

第9条：溢水による損傷の防止等

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第九条第1項に対する基本方針
 - 1.2.2 設置許可基準規則第九条第2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 設計上対処すべき施設を抽出するための方針
 - 2.2 考慮すべき溢水事象
 - 2.3 溢水源及び溢水量の想定
 - 2.3.1 想定破損による溢水
 - 2.3.2 消火水の放水による溢水
 - 2.3.3 地震起因による溢水
 - 2.3.4 その他の溢水
 - 2.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
 - 2.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針
 - 2.5.1 没水の影響に対する設計方針
 - 2.5.2 被水の影響に対する設計方針
 - 2.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針
 - 2.5.4 その他の要因による溢水に対する設計方針
 - 2.5.5 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針
 - 2.6 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する設計方針
 - 2.7 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
 - 2.8 溢水によって発生する外乱に対する設計方針
3. 別添
 - 別添1 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
 - 別添2 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 溢水による損傷の防止
 - 別添3 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水影響評価における確認プロセスについて

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「設置許可基準規則」という。）第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（以下「技術基準規則」という。）第十二条を第 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九条及び技術基準規則第十二条要求事項

設置許可基準規則第九条 (溢水による損傷の防止等)	技術基準規則第十二条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)	備考
安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	追加要求事項
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加要求事項

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第九条第 1 項に対する基本方針

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、設置許可基準規則第九条及び第十二条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発第1408064号原子力規制委員会決定）」（以下「評価ガイド」という。）も参照し、以下のとおり選定する。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動並びに使用済燃料プール等のスロッシングにより発生した溢水を考慮し、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻、**降水**等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては、溢水防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて、最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.2.2 設置許可基準規則第九条第2項に対する基本方針

放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損すること等により、当該容器又は配管から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

その上で、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器として上記の中から、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能

を維持するため、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、並びに使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールの給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1、2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。

なお、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、溢水により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第2.1-1表に示す。

なお、抽出された溢水防護対象設備のうち、以下の設備は溢水影響を受けても、必要とされる安全機能を損なわないことから、溢水による影響評価の対象として抽出しない。

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから、溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても、没水、被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

フェイルセーフ設計となっている機器であり、溢水の影響により動作機能を損なった場合においても、安全機能に影響がない機器。

(4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし、代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

2. 防護対象設備の選定

2.1 防護対象設備の選定

「設置許可基準規則」第九条において、“発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない”と規定されている。

上記の「安全機能を損なわないもの」とは、同規則の解釈において、“発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できること、さらに、使用済燃料プールにおいては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できること”と解されている。

また、ガイドにおいては、『重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備』及び『「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備』を防護対象設備として選定している。

さらに「設置許可基準規則」第十二条では、安全施設が安全機能を果たすための要求が記載されている。

上記の要求事項を踏まえ、以下の手順により防護対象設備を選定する（第2.1-1図参照）。

2.1.1 溢水防護上必要な機能を有する系統の抽出

溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、「安全施設」という。）の中から、原子炉の高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するため、並びに使用済燃料プールにおいてはプール冷却機能及びプールへの給水機能を維持するために必要となる、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（以下、「重要度分類審査指針」という。）における分類でクラス1及び2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。

その上で、『重要度の特に高い安全機能を有する系統』として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条より、第2.1.1-1表のとおり抽出する。

また使用済燃料プールについて、『「プール冷却」及び「プールへの給水」機能を有する系統』を第2.1.1-2表のとおり抽出する。

なお、安全施設の全体像は、「重要度分類審査指針」における分類でクラス1，2，3に該当する構築物、系統及び機器であり、これら安全施設と重要度の特

に高い安全機能を有する系統の関連性について第 2.1.1-3 表に示す。また、クラス 1, 2 及び安全評価上その機能を期待するクラス 3 に該当する安全施設であって、重要度の特に高い安全機能を有する系統に該当しないものについては、溢水防護上必要な機能を有する系統として考慮するものの、溢水により損傷した場合であっても代替手段があること等により安全機能が損なわれないことが確認できることから後段の影響評価の対象から除外することとし、その結果についても第 2.1.1-3 表にて示す。

2.1.2 系統機能を維持する上で必要となる設備の抽出

2.1.1 で抽出した各系統について、系統図等に基づき、当該系統の機能を維持する上で必要な設備を抽出する。以上により抽出された設備を防護対象設備とする。

2.1.3 溢水影響評価上の防護対象設備の選定

2.1.2 で抽出した防護対象設備について、溢水による設備機能への影響の有無（設備の種別、耐環境仕様等）を考慮したスクリーニングを行い、溢水影響評価上の防護対象設備として選定する（添付資料 1 参照）。

なお、以下ではこの“溢水影響評価上の防護対象設備”を単に“防護対象設備”と読み替えることとする。

2.2 防護対象設備の機能喪失の判定

選定した防護対象設備の没水、被水、蒸気の各溢水モードにおける機能喪失判定について以下のように定める。

➤ 没水

：防護対象設備の機能喪失高さと、設置されている区画の溢水水位を比較し、溢水水位の方が高い場合には当該設備は機能喪失と判定する。また現場操作が必要な設備に関しては、そのアクセス通路の溢水水位が歩行に影響のある高さ（堰高さ：0.30m）を超える場合は、機能喪失と判定する。

➤ 被水（流体を内包する機器からの被水）

：防護対象設備から被水源となる機器が視認でき、当該防護対象設備に被水防護措置がなされておらず、かつ防滴仕様でもない場合は、機能喪失と判定する。

➤ 被水（上層階からの溢水の伝播による被水）

：防護対象設備の上方に上層階からの溢水の伝播経路が存在し、当該防護対象設備に被水防護措置がなされておらず、かつ防滴仕様でもない場合は、上層階で発生した溢水が伝播経路を經由して被水することにより、当該防護対象設備は機能喪失と判定する。

➤ 蒸気

: 防護対象設備の機能維持可能な温度／湿度と、設置されている区画の蒸気影響を想定した雰囲気温度／湿度を比較し、雰囲気温度／湿度の方が高い場合には当該設備は機能喪失と判定する。

2.3 防護対象設備を防護するための設計方針

溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）及びその他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）に対して、防護対象設備が以下に示す没水、被水及び蒸気の影響を受けて、安全機能を損なわない設計とするとともに、使用済燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能、給水機能等が維持できる設計とする。

また、溢水評価において、現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。

2.3.1 没水の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。

- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量

を低減する。

- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。
- e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システムによる早期検知や床ドレンファンネルからの排水等により、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

(2) 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備の設置高さを嵩上げし、評価の各段階における保守性とあわせて考慮した上で、防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 防護対象設備周囲に止水堰を設置し、防護対象設備が没水しない設計とする。設置する止水堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。

2.3.2 被水の影響に対する防護設計方針

防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

(1) 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。
流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して必要な健全性が損なわれない設計とする。
- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。
- c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

第 9. 1. 2-4 表 循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの所要時間

内容	所要時間
循環水ポンプ停止～循環水ポンプ揚程ゼロ	1 分
循環水ポンプ揚程ゼロ～復水器出入口弁 12 弁閉開始	1 分
復水器出入口弁 12 弁閉開始～12 弁全閉	1 分
計	3 分

循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水流量について、循環水ポンプ停止直後の値を代表とし、第 9. 1. 2-5 表に示す。

なお、復水器出入口弁の閉動作中の溢水流量は、弁開度によらず全開として算出する。

第 9. 1. 2-5 表 循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水流量
(循環水ポンプ停止直後)

【6 号炉】	溢水流量[m ³ /分]
復水器出入口弁部	約 4, 400
復水器水室連絡弁部	
【7 号炉】	溢水流量[m ³ /分]
復水器出入口弁部	約 8, 637
復水器水室連絡弁部	

循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水量を第 9. 1. 2-6 表に示す
(詳細は添付資料 9. 3 参照。)

第 9. 1. 2-6 表 循環水ポンプ停止～破損箇所隔離までの溢水量

	溢水量 [m ³]	
	【6 号炉】	【7 号炉】
循環水ポンプ停止 ～循環水ポンプ揚程ゼロ	約 3, 047	約 5, 961
～復水器出入口弁 12 弁閉開始	約 1, 186	約 2, 488
～12 弁全閉	約 1, 189	約 2, 325
計	約 5, 420	約 10, 773

- (3) 復水器及び耐震 B, C クラス機器の保有水量
復水器の保有水量を第 9.1.2-7 表に示す。

第 9.1.2-7 表 破損した伸縮継手より上部に位置する復水器の保有水量

溢水量 [m ³]	
【6 号炉】	【7 号炉】
約 1,668	約 1,820

保有水量を算出する主な耐震 B, C クラス設備は以下のとおり。また、保有水量を第 9.1.2-8 表に示す。溢水量は、保守的に「7.地震時評価に用いる各項目の算出及び溢水影響評価」の第 7.5-2 表及び第 7.5-4 表における区画 T-B2-3 の合計溢水量に保守性を持たせた値とする。

機器：復水器（淡水）、復水ろ過器、復水脱塩塔、低圧給水加熱器、高圧給水加熱器、低圧復水ポンプ、高圧復水ポンプ、タービン駆動原子炉給水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプ等
配管：給水系配管、復水系配管等

第 9.1.2-8 表 耐震 B, C クラス機器の保有水量

	保有水量 [m ³]
【6 号炉】	約 8,100
【7 号炉】	約 8,000

(1) ~ (3) より、地震発生～破損箇所隔離までの期間におけるタービン建屋（循環水ポンプエリア及び海水熱交換器エリアを除く。）の溢水量及び浸水水位を第 9.1.2-9 表に示す（詳細は添付資料 9.4 参照。浸水イメージを第 9.1.2-2 図に示す。）。

第 9.1.2-9 表 タービン建屋（循環水ポンプエリア及び海水熱交換器エリアを除く。）の溢水量及び浸水水位

	溢水量 [m ³]			
	循環水配管	復水器	耐震 B, C クラス機器	合計（浸水水位）
【6 号炉】	約 7,813 [*]	約 1,668	約 8,100	約 17,580 [*] (T. M. S. L. 約+0.56m)
【7 号炉】	約 13,905 [*]	約 1,820	約 8,000	約 23,730 [*] (T. M. S. L. 約+2.88m)

※：各項目の溢水量の値を表記上切り上げているため、各表の合計値と異なる場

合がある。



黒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 9.1.2-2 図 浸水イメージ【6号炉の例】
(タービン建屋 (循環水ポンプエリア及び海水熱交換器エリアを除く。) における
溢水)

<凡例>

■ : 溢水による浸水範囲

■ : 貫通部止水処置を講じる壁面

9.2 タービン建屋循環水ポンプエリアにおける溢水

- ・タービン建屋循環水ポンプエリアにおける溢水については、循環水配管の伸縮継手破損を想定し、循環水ポンプ電動機が浸水するまでの間に生じる溢水量を算出する。
- ・想定破損による溢水量及び消火水の放水による溢水量は、地震による溢水量より少ないことから、地震による溢水の評価に包含される（詳細は補足説明資料9参照）。

9.2.1 評価条件

- ・循環水ポンプ吐出弁は、循環水ポンプ停止後も閉止しないと仮定して評価する。
- ・循環水配管破損箇所での流出圧力は、潮位を考慮した循環水ポンプ全揚程と破損箇所の高さ又はタービン建屋循環水ポンプエリアの浸水水位の水頭差とする。なお、配管の圧損については、海水が流入しやすくするため保守的に考慮しない。
- ・津波の想定については9.1.1に記載のとおり。
- ・地震発生後の事象進展を考慮した評価を行う。
 - ①地震により循環水配管の伸縮継手が破損し、循環水ポンプエリア内に溢水が生じる。
 - ②循環水ポンプは溢水が発生している状況においても運転し続け、タービン建屋循環水ポンプエリアの浸水水位が循環水ポンプ電動機上端に達したとき、電動機が浸水し、循環水ポンプが停止する。
 - ③循環水ポンプが停止した後、循環水ポンプの揚程は停止後1分で線形に低下していくものとし、循環水ポンプ停止後の循環水ポンプの揚程が循環水ポンプエリアの浸水水位未満になると溢水が停止する。
- ・柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のタービン建屋循環水ポンプエリアは位置的に離れており、かつエリア境界部に止水処置を施すこととしていることから、号炉ごとに溢水量評価を実施する。

第 11.1-1 表 止水を期待する設備

号炉	設置建屋	階層	場所	種別	区分	箇所数
6	原子炉建屋	1 階	大物搬出入口建屋入口	止水堰	新規	1
	タービン建屋	1 階	大物搬出入口	止水堰	新規	1
		1 階	大物搬出入口	止水堰	新規	1
		地下 1 階	建屋間連絡扉	水密扉	新規	1
		地下 中 2 階	計装用圧縮空気系・所内用 空気圧縮系空気圧縮機室	水密扉	新規	1
		地下 中 2 階	建屋間連絡扉	水密扉	新規	1
7	原子炉建屋	1 階	大物搬出入口建屋入口	止水堰	新規	1
	タービン建屋	1 階	大物搬出入口	止水堰	新規	1
		1 階	大物搬出入口	止水堰	新規	1
		地下 1 階	建屋間連絡扉	水密扉	新規	1
		地下 中 2 階	タービン補機冷却系熱交換 器・ポンプ室	水密扉	新規	1
共通	廃棄物処理 建屋	地下 3 階	換気空調補機非常用冷却水 系冷凍機 (A) (C) 室	水密扉	新規	1

11.2 漏えい防止対策

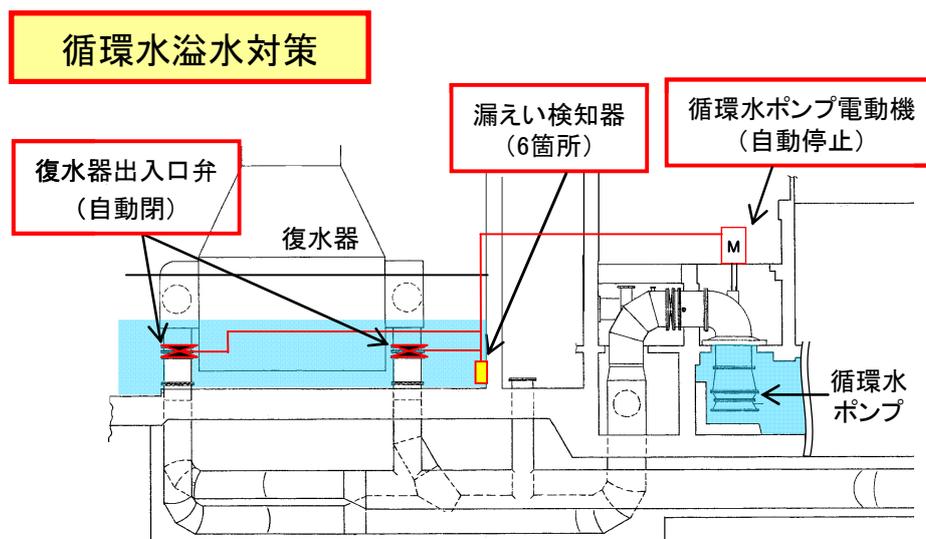
11.1 のような基本的な設計に加え、以下のようなケースを想定し、万が一の場合に備えた更なる漏えい防止対策を実施している。

- ① 管理区域内を通る海水系統の破損箇所を經由しての漏えい
- ② 非管理区域で発生する非放射性ストームドレンを放出する系統からの漏えい

11.2.1 管理区域内を通る海水系統の破損箇所を經由しての漏えい

海水系統（循環水系，原子炉補機冷却海水系，タービン補機冷却海水系）のうち，管理区域内を通る配管がある循環水系を対象とし，建屋外への漏えい防止を確認する。

タービン建屋（循環水ポンプエリアを除く。）での循環水に対しては，漏えい検知による循環水ポンプ停止及び復水器出入口弁閉止インターロックを設置している。これによりタービン建屋（循環水ポンプエリアを除く。）内溢水の建屋外への漏えいを防止できる。



第 11.2.1-1 図 循環水溢水対策イメージ

11.2.2 非管理区域で発生する非放射性ストームドレンを放出する系統からの漏えい

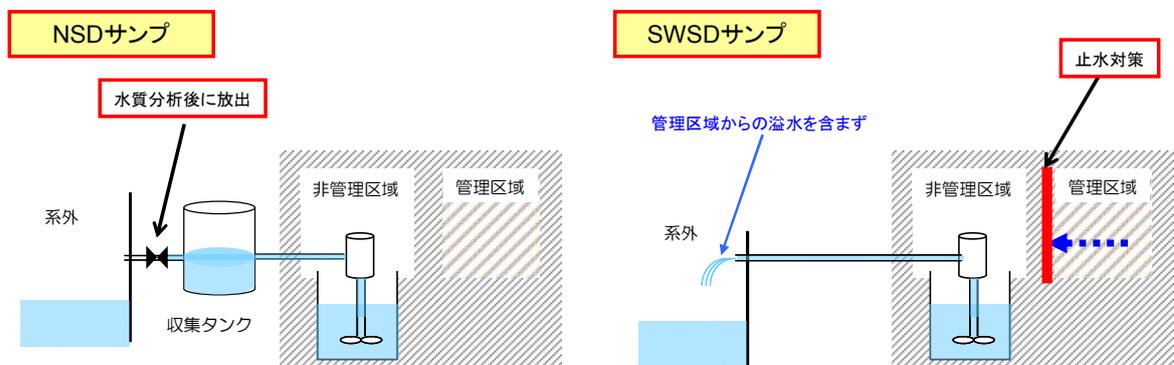
(1) 非放射性ストームドレン移送系 (NSD)

原子炉建屋 NSD サンプは、非管理区域内に 2 箇所設置されている。中越沖地震時に使用済燃料プール水が貫通部を通して系外に放出した経験を踏まえ、屋外に NSD 収集タンクを設置し、放出前にサンプリングを実施する運用としている。これにより、仮に NSD サンプに放射性物質が混入した場合でも、放出前に検知することができる。

タービン建屋 NSD サンプは、非管理区域内に 2 箇所設置されている。タービン建屋 NSD サンプも原子炉建屋 NSD サンプと同様、屋外の NSD 収集タンクに一旦収集し、放出前にサンプリングを実施する運用としていることから、放出前に検知することができる。

(2) 海水ストームドレン移送系 (SWSD)

SWSD は、タービン建屋非管理区域内に 2 箇所設置されている。タービン建屋は管理区域と非管理区域が隣接しており、タービン建屋管理区域で発生した溢水が壁貫通部等を介して非管理区域であるタービン建屋熱交換器エリアに伝播する懸念があるが、両エリア間にある配管の貫通部等に対して止水処置を施すこと等により、溢水の伝播を防止している。



第 11.2.2-1 図 NSD, SWSD からの建屋外への漏えい防止対策イメージ

機能喪失判定の考え方と選定された防護対象設備について

1.1 防護対象設備の機能喪失判定

1.1.1 機能喪失高さ

没水により防護対象設備の機能が喪失する溢水高さをその設備の機能喪失高さとし、その評価部位を以下のように定める(添付第1.1.1-1表、添付第1.1.1-1～6図参照)。評価部位が複数記載されているものに関しては、実際の設備を現場確認した上で、最下端に位置する部位を選定し、その高さを機能喪失高さとする。なお、ラック下端(チャンネルベース上端)等、一部の設備に関しては実際には没水による影響を受けない部位であっても評価部位として定めているが、これは評価を簡略化する場合に保守的な機能喪失高さとして当該部位を選定することを考慮し、評価部位の一つとして定めたものである。

添付第1.1.1-1表 各設備の機能喪失高さの評価部位

設備	機能喪失高さの評価部位
ポンプ／電動機	① ポンプベース上端(基礎台+ポンプベース)※ ② 動力ケーブルコネクタ下端
空気作動弁	① 電線管コネクタ下端 ② 制御ボックス下端 ③ 電磁弁下端 ④ リミットスイッチ下端
電動弁／電磁弁	① 電線管コネクタ下端 ② 制御ボックス下端
盤	① 盤下端(チャンネルベース上端)※ ② 盤内計器類の下端
ラック	① ラック下端(チャンネルベース上端)※ ② 電線管コネクタ下端 ③ ラック内端子台下端 ④ 計器本体下端
計器	① 電線管コネクタ下端 ② 計器本体下端

※保守的に機能喪失すると仮定した部位

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における評価
<p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料貯蔵プール水が基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。</p> <p>2. 2 溢水影響評価</p> <p>2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価 溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。</p> <p>溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p> <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 2. 1 項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、</p>	<p>・使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水 使用済燃料プール水が基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング量を考慮している。</p> <p>□溢水影響評価</p> <p>○安全設備に対する溢水影響評価 溢水影響評価にあたっては、以下の考え方による判定を行っている。</p> <p>発電用原子炉施設内での溢水事象を想定し、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性または多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。また、内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮して安全解析を行う。</p> <p>なお、中央制御室については溢水防護区画として溢水の影響がないことを確認することとしており、また現場操作に関しても、溢水の影響により接近の可能性が失われないことを確認している。</p> <p>○溢水から防護すべき対象設備 溢水防護上必要な機能を有する系統として、安全機能を有する構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持するために必要となる、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（以下、「重要度分類審査指針」という。）における分類でクラス 1 及び 2 に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス 3 に属する構築物、系統及び機器を抽出する。</p> <p>その上で、『重要度の特に高い安全機能を有する系統』として、「重要度分類審査指針」及び「設置許可基準規則」第十二条を参照の上、該当する系統を抽出し、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象として選定している。</p> <p>○溢水防護区画の設定 溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定している。</p>

原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における評価
<p>区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する（図-1）。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。</p> <p>ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部と</p>	<p>○溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価は、没水、被水及び蒸気の影響について評価している。</p> <p>評価対象区画は、溢水源を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象としている。</p> <p>・溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいを想定している。</p> <p>- 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の設定にあたっては、当該区画からの流出経路を以下の考え方で設定し、当該区画における水位を保守的に算定している。</p> <p>*床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、一部、床ドレン一箇所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮し、溢水水位を評価した。</p> <p>*床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画に床面開口部または貫通部が存在する場合であっても、他の区画への流出は原則として考慮しない。</p> <p>ただし、機器搬出入用のハッチ等、明らかに流出が想定される経路からの流出は考慮してもよいこととした。</p> <p>*壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が存在する場合であっても、当該壁貫通部からの流出は考慮しない。</p>

6.3.2.1 使用済燃料プールの想定及び温度上昇に対する時間余裕について

使用済燃料プールの想定する状態としては、有効性評価等で想定した状態と同様とし、“プラント運転開始直後”及び“燃料ラックに運転中最大数の燃料が保管”という状態を想定する。ここで地震に伴うスロッシングによる溢水量

6号炉：690 m³

7号炉：710 m³

を使用済燃料プールの初期保有水量から差し引き、65℃及び100℃到達までの時間余裕を以下にまとめる。なお、初期水温は40℃を想定する。

号炉	65℃到達時間(h)	100℃到達時間(h)
6号炉	14	35
7号炉	14	34

これより本現場操作は、6.3.1の想定破損による溢水発生時の現場での隔離操作に比べて大きな時間余裕があり、地震発生後の過酷な状況を想定しても十分に実施可能であると考えられる。また、中央制御室からの遠隔操作でのサプレッションプール水の給水により、使用済燃料プールの水位を回復出来ることから、この時間余裕はさらに大きくなる。

6.3.2.2 現場へのアクセス性について

残留熱除去系による使用済燃料プールの冷却を実施するために必要となる現場操作の実施場所への中央制御室からのアクセスルートについて、考えられるパターンを補足第6.3.2.2-1, 2図に示す。

- ① 中央制御室→C/B 非管理(B1F)→2m ギャップ→R/B 非管理(B1F)→R/B 非管理(4F)→R/B 管理(4F)→R/B 管理(1F 及び 2F)
- ② 中央制御室→S/B(2F)→S/B(1F)→C/B 管理(1F)→2m ギャップ→R/B 管理(1F)→R/B 管理(2F)
- ③ 中央制御室→C/B 非管理(B1F)→2m ギャップ→T/B 管理(B1F)→T/B 管理(1F)→2m ギャップ→R/B 管理(1F)→R/B 管理(2F)

上記のアクセスルートに対し、溢水による各種環境条件を以下で整理し、各ルートの成立性を確認する。複数の代替ルートを想定しておくことで、何らかの要因によりいずれかのルートによるアクセスが困難な場合においても、その他のルートによりアクセス可能であれば、目的は達成できる。

(1) 環境条件

➤ 水位：

①～③のアクセスルート上において、地震時に溢水が発生する区画も存在するが、いずれも建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、また、ハッチ等開口より排水することで、6.3.2.1で示したような時間スケールにおいてはアクセス性に影響がない設計とする。

➤ 温度：

二次格納施設内において、各溢水源の中で高温の流体を内包し、かつ基準地震動発生時に溢水する可能性のある系統としては、原子炉冷却材浄化系が該当する。原子炉冷却材浄化系から溢水した場合は、高温・高圧の一次冷却水が二次格納施設内に漏えいするが、漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し自動的に隔離されるため、漏えいは限定的である。また非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、長時間に渡りアクセス困難な高温状態が継続することは考えにくい。

タービン建屋においても高温・高圧の溢水源は存在するが、プラントの停止により原子炉からの主蒸気の供給は止まり、漏えい蒸気量は限定化される。一度に大量の蒸気が発生した場合は、設置されたブローアウトパネルが開することでほぼ大気圧程度に圧力の上昇が抑えられ、環境条件が一定以上に悪化することはないと見られ、放熱等によりいずれアクセス可能な環境温度まで復帰すると考えられる。

➤ 線量：

地震時に放射性物質を内包する溢水の発生する区画も存在するが、十分な時間経過後には最終滞留区画まで排水されることから、漏えいした溢水による線量の影響はほとんどないと考えられる。また原子炉冷却材浄化系は高温・高圧のため溢水により蒸気が発生するが、自動で検知・隔離が達成されることから、漏えいは限定的である。さらに非常用ガス処理系による換気にも期待できることから、線源となる蒸気が長時間に渡り空間部に充満することは考えにくい。なお、保守的な想定での評価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量の制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられる。

一方、地震に伴うスロッシングにより使用済燃料プールの水位が低下し、水による遮へい効果が低下することで、原子炉建屋オペレーティングフロアの線量が上昇することが想定される。しかし、現場操作の実施前に、中央制御室からの操作によりサプレッションプール水を給水し使用済燃料プールの水位の回復が可能のため、遮へい効果に期待でき、線量による影響を低減できる。また、使用済燃料プール水位低下時の中央

制御室での水位回復操作に関しても、中央制御室の遮蔽構造により線量による影響は十分小さく抑えられる。

さらにサプレッションプール水の給水による水位回復を考慮しない場合においても、現実的には一度溢水したスロッシング水も再度使用済燃料プールへ戻ることが考えられるため、これを考慮することで遮蔽効果の低下を抑えられ、線量による影響を低減できる（本稿別紙Ⅱ（補足6-36～）にて詳細について記載）。

➤ 化学薬品：

薬品等を含む溢水源の中で、地震時に溢水し、かつ、①～③のアクセスルートに影響を与える可能性のあるものとしては、防錆材を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品が考えられるが、いずれも6.3.1.2(2)での記載と同様の設計とすることで、アクセス性に影響がない設計とする。

➤ 照明：

地震や溢水の影響により作業用照明が機能喪失した場合であっても、その可能性を考慮し、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備することで、場所を問わず対応可能とし、アクセス性に影響がない設計とする。

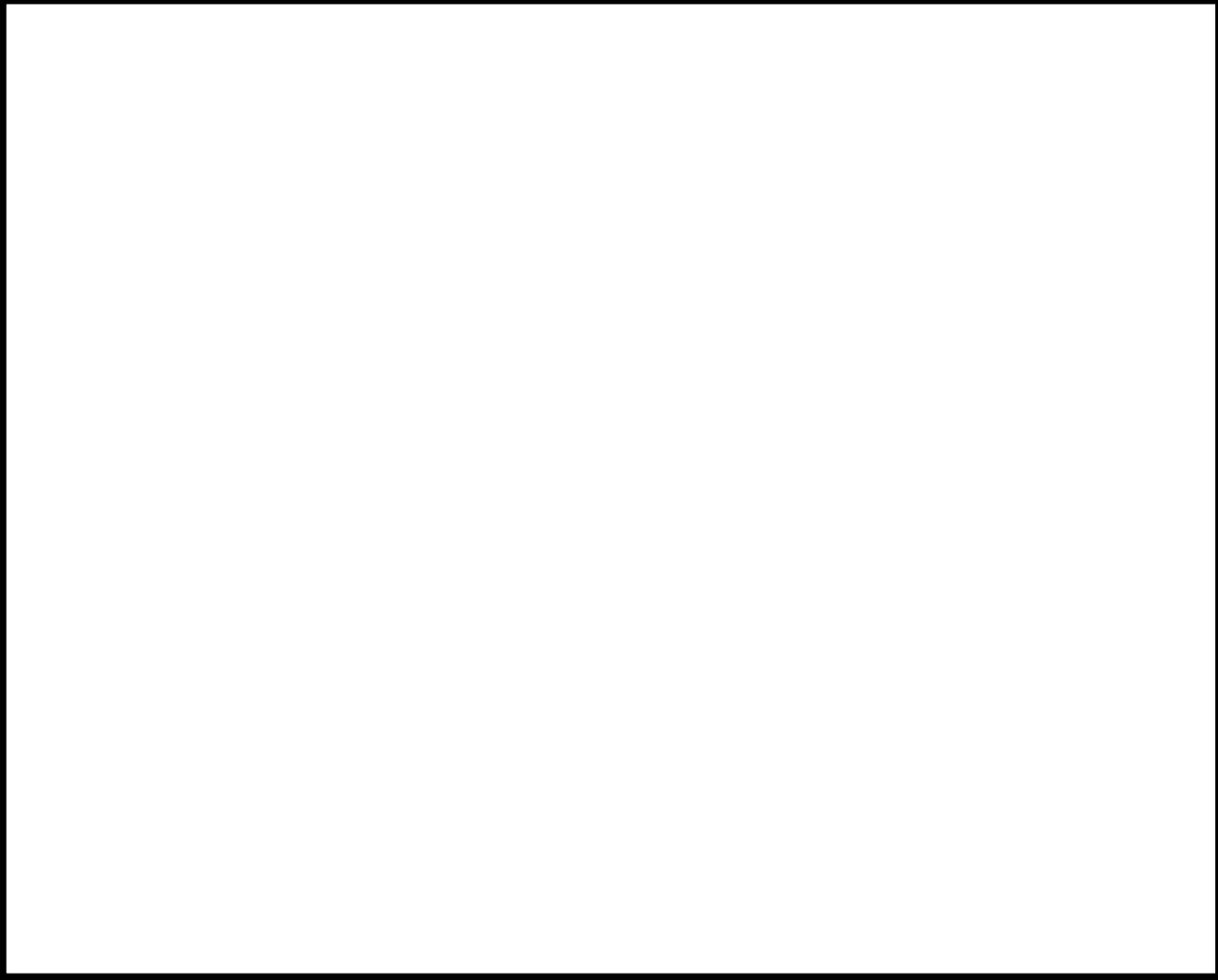
➤ 感電：

6.3.1.2における議論と同様、電気設備が溢水の影響を受けると短絡が発生し、保護回路が作動することで当該電気設備への給電が遮断されることから、感電の影響はなくなる。さらに、防護具の配備や電源停止に関連する対応手順を規定類に定めることで、運用面からも感電による影響を防止する。

➤ 漂流物：

屋内に設置された棚やラック等の設備に対し、固縛処置を実施することで、溢水が発生した場合においても漂流物とならない設計とする。万が一、地震の影響により固縛が外れたとしても、アクセスルートに影響のある設備は全て通路部に存在することから、迂回等が可能であり影響はない。

枠囲みの内容は防護上の機密事項に属しますので公開できません。



9 条-別添 1-補足 6-24

補足第 6.3.2.2-1 図 6 号炉 残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却のための現場操作に伴うアクセスルート (1/4)

第10条：誤操作の防止

<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10条第1項に対する基本方針
 - 1.2.2 設置許可基準規則第10条第2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 現場操作が必要となる操作の抽出
 - 2.2 環境条件の抽出
 - 2.3 環境条件下における操作の容易性
 - 2.4 誤操作防止対策
 - 2.4.1 中央制御室の誤操作防止対策
 - 2.4.2 中央制御室以外の誤操作防止対策
 - 2.4.3 その他の誤操作防止
3. 別紙
 - 別紙1 現場操作の確認結果について
 - 別紙2 制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について
 - 別紙3 新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について
(設置許可基準規則第10条第1項への適合性)
4. 別添
 - 別添 運用、手順説明資料
誤操作の防止

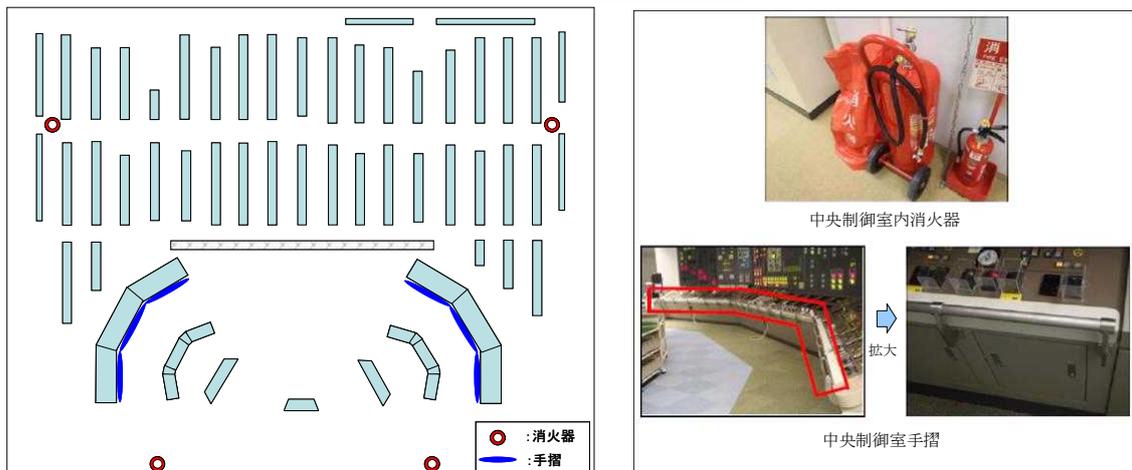
- b. 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(a) 火災による中央制御室内設備の機能喪失

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下に火災感知器及び固定式ガス消火設備を設置することにより、火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。



第 2.3-2 図 中央制御室における消火器及び手摺の状況

(c) 外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については、非常用照明とし、外部電源が喪失しても照明（ベンチ盤操作部エリア：1,000ルクス）を確保する設計とする。

なお、シミュレータ訓練において、直流非常灯のみの状態で運転操作が可能であることを確認している。

中央制御室換気空調系仕様

送風機	台数：2台	容量：100,000m ³ /h/台
排風機	台数：2台	容量：5,000m ³ /h/台
給気処理装置	台数：2台	
再循環送風機	台数：2台	容量：8,000m ³ /h/台
再循環フィルタ装置	台数：1台	(HEPA フィルタ, 活性炭フィルタ)
		HEPA フィルタ：粒子状物質除去効率 99%以上
		活性炭フィルタ：よう素除去効率 91%以上

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室には、溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(f) 低温による中央制御室内環境への影響

中央制御室の換気空調設備により環境温度が維持されることで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(2) 中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 設計基準事象において求められる現場操作

(a) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用における現場操作

残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを使用する際には、下記の現場操作が必要となる。

- ・火災によって非常用電源機能が喪失した場合、当該非常用電源機能と異なる区分の停止時冷却外側隔離弁が遠隔操作できない状況が発生するため、現場（原子炉建屋1階）で手動開操作を実施する。
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの通常操作手順において、インサービスする系統の残留熱除去系最小流量バイパス弁を中央制御室にて全閉にし、非常用電気品室（原子炉建屋地下1階）にて電源を切り、中央制御室にて残留熱除去系ポンプを起動する（別紙1 添付資料1 第1表（12）及び第2表（1）の操作内容参照）。

(b) 溢水防護対策による現場操作

溢水等の要因により燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系により使用済燃料プールの給水・冷却機能を維持する必要があるが、その際に現場での手動弁の開操作が必要となる。

2.4 誤操作防止対策

2.4.1 中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認並びに原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また中央制御室の制御盤は、表示装置（CRT^{*1}及びフラットディスプレイ（以下「FD^{*2}」という。））及び操作器を系統ごとにグループ化して主盤又は大型表示盤に集約し、操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、表示装置の操作方法に統一性を持たせ、大型表示盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

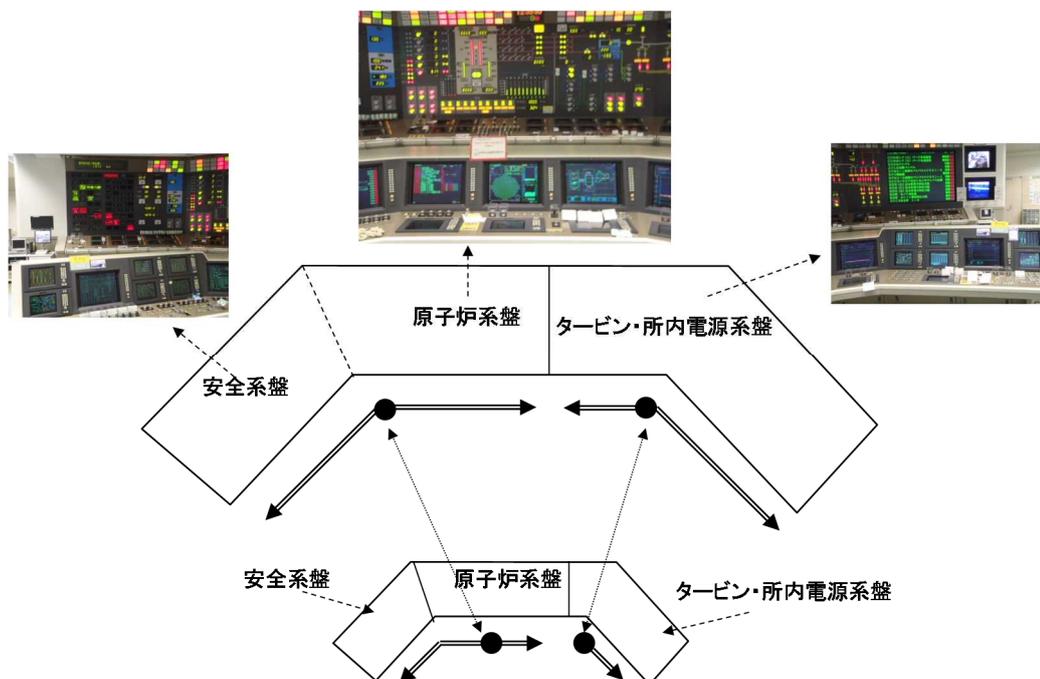
* 1 CRT (Cathode Ray Tube) : プラントの監視（常用系の一部はソフトスイッチにより操作可）

* 2 FD (Flat Display) : プラントの監視及びソフトスイッチによる操作

(1) 視認性

a. 表示装置の盤面配置

表示装置は、主盤に設置した CRT 及び FD に集約する。また、プラント全体の重要な情報は大型表示盤に表示し、運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握が可能な設計とする。主盤及び大型表示盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの表示装置を集約して配列する。大型表示盤は、複数の運転員による監視ができるよう、安全上重要なパラメータ、警報を表示できる設計とする。



第 2.4.1-1 図 制御盤の配置

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

誤操作の防止

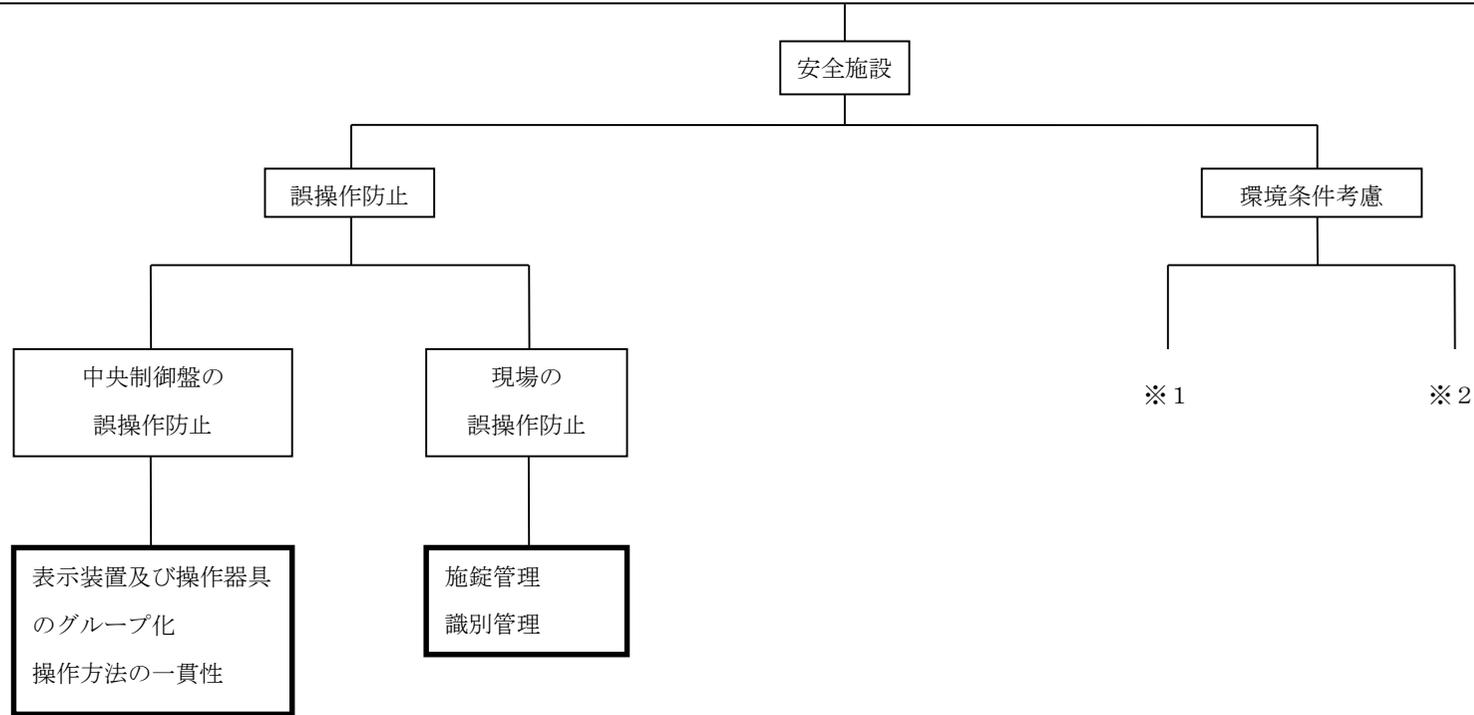
10条 誤操作の防止

設置許可基準 第10条第2項

安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

(解釈)

