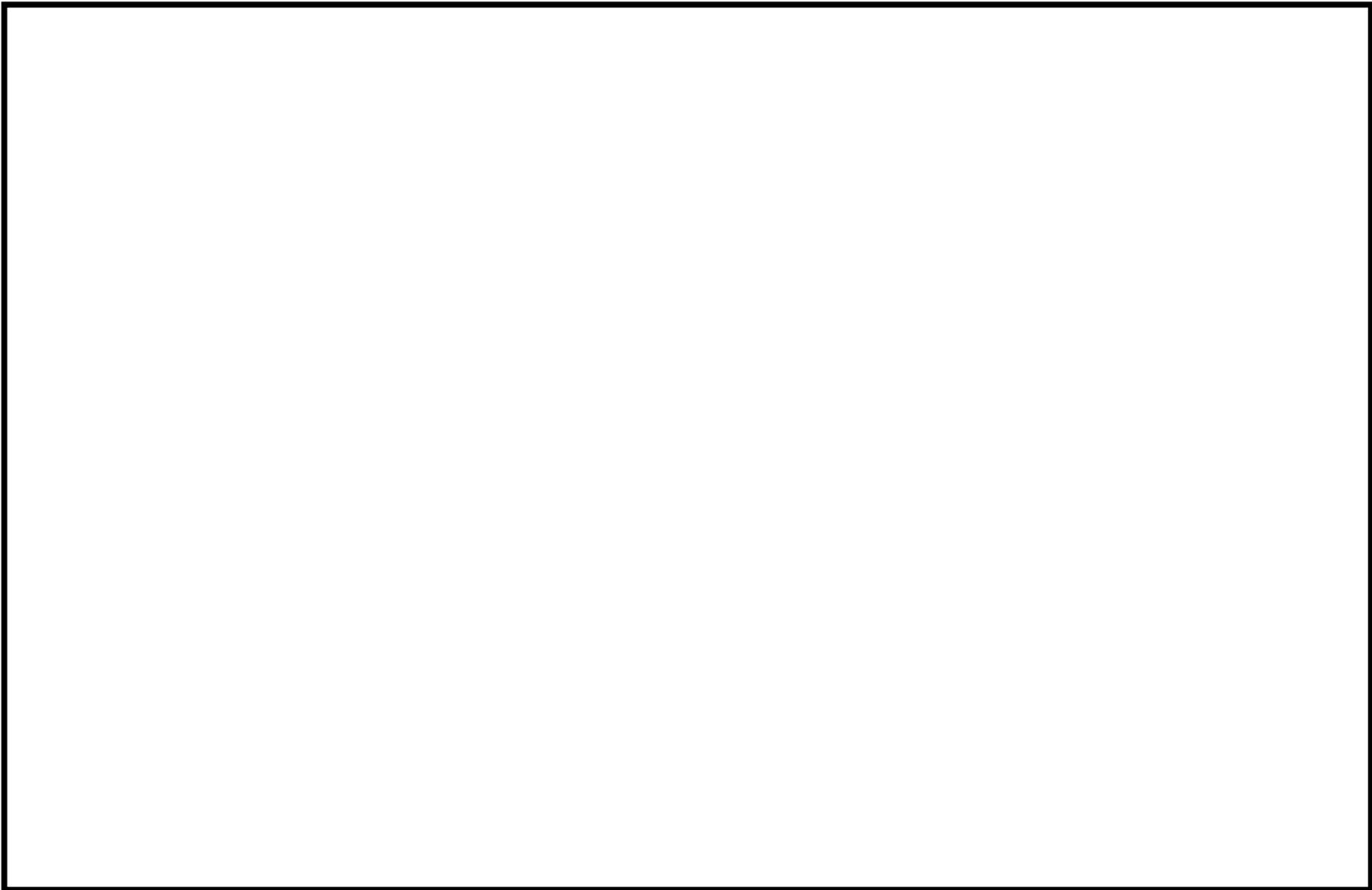
名称	検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	電離箱 10 ⁸ nGy/h	サンプリング記録	1
	GM計数装置	GM管 1 ⁶ カウント	サンプリング記録	1
	よう素測定 装置	NaI(Tl) シンチレーション 1 ⁶ カウント	サンプリング記録	1

(その他主な搭載機器) 個数 : 各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・PHS端末
- ・衛星電話設備(携帯型)
- ・風向, 風速計



(放射能観測車の写真)