当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。



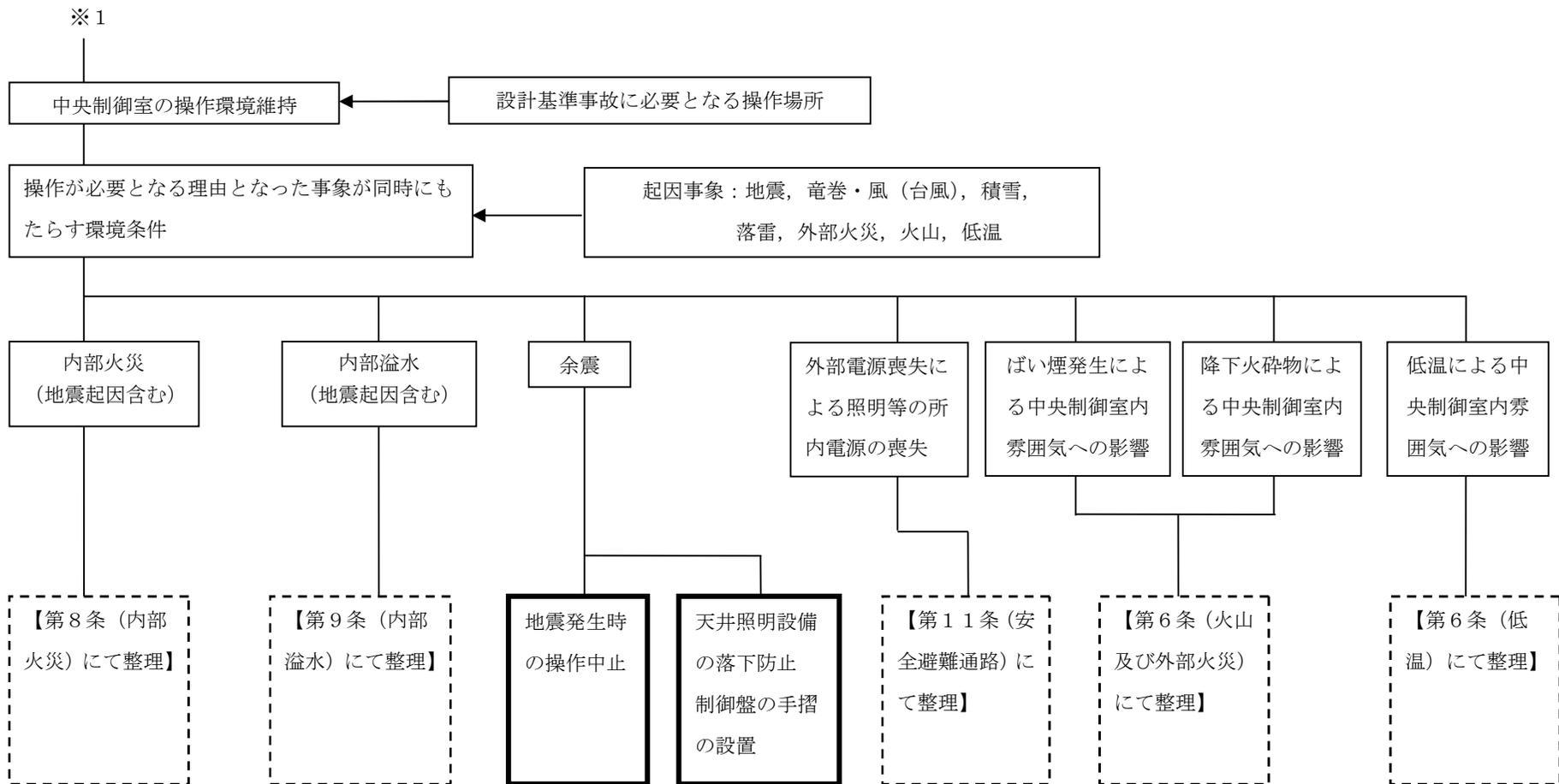
【後段規制との対応】

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：核物質防護規定（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）

10条 誤操作の防止



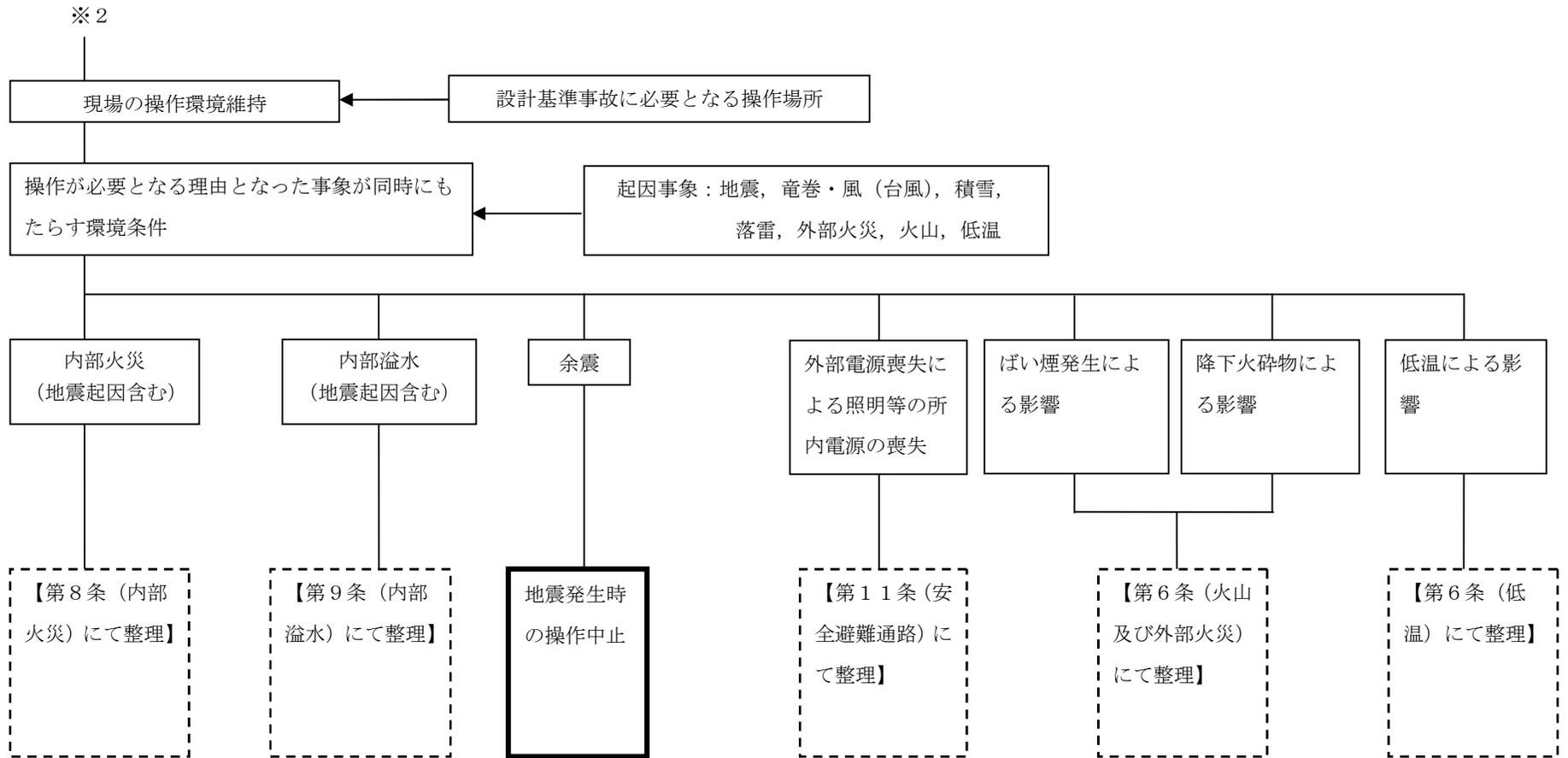
【後段規制との対応】

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：核物質防護規定（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）

10条 誤操作の防止



10条一別添一3

【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：核物質防護規定（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10条 誤操作防止	識別管理 施錠管理	運用・手順	識別管理及び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	—
	地震発生時の 操作中止	運用・手順	地震発生時は操作を中止して誤操作を防止し, プラントの安全を確保する手順を整備する。
		体制	(運転員による操作運転)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 11 条：安全避難通路等について

<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 11 条第 1 項及び第 2 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 設計基準事故対策のための作業場所の抽出
 - 2.2 作業用照明の設計方針
 - 2.3 可搬型照明の設計方針
3. 別紙
 - 別紙 1 現場操作の確認結果について
 - 別紙 2 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項及び第 2 項への適合性）
4. 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
安全避難通路等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全避難通路等について，設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条において，追加要求事項を明確化する（第 1 表）。

第 1 表 設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条 要求事項

設置許可基準規則 第 11 条（安全避難通路等）	技術基準規則 第 13 条（安全避難通路等）	備 考
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 <u>設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u></p>	<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 <u>設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u></p>	<p>変更なし</p> <p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための基本方針

1.2.1 設置許可基準規則第11条第1項及び第2項に対する基本方針

発電用原子炉施設は、安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する設計とする。

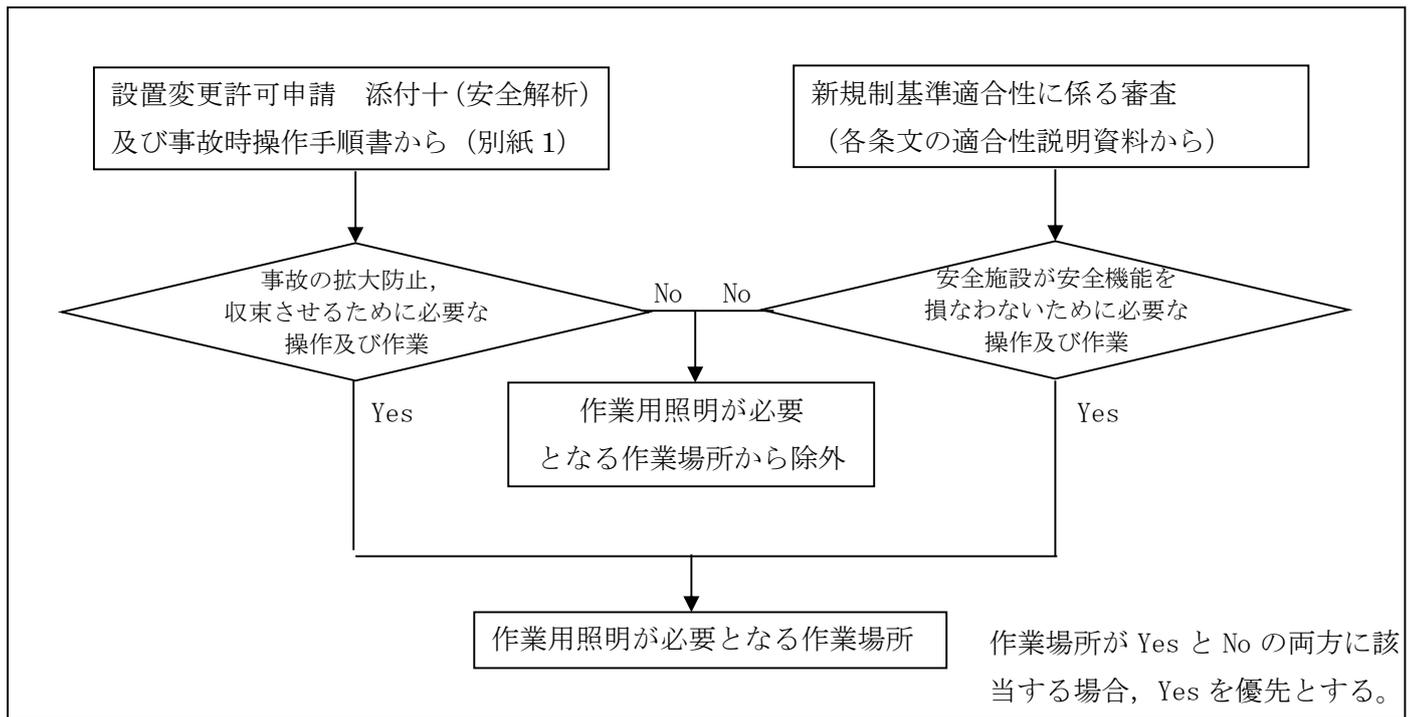
避難用の照明の電源が喪失した場合においても、点灯可能なよう非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する設計とする。

また、新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について、別紙2に示す。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止, 収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所, 及び安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.1-1 図のとおり抽出し, 第 2.1-1 表のとおり, 発電用原子炉の停止, 停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室, 現場機器室, 緊急時対策所及び現場機器室へのアクセスルートに, 避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



第 2.1-1 図 作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.1-1 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	作業用照明が必要となる作業場所 ()内は動線上の必要となる作業用照明配置図 6号及び7号炉各建屋の頁番号
① 発電用原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付資料十に示す事故> ・ 中央制御室 (6号:1, 7号:1)
② 設計基準事故発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において、中央制御室にて残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉にし、電源停止操作を実施> ・ 非常用電気品(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)
③ 設計基準事故発生時、中央制御室での操作実施後、非常用炉心冷却系等の運転継続が必要な動的機器の状態の確認を実施する現場機器室	<発電用原子炉設置変更許可申請書 添付資料十に示す事故> (原子炉冷却設備) ・ 残留熱除去系(A), (B), (C)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 原子炉補機冷却水系(A), (D)ポンプ室 (原子炉補機冷却海水系(A), (D)ポンプ設置) (6号:1, 2, 5, 14) (7号:1, 2, 5, 25) ・ 原子炉補機冷却水系(B), (E)ポンプ室 (原子炉補機冷却海水系(B), (E)ポンプ設置) (6号:1, 2, 5, 14) (7号:1, 2, 5, 25) ・ 原子炉補機冷却水系(C), (F)ポンプ室 ・ 原子炉補機冷却海水系(C), (F)ポンプ室 (6号:1, 2, 5, 14, 15, 16) (7号:1, 2, 5, 25, 26, 27) ・ 高圧炉心注水系(B), (C)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 制御棒駆動水系(A), (B)ポンプ室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10, 11, 12) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 21, 22, 23) ・ 非常用ディーゼル発電機(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10, 9) (7号:1, 2, 21, 20) (非常用換気設備) ・ 非常用ガス処理系排風機(A), (B)室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18) ・ 中央制御室再循環装置室 (6号:1, 2, 1) (7号:1)
④ 第八条 (火災による損傷の防止):内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において、火災によって非常用所内電源設備の機能が喪失した場合、停止時冷却外側隔離弁の手動開操作を実施> ・ 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋1階 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20)

	<p><消火活動を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室 (6号:1, 7号:1)
⑤ 第九条 (溢水による損傷の防止等): 内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><内部溢水により燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、燃料プール冷却機能維持のため残留熱除去系へ手動弁開操作による切替えを実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却浄化系弁室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19) 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋地下中1階(6号炉のみ) (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 10) 弁室(A), (B), (C)・・・原子炉建屋1階(7号炉のみ) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20)
⑥ 第十二条 (安全施設): 静的機器の単一故障発生時に必要な操作及び復旧作業を実施する現場機器室	<p><残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを実施する際において、単一故障によって非常用所内電源設備の機能が喪失した場合、停止時冷却外側隔離弁の手動開操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 弁室(B), (C)・・・原子炉建屋1階 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20) <p><非常用ガス処理系のフィルタ交換及び配管補修を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ガス処理系排風機(A), (B)室 (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18) 通路(非常用ガス処理系配管ルート(燃料取替床, 原子炉建屋3階)) (6号:1, 3, 4, 1, 5, 13, 9, 8, 7, 6) (7号:1, 3, 4, 1, 5, 24, 20, 19, 18, 17) <p><中央制御室換気空調系のフィルタ交換及びダクト補修を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系再循環装置室 (6号:1, 2, 1) (7号:1) 計測制御用電源盤(Ⅱ)室空調機室(7号炉のみ) (7号:1, 2) 区分Ⅱ, Ⅳケーブル処理室(7号炉のみ) (7号:1) 区分Ⅰ, Ⅲケーブル処理室(7号炉のみ) (7号:1)
⑦ 第十四条 (全交流動力電源喪失対策設備): 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から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	<p><非常用ディーゼル発電機の確認></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機(A), (B), (C)室 (6号:1, 2, 10, 9) (7号:1, 2, 21, 20) <p><不要な負荷の切り離しとして、電源切操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 計測制御用電源盤(Ⅰ), (Ⅱ), (Ⅲ), (Ⅳ)室 (6号:1, 2) (7号:1, 2) <p><常設代替交流電源設備から受電前準備操作として、遮断器の切操作を実施></p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用電気品(A), (B)室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)
⑧ 第二十六条 (原子炉制御室等): 中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現場機器室	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室外原子炉停止装置室 (6号:1, 2, 10) (7号:1, 2, 21)

<p>⑨ 第三十四条（緊急時対策所）：②～⑧に対処するために必要な指示を実施する緊急時対策所</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所※ (5号：1～4) ・ 5号炉東側保管場所※
<p>⑩ 中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通路 (6号：1～27) (7号：1～27)

※. 屋外からの動線は、「1.0 重大事故等対策における共通事項 1.0.2 共通事項 (1) 重大事故等対処設備に係る事項 b. アクセスルートの確保」参照

2.2 作業用照明の設計方針

作業用照明は、常用照明、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。(第2.2-1表)

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるよう、非常用ディーゼル発電機から電力を供給する設計とする。

直流非常灯又は蓄電池内蔵型照明は、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常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置し、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常設代替交流電源設備から開始される前まで(約70分間に余裕を考慮し12時間以上)点灯可能な設計とする。

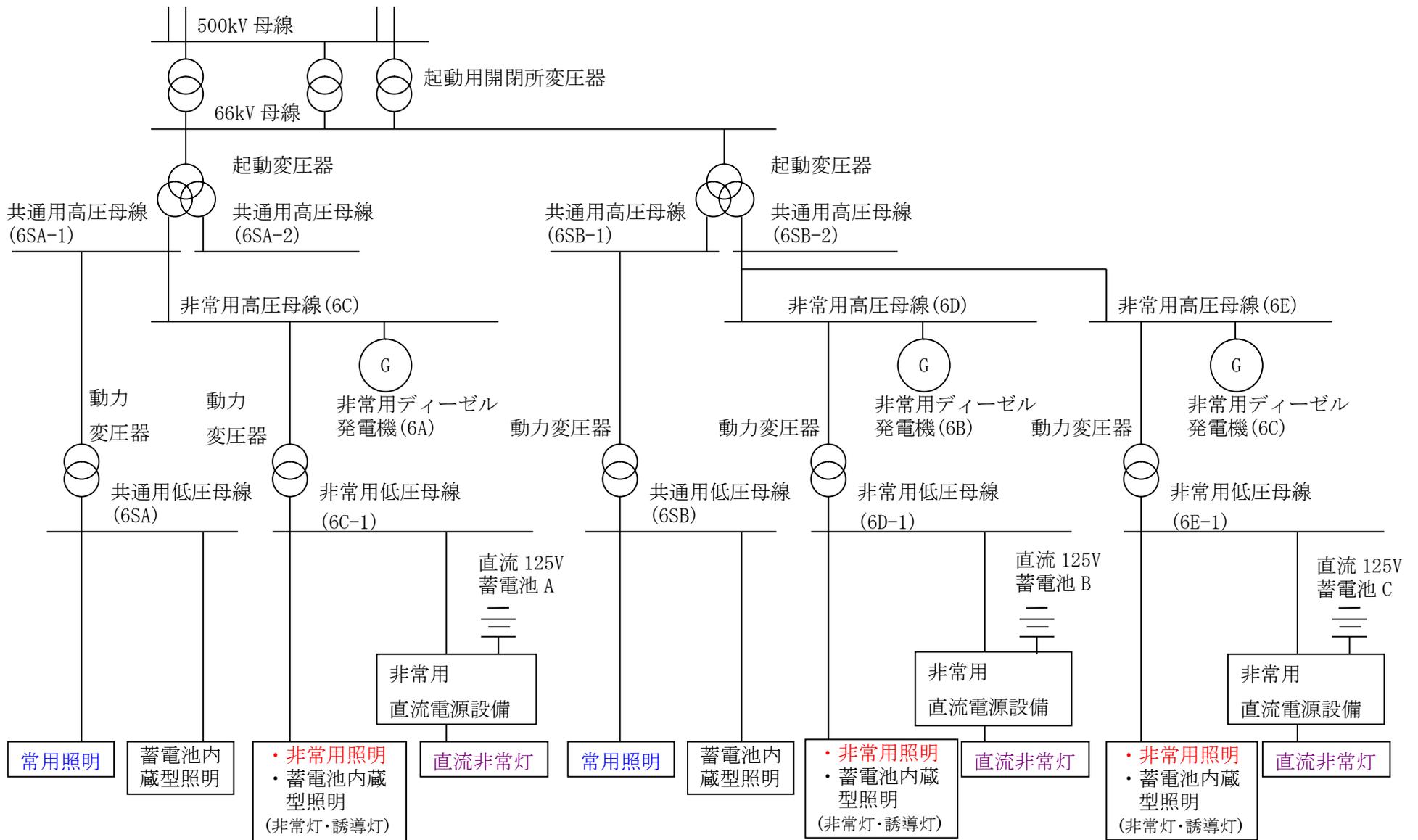
非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるよう、建築基準法施行令第126条の五に準拠した非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

第2.2-1表 作業用照明の種類、給電元及び設置場所について

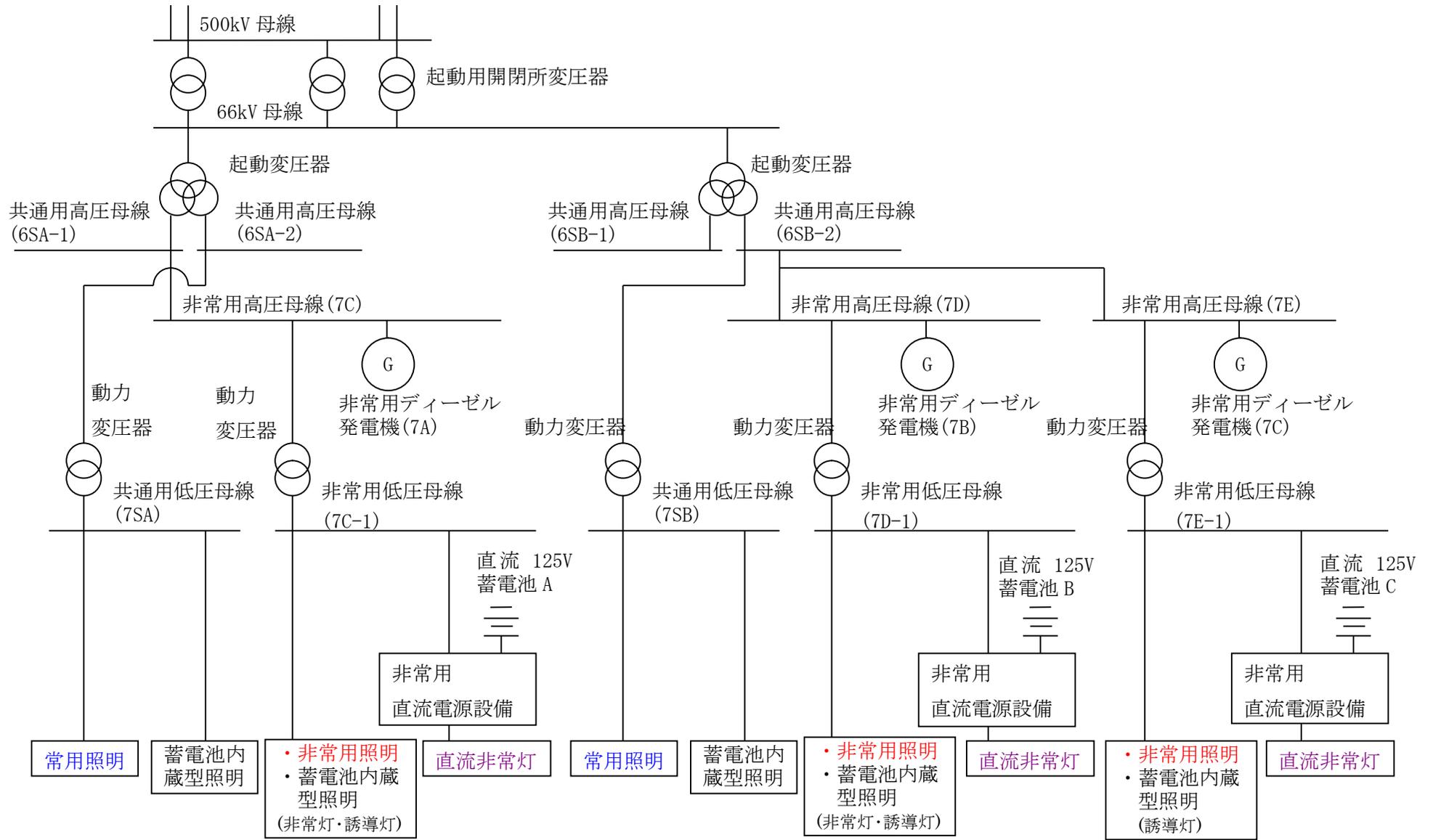
	給電元	設置場所
常用照明 (蛍光灯, 白熱灯, 水銀灯)	共通用低圧母線 (常用低圧母線)	現場機器室 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) [※] アクセスルート
非常用照明 (蛍光灯, 白熱灯, 水銀灯)	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) [※] アクセスルート
直流非常灯	非常用直流電源設備	中央制御室 現場機器室
蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (非常用低圧母線) (共通用低圧母線)	中央制御室 現場機器室 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 アクセスルート

※. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内作業については、建屋内に設置する蓄電池内蔵型照明を使用し、建屋内に設置する非常用照明が使用可能な場合は当該照明も使用する。

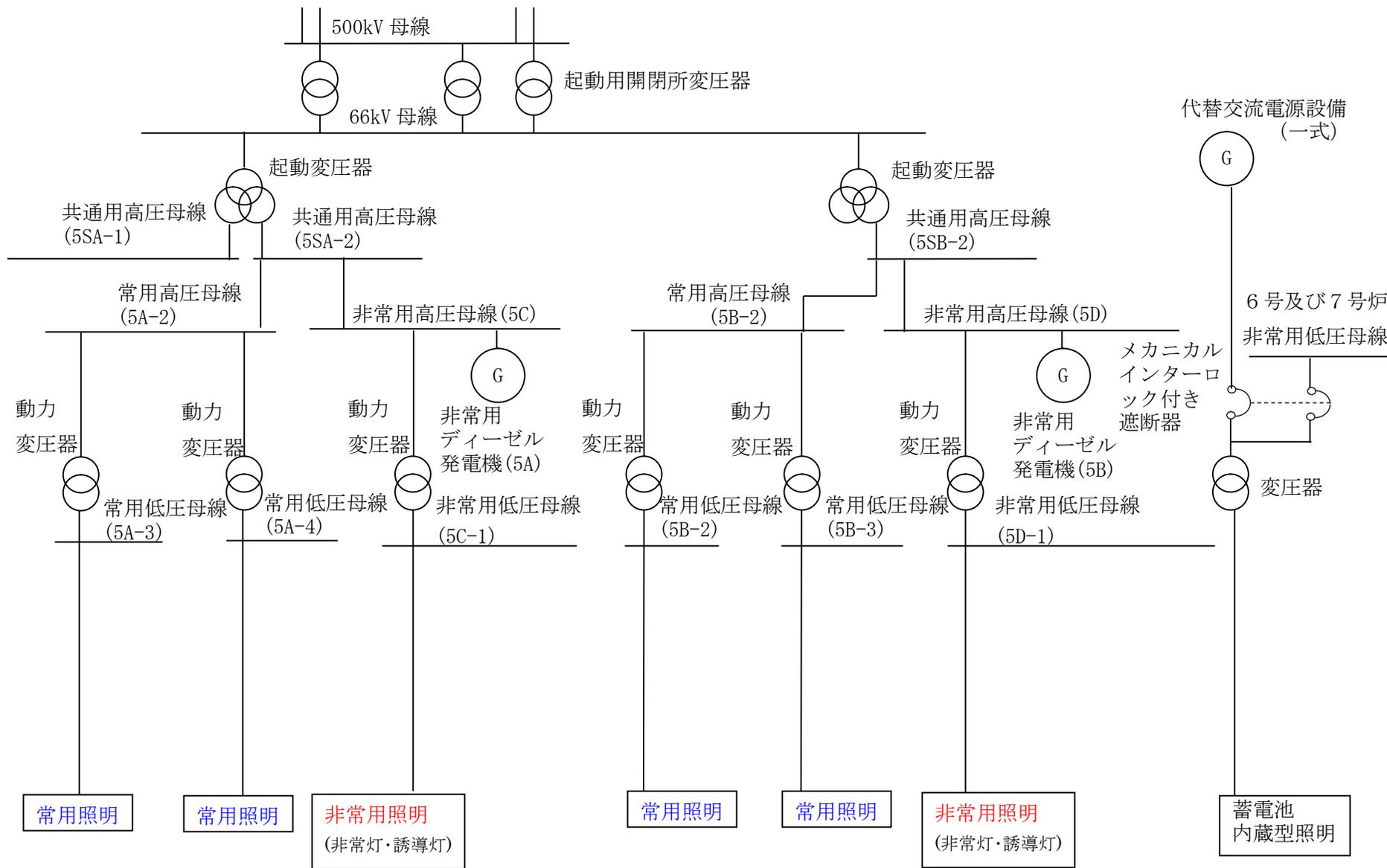
第2.2-1図に作業用照明電源系統図、第2.2-2図に作業用照明装置、第2.2-3図に作業用照明配置図を示す。



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (6号炉) (1/3)



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (7号炉) (2/3)



第 2.2-1 図 作業用照明電源系統図 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) (3/3)



蓄電池内蔵型照明
仕様

- ・ 定格電圧：交流 100V
- ・ 点灯可能時間：12 時間以上
(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常設
代替交流電源設備から開始
されるまでの間として想定
する 70 分以上点灯が必要)



直流非常灯
仕様

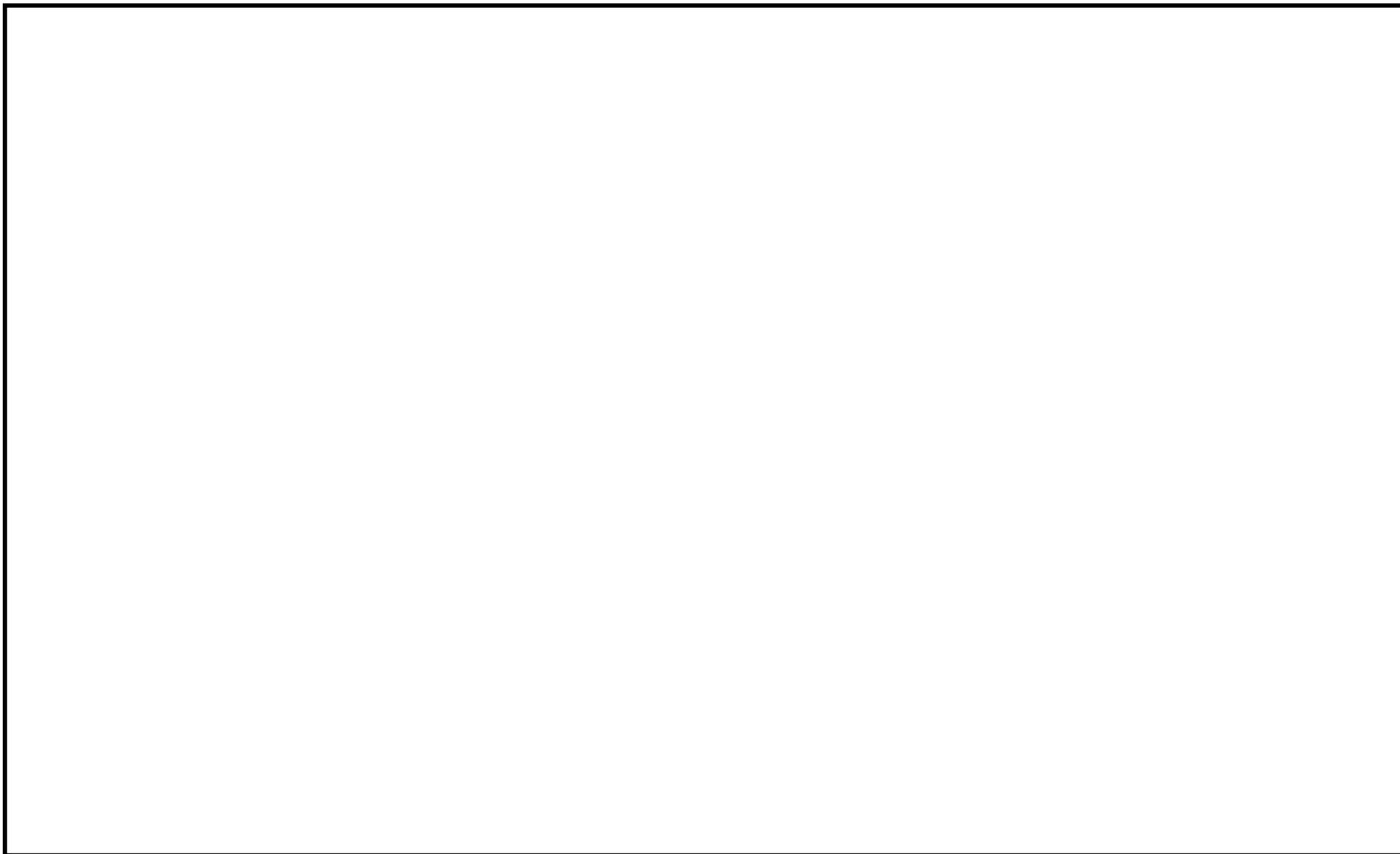
- ・ 定格電圧：直流 110V
- ・ 床面 1 ルクス以上 (設計値)
(非常灯：床面 1 ルクス以上)
- ・ 点灯可能時間：12 時間以上
(全交流動力電源喪失時から重
大事故等に対処するために必
要な電力の供給が常設代替交
流電源設備から開始されるま
での間として想定する 70 分以
上点灯が必要)

非常用照明 (蛍光灯)
仕様

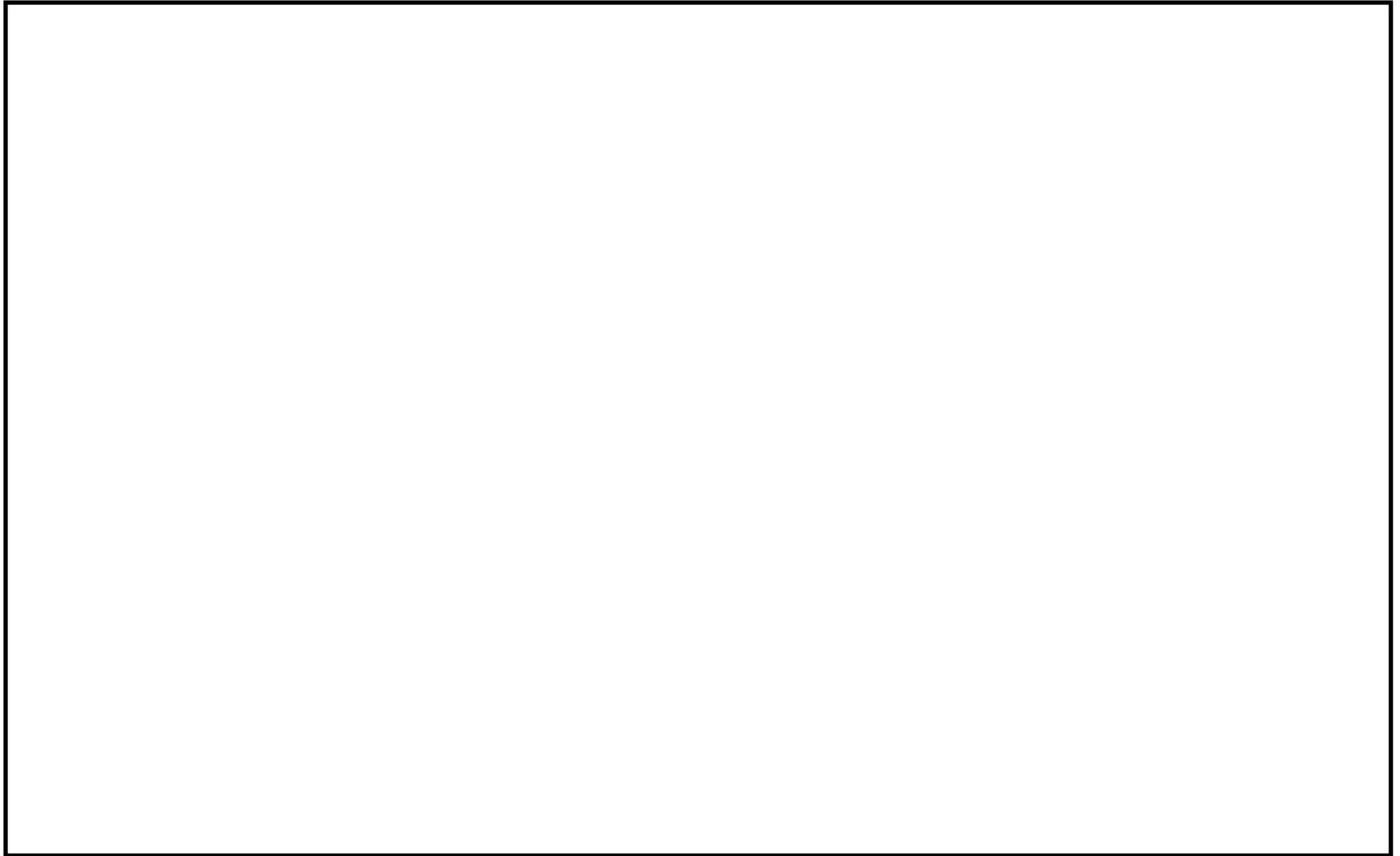
- ・ 定格電圧：交流 100V
(常用照明の仕様は非常用照明と同じ)
- ・ 中央制御室：
 - ベンチ盤操作部エリア：1,000 ルクス (設計値)
 - 鉛直にある計器面：300~400 ルクス (設計値)

【参考】事務所衛生基準規則による基準
精密な作業 300 ルクス以上

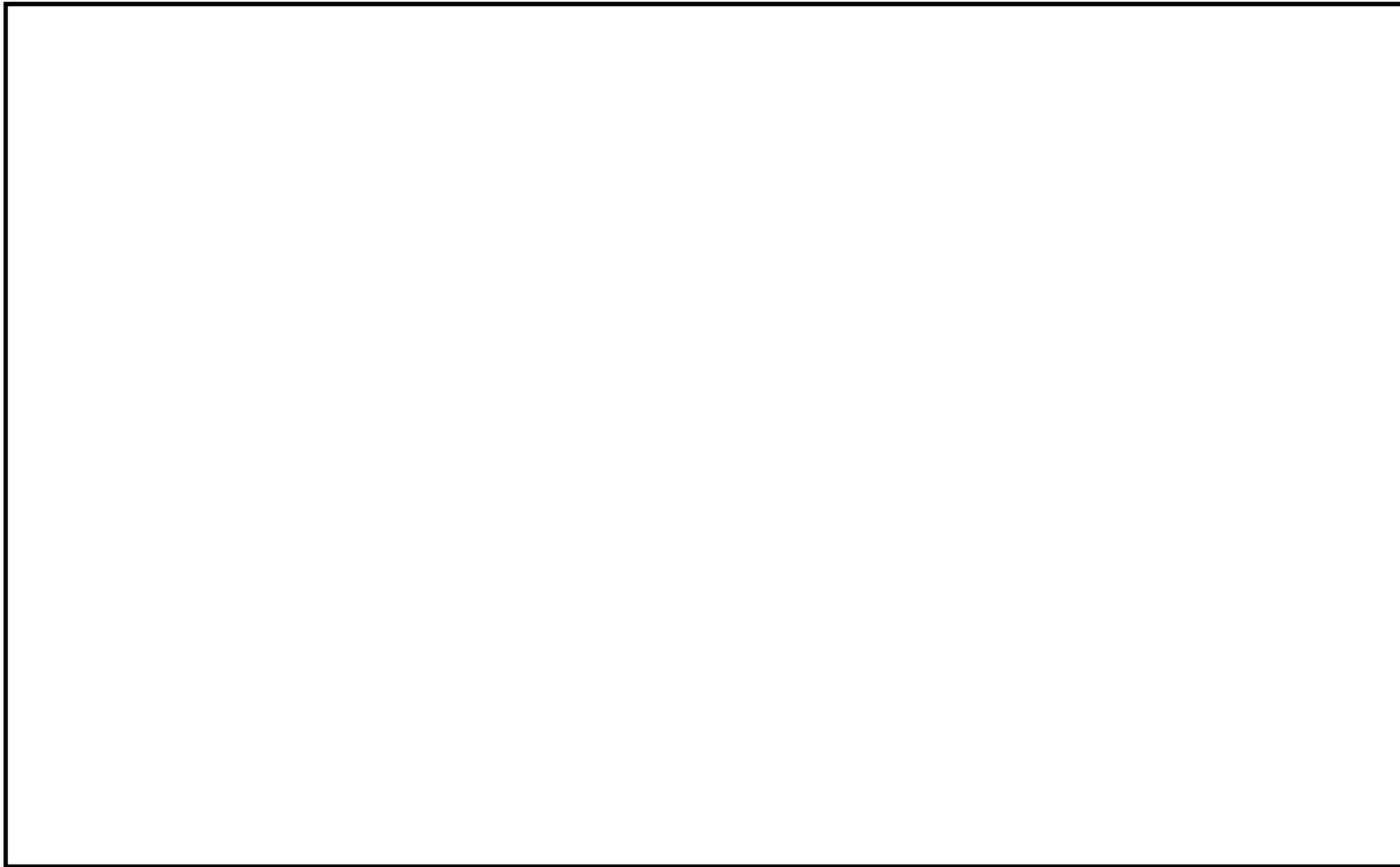
第 2.2-2 図 作業用照明装置



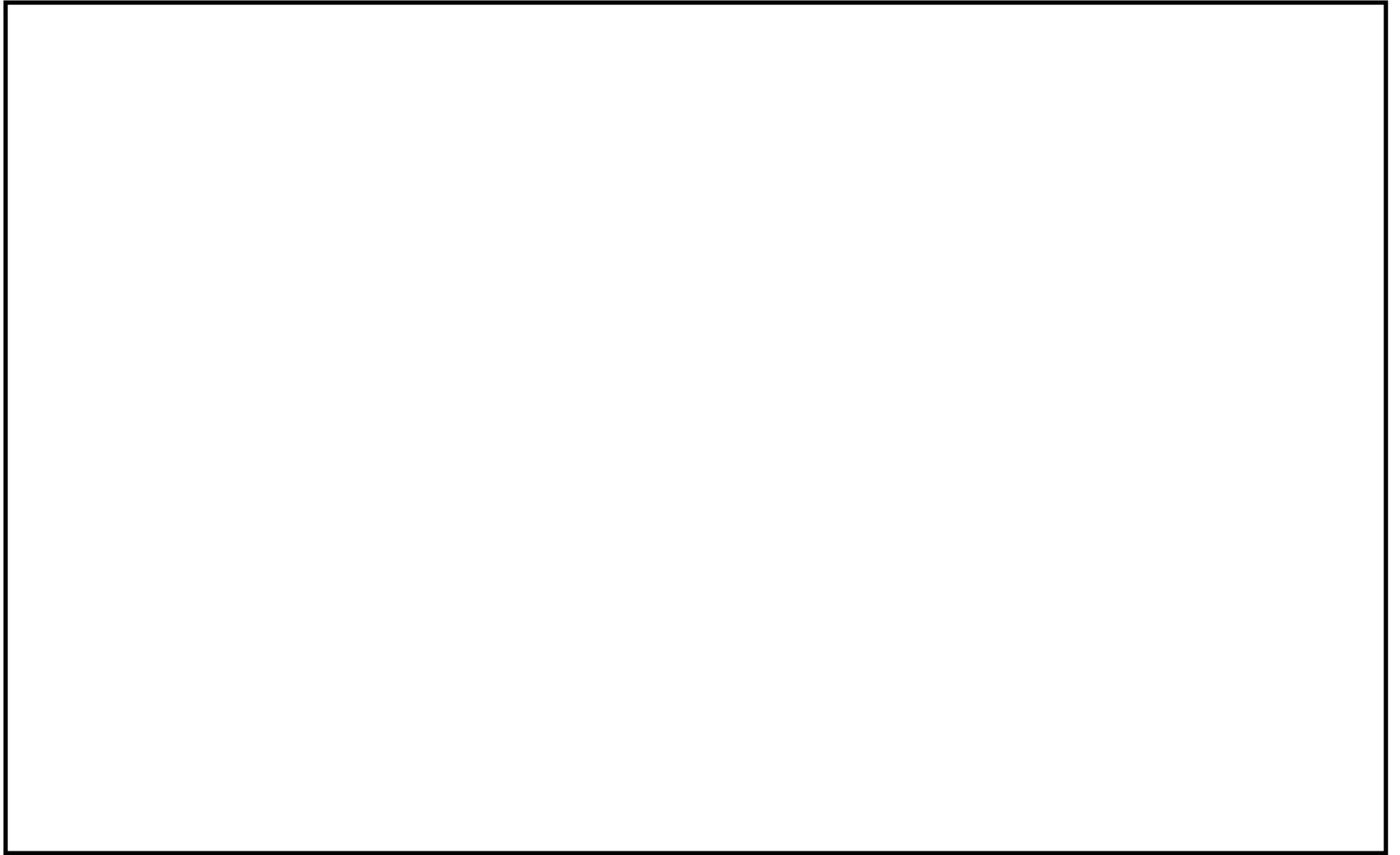
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (1/27)



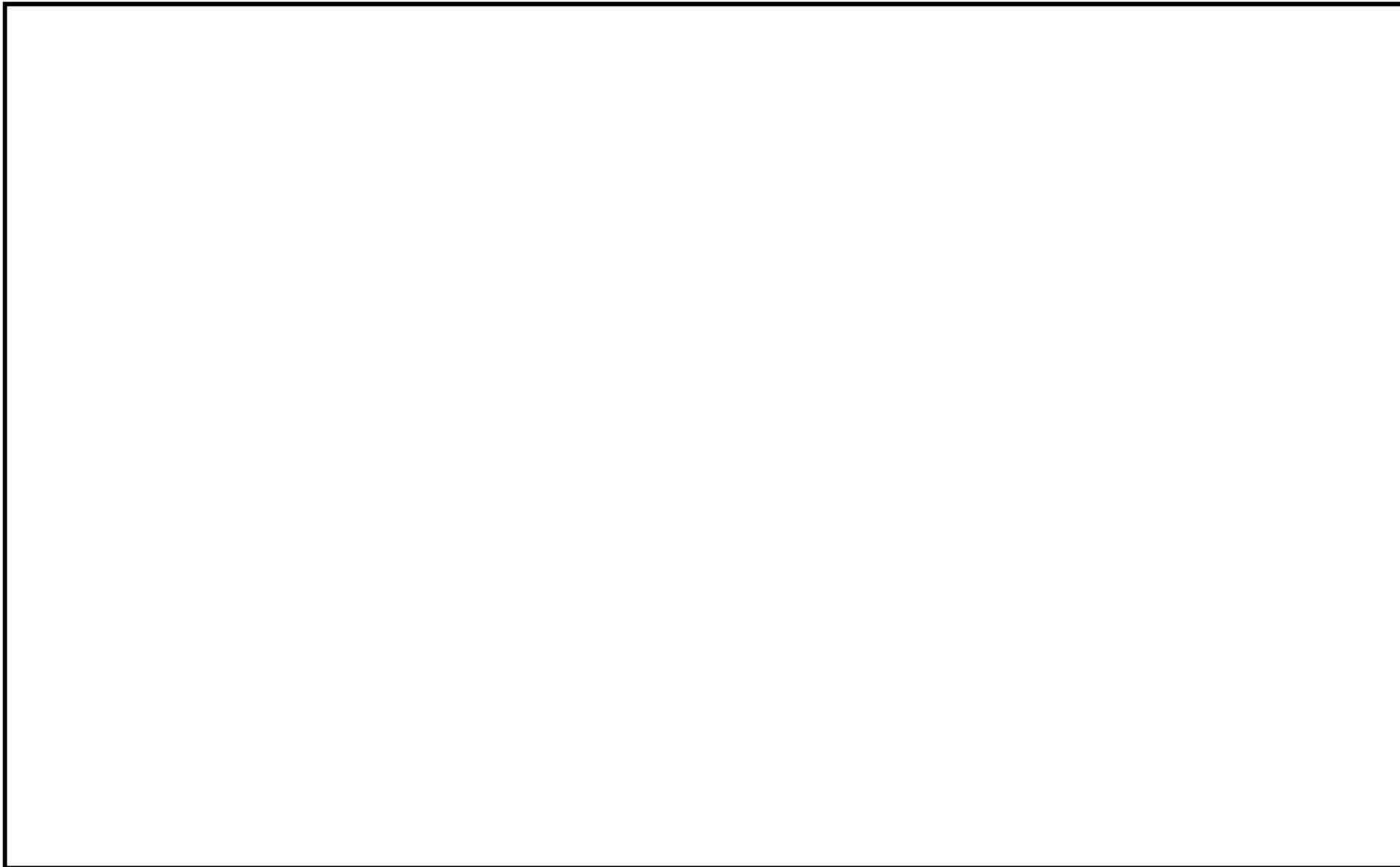
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (2/27)



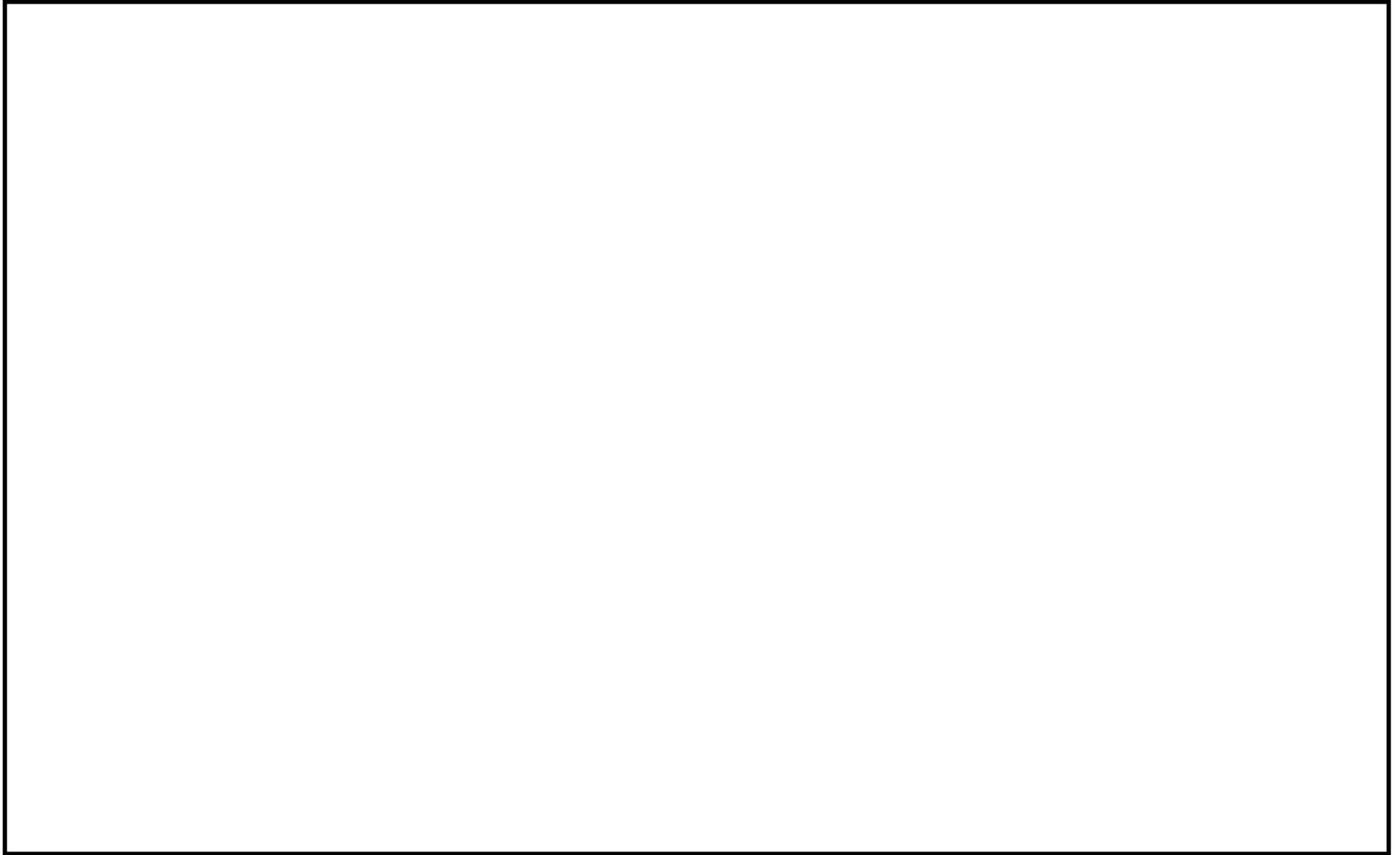
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (3/27)



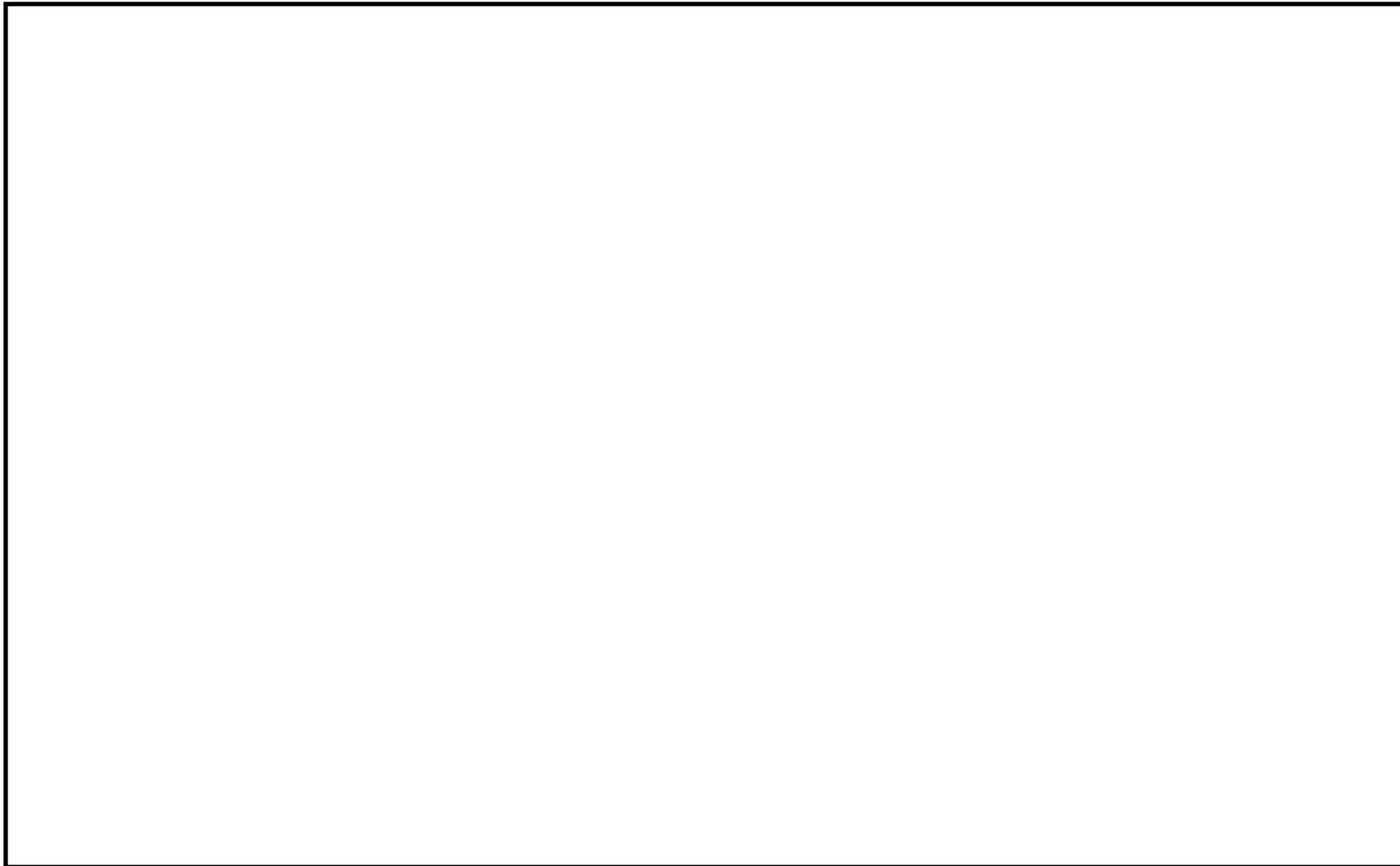
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋 (4/27)



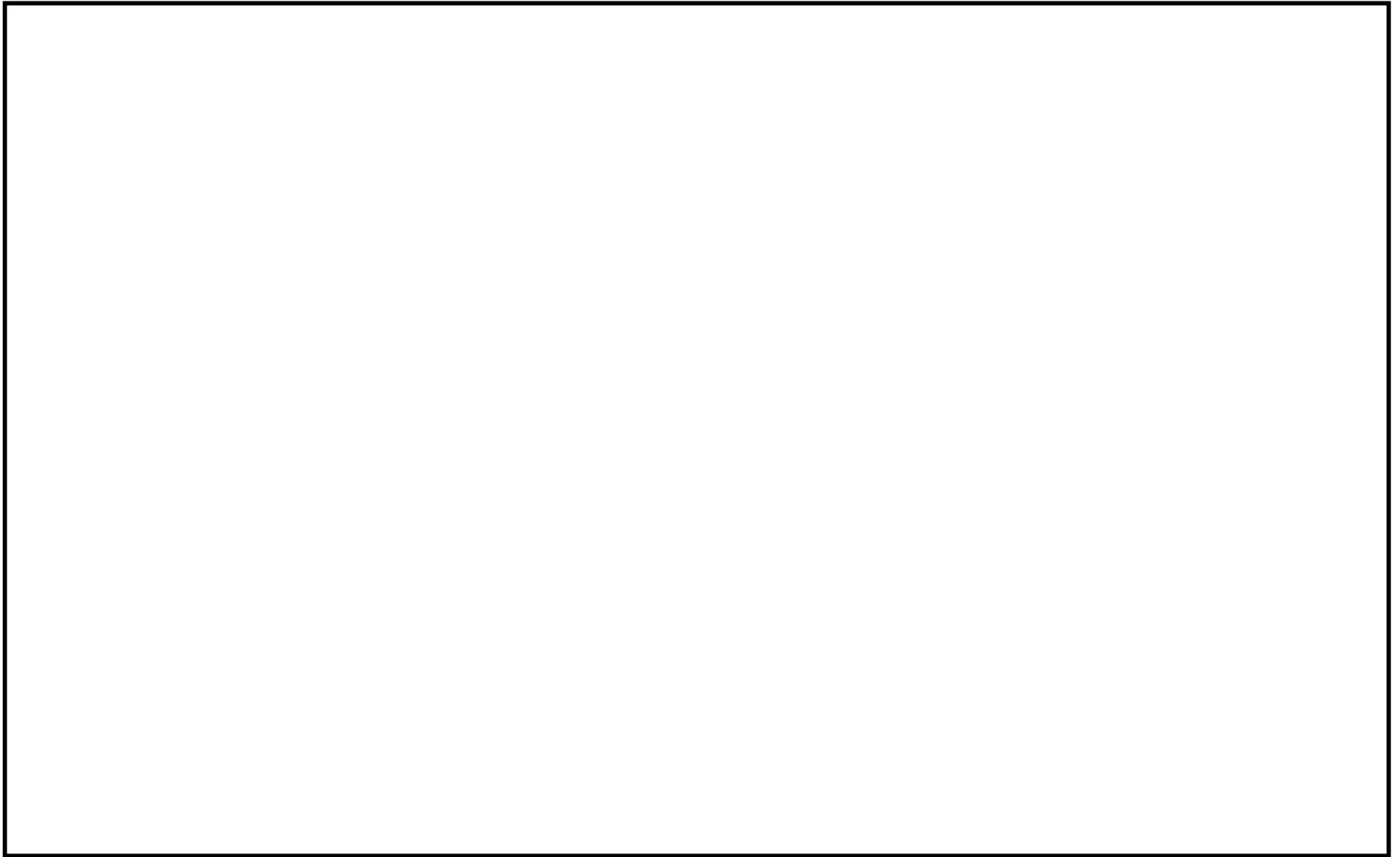
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋 (5/27)



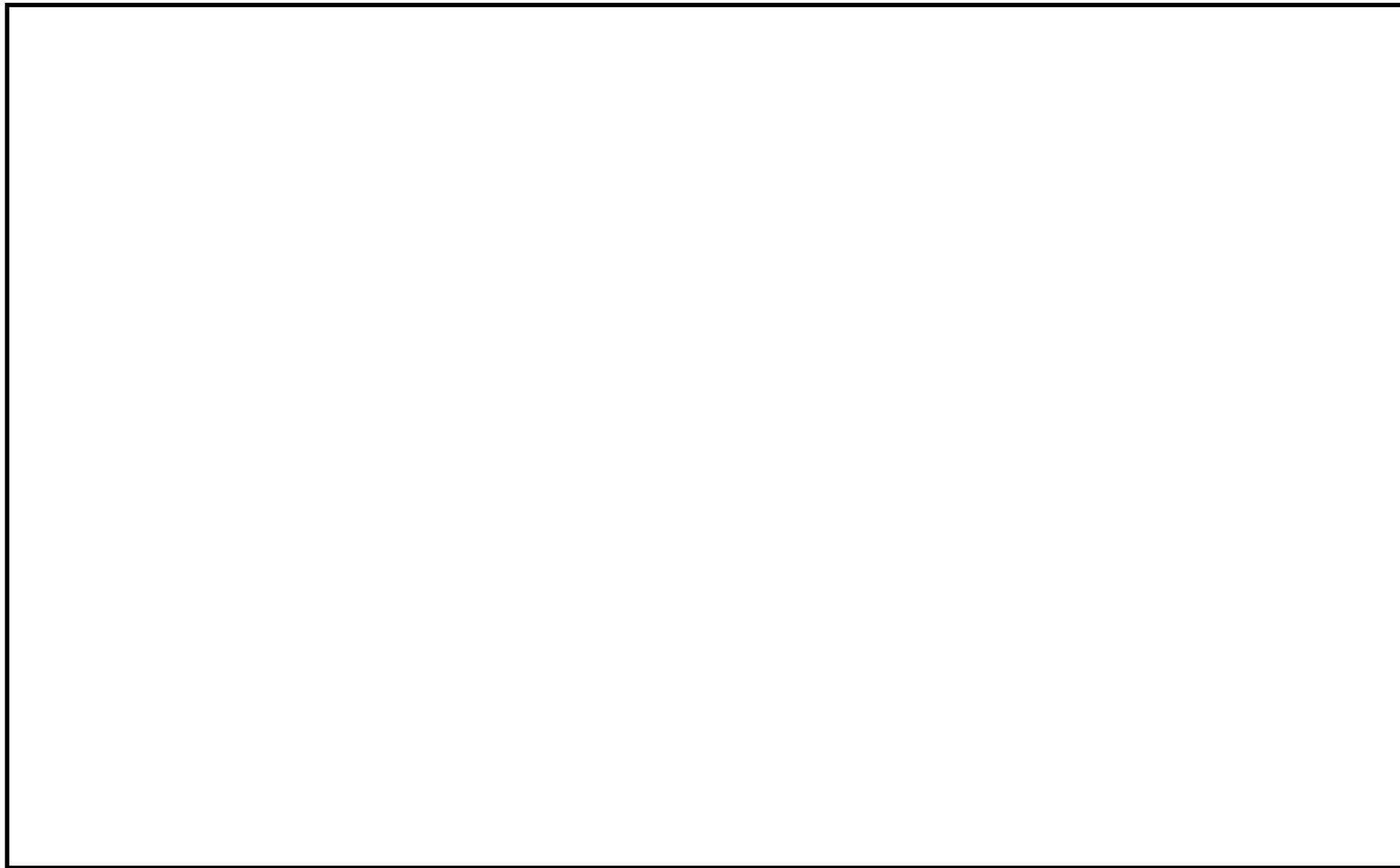
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋 (6/27)



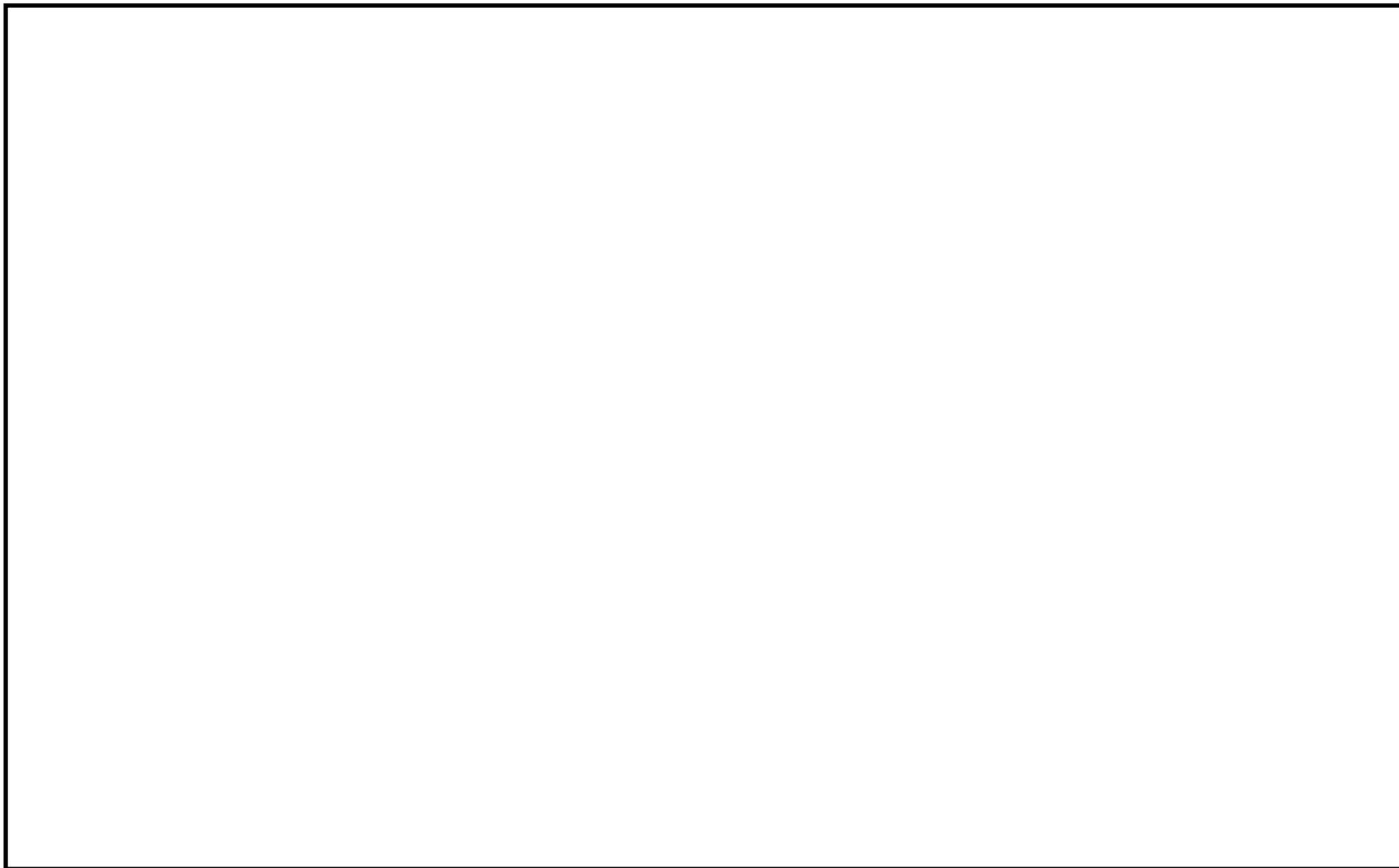
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋 (7/27)



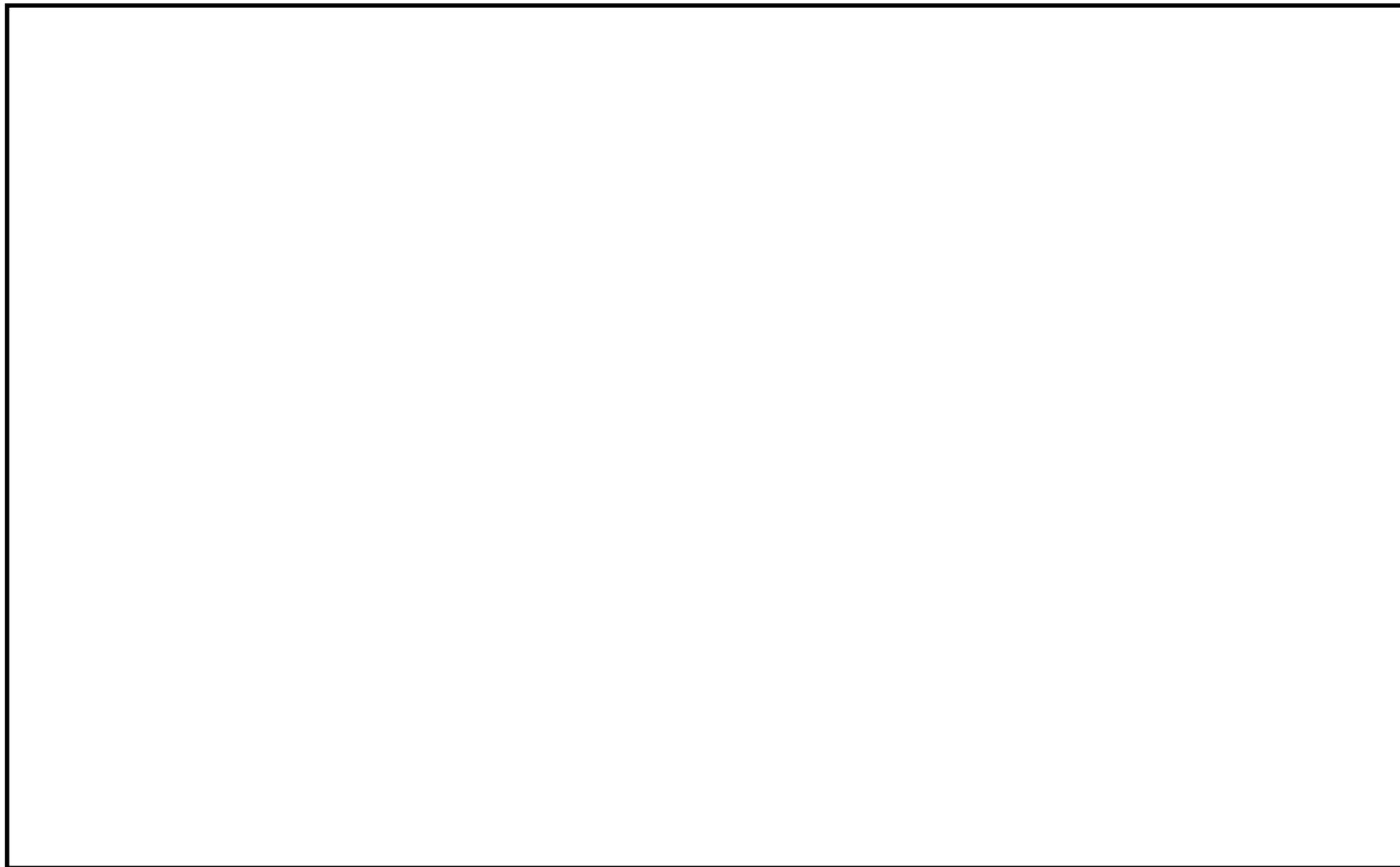
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋 (8/27)



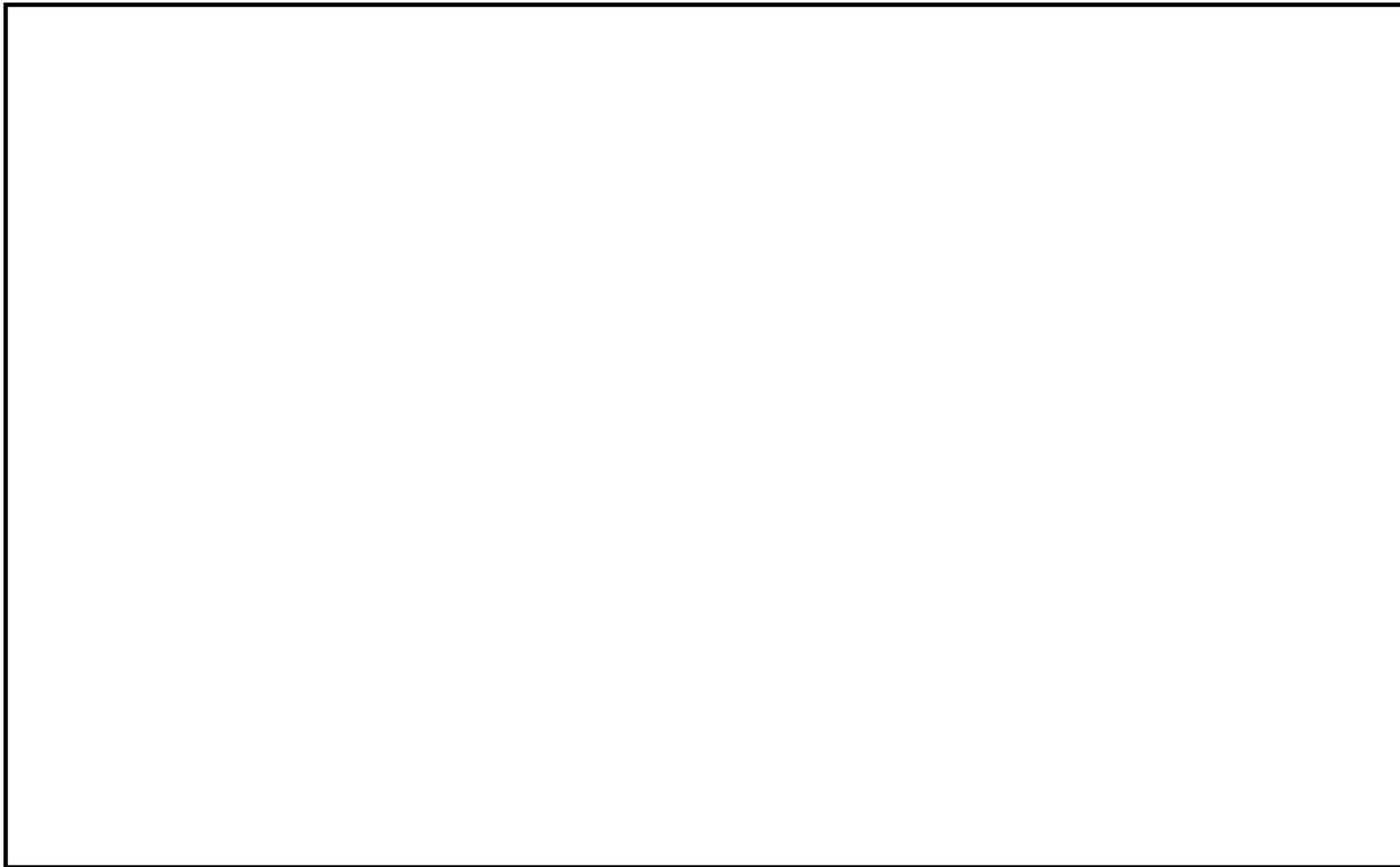
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋 (9/27)



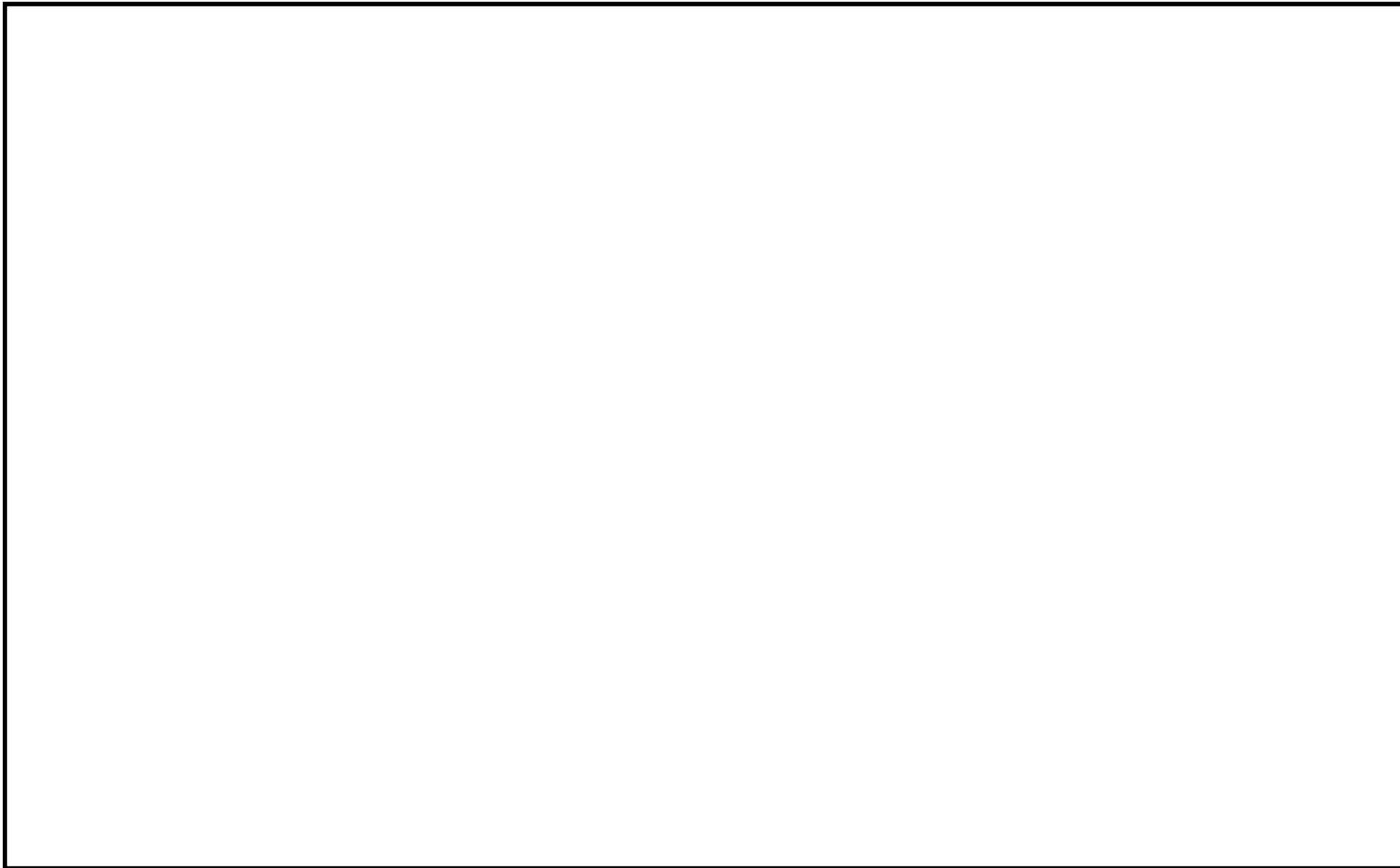
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(10/27)



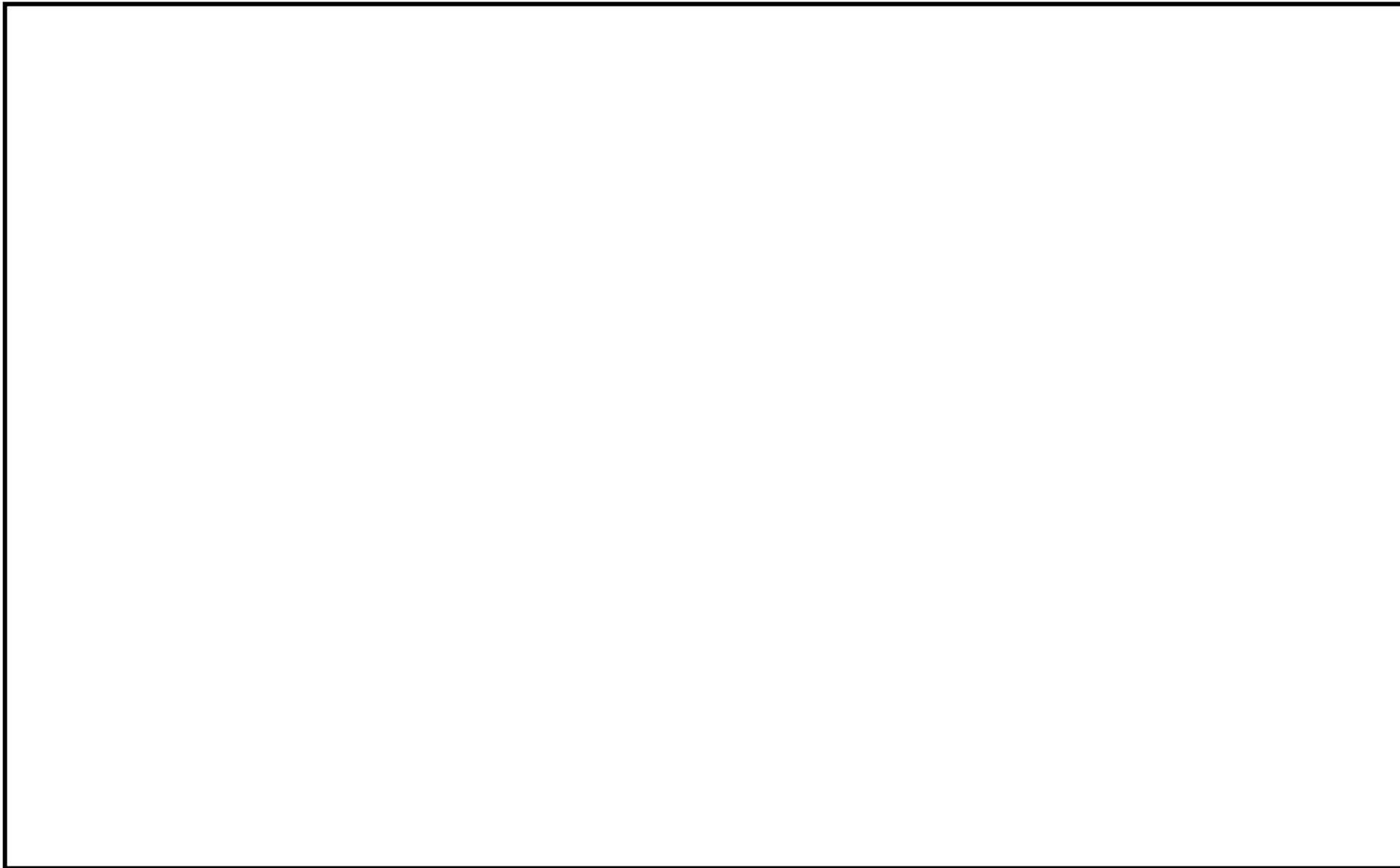
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(11/27)