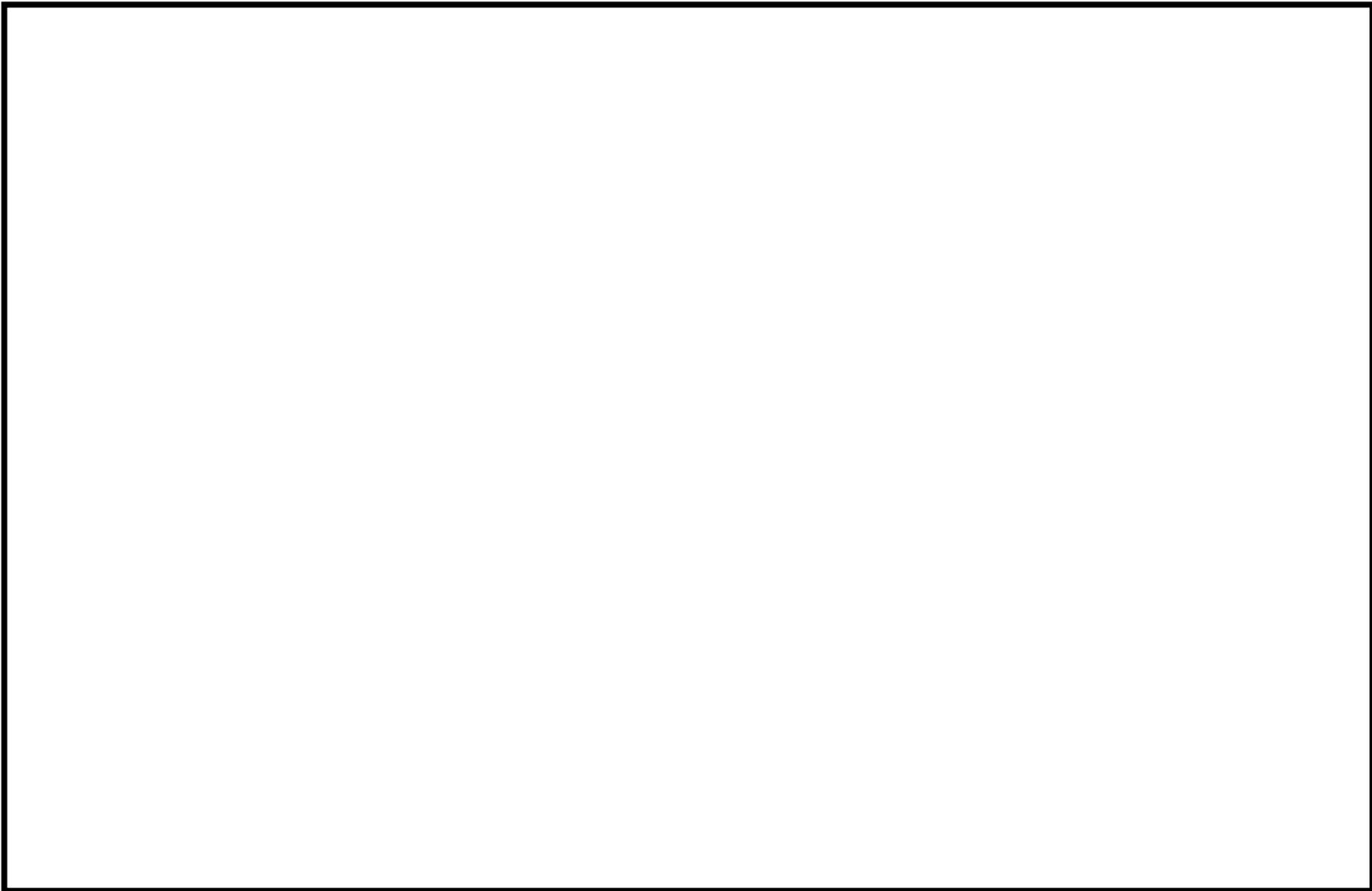
第 2.2-1 図 放射能観測車の保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.3 気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