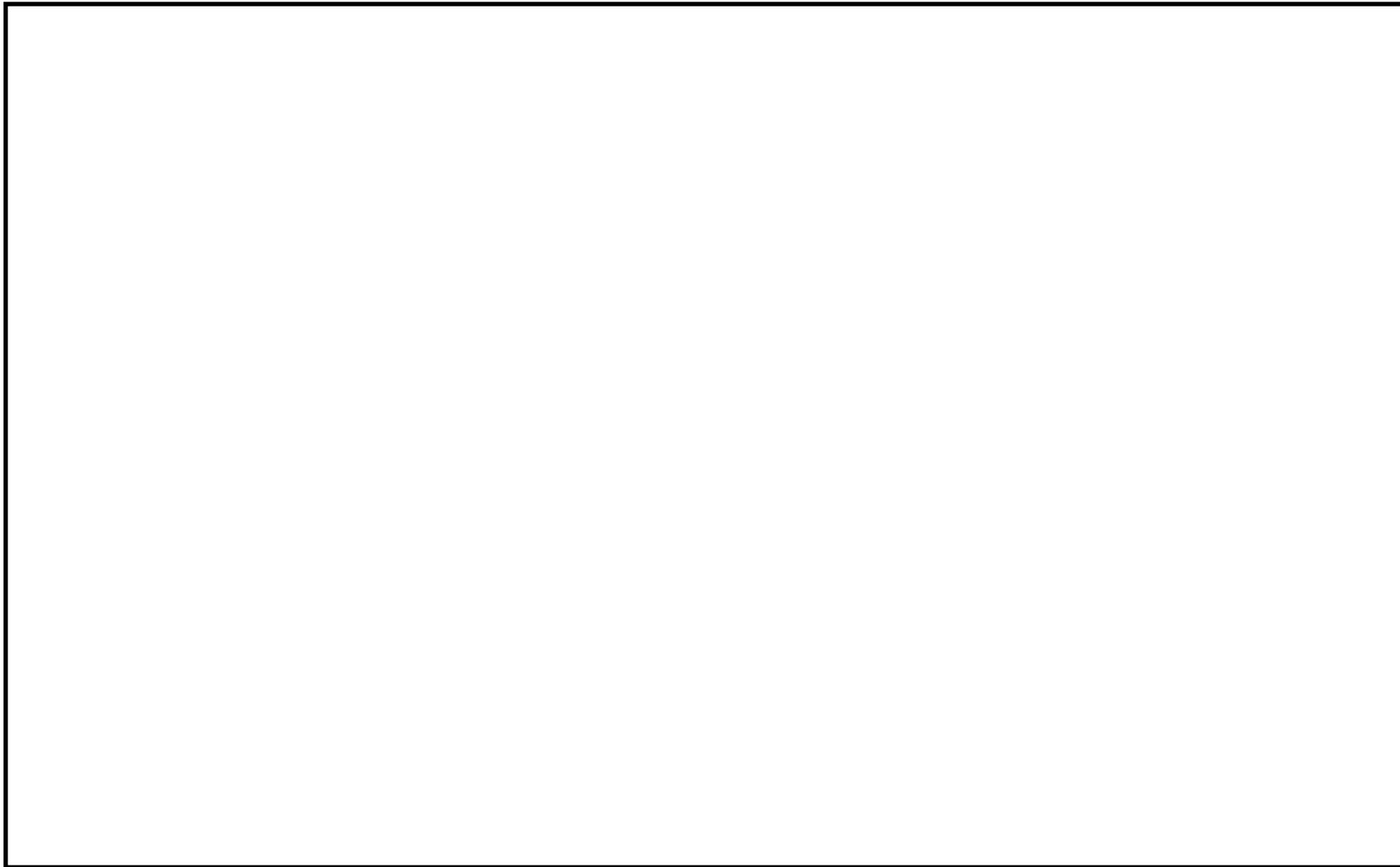
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(12/27)



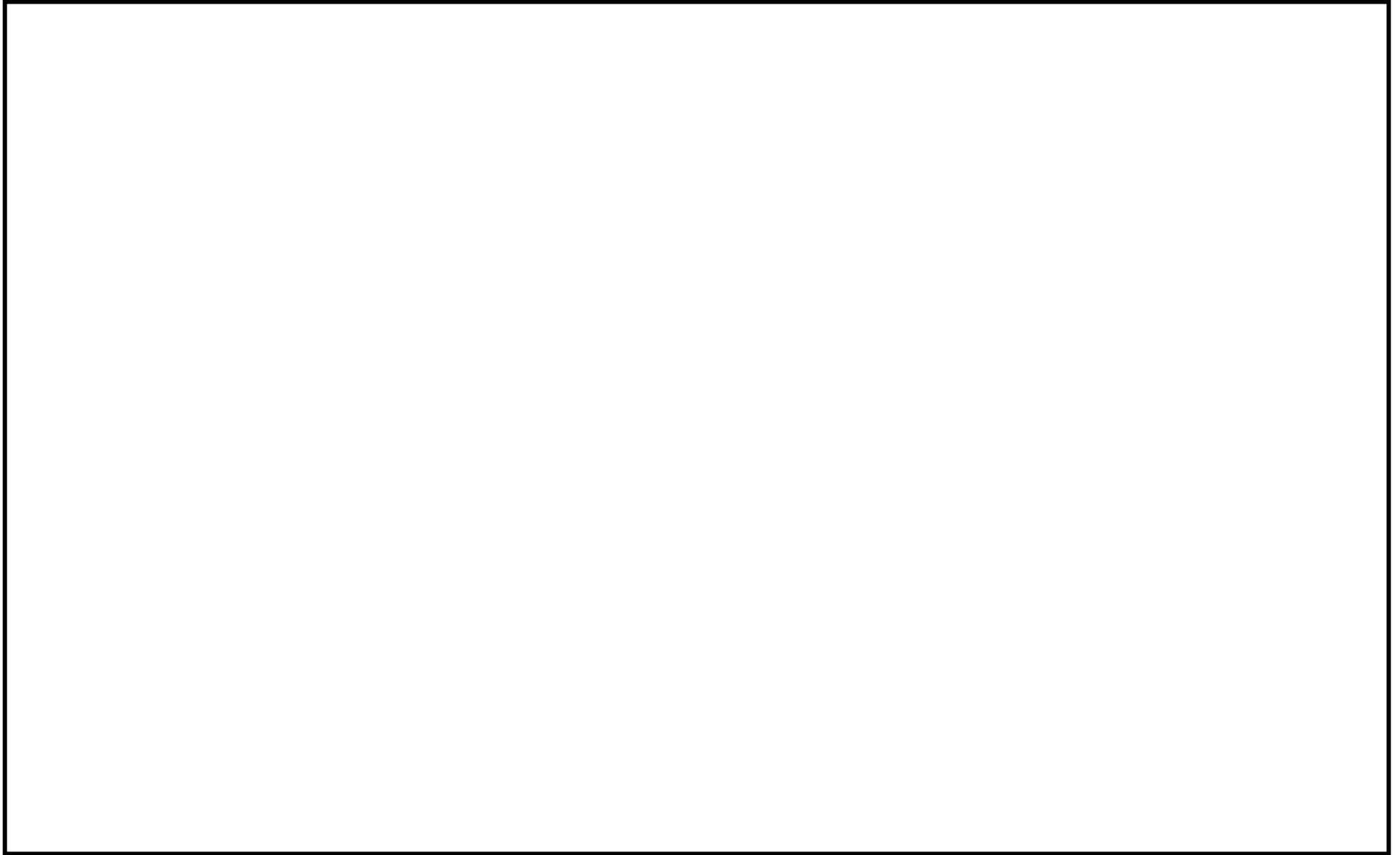
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(13/27)



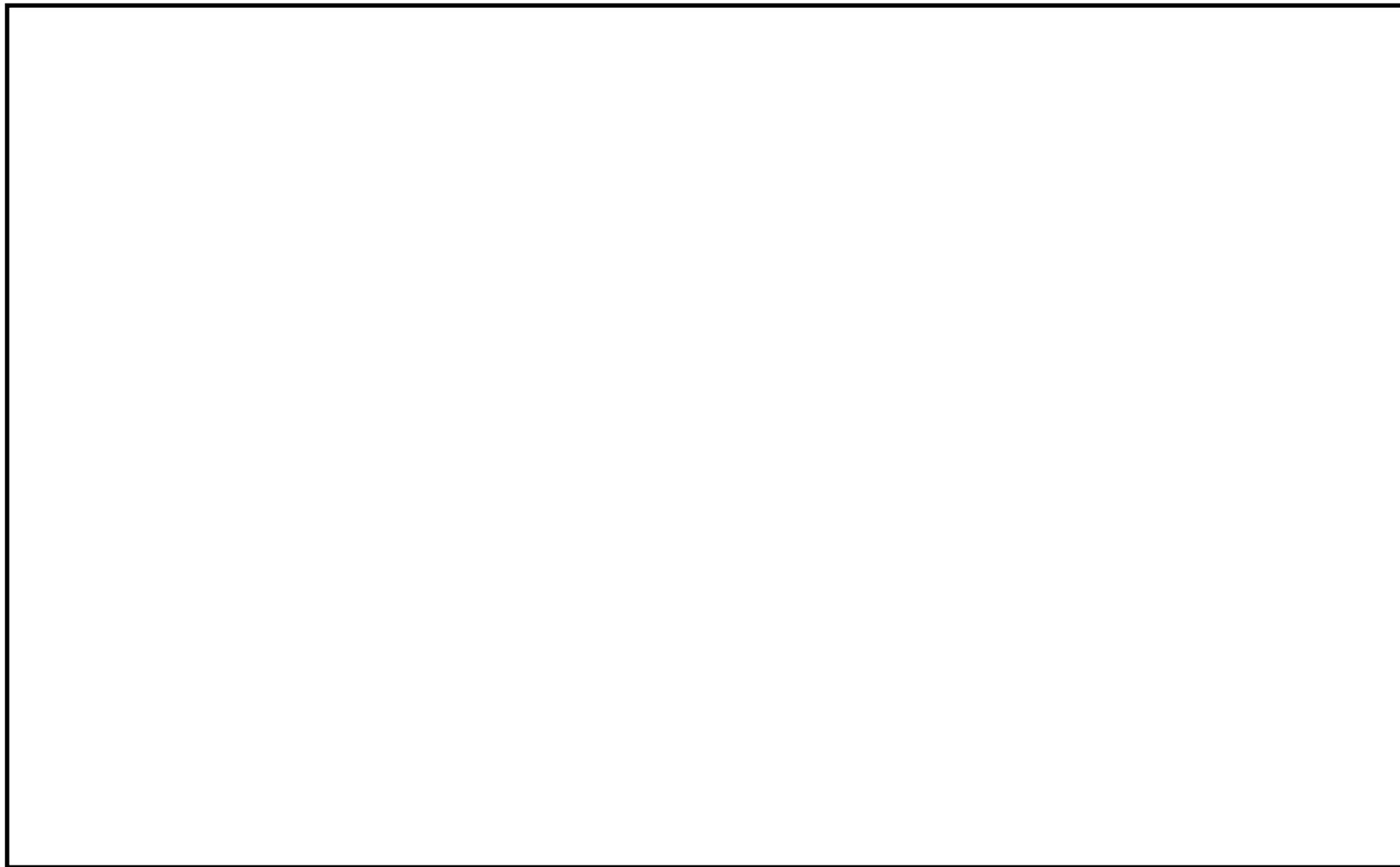
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(14/27)



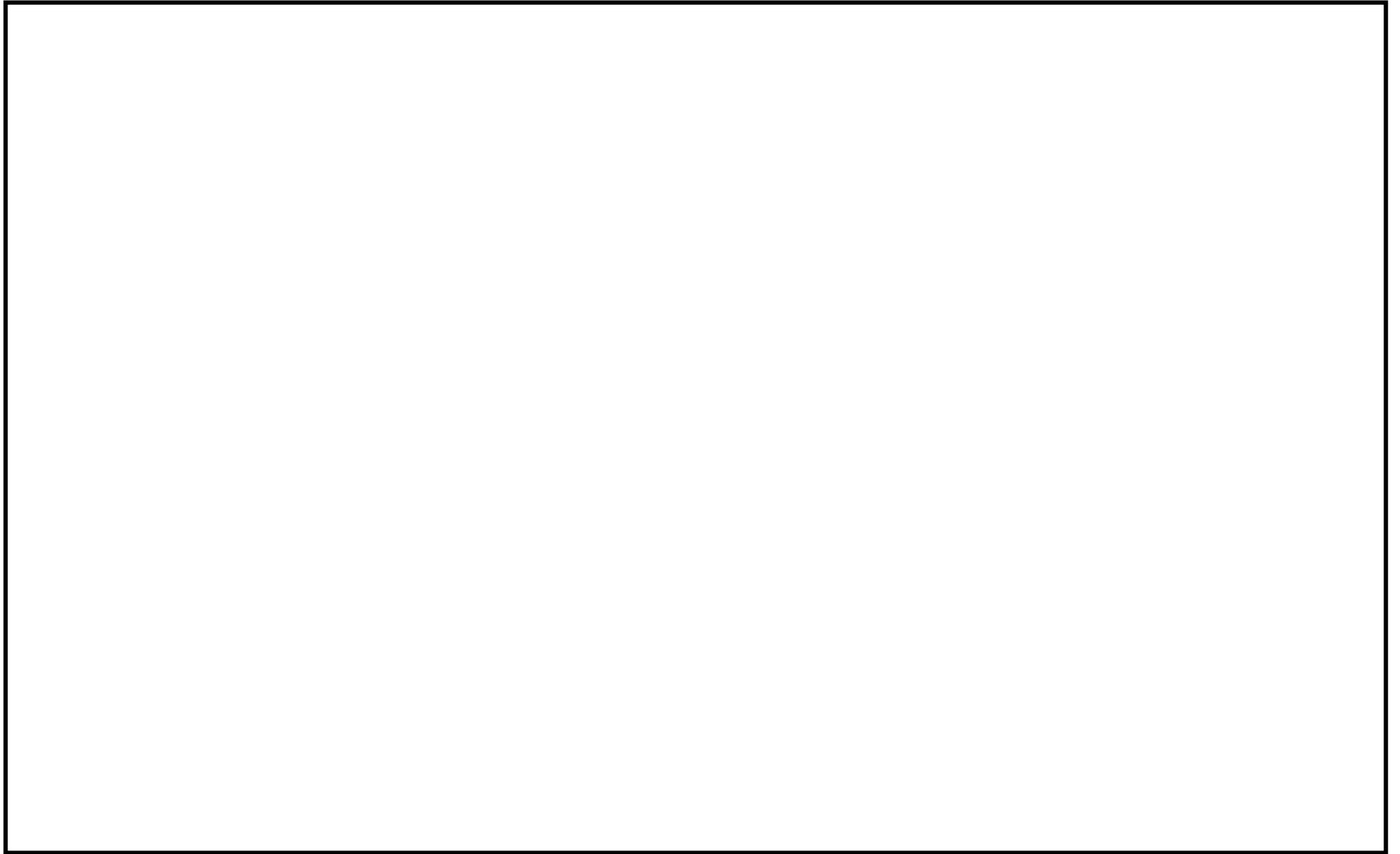
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(15/27)



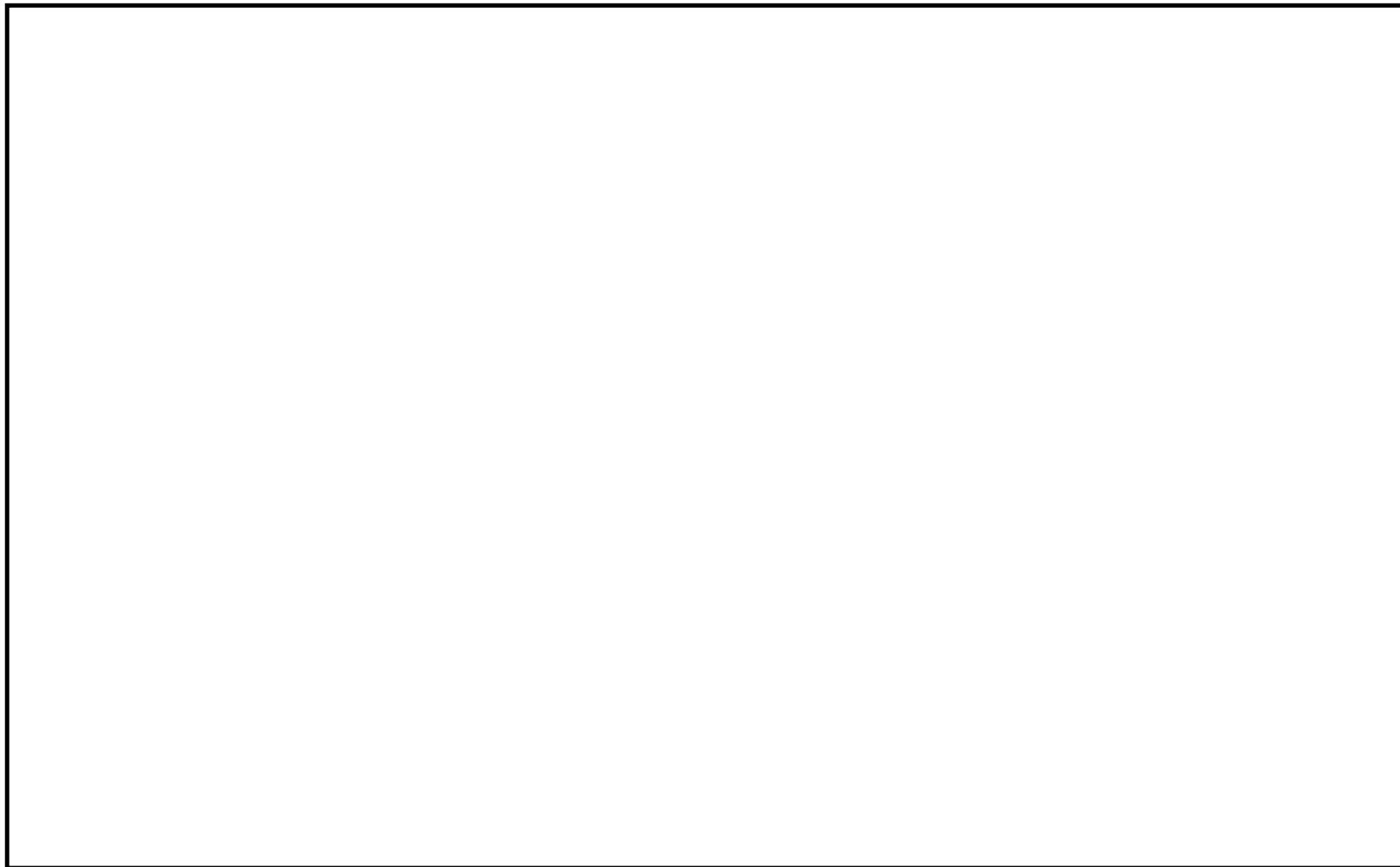
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(16/27)



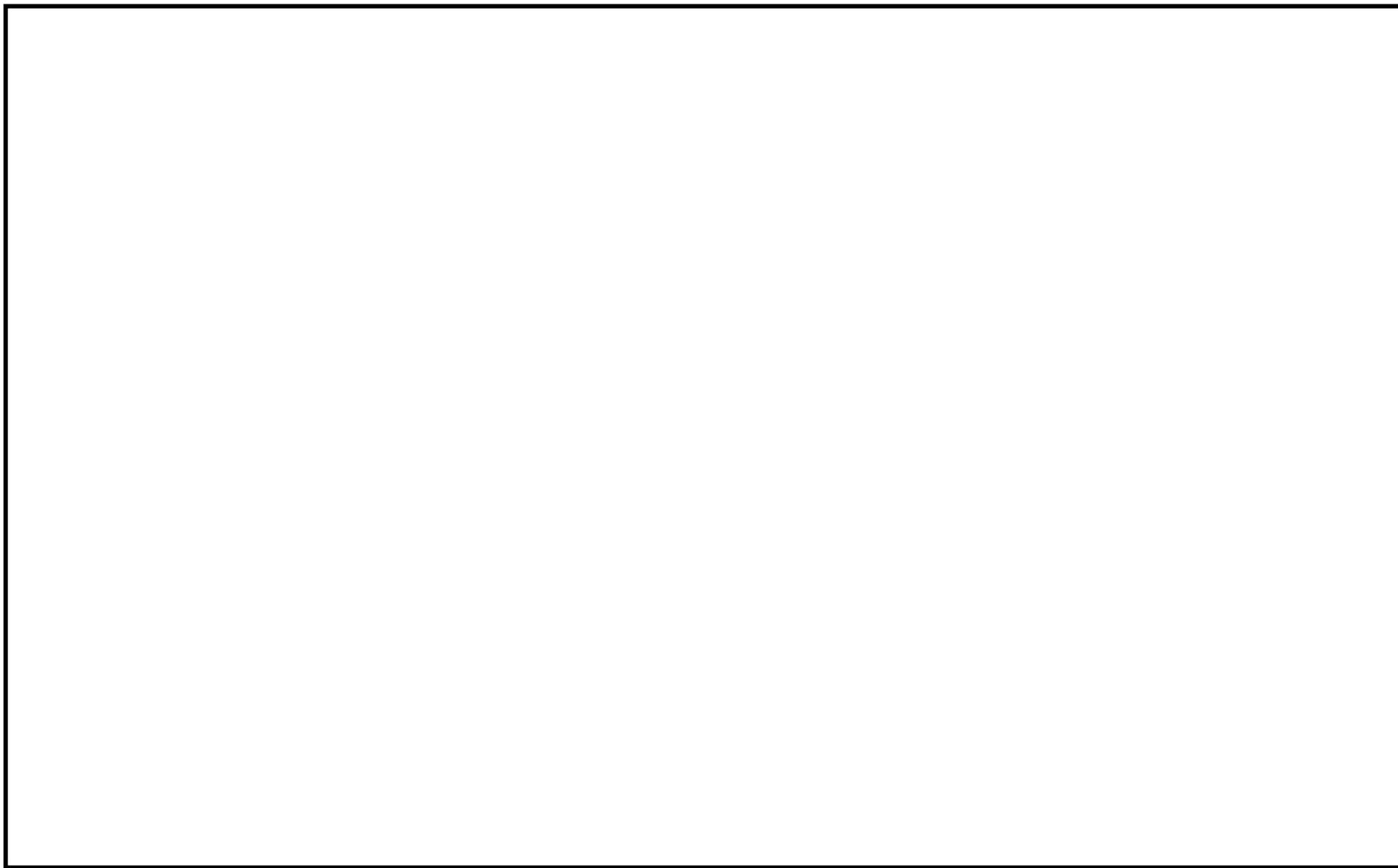
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(17/27)



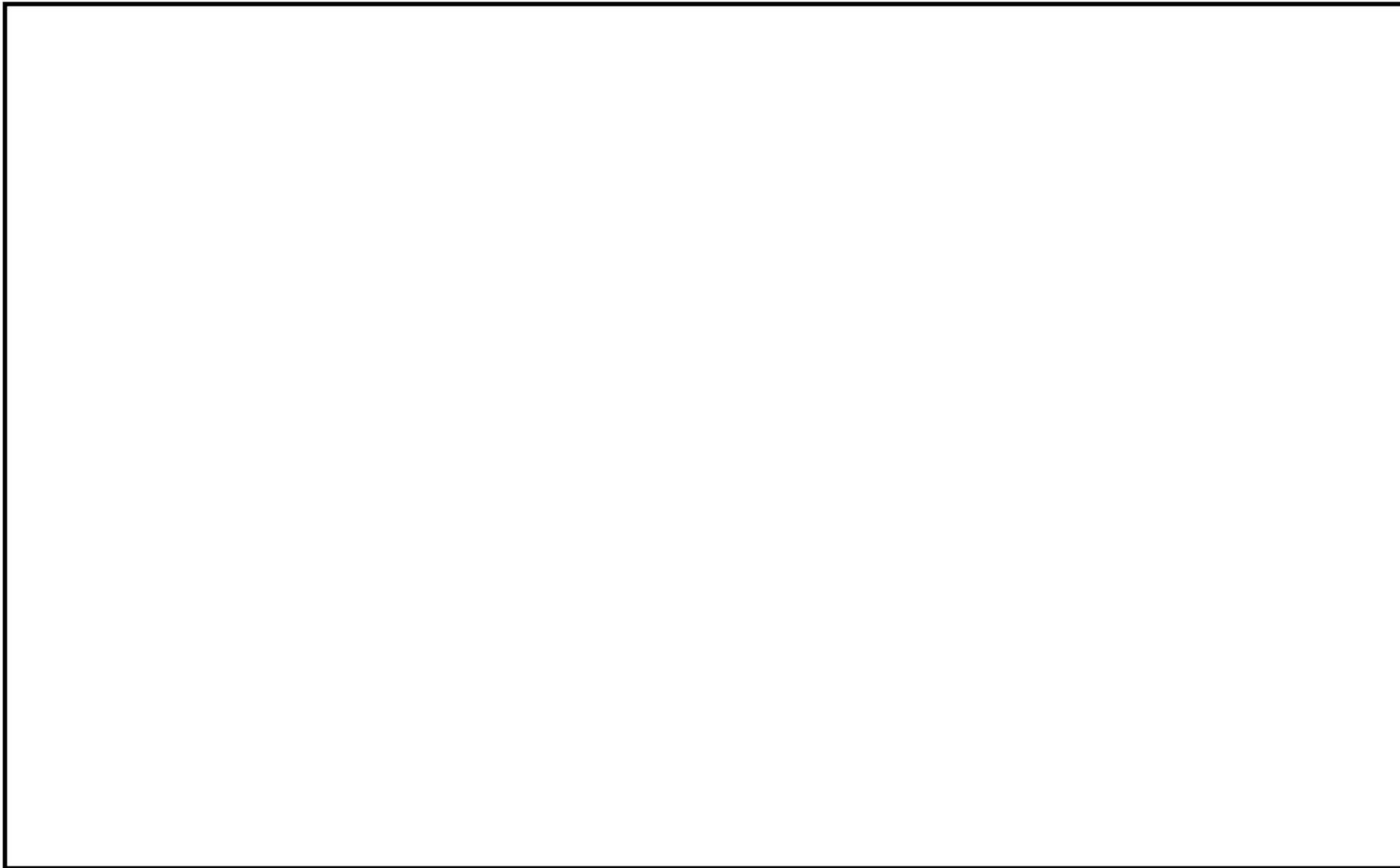
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(18/27)



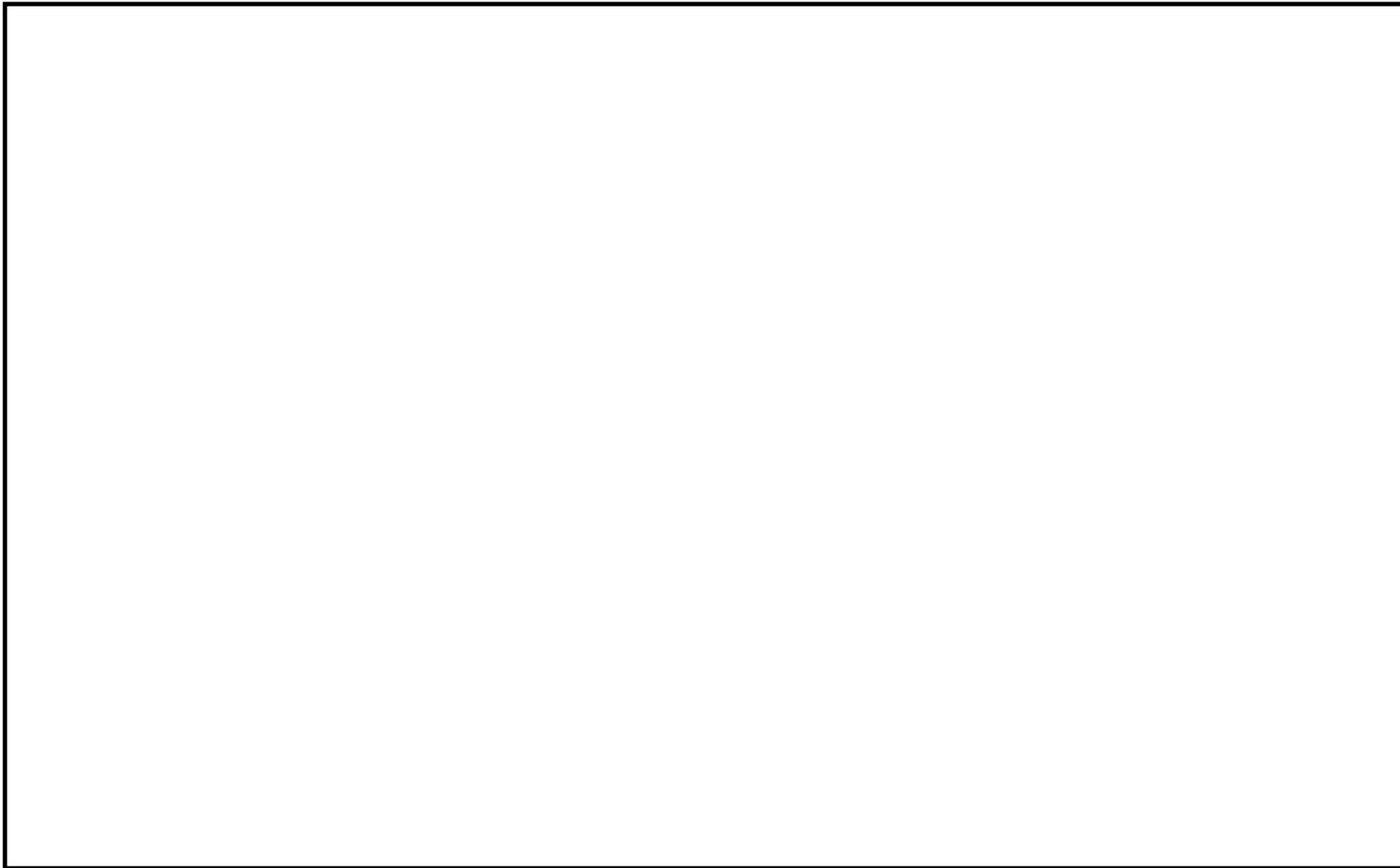
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(19/27)



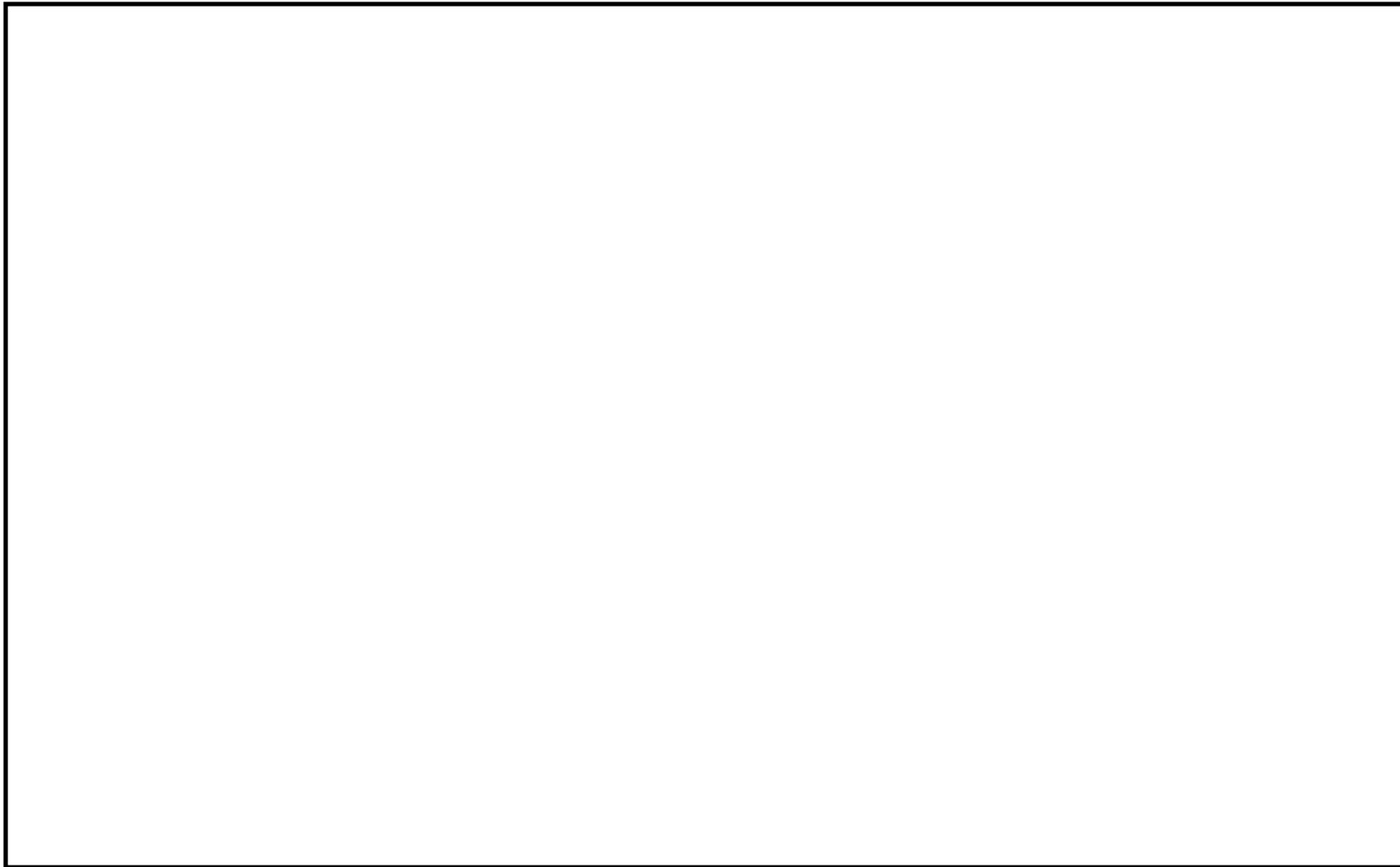
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(20/27)



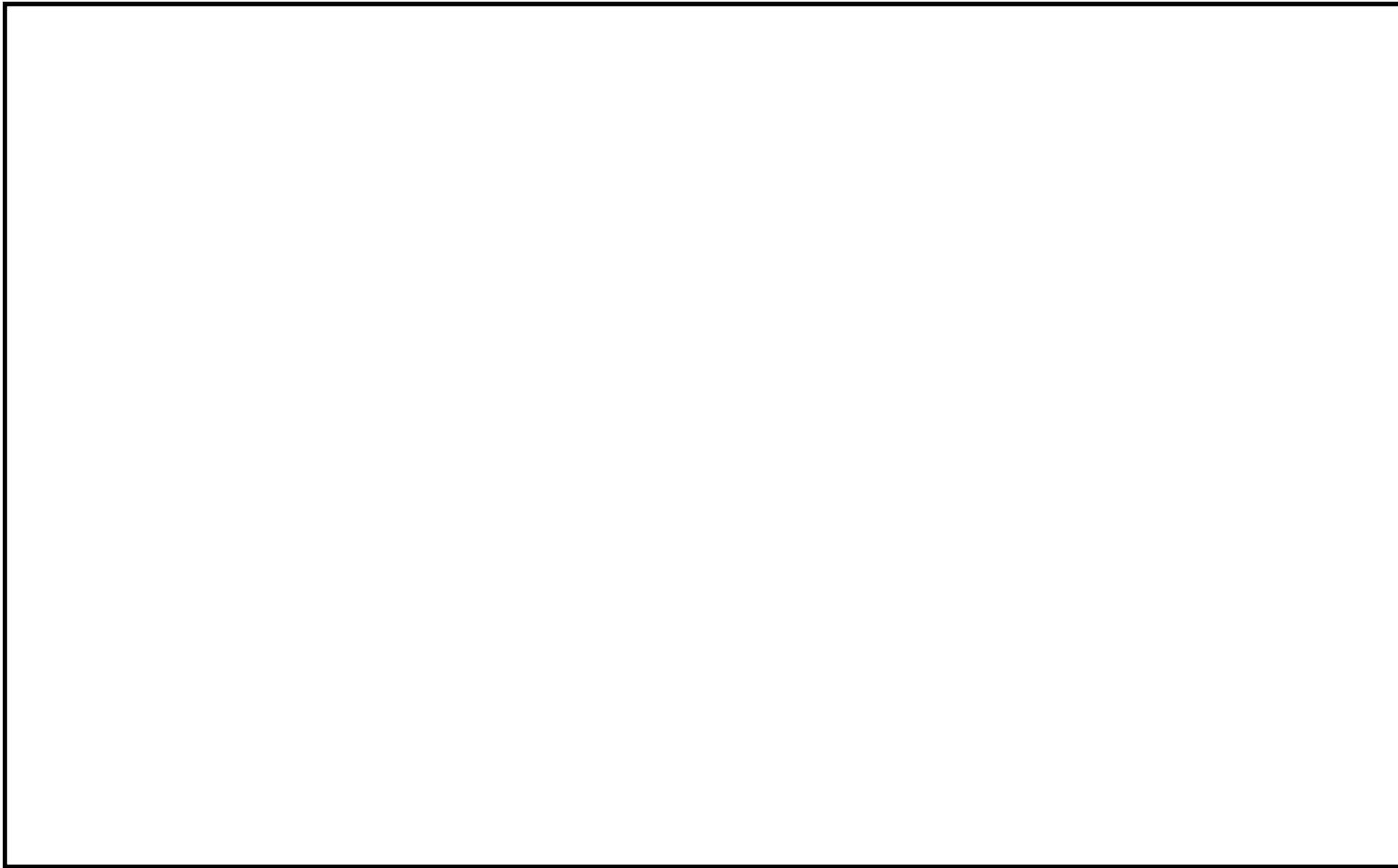
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(21/27)



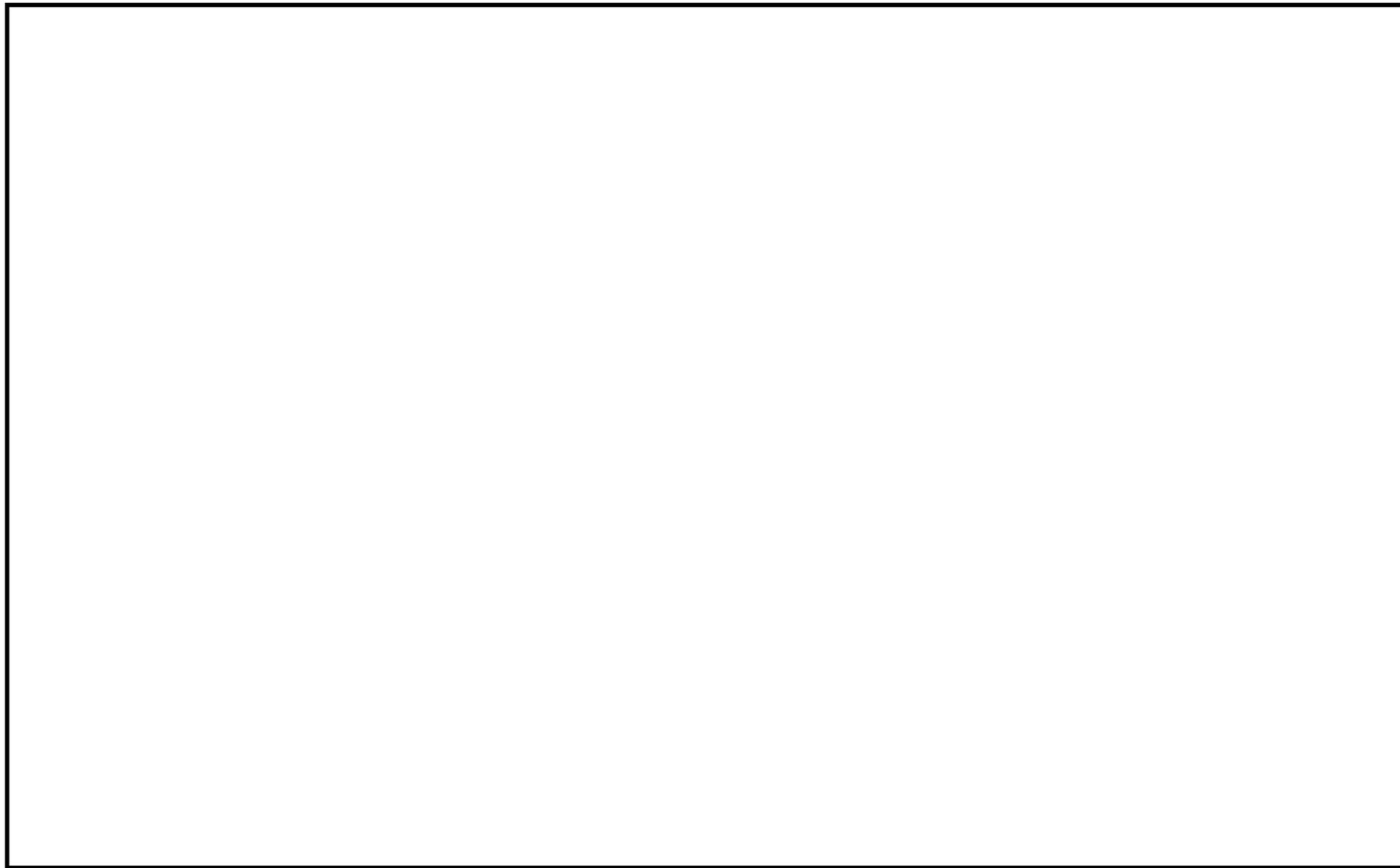
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(22/27)



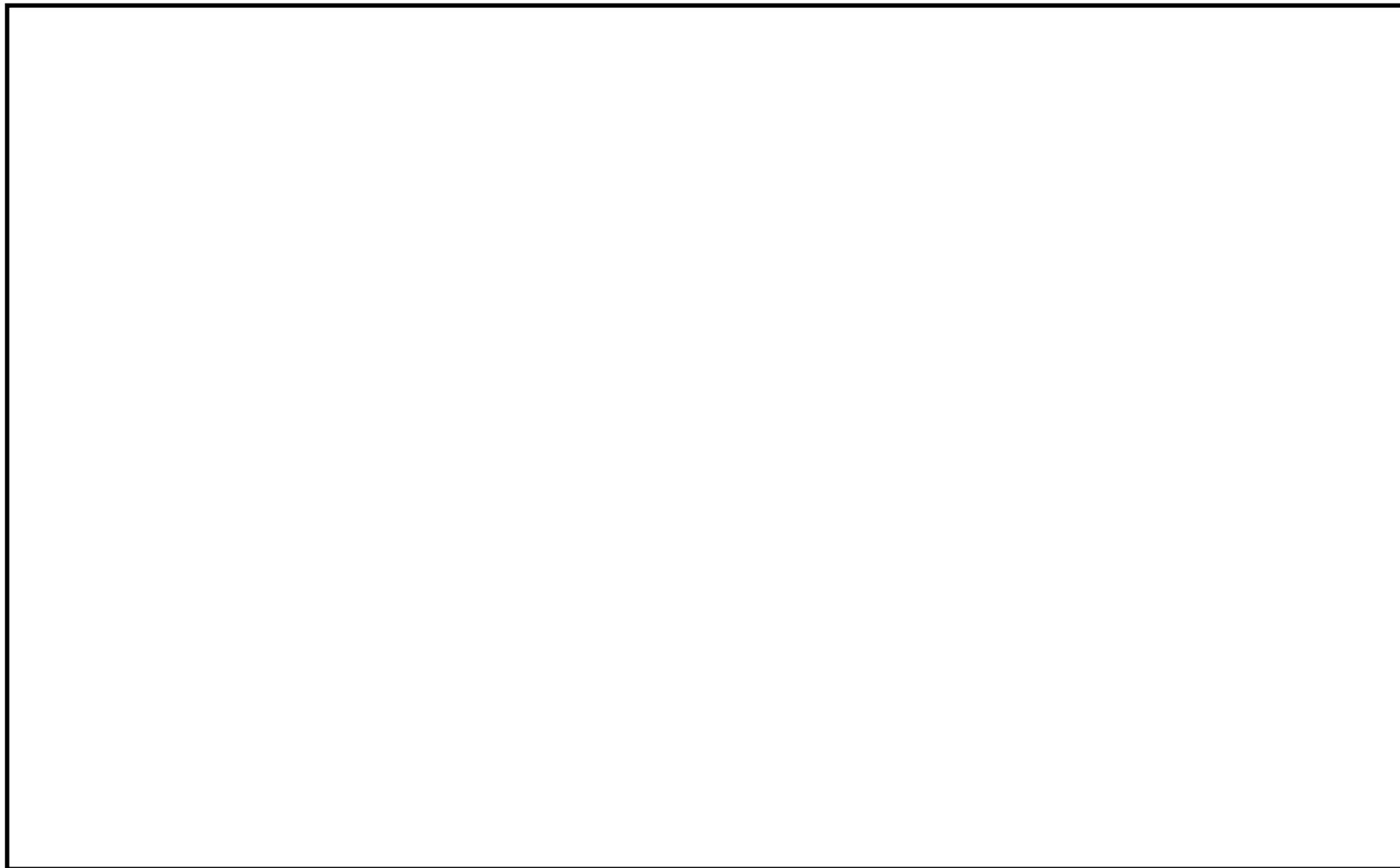
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(23/27)



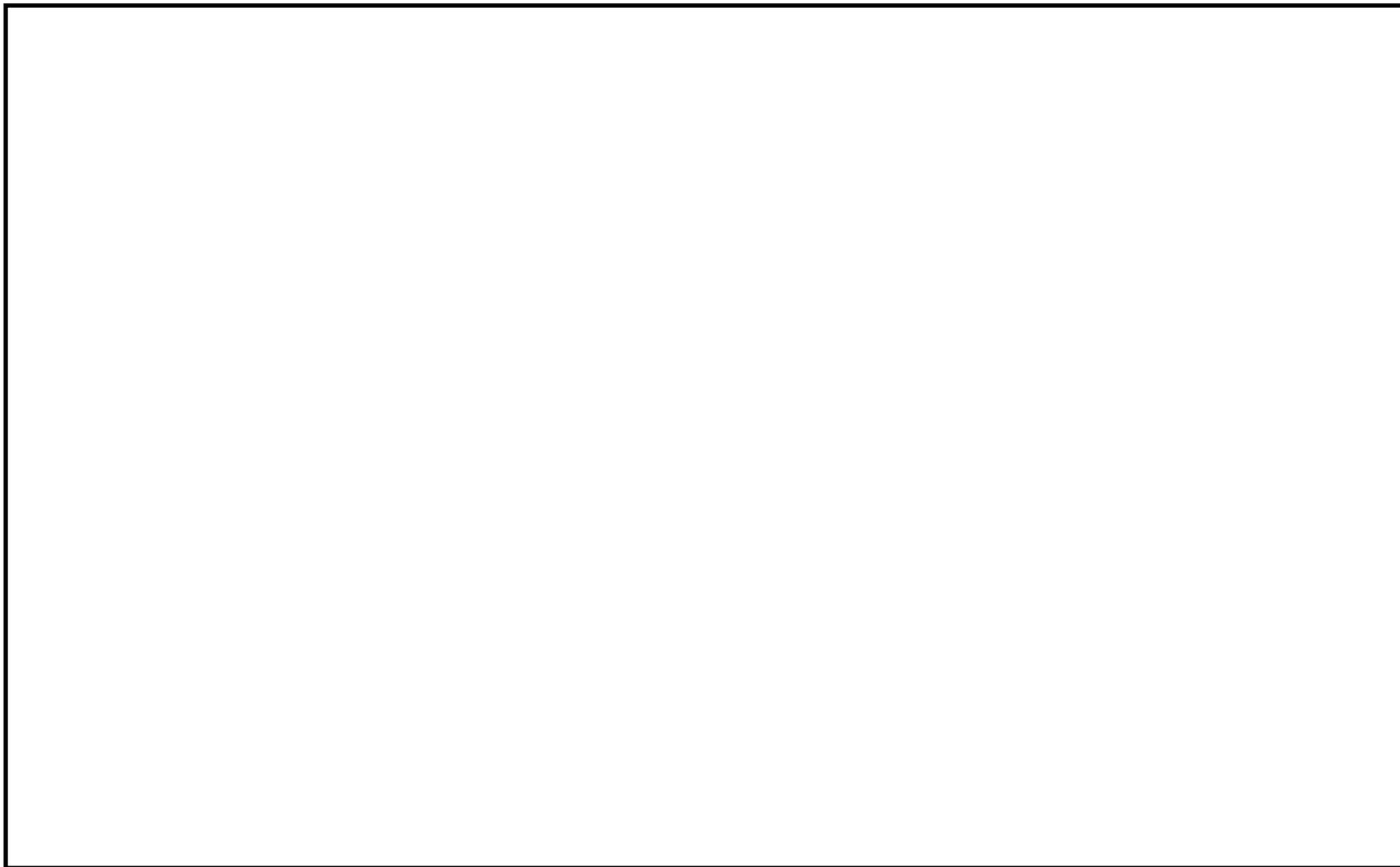
第 2.2-3 図 作業用照明配置 6 号及び 7 号炉各建屋(24/27)



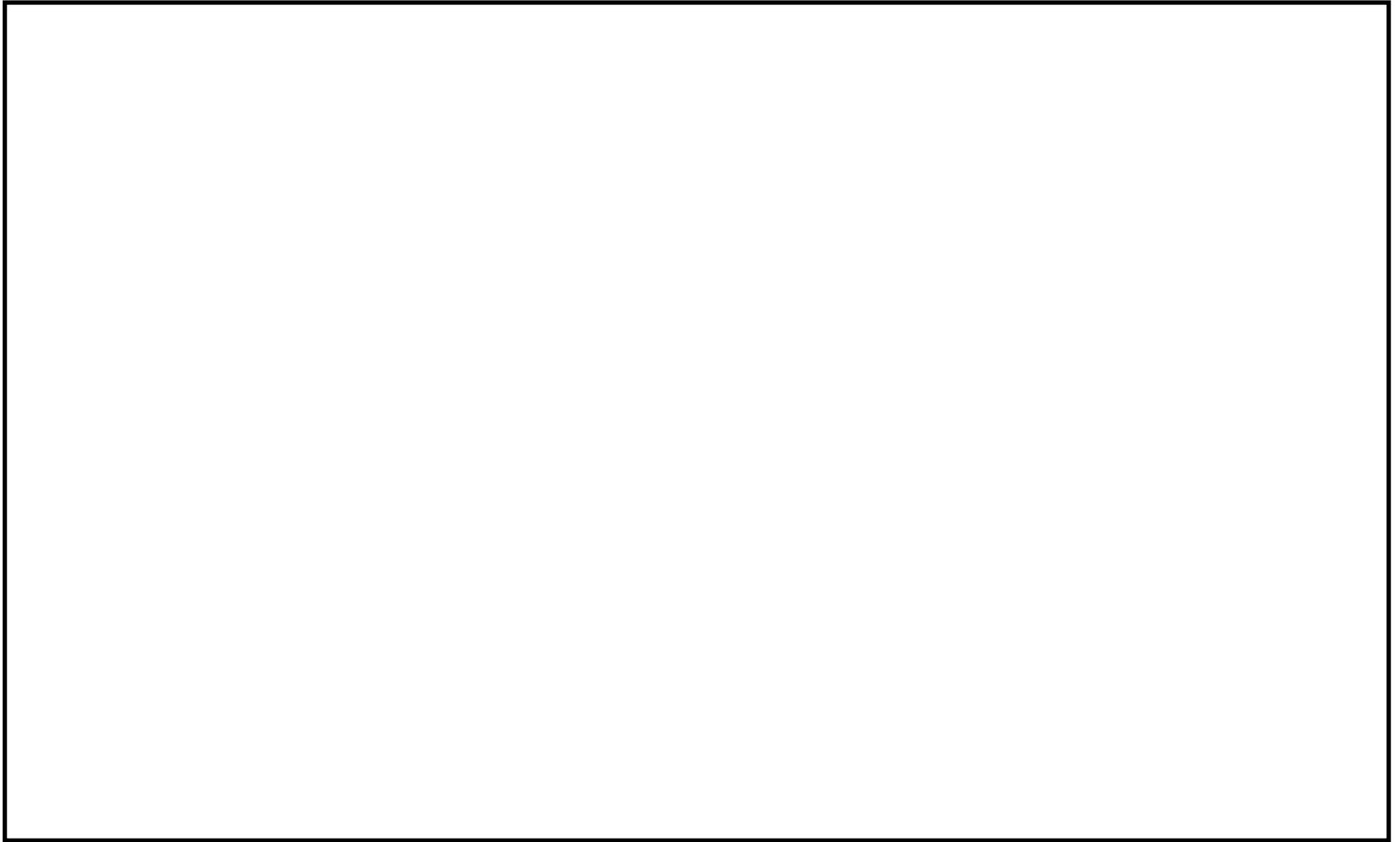
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(25/27)



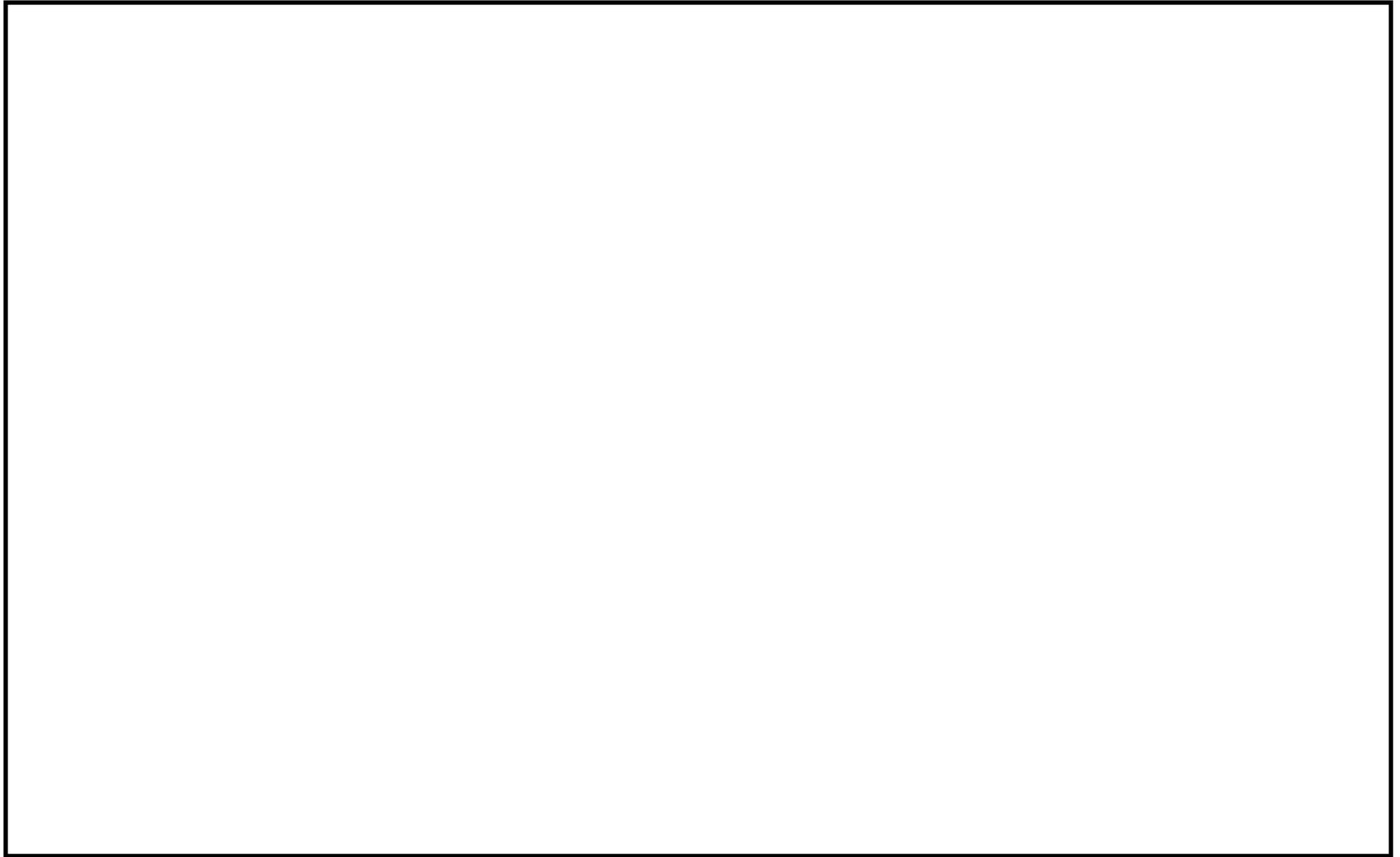
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(26/27)



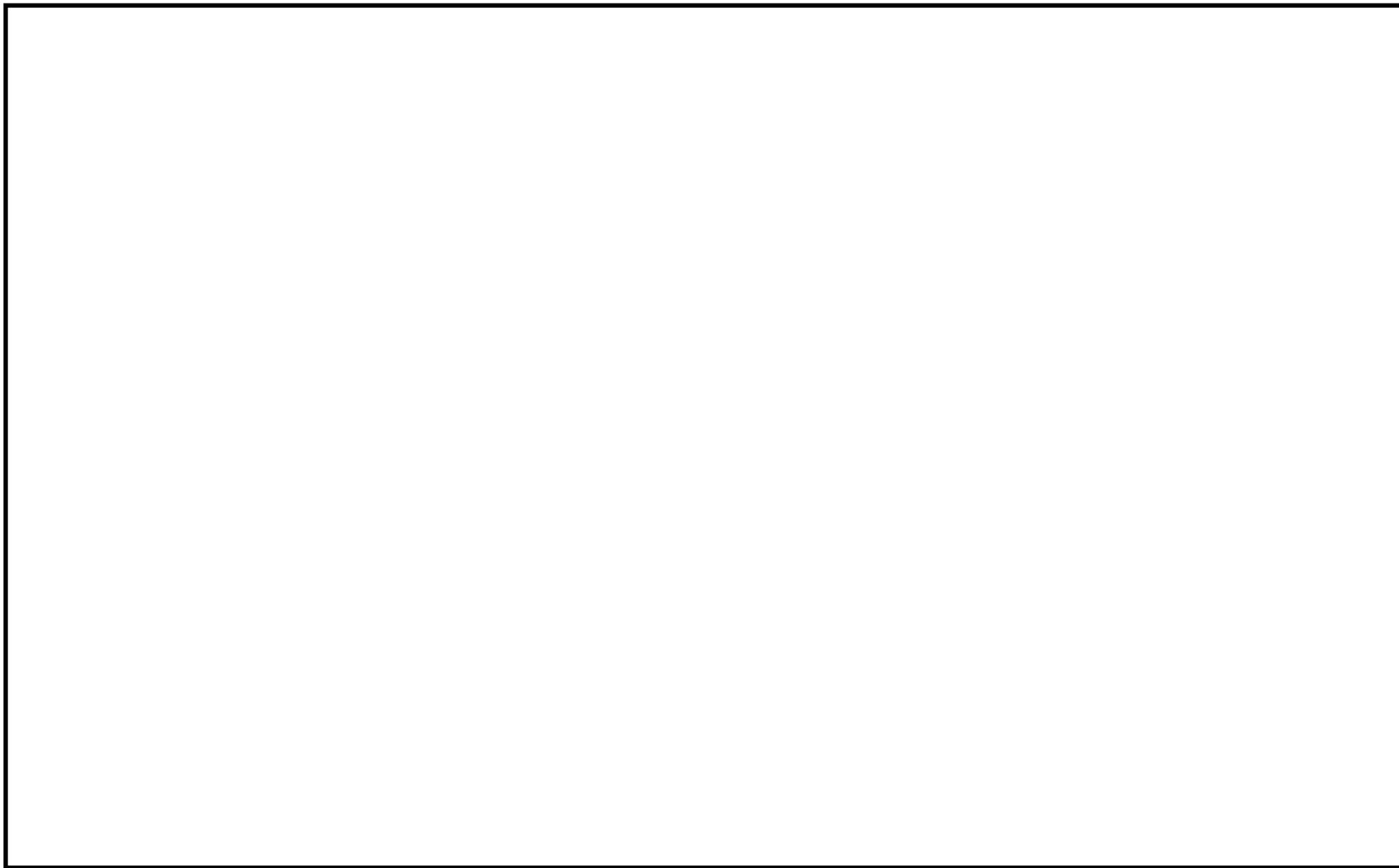
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 6 号及び 7 号炉各建屋(27/27)



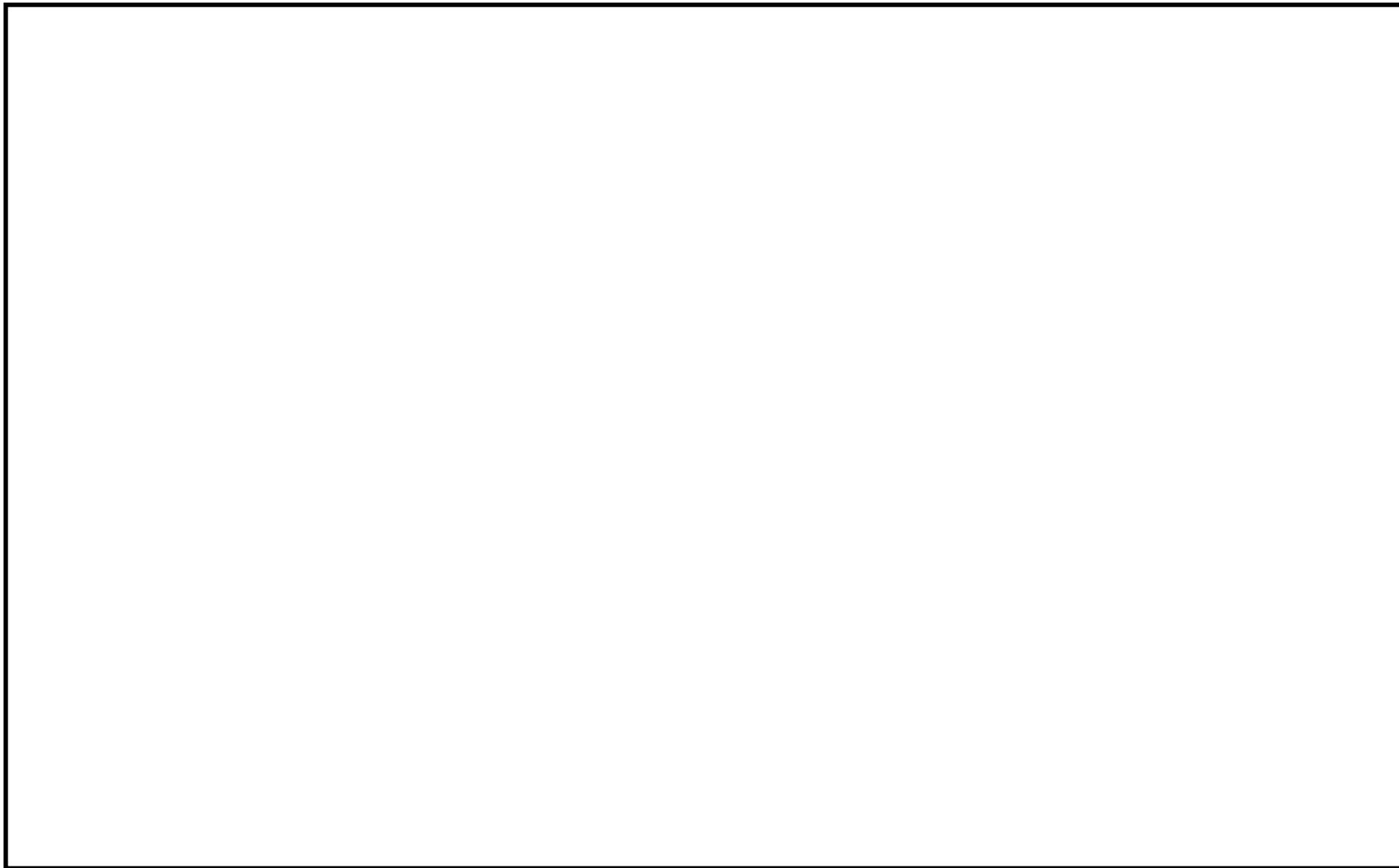
第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(1/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(2/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(3/4)



第 2.2-3 図 作業用照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(4/4)

2.3 可搬型照明の設計方針

可搬型照明は、以下のとおり配備する設計とする。

- (1) 全交流動力電源喪失時に現場機器室（非常用電気品室等）までの移動について
全交流動力電源喪失時に現場機器室（非常用電気品室等）までの移動に必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。

可搬型照明については、使用時に即使用できるように内蔵電池にて点灯可能な懐中電灯及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））を用い、中央制御室から作業現場に向かうまでに必要となる時間（事象発生から約10分）までに十分準備可能なように初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。

- (2) 非常用ガス処理系配管の補修について

非常用ガス処理系配管補修を実施時、狭隘部については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。なお、可搬型照明としてLEDライト（フロアライト）を用いることにより、補修箇所を十分認識できること、および補修を実施可能な照度が確保されていることを確認している。（第2.3-1図）

可搬型照明については、内蔵電池を備えるとともに、現場復旧要員が持参し、使用時に即使用できるように内蔵電池にて点灯可能なLEDライト（フロアライト）を用い、作業開始前に準備可能なように大湊側高台保管場所に配備する。



配管補修箇所（可搬型照明なし）



配管補修箇所（可搬型照明2台使用）

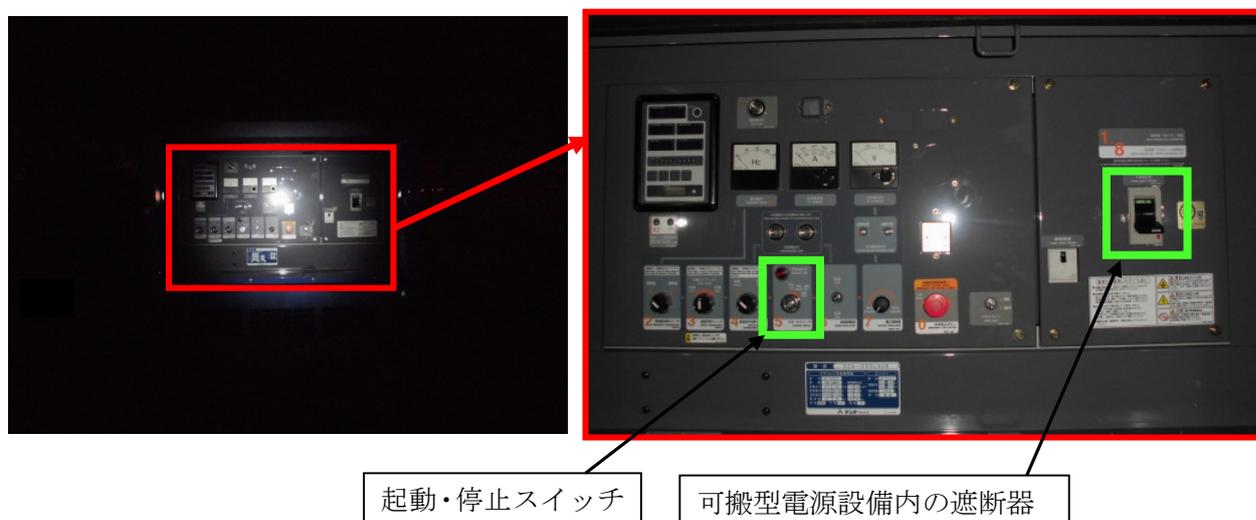
第2.3-1図 非常用ガス処理系配管補修で可搬型照明が必要となる場所の現場状況

- (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの受電について

5号炉東側保管場所に設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの受電時の操作（受電完了まで約25分）については、必要な照度を確保できるよう可搬型照明を配備する設計とする。なお、可搬型照明として懐中電灯及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））を用いることにより、夜間において操作可能な照度が確保されていることを確認している。（第2.3-2図）

可搬型照明については、内蔵電池を備えるとともに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動対応の要員が持参し、使用時に即使用できるように内蔵電池にて点灯可能な懐中電灯及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））

を用い、作業開始前に準備可能なように5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所及び第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所に配備する。



第2.3-2図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から受電時の操作(夜間時)

(1)～(3)項以外の作業については、建屋内に作業用照明を確保するため、可搬型照明を使用せずとも操作に必要な照明は確保される。

一方、何らかの要因で作業用照明が機能喪失する可能性も考慮し、初動操作に対応する運転員及び初動対応要員が通常滞在する中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備し、昼夜、場所を問わず作業を可能とする。

可搬型照明は、乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））を運転員及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ要員、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動対応要員全員に配備するとともに、中央制御室、現場機器室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所、5号炉東側保管場所及び非常用ガス処理系配管ルートでの作業を考慮し、懐中電灯、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプLEDライト）、乾電池内蔵型照明（三脚タイプLEDライト）及びLEDライト（フロアライト）を配備することにより、十分な数量を確保する。（第2.3-1表）

また、複数の可搬型照明（例えば、現場対応時は懐中電灯と乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））と予備の乾電池を用意することにより、照明を確保し、電池交換を可能とする。

なお、乾電池については、可搬型照明が7日間使用可能な数量を確保する。

第 2.3-1 表 可搬型照明の保管場所，数量及び仕様

	保管場所 ^{※1}	数量 ^{※1}	仕様 ^{※1}
懐中電灯 	中央制御室	20個（6号及び7号炉共用） （現場対応10名分＋ 予備10個）	電源：乾電池（単三×2） 点灯可能時間：約9時間 （管理区域での作業可 能な10時間 ^{※2} 点灯で できるように予備乾電 池を持参する。）
	現場控室 （配置図：15 頁参照）	4個（6号及び7号炉共用） （管理区域で懐中電灯が使用 不能時の予備）	
	5号炉定検事 務室又はその 近傍に設置す る執務場所又 は宿泊場所	30個（6号及び7号炉共用） （原子力防災組織の初動態勢 時に5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所に参集する要員のう ち5号炉定検事務室又はその 近傍で執務及び宿泊する要員 22 名分＋予備8個）	
	第二企業セン ター又はその 近傍の執務場 所又は宿泊場 所	50個（6号及び7号炉共用） （原子力防災組織の初動態勢 時に5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所に参集する要員のう ち第二企業センター，その近 傍で執務及び宿泊する要員29 名分＋予備21個）	
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個（6号及び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個＋中 央制御室裏盤エリア10個＋ 中央制御室待避室2個＋ 予備3個）	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。）
	5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（対策 本部）（配置 図：39頁参照）	60個（6号及び7号炉共用）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策 所（待機場所）6個＋5号炉原 子炉建屋内アクセスルート44 個＋予備10個）	

<p>乾電池内蔵型照明（三脚タイプLEDライト）</p> 	<p>中央制御室</p>	<p>4個（6号及び7号炉共用） （ランタンタイプLEDの補助）</p>	<p>電源：乾電池（単三×6） 点灯可能時間：約30時間</p>
<p>乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））</p> 	<p>中央制御室</p>	<p>100個 （運転員全員に配備）</p>	<p>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^{※2}点灯できるように予備乾電池を持参する。）</p>
	<p>5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</p>	<p>50個（6号及び7号炉共用） （原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名分+予備28個）</p>	<p>電源：乾電池（単三×3） 点灯可能時間：約10時間^{※2}</p>
	<p>第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</p>	<p>50個（6号及び7号炉共用） （原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名分+予備21個）</p>	
<p>LEDライト（フロアライト）</p> 	<p>大湊側高台保管場所</p>	<p>4個（6号及び7号炉共用） （非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個）</p>	<p>電池：内蔵蓄電池 点灯可能時間：約6時間 （管理区域での作業可能な10時間^{※2}点灯できるように予備を2個持参する。）</p>

※1. 保管場所、数量、仕様については、今後の検討により変更となる可能性がある。

※2. 管理区域での作業可能な10時間は、1日当たり所定労働時間に加え2時間を超えないこととして決定していることから、現場作業中、可搬型照明にて照度を確保可能である。

別紙1 現場操作の確認結果について

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (1/3)

■ : 手順書で要求されている操作を実施するための場所 □ : 必要に応じて現場確認が行われる可能性がある場所

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア	
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【原因】 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	
		主蒸気隔離弁全開確認			
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替			
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認			
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)			
		RIP4台トリップ・6台ランバック確認			
		所内電源切替確認			
		SRV動作状態確認			
		PCIS(一次格納容器隔離系)作動確認			
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)			R/B 管理 3F SGTS排風機室
		SRNMによる原子炉未臨界確認			
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット			
		原子炉スクラム信号のクリアを確認			対象外 (中央制御室で十分対応可能)
原子炉スクラムリセット ・CRD充てん水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充てん水圧力低KOS「通常」位置					
ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止及び冷却)	(12)プラント停止・冷却と同様				
(2)出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【原因】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	・ユニット操作手順書	過剰に引き抜かれた制御棒を通常的位置へ戻す	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	
		ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止及び冷却)	(12)プラント停止・冷却と同様		
(3)原子炉冷却材流量の部分喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に常用高圧母線の故障等により、再循環ポンプ3台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	・原子炉冷却材再循環ポンプ2台/3台トリップ	RIPトリップ警報の確認(3台停止の確認)	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	
		ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止及び冷却)	(12)プラント停止・冷却と同様		
(4)外部電源喪失 【原因】 外部電源の喪失により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止する。	・発電所全停	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	
		主蒸気隔離弁全開確認			
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替			
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認			
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)			
		M/C A系～E系電源喪失確認			
		RIP、給・復水ポンプ全台停止確認			
		RCIC「起動」操作・原子炉水位調整			R/B 管理 B3F RCIC室
		主蒸気隔離弁「全開」操作			対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		SRV動作状態・PCVパラメータ確認			R/B 非管 1F 非常用D/G A～C室
		非常用D/G A～C自動起動・M/C C～E系受電確認			対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		PCIS(一次格納容器隔離系)作動確認			R/B 管理 3F SGTS排風機室
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)			対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		SRNMによる原子炉未臨界確認			T/B 非管 B1F RSWポンプエリア T/B 非管 B1F, B2F RCWポンプエリア
		RCW・RSWポンプ全台起動確認			R/B 管理 B3F RHR A～C室
		RHR S/P冷却「起動」操作			R/B 管理 B3F CRDポンプ室
		CRDポンプ自動起動確認			
		SRV及びRCICによる原子炉減圧・水位制御操作			
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット			
		原子炉スクラム信号のクリアを確認			対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		原子炉スクラムリセット ・CRD充てん水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充てん水圧力低KOS「通常」位置			
		ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止及び冷却)			(12)プラント停止・冷却と同様

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (2/3)

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア
(5) 給水加熱喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きと同様		
(6) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【原因】 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きと同様		
(7) 負荷の喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に電力系統事故等により、発電機負荷遮断が生じ、タービン蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合 (タービン・バイパス弁が作動する場合) ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合 (タービン・バイパス弁が作動しない場合)	タービン・バイパス弁が作動する場合 (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きと同様 タービン・バイパス弁が作動しない場合 (8) 主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(8) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【原因】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		主蒸気隔離弁全閉確認		
		原子炉モードスイッチ「停止」位置切替		
		大型表示盤ファーストヒット表示の確認		
		原子炉の状態確認(原子炉水位・圧力、警報灯)		
		RIP4台トリップ・6台ランバック確認		
		所内電源切替確認		
		SRV動作状態確認		
		PCIS(一次格納容器隔離系)隔離確認		
		SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作(R/B差圧調整)		
		RCIC「起動」操作(H/W水位低下時)		
		RHR S/P冷却「起動」操作(S/P水温に応じて実施)		
		SRNMによる原子炉未臨界確認		
		SRV及びRCICによる原子炉減圧・水位制御操作		
		PCIS(一次格納容器隔離系)リセット		
		主蒸気隔離弁「全開」操作		
		原子炉スクラム信号のクリアを確認		
原子炉スクラムリセット ・CRD充てん水圧力低KOS「バイパス」位置 ・原子炉スクラムリセットSW「リセット」操作 ・CRD充てん水圧力低KOS「通常」位置	R/B 管理 3F SGTS排風機室 R/B 管理 B3F RCIC室 R/B 管理 B3F RHR A~C室			
ユニット操作手順書に基づき冷温停止(原子炉の停止及び冷却)	(12) プラント停止・冷却と同様			
(9) 給水制御系の故障 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が増加する。	・給水制御系の異常 原子炉水位が上昇する場合 ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きと同様		
(10) 原子炉圧力制御系の故障 【原因】 ①何らかの原因で、圧力制御装置に主蒸気流量を零とするような零出力信号、又は主蒸気流量を最大とするような最大出力信号の誤信号が発生する。 ②何らかの原因で、タービン蒸気加減弁又はタービン・バイパス弁1個が故障し、制御系の信号に関係なくこれらの弁が閉鎖する。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	(8) 主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(11) 給水流量の全喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	・給水全喪失 ・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「開」の場合	(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きと同様		

第1表 運転時の異常な過渡変化およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (3/3)

運転時の異常な過渡変化	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア	
(12) 原子炉停止・冷却	ユニット操作手順書	原子炉減圧操作実施 タービンバイパス弁による減圧操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	
		原子炉圧力が0.93MPa以下になったことを確認		R/B 管理 B3F RHR A～C室	
		停止時冷却系3系列運転可能確認			
		RHR配管フラッシング操作 ・ RHRポンプ「切保持」 ・ 補機テストスイッチ「試運転位置」 ・ 中央制御室でのRHR弁状態確認 ・ 現場での弁状態確認 RHR系燃料プール側入口弁 RHR系停止時冷却ライン洗浄弁 ・ RHRフラッシング開始 ・ フラッシングの終了 現場・中央制御室の復旧	SHCで使用するRHRは事故対応中に、配管への高温水の通水及び炉内へのS/C水の注水等を実施している可能性が高く、事象整定後のSHCでは、通常停止中に実施する配管フラッシングやウォーミングは不要となるため、抽出対象外とする。		
		RHR配管ウォーミング操作開始 ・ 中央制御室でのS/C水温・水位の確認 ・ 中央制御室でのRHRラインナップ			
		・ 現場でのRHRラインナップ RHR最小流量バイパス弁 電源「切」操作	R/B 非管理 B1F 非常用電気品室A～C室		
		RHR 停止時冷却「起動」操作	中央制御室	R/B 管理 B3F RHR A～C室	
		原子炉水温度低下確認 RC1C隔離確認	対象外 (中央制御室で十分対応可能)		
		CUW F/D 1系列待機	事故時はCUW系は緊急性が低いため対象外		
		原子炉水温度100℃以下確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)	

第2表 設計基準事故およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (1/2)

■ : 手順書で要求されている操作を実施するための場所 ■ : 必要に応じて現場確認が行われる可能性がある場所

設計基準事故	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア
(1) 原子炉冷却材喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を想定した場合には、原子炉冷却材が系外に流出する。この場合、冷却水が補給できず炉心の冷却能力が低下し、最も厳しい事態では崩壊熱による燃料の過度の温度上昇が起こり、核分裂生成物が燃料から放出され、さらにはジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により可燃性ガスが発生する可能性がある。 また、格納容器の冷却ができないと格納容器内圧力、温度が過度に上昇する可能性がある。	・ 破断事故 破断事故で外部電源がない場合	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		主蒸気隔離弁全開確認		
原子炉モードスイッチ「停止」位置切替				
大型表示盤ファーストヒット表示の確認				
原子炉の状態確認 (原子炉水位・圧力、警報灯)				
M/C A系～E系電源喪失確認				
RIP、給・復水ポンプ全台停止確認				
非常用D/G A～C自動起動・M/C C～E系受電確認				
ECCS自動起動確認 ・ HPCF ・ RHR (LPFLモード) ・ RCIC ・ RCW全台運転 ・ RSW全台運転				
SGTS自動起動確認、必要に応じて「停止」操作 (R/B差圧調整)				
PCIS (一次格納容器隔離系) 作動確認				
原子炉未臨界確認				
原子炉状態 (RPV・PCV・モニタ等) の確認				
下記機器の状態確認 ・ 復水・給水ポンプの運転確認 ・ 復水貯蔵槽水位確認 ・ 主復水器ホットウェル水位確認				
【HPCF, RCICによる原子炉水位調整可能な場合】				
RHR S/P冷却「切替」操作				
必要に応じて、D/Wスプレイ、S/Pスプレイを実施				
FCS A/B「起動」操作、可燃性ガス濃度低下の確認				
ユニット操作手順書に基づき冷温停止 (原子炉の停止および冷却)	運転時の異常な過渡変化の(12)プラント停止・冷却と同様			
【HPCF, RCICによる原子炉水位調整不可な場合】	中央制御室	RCICの運転を確認		対象外 (中央制御室で十分対応可能)
SRV「開」操作し、原子炉を減圧				
MSIV「全閉」確認				
RHR LPFL注入確認 RCIC「隔離」確認				
原子炉水位維持可能を確認し、HPCFポンプ「停止」操作				
RHR S/P冷却「切替」操作				
必要に応じて、D/Wスプレイ、S/Pスプレイを実施				
FCS A/B「起動」操作、可燃性ガス濃度低下の確認				
ADS「リセット」操作				
・ 現場でのRHRラインナップ RHR最小流量バイパス弁 電源「切」操作		R/B 非管理 B1F 非常用電気品室A～C室		
RHR 停止時冷却「起動」操作	中央制御室	R/B 管理 B3F RHR A～C室		
(2) 原子炉冷却材流量の喪失 【原因】 原子炉の出力運転中に、電源母線の故障等の原因により、再循環ポンプが同時に全台とも停止すると仮定した場合には、炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇する可能性がある。	・ 原子炉冷却材再循環ポンプ4台以上トリップ ・ 原子炉スクラム ・ 主蒸気隔離弁「閉」の場合	運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着	原子炉冷却材流量の喪失評価で包絡	(2) 原子炉冷却材流量の喪失と同様		

第2表 設計基準事故およびプラント停止・冷却に対する主要操作の整理 (2/2)

設計基準事故	事象ベース	事故対応中の主な操作項目	手順書要求操作場所	必要に応じて確認する現場エリア
(4) 制御棒落下 【原因】 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(5) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 【原因】 原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設(以下「オフガス系」という。)の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスが環境に放出される可能性がある。	・気体廃棄物処理系設備破損の場合	警報確認・指示記録計監視 (0G系警報、建屋・設備の放射線モニタ等) タービン建屋内作業員・運転員退避指示 空気抽出器・気体廃棄物処理系「隔離」操作 原子炉手動スクラム操作 主蒸気隔離弁全開確認 原子炉モードスイッチ「停止」位置切替	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)
	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	復水器真空度悪化時に使用 運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
(6) 主蒸気管破断 【原因】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	・主蒸気配管破断	警報確認・指示記録計監視 (主蒸気管流量警報等、建屋内温度・モニタ等) SGTS起動確認・必要に応じて「停止」操作 (R/B差圧調整) 建屋内作業員・運転員退避指示 原子炉手動スクラム 主蒸気隔離弁「全閉」操作 原子炉モードスイッチ「停止」位置切替 RIP4台自動トリップ・6台ランバック確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		R/B 管理 3F SGTS排風機室		
		対象外 (中央制御室で十分対応可能)		
	・原子炉スクラム 主蒸気隔離弁「閉」の場合	運転時の異常な過渡変化の(8)主蒸気隔離弁の誤閉止と同様		
	・発電所全停	運転時の異常な過渡変化(4)外部電源喪失と同様		
(7) 燃料集合体の落下 【原因】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱設備の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	・燃料落下事故	燃料落下事故発生状況の確認 (ITV, 各放射線モニタ) 原子炉建屋内作業員・運転員退避指示 SGTS「起動」操作 原子炉建屋空調設備「停止」操作 (R/B空調, D/Wパージファン) 原子炉水の廃棄物処理系への排水「停止」操作 原子炉ウエル等の水位調整のためのCRDポンプ「手動調整」や「停止」操作 必要に応じて、RHR SHC, RIP「停止」操作 放射性物質濃度低下のためのCUW, FPC定格流量運転の維持 全作業員の屋外への退避指示 (タービン建屋での空気汚染が認められた場合) MCR再循環送風機「起動」操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で十分対応可能)
		R/B 管理 3F SGTS排風機室		
		対象外 (中央制御室で十分対応可能)		
		C/B 非管理 2F MCR再循環送風機エリア		
(8) 可燃性ガスの発生	原子炉冷却材喪失で包絡	(1) 原子炉冷却材喪失と同様		

別紙 2 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項及び第 2 項への適合性）

1. 概要

「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」第十一条（安全避難通路等）第 1 項第一号によって要求される『その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路』については，追加設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する。

「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」第十一条（安全避難通路等）第 1 項第二号によって要求される『照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明』については，追加設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に用いる避難用の照明の電源が喪失した場合においても，点灯可能なよう非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する。