気象観測設備の配置図を第 2.3-1 図、測定項目等を第 2.3-1 表、伝送概略図を第 2.3-2 図に示す。



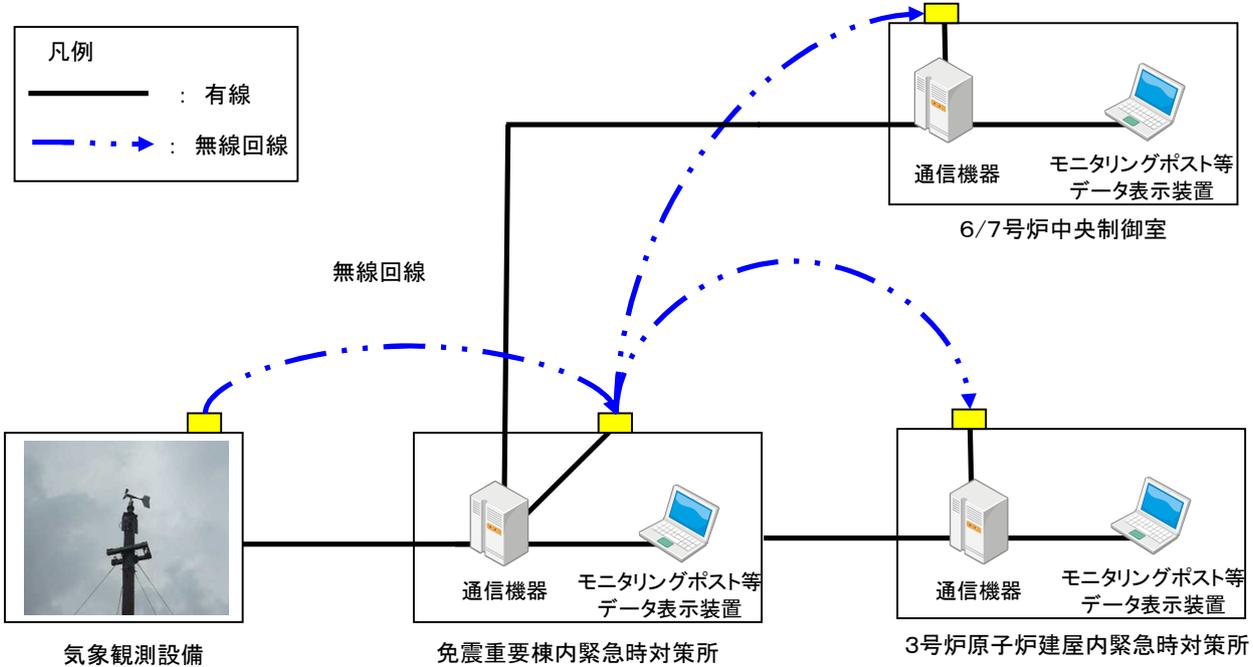
第 2.3-1 図 気象観測設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 2.3-1 表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
(気象観測設備の写真)	
 <p>放射収支計</p>	 <p>日射計</p>
 <p>風車型風向風速計 (地上高10m)</p>	 <p>ドップラー型風向風速計 (標高85m, 160m)</p>
台数：各 1 台 (測定項目) 風向※，風速※ 日射量※，放射収支量※ 雨量，温度等	(記録) 有線回線及び無線回線にて中央制御室 及び緊急時対策所に表示する。また， そのデータを記録し，保存する。

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目



第 2.3-2 図 気象観測設備の伝送概略図

別添

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

運用，手順説明資料
監視設備

第 31 条 監視設備

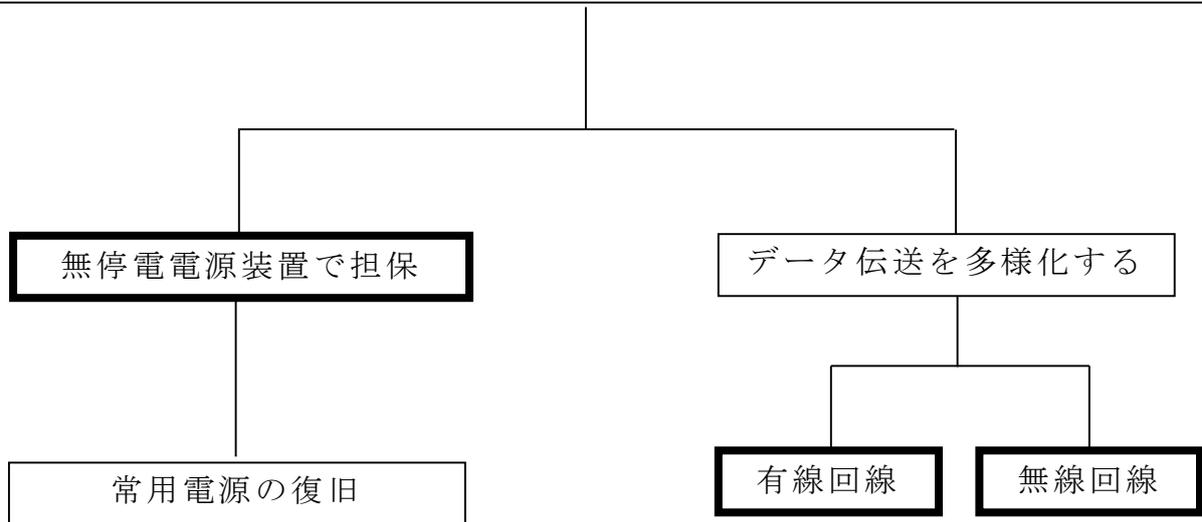
【条文要求】

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

【解釈】

5 第 31 条モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。

また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）

保：保安規定（下位文章含む）

核：核防規定（下位文章含む）

【添付六，八への反映事項】



：添付六，八に反映



：当該条文に関係しない

（他条文での反映事項他）

運用，手順に係る運用対策等（設計基準）

設置許可条文	対象項目	区分	運用対策等
第 31 条 監視設備	無停電電源装置	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	有線回線	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	無線回線	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—