2. 安全避難通路について

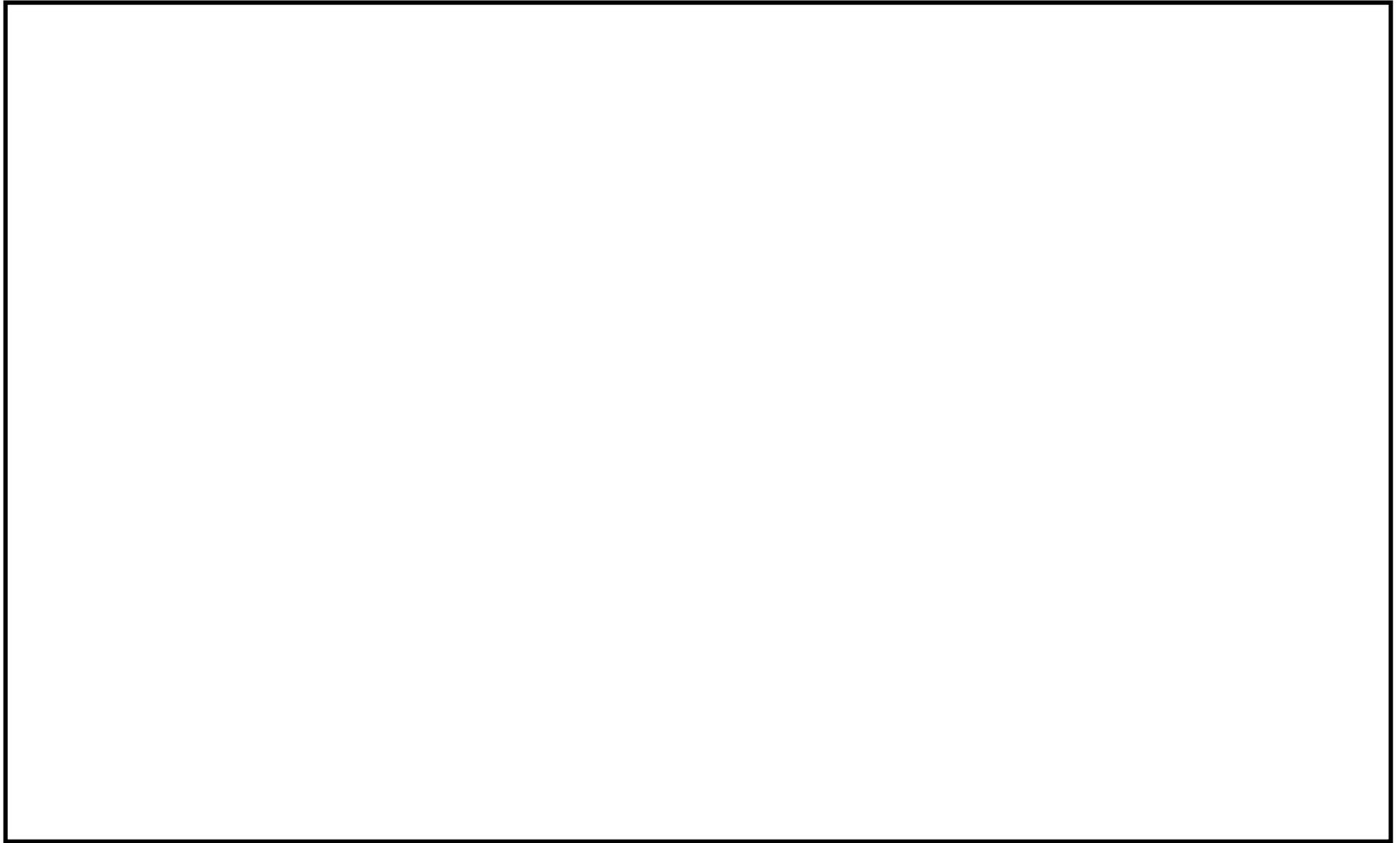
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する安全避難通路及び避難用の照明配置図を第別紙 2-1 図に示す。

安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として，以下に準拠し蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を設置する。

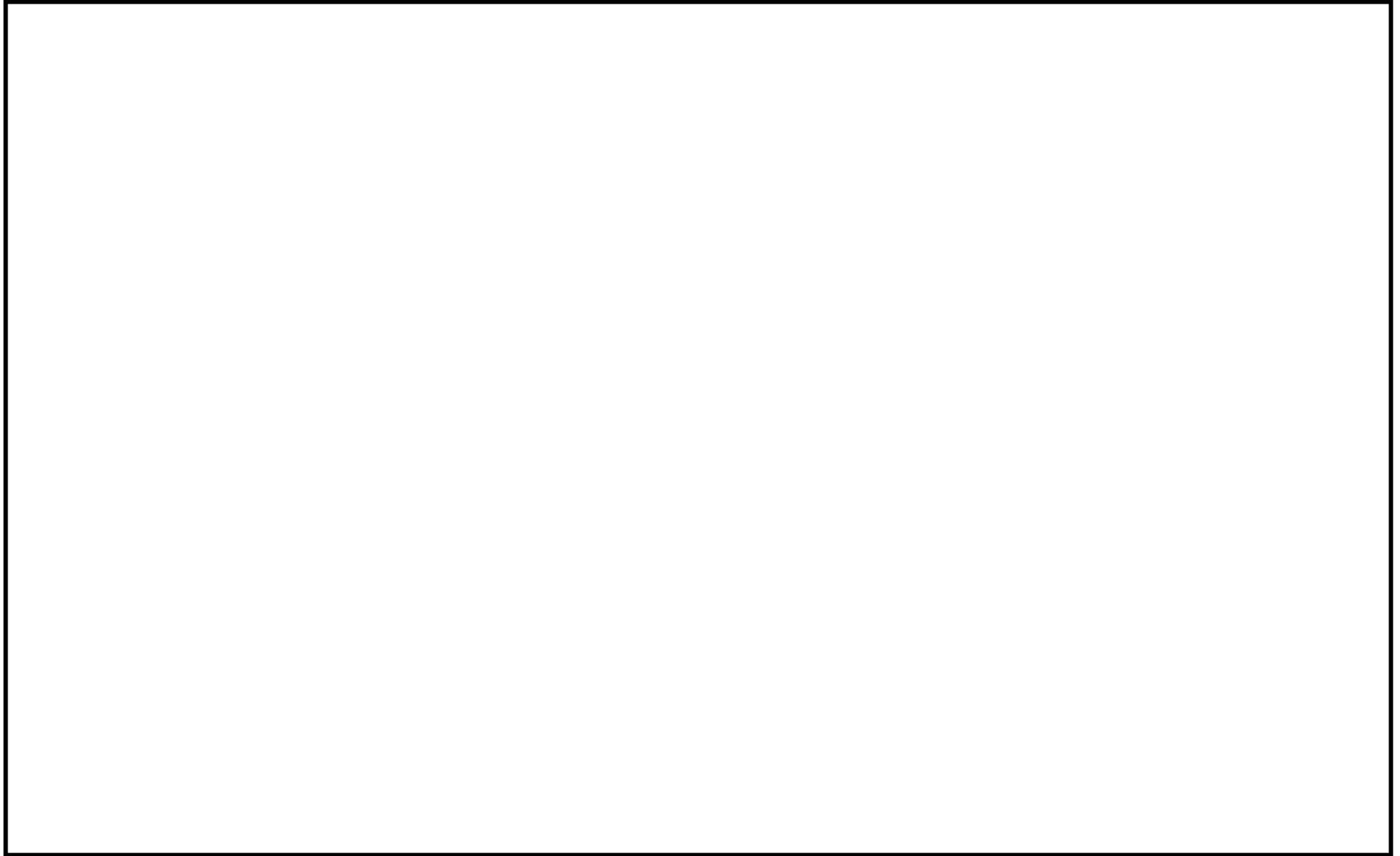
- ・非常灯：建築基準法施行令第 126 条の四，五及び昭和 45 年建設省告示第 1830 号
- ・誘導灯：消防法施行令第 26 条及び消防法施行規則第 28 条

蓄電池は，非常灯については昭和 45 年建設省告示第 1830 号に準拠し 30 分以上，誘導灯については消防法施行規則第 28 条に準拠し 20 分以上点灯できる容量を有するものとする。

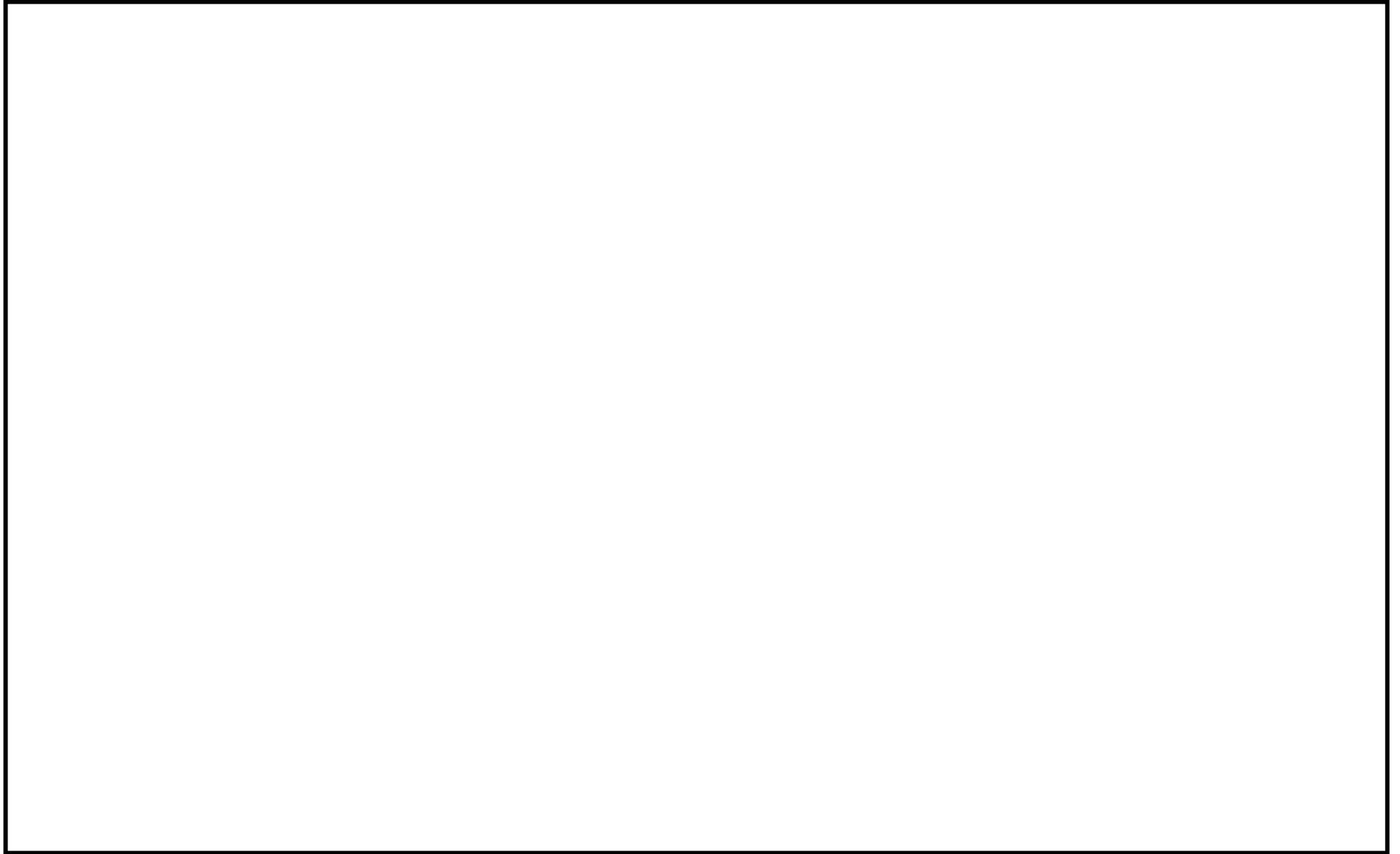
第別紙 2-2 図に避難用の照明装置を示す。



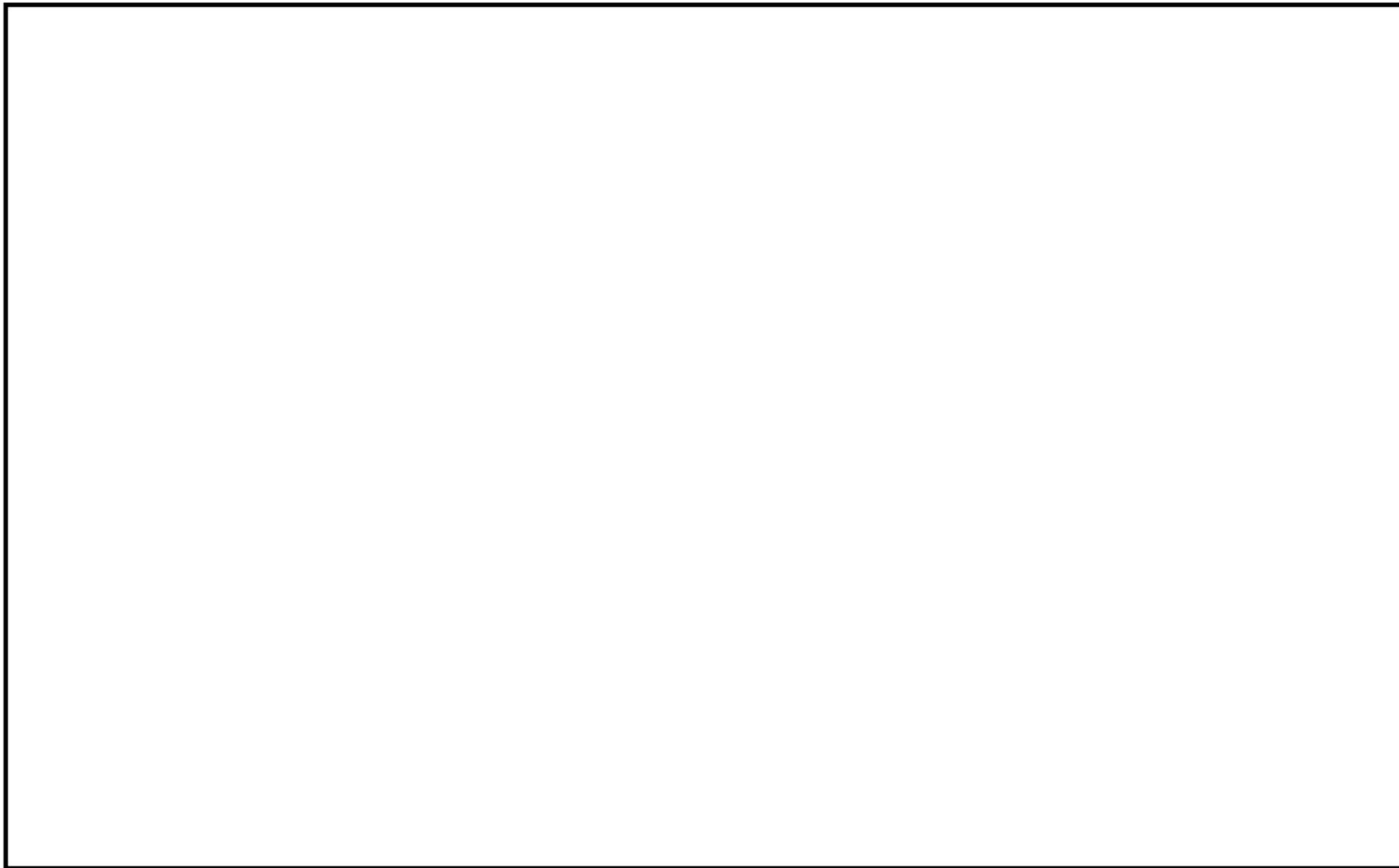
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(1/8)



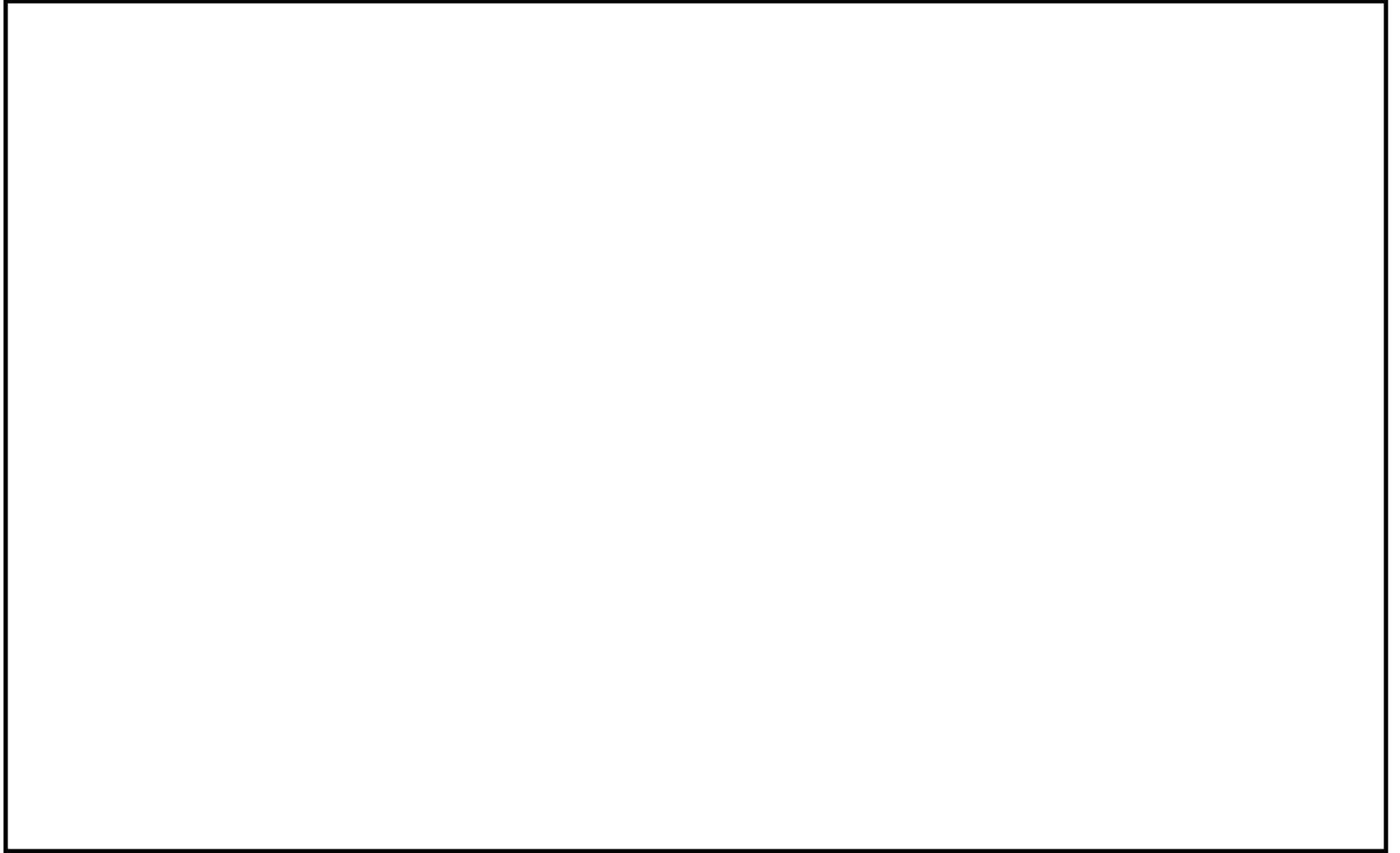
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(2/8)



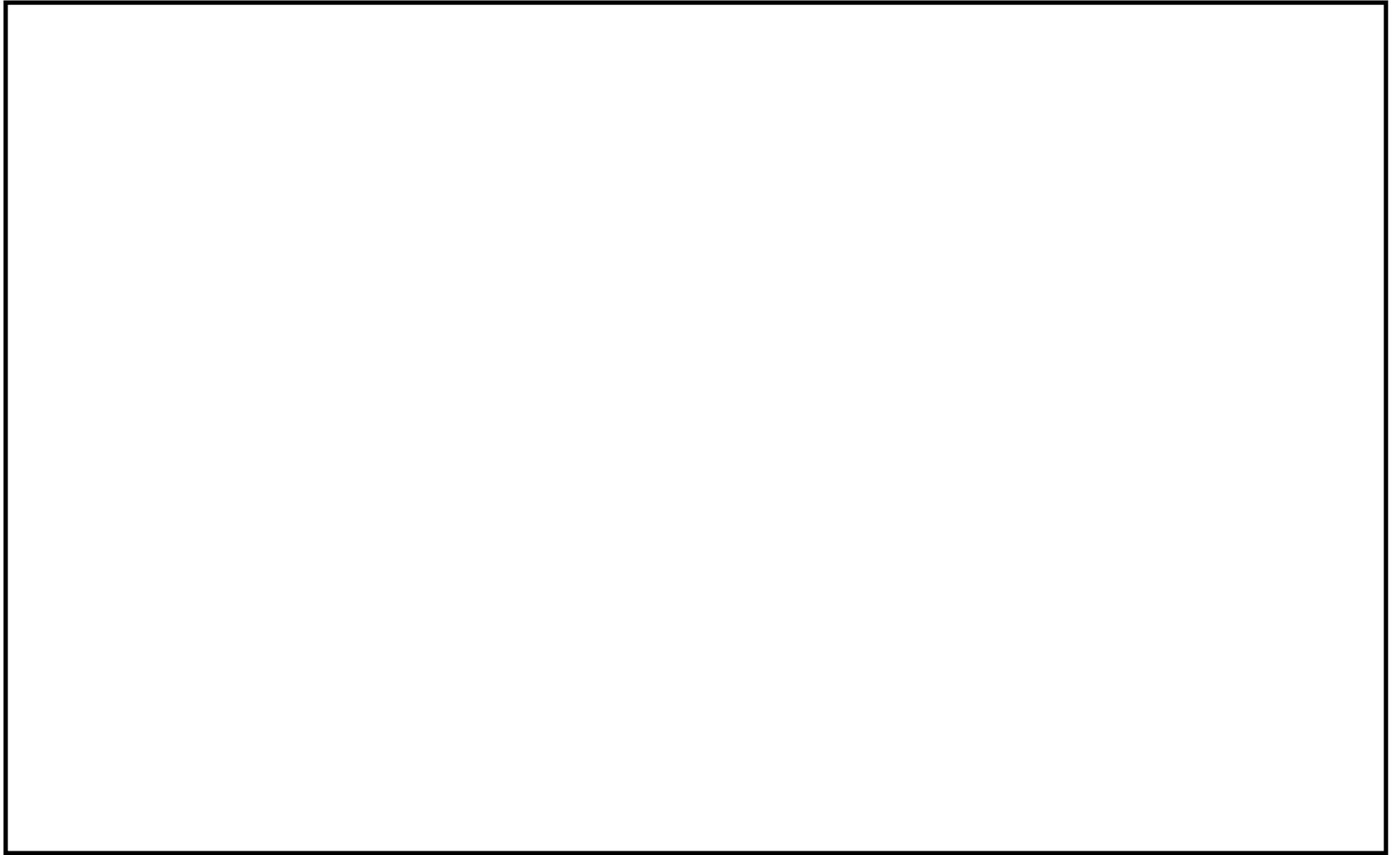
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(3/8)



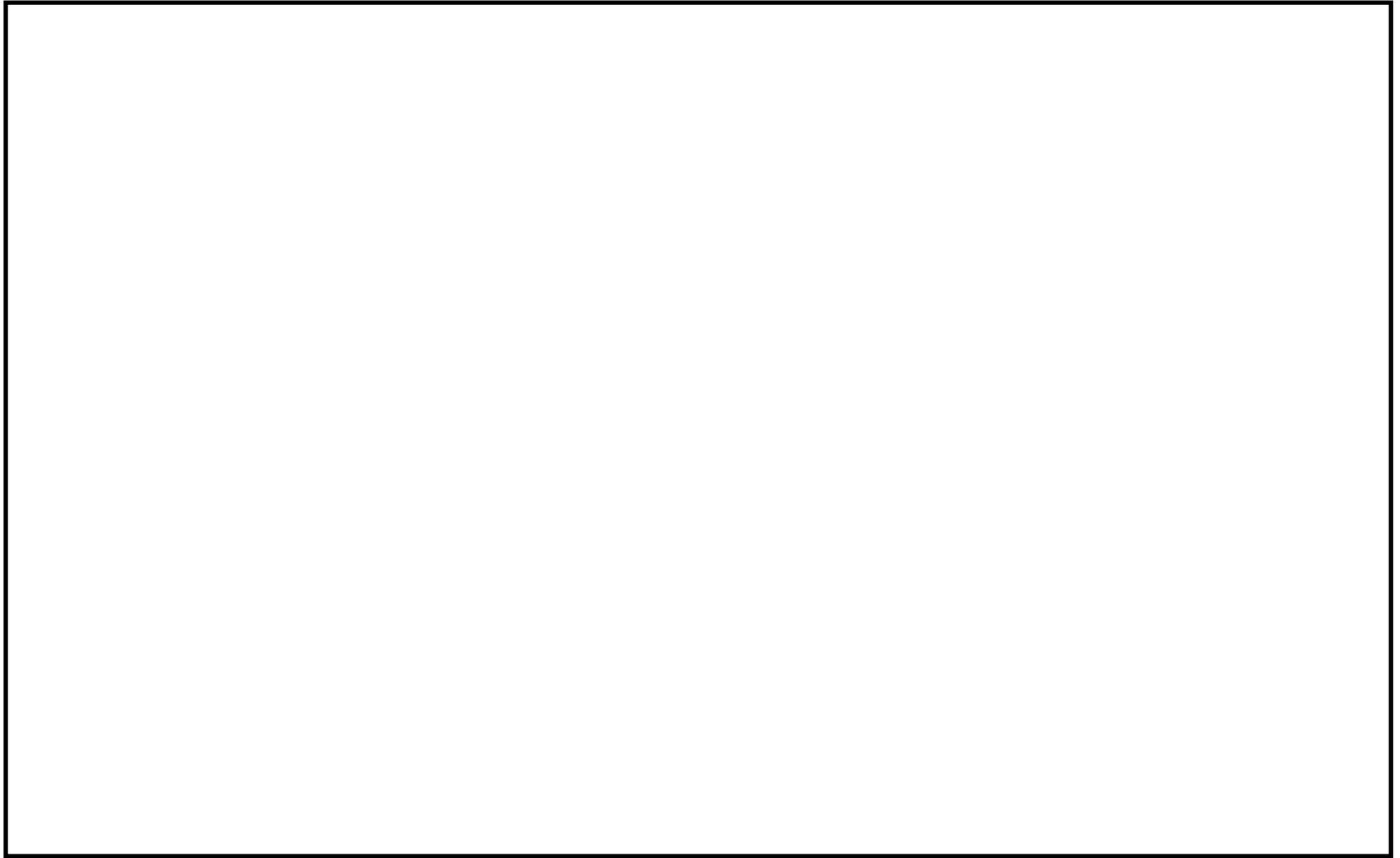
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(4/8)



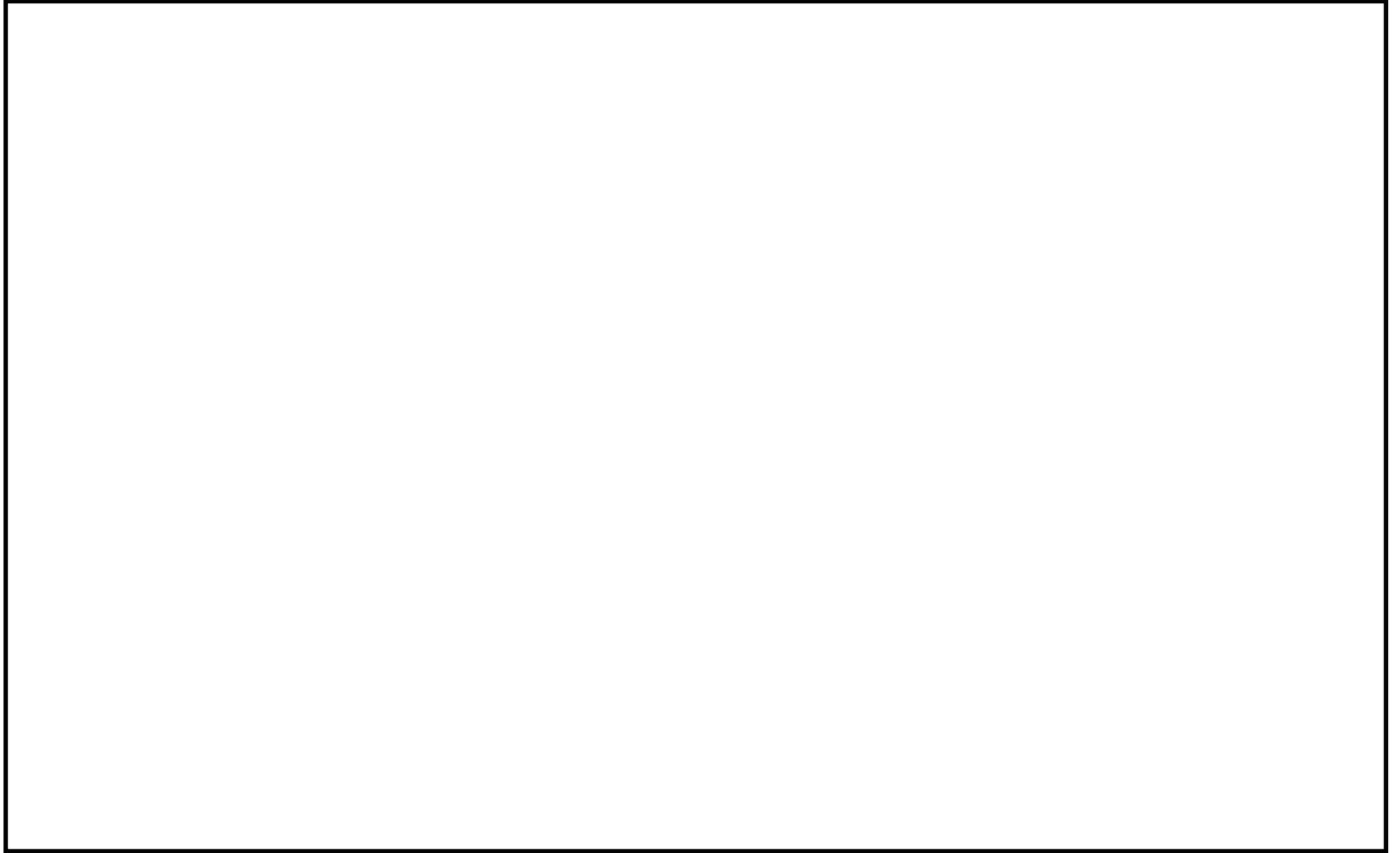
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(5/8)



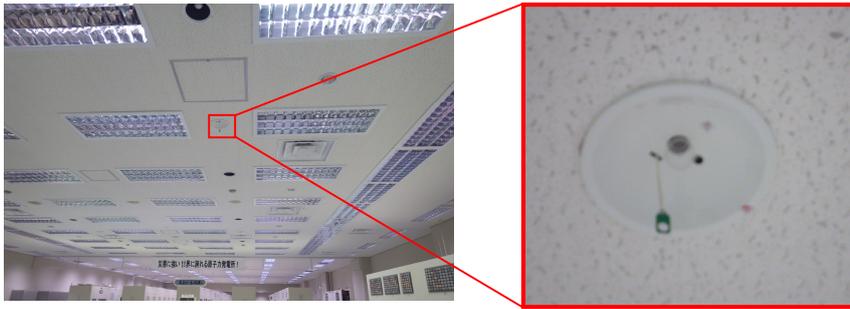
第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(6/8)



第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(7/8)



第別紙 2-1 図 安全避難通路及び避難用の照明配置図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(8/8)



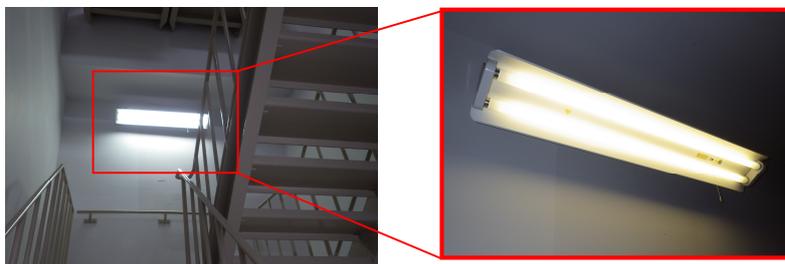
非常灯



避難口誘導灯



通路誘導灯（廊下・通路）



通路誘導灯（階段）

第別紙 2-2 図 避難用の照明装置

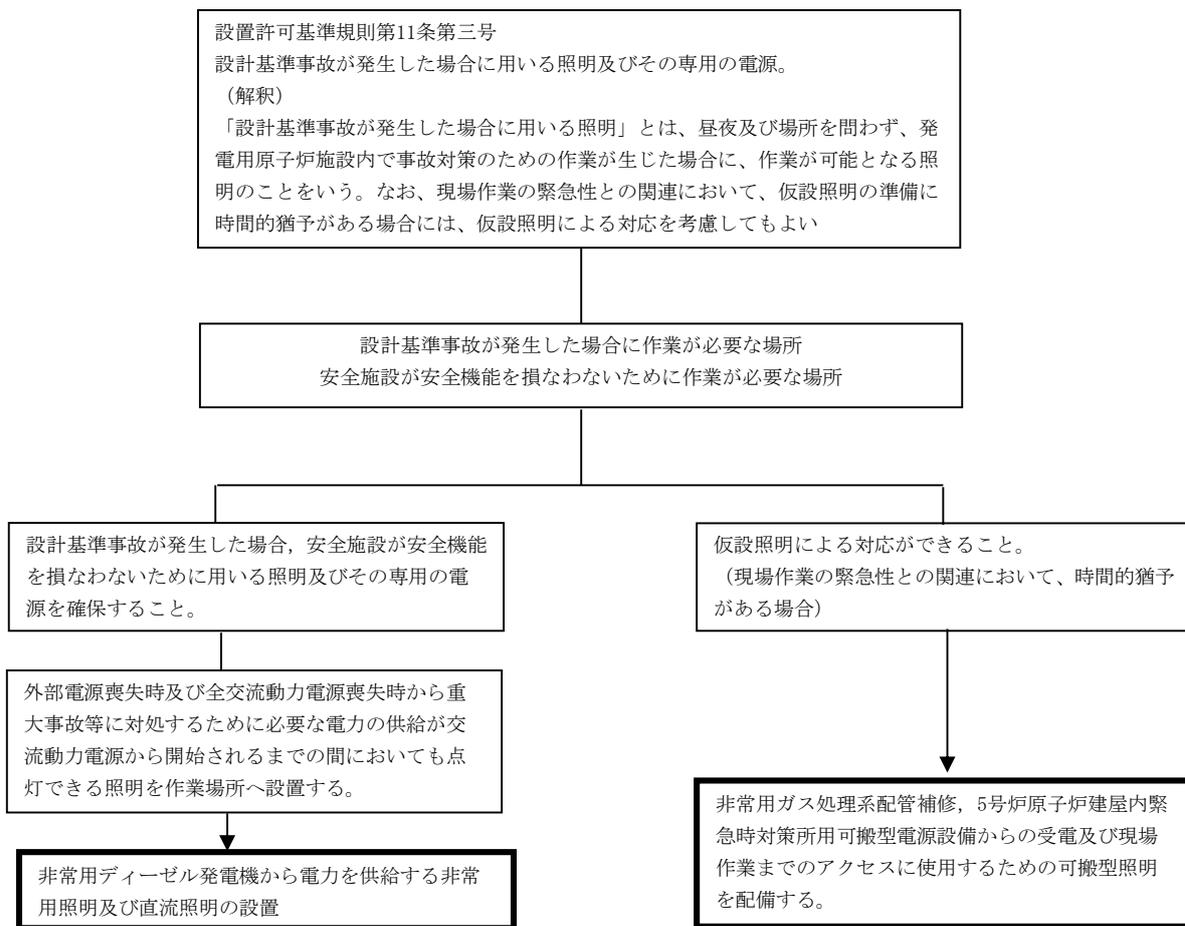
別添

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

安全避難通路等

11 条安全避難通路等



保

【後段規制との対応】	【添付六，八への反映事項】
工：工認（基本設計方針，添付書類）	<input checked="" type="checkbox"/> : 添付六，八に反映
保：保安規定（下位文章含む）	<input type="checkbox"/> : 当該条文に関係しない
核：核防規定（下位文章含む）	(他条文での反映事項他)

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 11 条 安全避難通路等	可搬型照明を配備	運用・手順	必要時に迅速に使用できるよう、必要数及び保管場所を定める。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

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

また、表 2.1.2-10 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図 2.1.3-1 に示す。

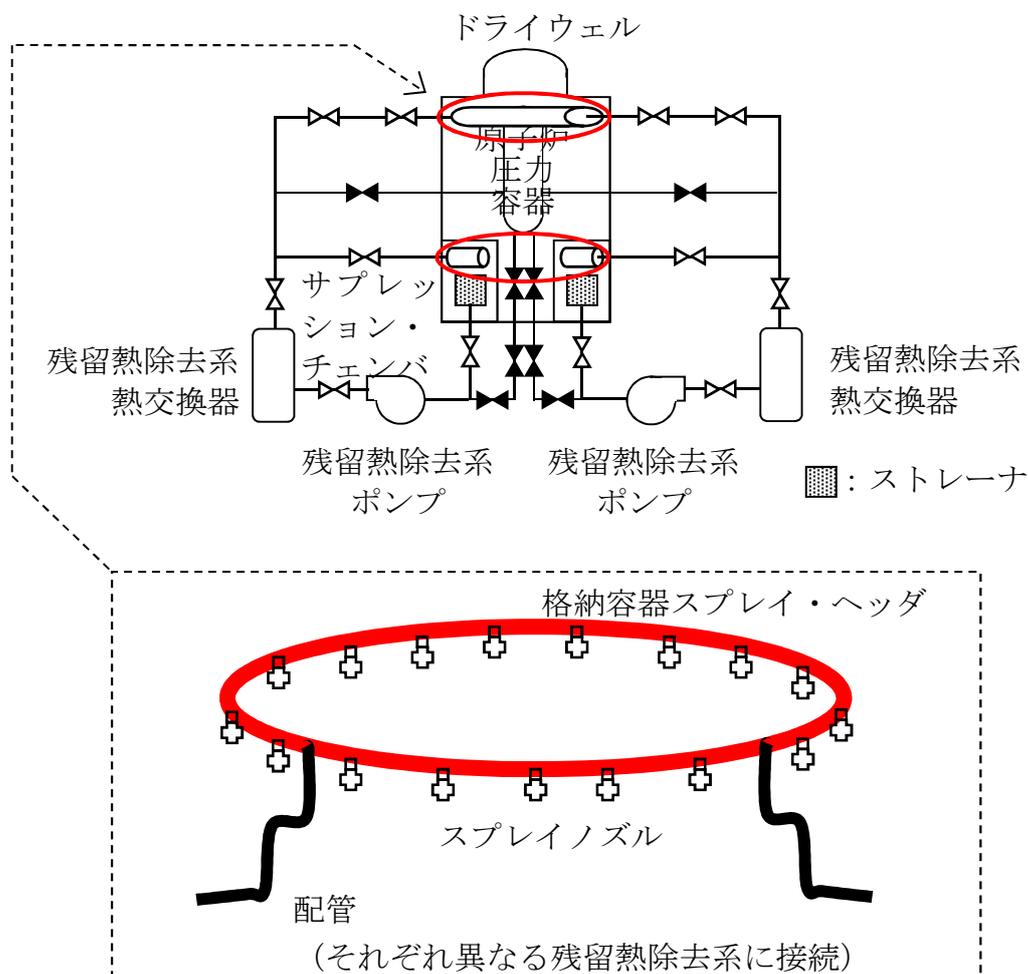


図 2.1.3-1 格納容器スプレイ冷却系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

図 2.1.3-1 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）・設置場所を表 2.1.3-1 に示す。

表 2.1.3-1 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 (ドライウェル)	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 (ドライウェル)	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・ヘッドは環状に繋がっており，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。

しかしながら，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。(図 2.1.3-2, 図 2.1.3-3 参照)

このような事象の特徴から、格納容器スプレイ・ヘッド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・ヘッドの破損箇所からそのまま格納容器内に注水することで循環による除熱が可能であり、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。

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。

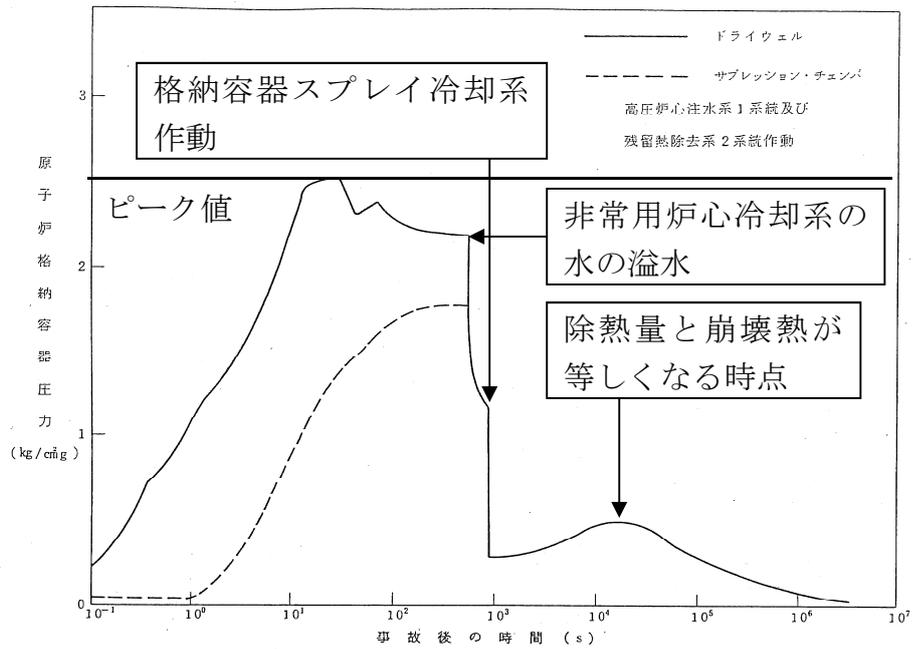


図 2.1.3-2 格納容器圧力変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

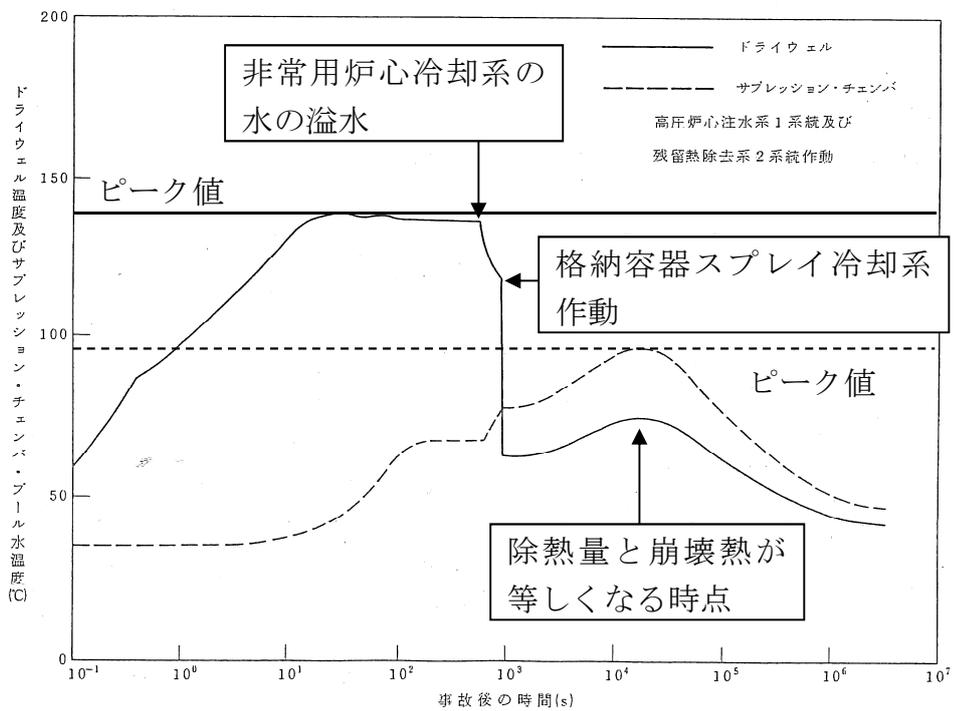


図 2.1.3-3 格納容器温度変化
(設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1)

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となっており、スプレイ機能の喪失による影響は小さいことがわかる。これは、スプレイ機能の喪失により環境へのおよぼす放射線量は増加するものの、被ばく線量に支配的な影響を及ぼす希ガスの放出量には影響がないためである。)

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図 2.1.4-1 に示す。

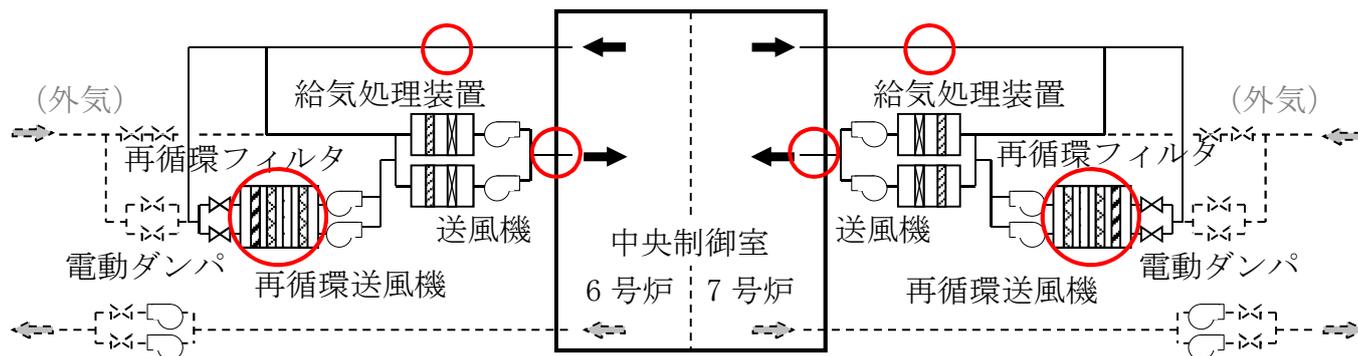


図 2.1.4-1 中央制御室換気空調系 系統概略図

(○：単一設計の静的機器)

図 2.1.4-1 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）・設置場所を表 2.1.4-1 に示す。

表 2.1.4-1 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

第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備

<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 蓄電池（非常用）の容量について
 - 2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について
 - 2.3.1.2 直流 125V 蓄電池 6A の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）
 - 2.3.1.3 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）
 - 2.3.1.4 直流 125V 蓄電池 6B の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）
 - 2.3.1.5 直流 125V 蓄電池 6C の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）
 - 2.3.1.6 直流 125V 蓄電池 6D の容量（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）
 - 2.3.1.7 直流 125V 蓄電池 7A の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）
 - 2.3.1.8 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）
 - 2.3.1.9 直流 125V 蓄電池 7B の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）
 - 2.3.1.10 直流 125V 蓄電池 7C の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）
 - 2.3.1.11 直流 125V 蓄電池 7D の容量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）
 - 2.3.1.12 まとめ
 - 2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針
 - 2.3.2.1 蓄電池（非常用）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）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常設代替交流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、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。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機初期励磁、非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路、計測制御系統施設、静止型無停電電源装置等であり、設計基準事故時に非常用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。蓄電池（非常用）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、別添 6 参照）なお、予備の充電器は、通常時は配線用遮断器により各蓄電池から隔離することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお、蓄電池（非常用）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電源供給する蓄電池（常用）を設けている。蓄電池（常用）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供給を一定時間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）から約 70 分以内（別添 7 参照）に電源供給を行うが、万一、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（電源車）から約 12 時間以内に電源供給を行う。蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（第一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。

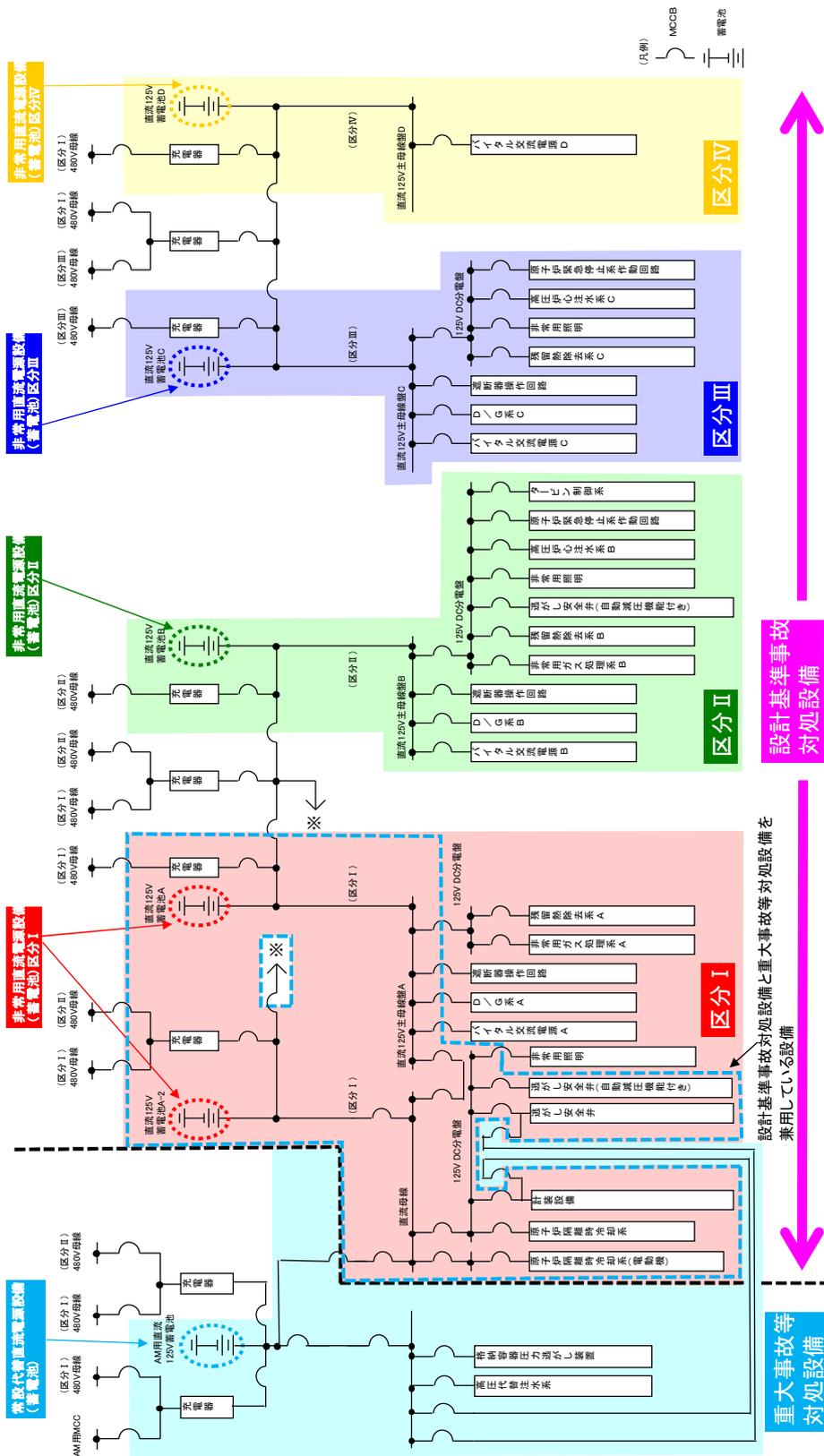
重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約 24 時間とする。（別添 5 参照）

第 2.1-1 表 非常用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 (直流 125V 蓄電池 6C 用)	1 (直流 125V 蓄電池 6D 用)	1 (AM 用直流 125V 蓄電池用) (6 号炉)
充電方式	1 (予備)		1 (予備)		1 (予備)
	浮動 (常時)				

第 2.1-2 表 非常用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 (直流 125V 蓄電池 7C 用)	1 (直流 125V 蓄電池 7D 用)	1 (AM 用直流 125V 蓄電池用) (7 号炉)
充電方式	1 (予備)		1 (予備)		1 (予備)
	浮動 (常時)				



第 2.1-2 図 非常用直流電源設備 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) 建設段階から直流電源を供給することとしていた設備

(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 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）

2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗

2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

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 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

3.4 水素燃焼

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) 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷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の各蓄電池（非常用）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，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作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分間電源供給可能な設計とする。

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，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路（第2.2-1表）

（下線部：建設段階から直流電源を供給することとしていた設備）

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（第2.2-1表）

（火災防護対策設備，監視測定設備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，蓄電池（非常用）から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失から60分を経過した時点

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供給するため，60分を経過した時点で以下の負荷の切り離し^{※1}を行い，残りの負荷に対して継続して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（第2.2-1表）

(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監視^{※2}

（下線部：建設段階から直流電源を供給することとしていた設備）

※1. 区分Ⅰの蓄電池（非常用）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，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉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

可基準規則第 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えい検出、原子炉隔離時冷却系、逃がし安全弁、原子炉水位 (広帯域) (燃料域)、原子炉圧力、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (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：建設段階から直流電源を供給することとしていた設備)

- (c) 全交流動力電源喪失から 60 分を経過した時点から 12 時間まで

常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機) が起動すると充電器による直流電源供給が可能となるが、常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機) が起動できない場合を考慮し、以下の負荷については可搬型代替交流電源設備 (電源車) から電源供給できる 12 時間を経過した時点となるまで蓄電池から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（広帯域）（燃料域）⁽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：建設段階から直流電源を供給することとしていた設備）

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，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（高レンジ・低レンジ），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），ドライウェル雰囲気温度，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），復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）（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、蓄電池（非常用）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：建設段階から直流電源を供給することとしていた設備）

第 2.2-1 表 非常用直流電源設備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
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									
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 電磁接触器の状態監視	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 (広帯域) (燃料域) (58-3 と同じ) ※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)	
			23-6	原子炉圧力 (58-5 と同じ) ※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)	
			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)	
			23-9	サブレーション・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 (58-20 同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度 (58-21 同じ)	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) (58-13 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	サブレーション・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 (59-2と同じ)	DB/SA	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	非常用高圧母線及び非常用低圧 母線の遮断器操作回路	DB/SA	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
			33-2	非常用ディーゼル発電機 初期励磁	DB 拡張	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
			33-3	非常用ディーゼル発電機 制御回路	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	-	-	-

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	35-2	衛星電話設備 (62-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
			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	交流電源が使用できることを前提									
			44-2	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源が使用できることを前提									
			44-3	ほう酸水注入系	DB/SA	交流電源が使用できることを前提									
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※13	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			45-2	原子炉隔離時冷却系※14(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※15(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	-	-

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	47-1	低圧代替注水系（常設）※16	SA	交流電源復旧後に使用									
			47-2	残留熱除去系※17	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	代替原子炉補機冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-4	原子炉補機冷却系※18	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（常設）※16	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	代替循環冷却系※19	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（常設）※16	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	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	-	-	-	-
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）		-	-	-

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
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			54-3	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			54-4	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	-	-	-
			54-5	燃料プール冷却浄化系	SA	交流電源復旧後に使用					-	-	-	-	
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	有	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 (広帯域) (燃料域) (23-5と同じ) ※11	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間	12時間	(12時間以上)	
			58-4	原子炉水位 (SA)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-5	原子炉圧力 (23-6と同じ) ※11	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間	12時間	(12時間以上)	
			58-6	原子炉圧力 (SA)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	(12時間以上)	-	-	-
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-8	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-9	ドライウエル雰囲気温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-10	サブプレッション・チェンバ氣體温度	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	58-11	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	-	-	-	-
			58-12	格納容器内水素濃度 (SA)	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-13	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)	-	-	-	-
			58-14	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	-	-	-	-
			58-15	格納容器下部水位	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-16	復水貯蔵槽水位 (SA)	SA	-	○	○	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-17	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ※12	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-18	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ※12	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-19	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ※12	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-20	格納容器内水素濃度 (23-10と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			58-21	格納容器内酸素濃度 (23-11と同じ)	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									
59条	原子炉制御室	有	59-1	データ表示装置 (SA)	SA	交流電源復旧後に使用									
			59-2	非常用ガス処理系 (32-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
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	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	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：サブプレッション・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を行う。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使用済燃料プール内の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）から電源供給されるまでは専用電源から電源供給可能な設計とする。
- ※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おむ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、専用電源から電源供給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、使用済燃料プール内の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（広帯域）（燃料域）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。
- ※12：復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）及び復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた原子炉圧力容器への注水、及び原子炉格納容器へのスプレイにおける流量監視に用いる。また、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた原子炉格納容器下部への注水における流量監視に用いる。
- ※13：高圧代替注水系系統流量を含む。
- ※14：原子炉隔離時冷却系系統流量を含む。
- ※15：高圧炉心注水系系統流量及び高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力を含む。
- ※16：復水移送ポンプ吐出圧力を含む。
- ※17：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、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系ポンプ吐出圧力及び残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を含む。
- ※18：原子炉補機冷却水系系統流量を含む。
- ※19：復水補給水系温度（代替循環冷却）を含む。

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 (SA)	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (広帯域) (燃料域)	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (SA)	-	○	○	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
高圧代替注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	-	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウェル雰囲気温度	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
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	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
格納容器内圧力 (D/W)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器内圧力 (S/C)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・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	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	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉補機冷却水系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	

(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	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
【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 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-
原子炉水位 (広帯域) (燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
高圧代替注水系系統流量	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	○	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル雰囲気温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内圧力 (D/W)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-

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	
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	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

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	
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
原子炉補機冷却水系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

(凡例)

○：有効性評価のうち全交流動力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, 下記のとおり直流 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えを行う運用とする。

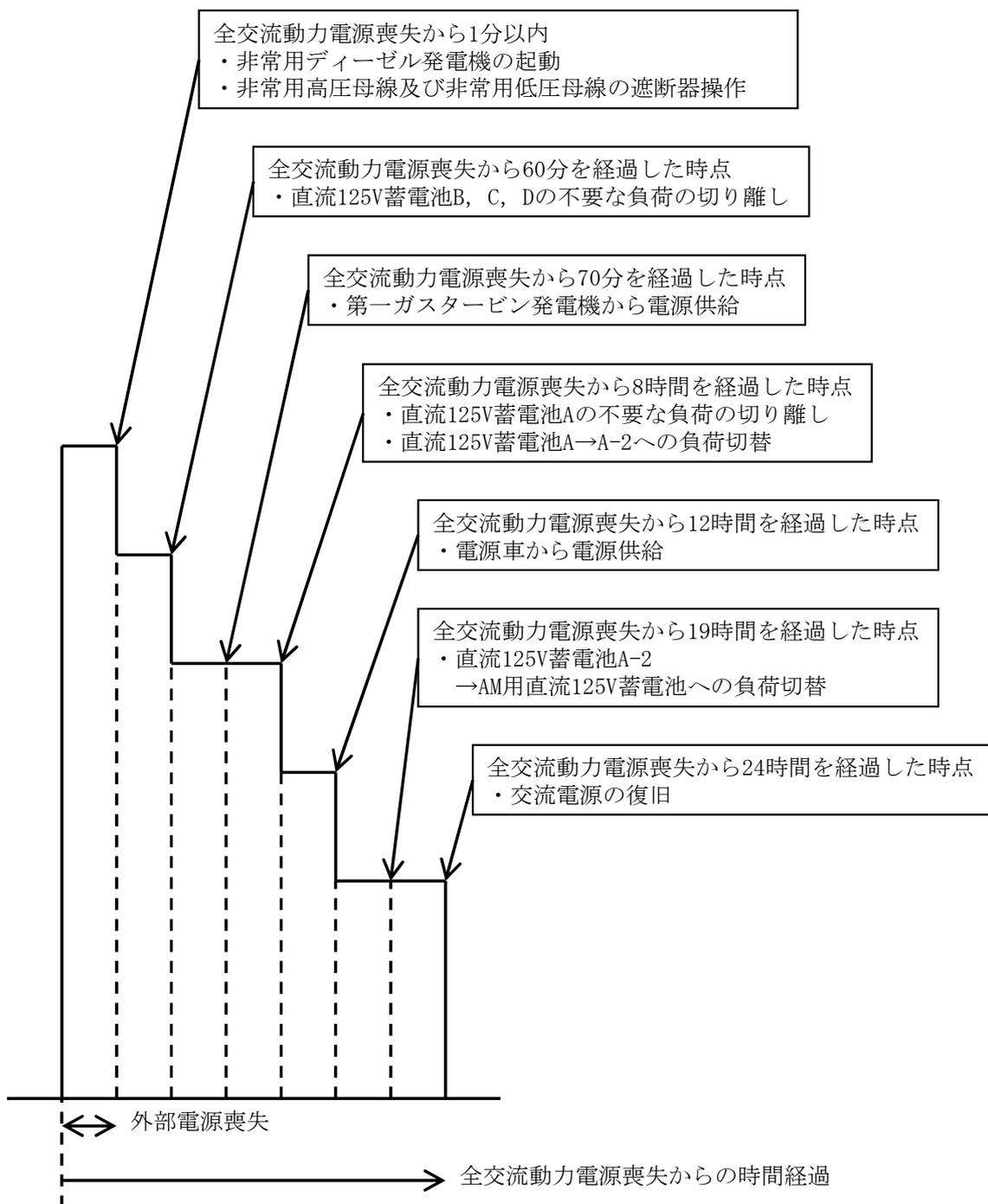
【全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点】

- ・ 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 への負荷切替え

【全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点】

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

全交流動力電源喪失直後から 24 時間を経過した時点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 蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について

蓄電池（非常用）の運用方法は以下のとおり。

（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で直流 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 時間を経過した時点で直流 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 時間を経過した時点で直流 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 時間を経過した時点で直流 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（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6A の負荷内訳

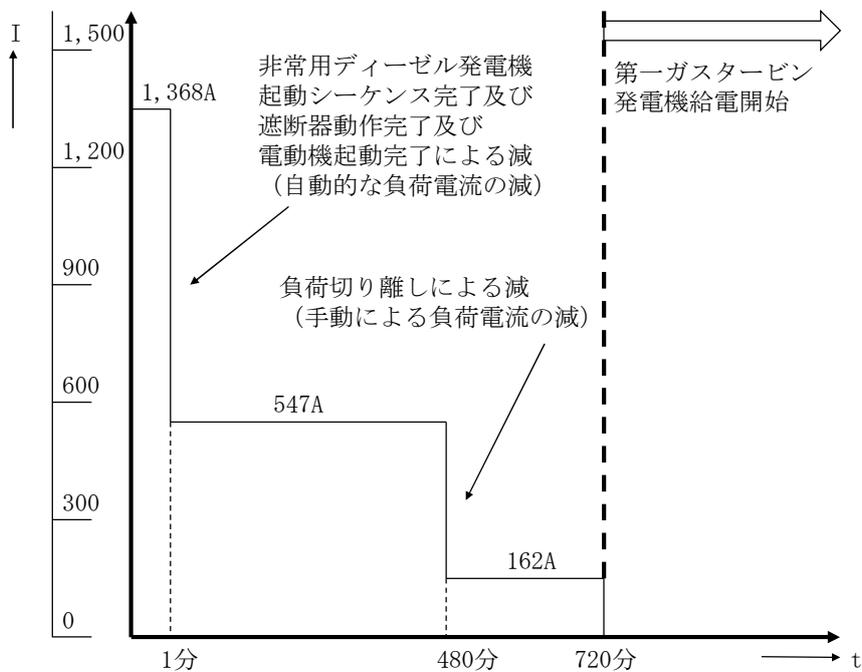
直流 125V 蓄電池 6A は、以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-1 図に示す。

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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5	-
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5	-
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	946	446	162
合計 (A)	1,368	547	162

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 2.3.1-1 図 直流 125V 蓄電池 6A 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1,368) = 1,180\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1,368 + 8.69 \times (547 - 1,368)\} = 5,942\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1,368 + 12.20 \times (547 - 1,368) + 5.20 \times (162 - 547)\} = 5,840\text{Ah}$$

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 (柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉)

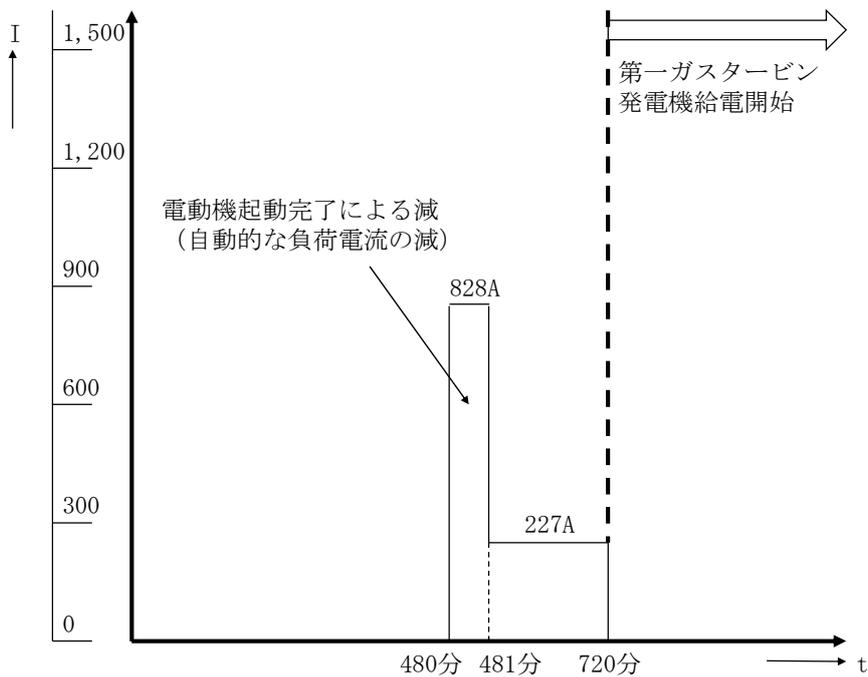
(1) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の負荷内訳

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 による負荷電源供給パターンを第 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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5
その他の負荷 ^{※1}	626	126
合計(A)	828	227

※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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 828) = 1,884\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 828 + 6.19 \times (227 - 828)\} = 1,767\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6B の負荷内訳

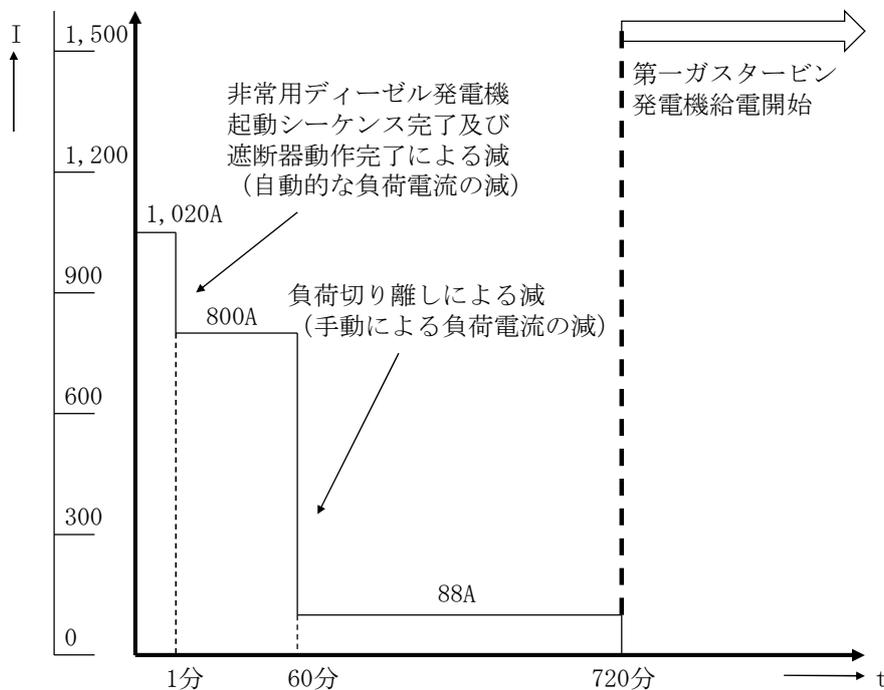
直流 125V 蓄電池 6B は、以下の第 2.3.1-3 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-3 図に示す。

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
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	800	800	88
合計(A)	1,020	800	88

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1,020) = 2,321\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1,020 + 2.78 \times (800 - 1,020)\} = 2,806\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1,020 + 13.70 \times (800 - 1,020) + 12.70 \times (88 - 800)\} = 2,397\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 6C の負荷内訳

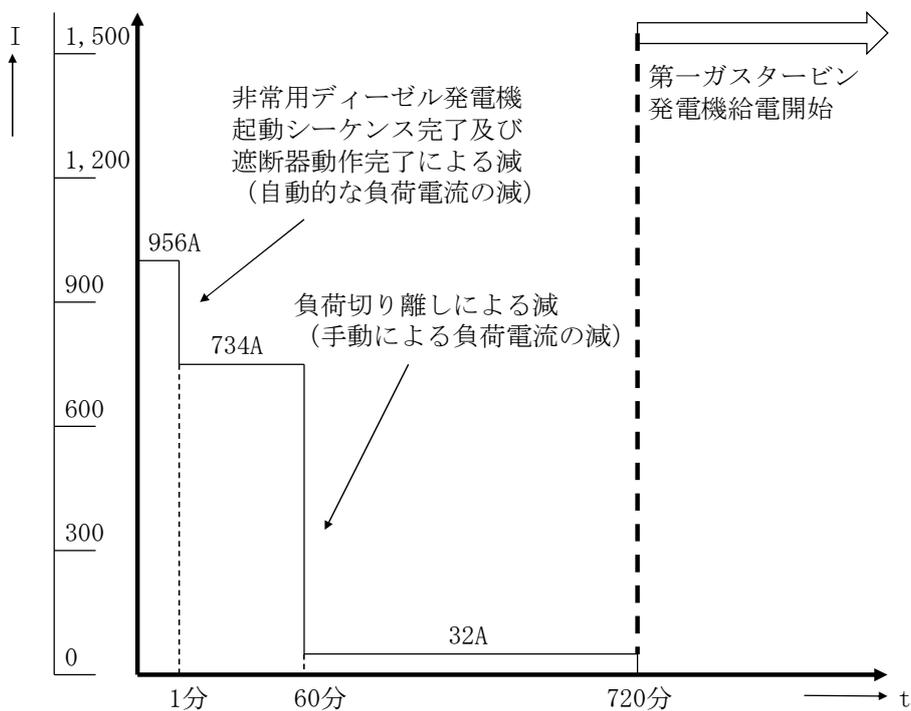
直流 125V 蓄電池 6C は、以下の第 2.3.1-4 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 6C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-4 図に示す。

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
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	220	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(100)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	736	734	32
合計(A)	956	734	32

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 956) = 2,175\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 956 + 2.78 \times (734 - 956)\} = 2,575\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 956 + 13.70 \times (734 - 956) + 12.70 \times (32 - 734)\} = 1,426\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉）

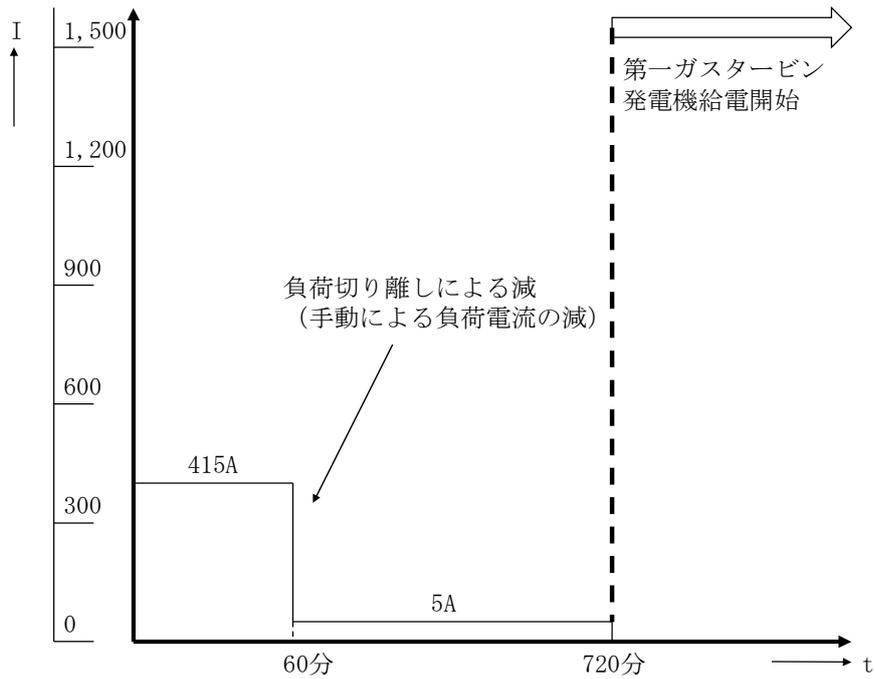
(1) 直流 125V 蓄電池 6D の負荷内訳

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 による負荷電源供給パターンを第 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
非常用ディーゼル発電機初期励磁	-	-
遮断器操作回路	-	-
その他の負荷 ^{※1}	415	5
合計(A)	415	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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 6D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 415) = 1,391\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 415 + 12.00 \times (5 - 415)\} = 594\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 7A の負荷内訳

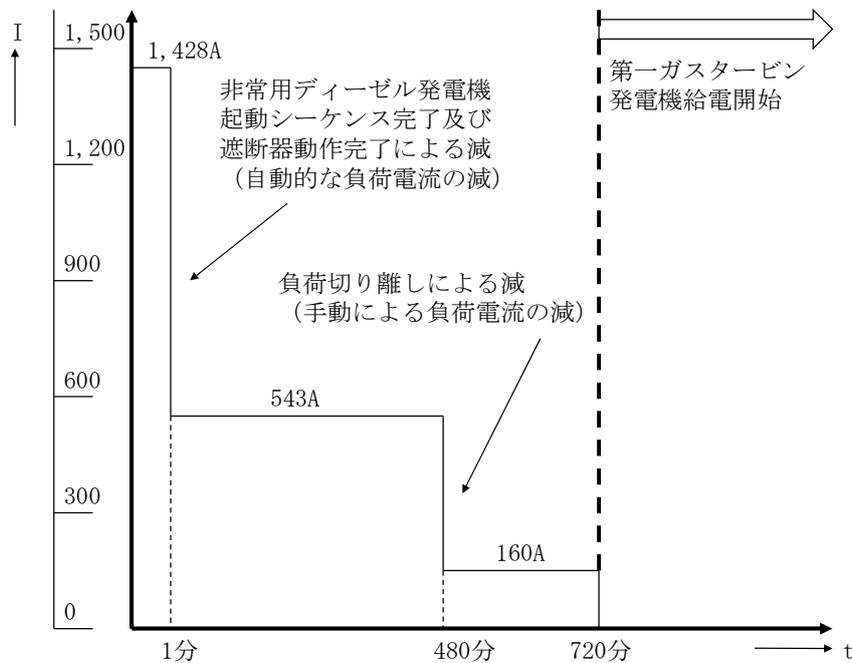
直流 125V 蓄電池 7A は、以下の第 2.3.1-6 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7A による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-6 図に示す。

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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45	-
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52	-
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	185	-	-
その他の負荷 ^{※2}	1,000	446	160
合計(A)	1,428	543	160

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 2.3.1-6 図 直流 125V 蓄電池 7A 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1,428) = 1,179\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.72 \times 1,428 + 8.72 \times (543 - 1,428)\} = 5,919\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.32 \times 1,428 + 12.32 \times (543 - 1,428) + 5.30 \times (160 - 543)\} = 5,825\text{Ah}$$

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 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

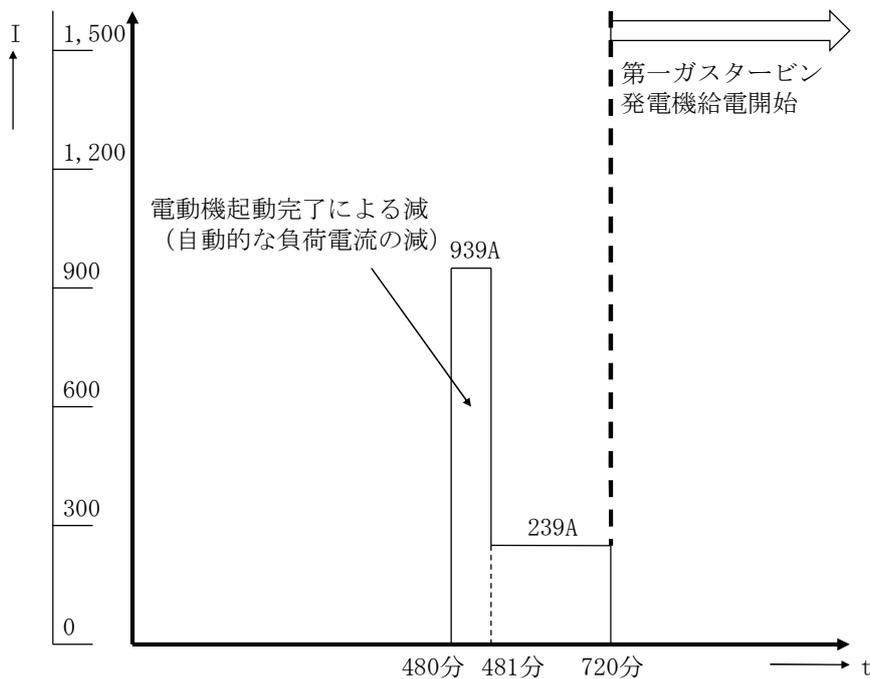
(1) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の負荷内訳

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 による負荷電源供給パターンを第 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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52
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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量計算結果

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

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{6.20 \times 939 + 6.19 \times (239 - 939)\} = 1,861\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 7B の負荷内訳

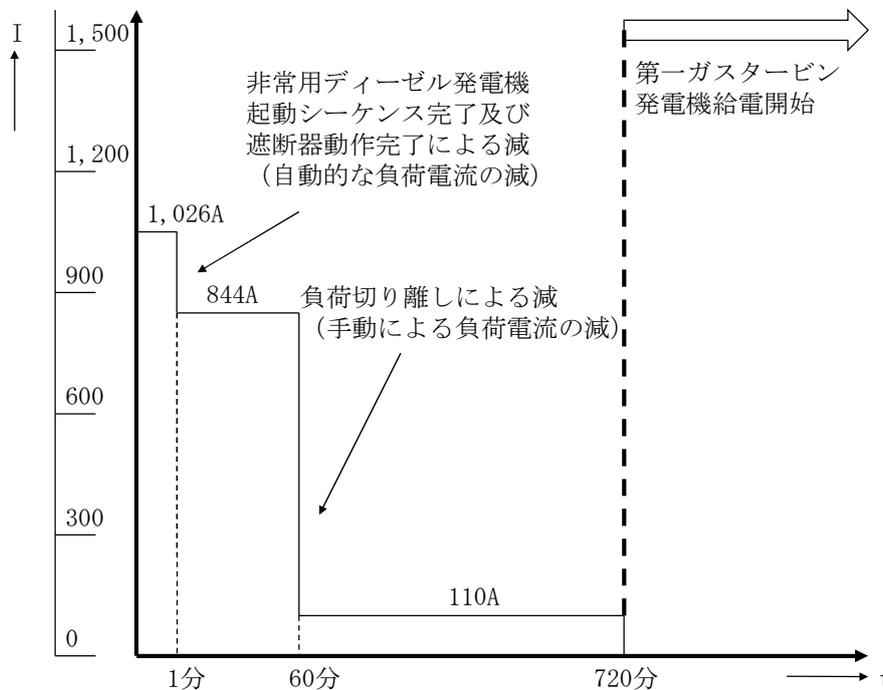
直流 125V 蓄電池 7B は、以下の第 2.3.1-8 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7B による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-8 図に示す。

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	60～720分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	(105)	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	182	-	-
その他の負荷 ^{※2}	844	844	110
合計(A)	1026	844	110

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7B の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 1,026) = 2,335\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 1,026 + 2.78 \times (844 - 1,026)\} = 2,959\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 1,026 + 13.70 \times (844 - 1,026) + 12.70 \times (110 - 844)\} = 2,802\text{Ah}$$

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（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉）

(1) 直流 125V 蓄電池 7C の負荷内訳

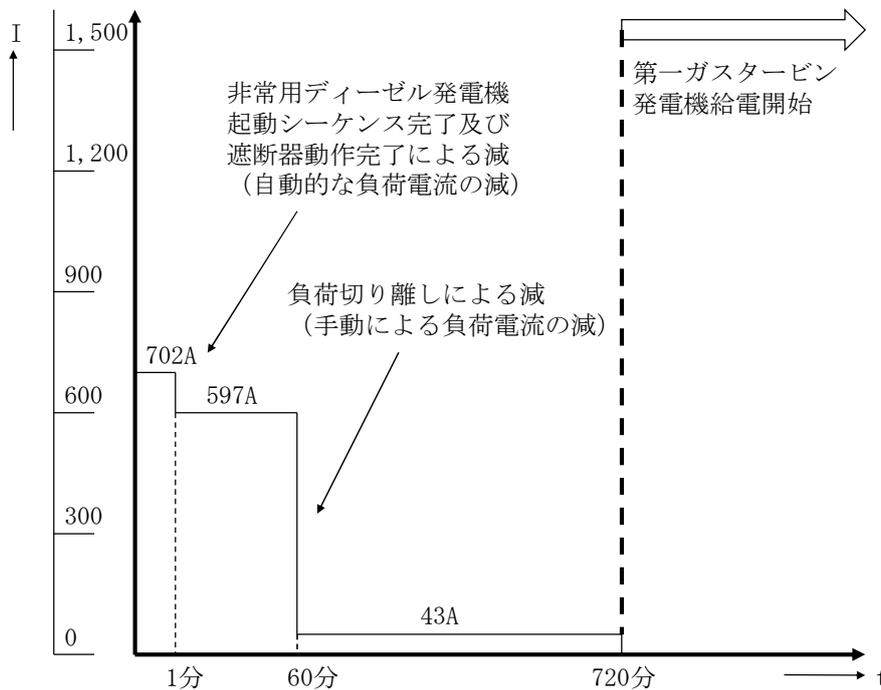
直流 125V 蓄電池 7C は、以下の第 2.3.1-9 表に示す負荷に電力を供給する。また、直流 125V 蓄電池 7C による負荷電源供給パターンを第 2.3.1-9 図に示す。

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	60～720分
非常用ディーゼル発電機初期励磁 ^{※1}	105	-	-
遮断器操作回路 ^{※1}	(39)	-	-
その他の負荷 ^{※2}	597	597	43
合計(A)	702	597	43

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7C の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 702) = 1,598\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{2.80 \times 702 + 2.78 \times (597 - 702)\} = 2,093\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{13.70 \times 702 + 13.70 \times (597 - 702) + 12.70 \times (43 - 597)\} = 1,429\text{Ah}$$

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 (柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉)

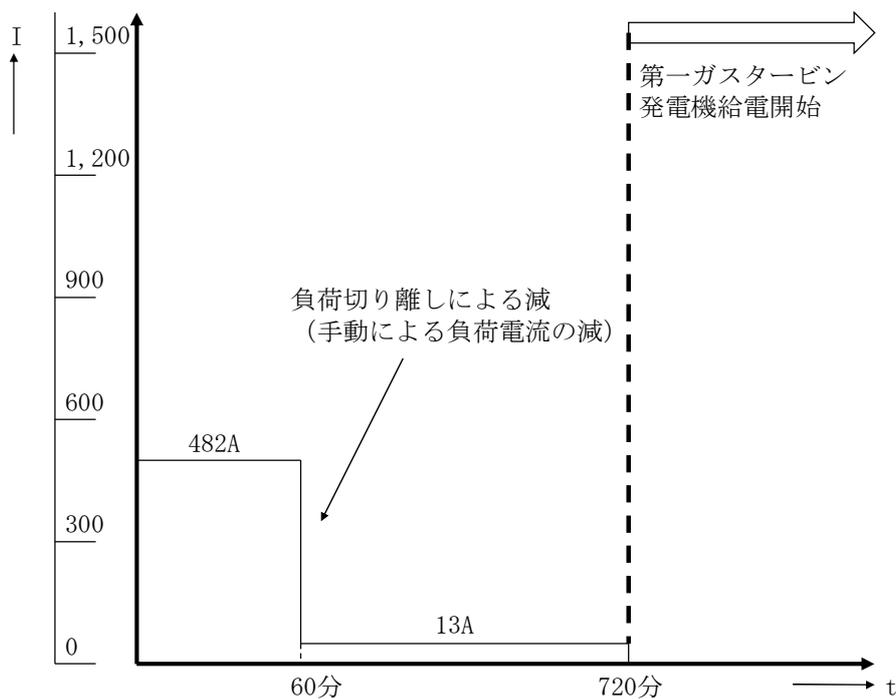
(1) 直流 125V 蓄電池 7D の負荷内訳

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 による負荷電源供給パターンを第 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
非常用ディーゼル発電機初期励磁	-	-
遮断器操作回路	-	-
その他の負荷 ^{※1}	482	13
合計(A)	482	13

※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 負荷電源供給パターン

(2) 直流 125V 蓄電池 7D の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (2.68 \times 482) = 1,615\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{13.00 \times 482 + 12.00 \times (13 - 482)\} = 798\text{Ah}$$

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

蓄電池（非常用）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、蓄電池（非常用）が、原子炉の安全停止、停止後の冷却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 蓄電池（非常用）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	約 6,000Ah	1 分間→約 1,180Ah 8 時間→約 5,942Ah 12 時間→約 5,840Ah	約 5,942Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	約 4,000Ah	1 分間→約 1,884Ah 4 時間→約 1,767Ah	約 1,884Ah	○
直流 125V 蓄電池 6B	約 3,000Ah	1 分間→約 2,321Ah 1 時間→約 2,806Ah 12 時間→約 2,397Ah	約 2,806Ah	○
直流 125V 蓄電池 6C	約 3,000Ah	1 分間→約 2,175Ah 1 時間→約 2,575Ah 12 時間→約 1,426Ah	約 2,575Ah	○
直流 125V 蓄電池 6D	約 2,200Ah	1 時間→約 1,391Ah 12 時間→約 594Ah	約 1,391Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	約 6,000Ah	1 分間→約 1,179Ah 8 時間→約 5,919Ah 12 時間→約 5,825Ah	約 5,919Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	約 4,000Ah	1 分間→約 2,137Ah 4 時間→約 1,861Ah	約 2,137Ah	○
直流 125V 蓄電池 7B	約 3,000Ah	1 分間→約 2,335Ah 1 時間→約 2,959Ah 12 時間→約 2,802Ah	約 2,959Ah	○
直流 125V 蓄電池 7C	約 3,000Ah	1 分間→約 1,598Ah 1 時間→約 2,093Ah 12 時間→約 1,429Ah	約 2,093Ah	○
直流 125V 蓄電池 7D	約 2,200Ah	1 時間→約 1,615Ah 12 時間→約 798Ah	約 1,615Ah	○

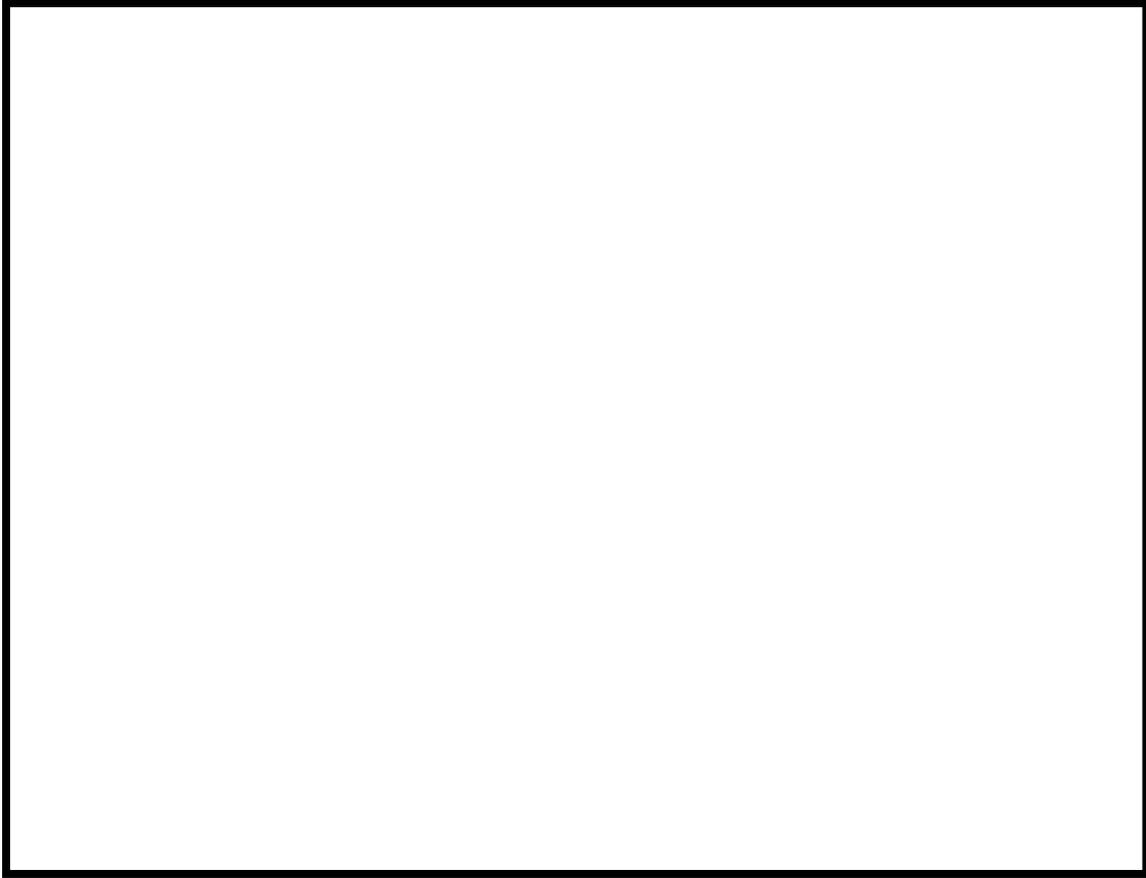
2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針

2.3.2.1 蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

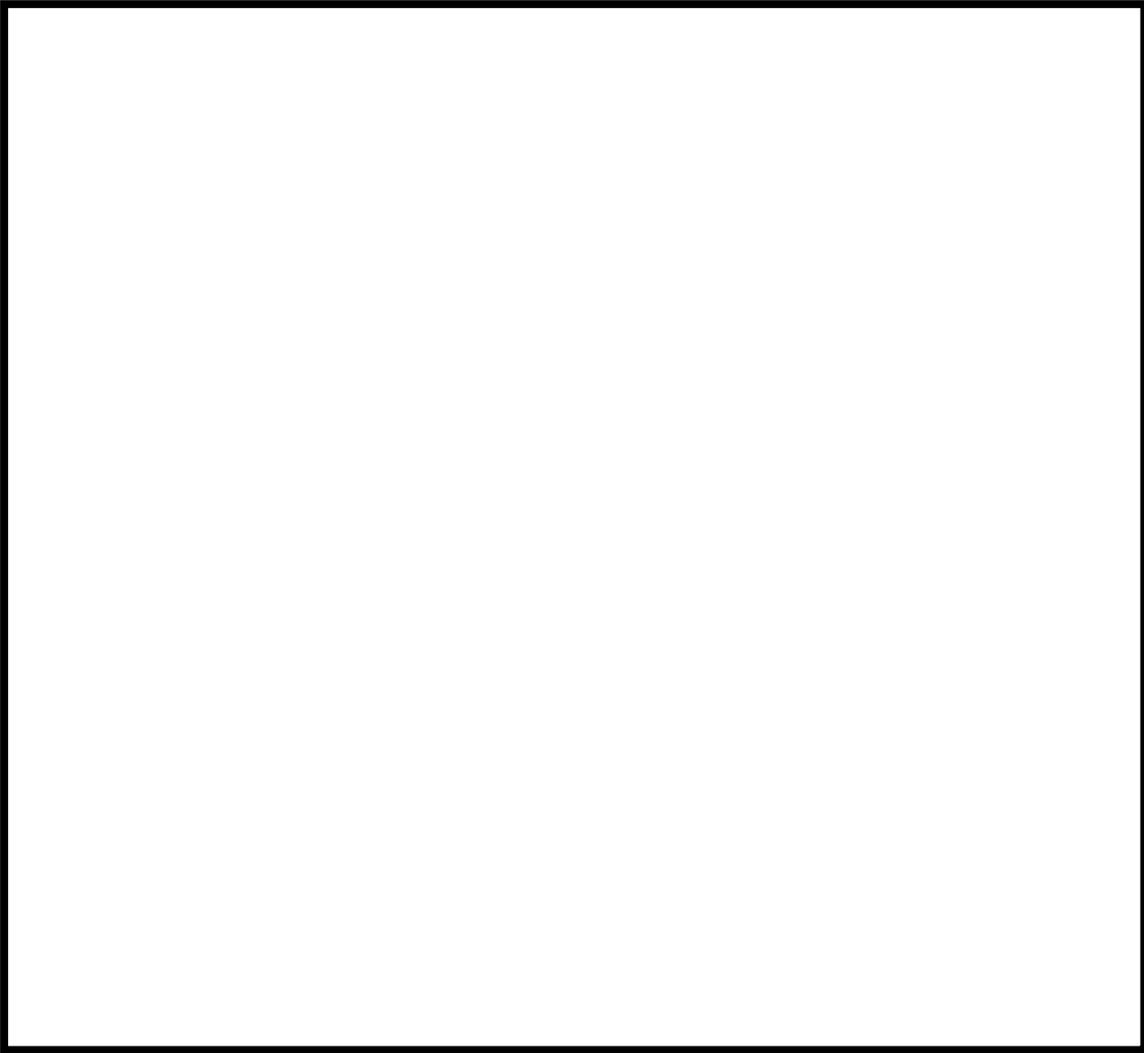
蓄電池（非常用）の配置を第2.3.2-1図、第2.3.2-2図に示す。蓄電池（非常用）及びその附属設備は、非常用4系統を別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、第2.3.2-1表のとおり、地震、津波、火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

第2.3.2-1表 共通要因に対する頑健性

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、適切な離隔距離で分離した配置設計とする。	蓄電池（非常用）及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、若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 蓄電池（非常用）配置図（1）



第 2.3.2-2 図 蓄電池（非常用）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とおりとする (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 $i = 1, 2, 3, \dots, n$: 放電電流の変化の順に付番

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）電源供給での蓄電池容量のうち，最大となる $C_2 = 5,942\text{Ah}$ が保守率を考慮した必要容量となる。

1 分間電源供給

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1,368) = 1,180 \text{ Ah}$$

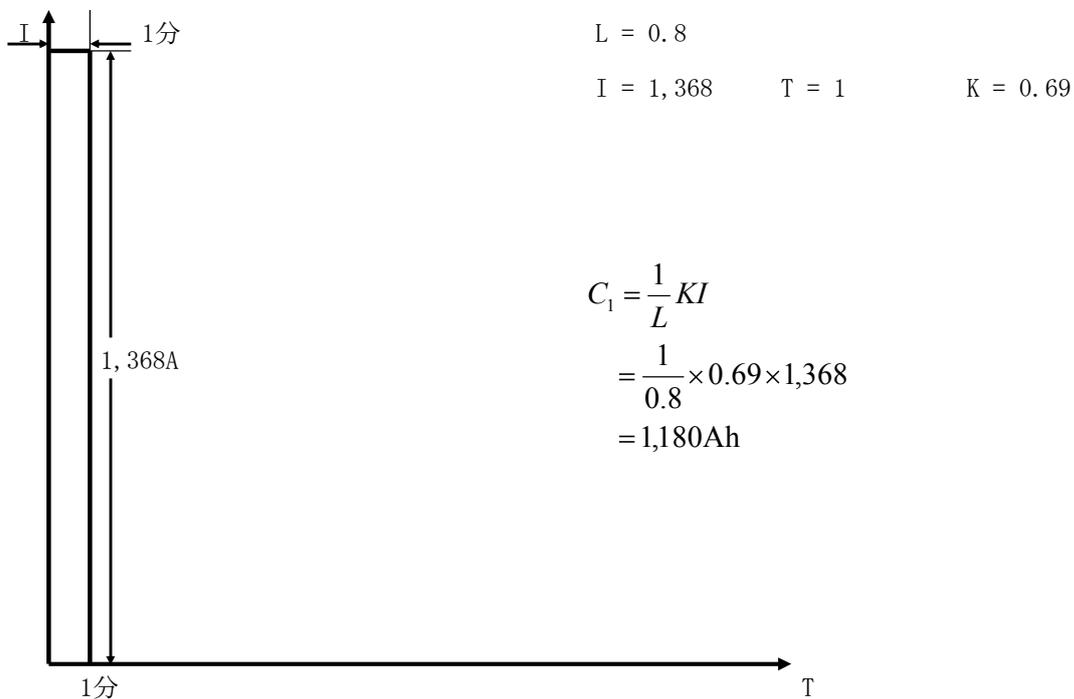
8 時間電源供給

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1,368 + 8.69 \times (547 - 1,368)\} = 5,942 \text{ Ah}$$

12 時間電源供給

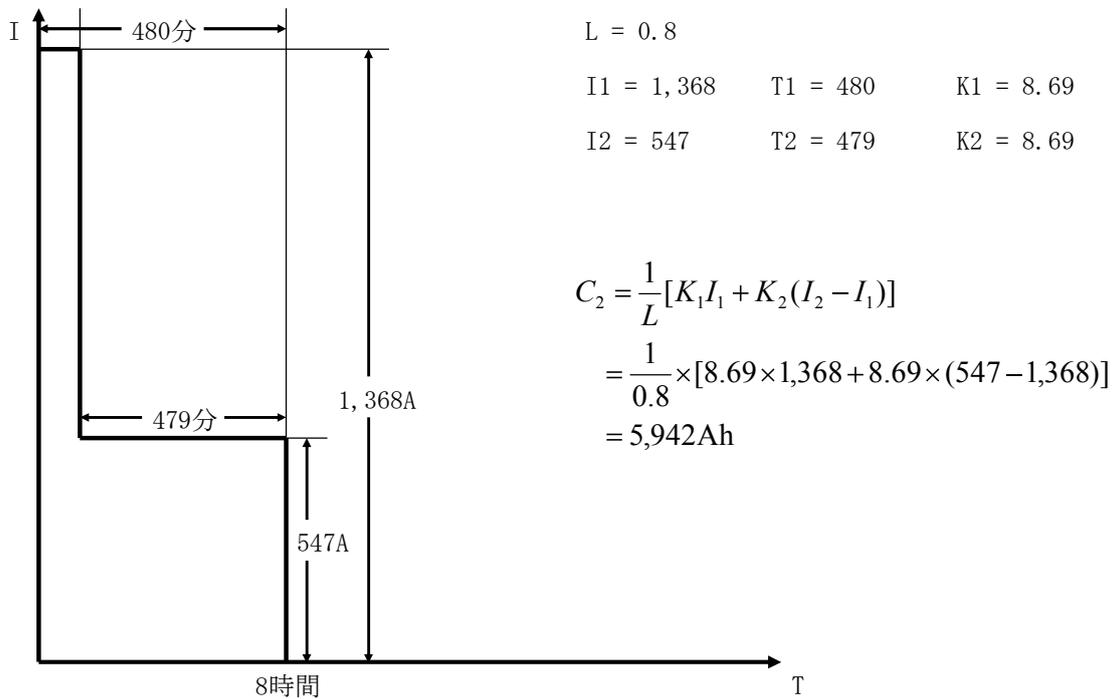
$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1,368 + 12.20 \times (547 - 1,368) + 5.20 \times (162 - 547)\} = 5,840 \text{ Ah}$$

電源供給開始から 1 分後までの蓄電池容量 $C_1 = 1,180\text{Ah}$ である。



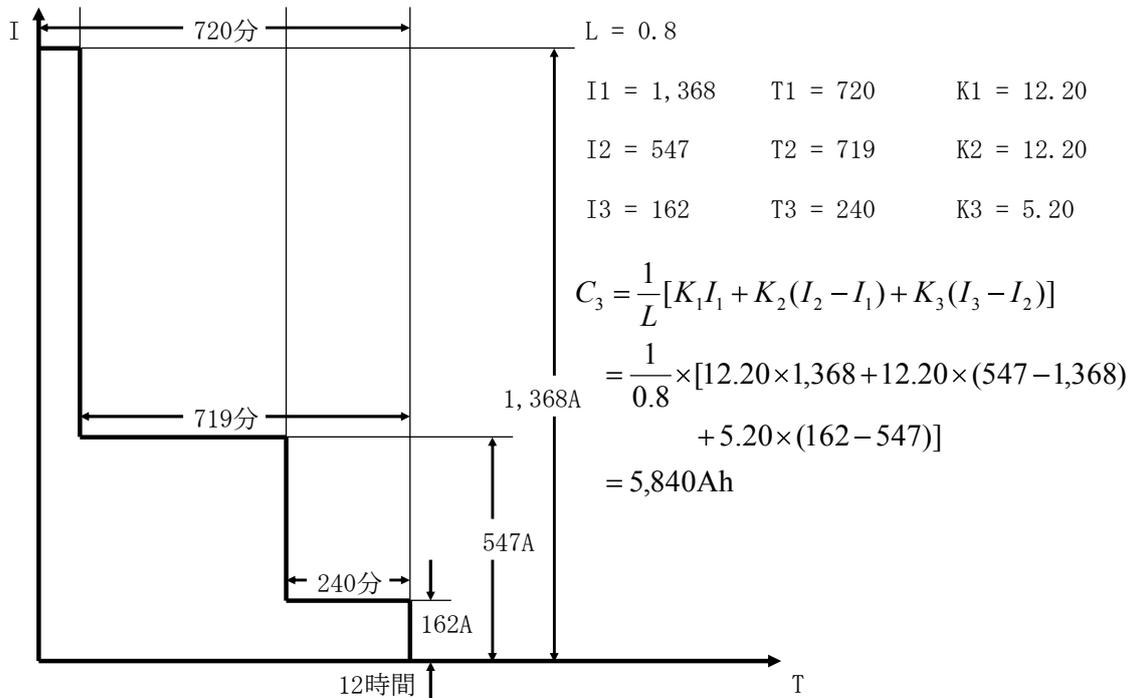
第 1 図 電源供給開始から 1 分後までの負荷曲線

電源供給開始から 8 時間後までの蓄電池容量 $C_2 = 5,942\text{Ah}$ である。



第 2 図 電源供給開始から 8 時間後までの負荷曲線

電源供給開始から 12 時間後までの蓄電池容量 $C_3 = 5,840\text{Ah}$ である。



第 3 図 電源供給開始から 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

蓄電池（非常用）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	6.19
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	6.19
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 号及び 7 号炉では、放電終止電圧を次のとおりとする。

○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 及び 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 及び 7A-2 は建設時の直流 125V 蓄電池 6A 及び 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 及び 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 : 42.5m

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 : 1,428A

この時の電圧降下は

$$(0.095[\text{km}] - 0.0425[\text{km}]) \times 2 \times 0.0462[\Omega/\text{km}] \div 4 \times 1428[\text{A}] = 1.73[\text{V}]$$

これを蓄電池 1 セルあたりの値に変更すると

$$1.73[\text{V}] \div 60[\text{セル}] = 0.0288[\text{V/セル}]$$

よって

$$1.75[\text{V/セル}] + 0.0288[\text{V/セル}] \doteq 1.80[\text{V/セル}]$$

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。

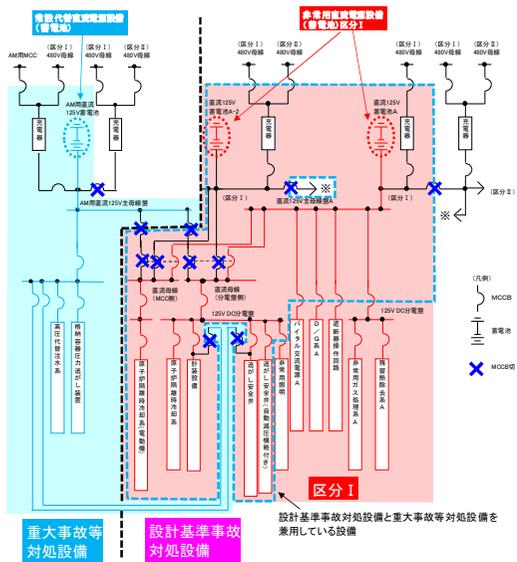
- (2) 各負荷の電流値、運転時間は実負荷電流ではなく設計値を用いている。

別添 5 所内蓄電式直流電源設備

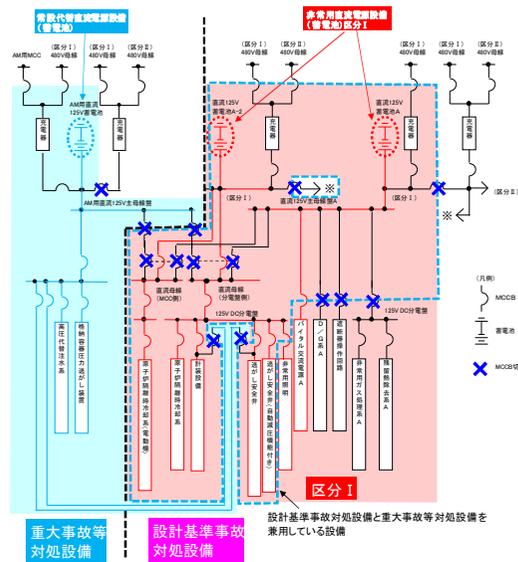
直流 125V 蓄電池 6A, 6A-2, 7A, 7A-2 は, 重大事故等対処設備として要求される所内蓄電式直流電源設備と兼用しており, 設置許可基準規則第 57 条「電源設備」解釈第 1 項 b) にて以下の規定がある。

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であること。

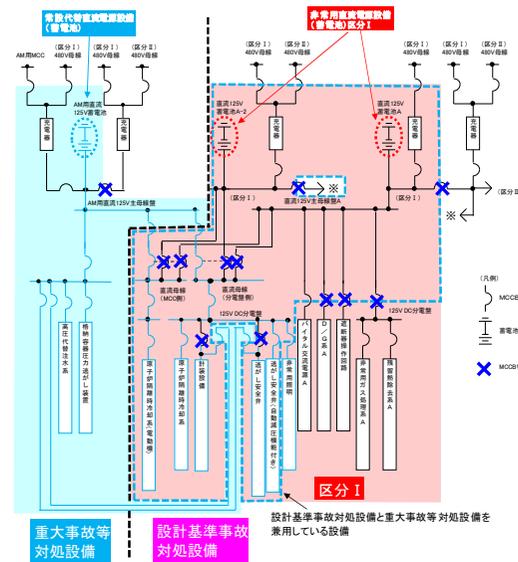
上記の要求事項を満足するために, 代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 8 時間を経過した時点以降にコントロール建屋地下 1 階の非常用電気品室の直流分電盤で直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A の不要負荷の切り離し, 並びに必要な負荷の電源供給元を直流 125V 蓄電池 6A 及び 7A から直流 125V 蓄電池 6A-2 及び 7A-2 に切り替え, さらに, 全交流動力電源喪失発生後 19 時間を経過した時点以降に必要な負荷の電源供給元を重大事故等対処設備である AM 用直流 125V 蓄電池 (6 号及び 7 号炉) に切り替える手順を整備している。(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。



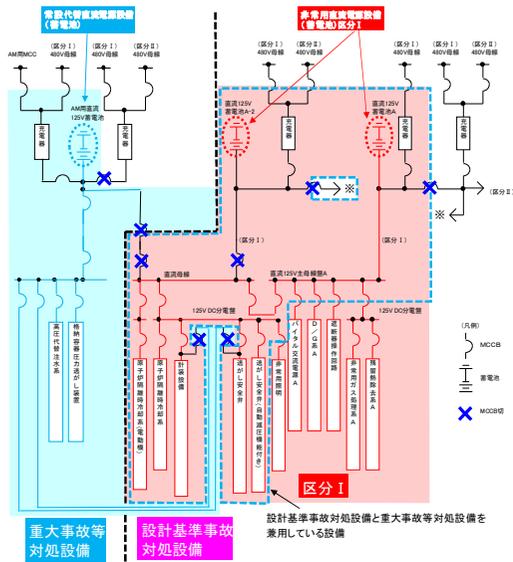
第1図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失直後
～8時間後)



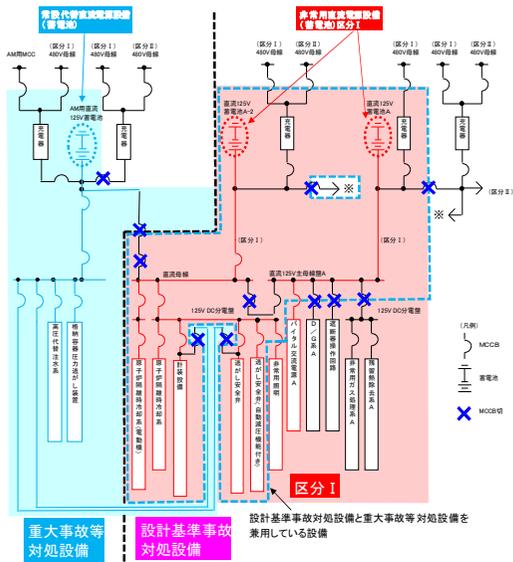
第2図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後
～19時間後)



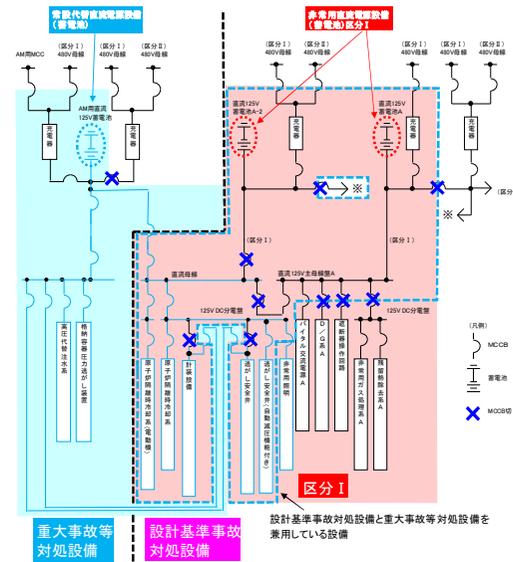
第3図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (6号炉)
(全交流動力電源喪失19時間後
～24時間後)



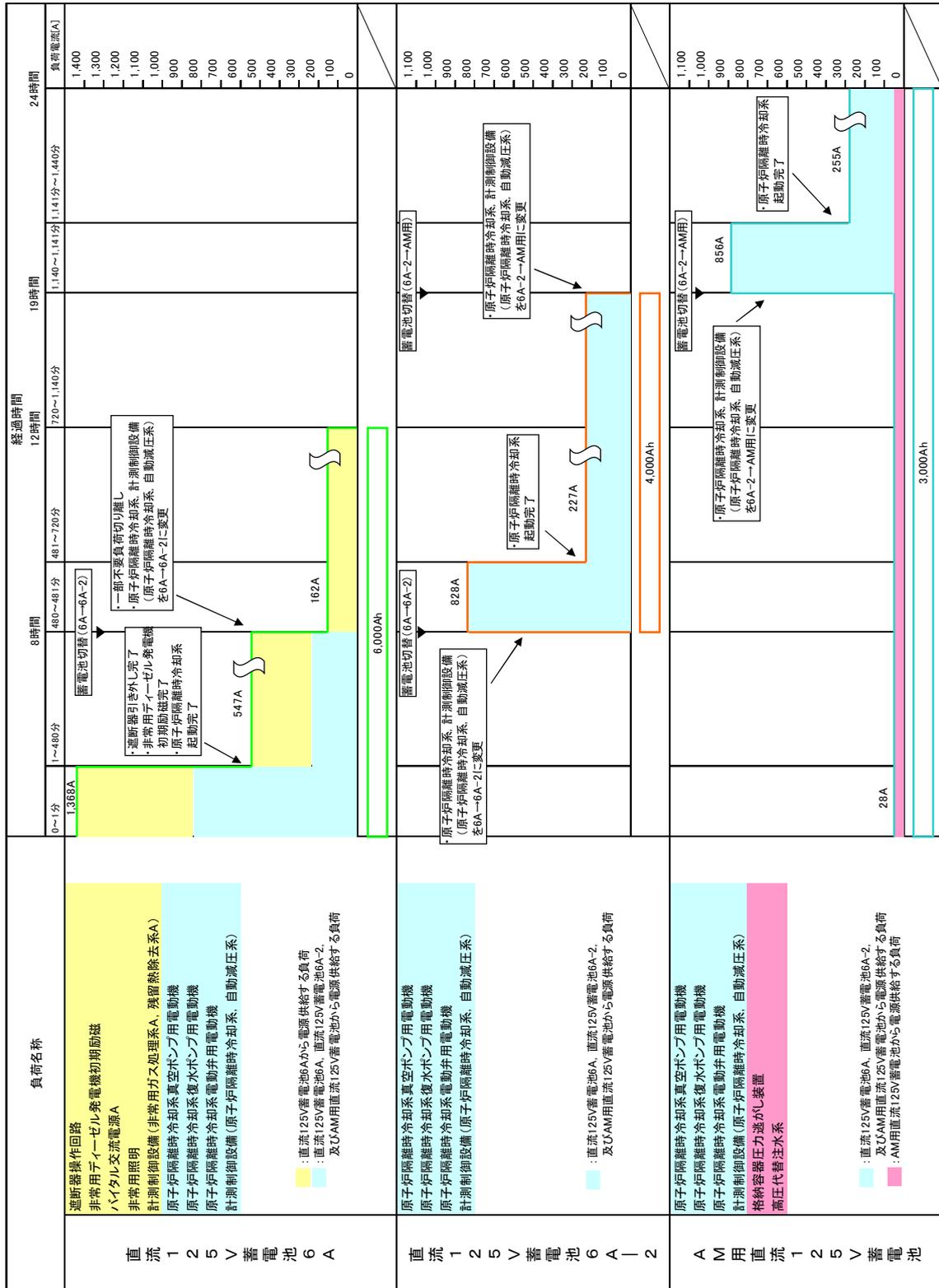
第4図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (7号炉)
(全交流動力電源喪失直後
～8時間後)



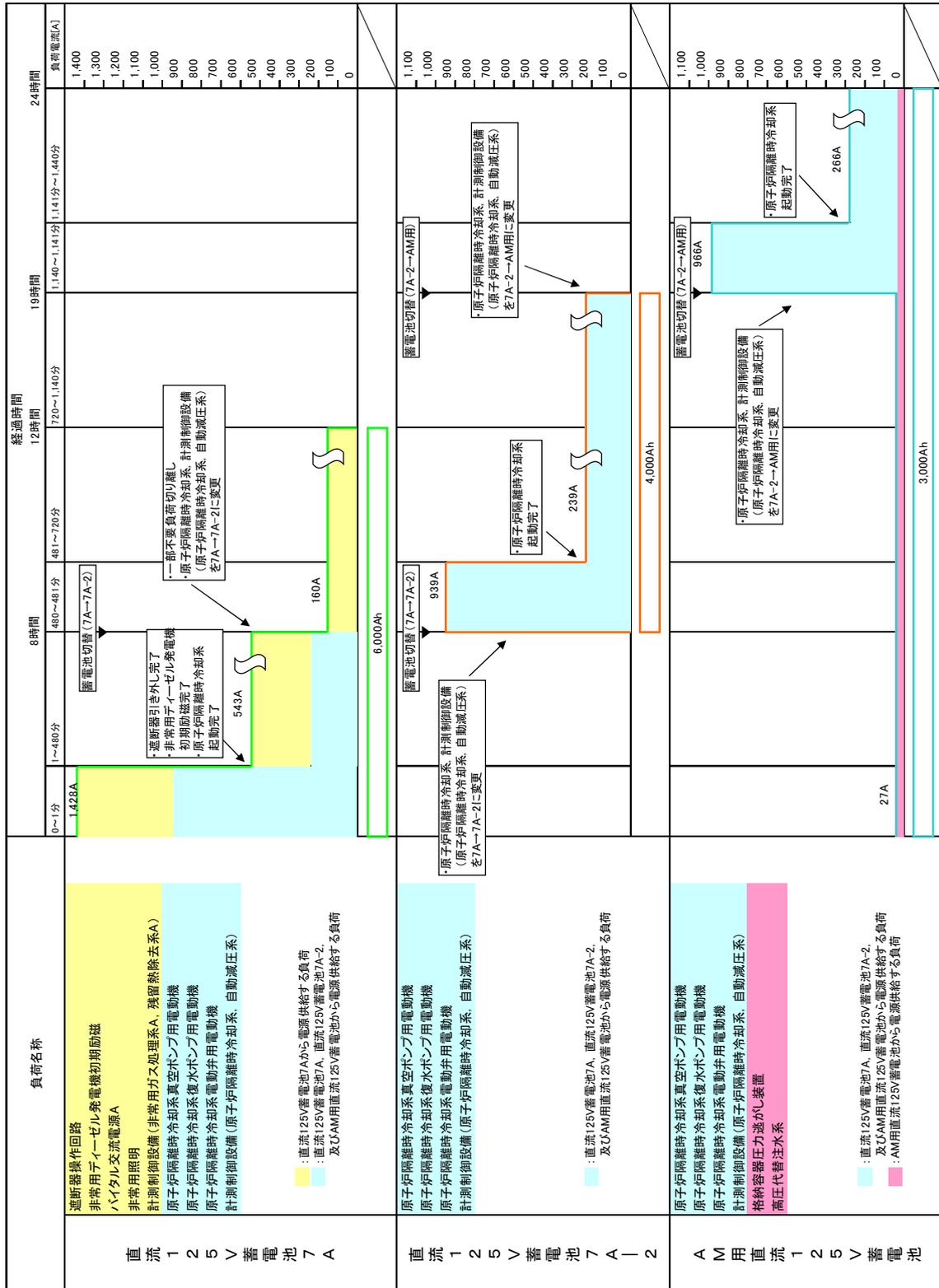
第5図 所内蓄電式直流電源設備
系統図 (7号炉)
(全交流動力電源喪失8時間後
～19時間後)



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

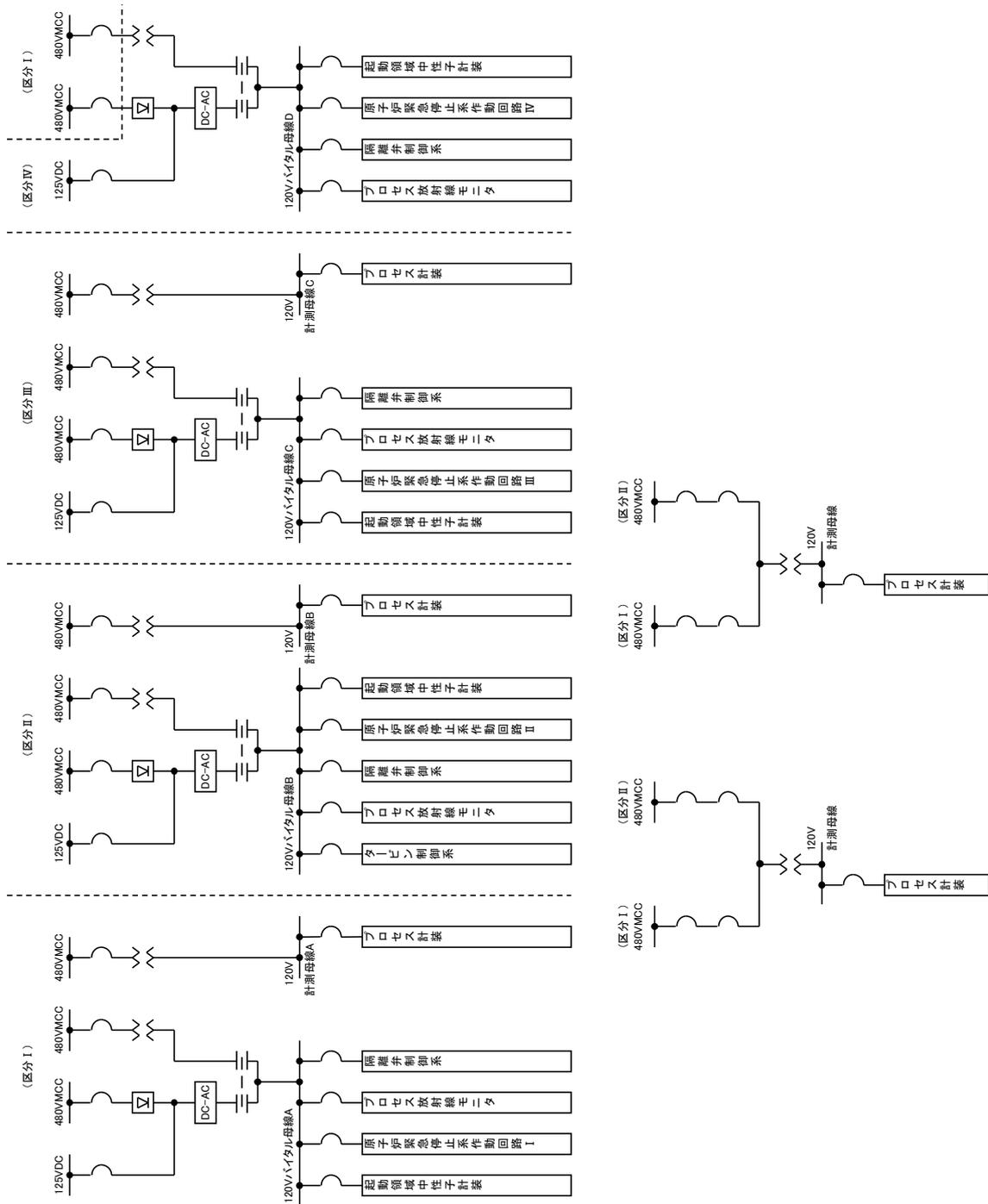


第8図 直流125V蓄電池7A, 7A-2, AM用直流125V蓄電池 (7号炉) 負荷曲線

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	約 6,000Ah	1 分間→約 1,180Ah 8 時間→約 5,942Ah 12 時間→約 5,840Ah	約 5,942Ah	○
直流 125V 蓄電池 6A-2	約 4,000Ah	1 分間→約 1,884Ah 11 時間→約 3,604Ah	約 3,604Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (6 号炉)	約 3,000Ah	19 時間→ 約 672Ah 19 時間 +1 分間→約 1,387Ah 24 時間→約 2,597Ah	約 2,597Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A	約 6,000Ah	1 分間→約 1,179Ah 8 時間→約 5,919Ah 12 時間→約 5,825Ah	約 5,919Ah	○
直流 125V 蓄電池 7A-2	約 4,000Ah	1 分間→約 2,137Ah 11 時間→約 3,795Ah	約 3,795Ah	○
AM 用 直流 125V 蓄電池 (7 号炉)	約 3,000Ah	19 時間→ 約 653Ah 19 時間 +1 分間→約 1,427Ah 24 時間→約 2,682Ah	約 2,682Ah	○

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）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）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 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）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。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																																																												備考	
		10	20	30	40	50	60																																																								
		第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 20分																																																													
第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電	中央制御室運転員A	1	第一GTG起動																				給電																																								
		1	M/C D系受電前準備、通信連絡設備準備																				M/C C系受電前準備																																								
	現場運転員C, D (R/B)	2	移動: M/C D系受電前準備																				M/C D系受電操作																																								
		2	移動: M/C D系受電前準備																				移動: M/C C系受電前準備																																								
	現場運転員E, F (C/B⇒R/B)	2	移動: M/C C系受電前準備																				M/C C系受電操作																																								
		2	移動: M/C C系受電前準備																				M/C C系受電操作																																								

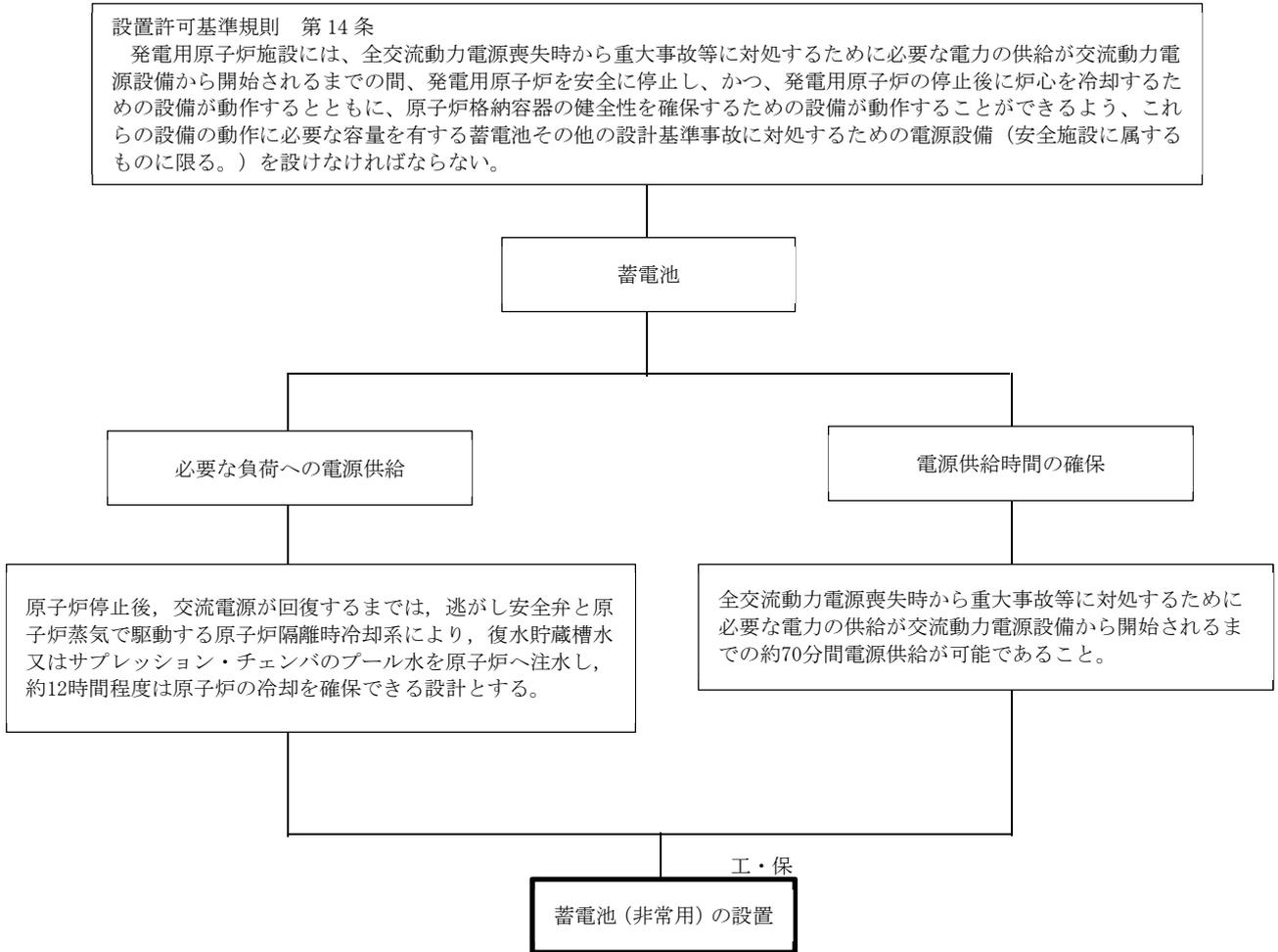
※ 現場運転員による M/C C 系及び M/C D 系の受電前準備作業を 4 名で対応した場合

第 1 図 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線 7C 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)

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 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>第十六条 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>	変更なし
一	<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>	変更なし
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>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>	変更なし

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
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。	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。	変更なし
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。 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。 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。こと。 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。こと。 ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。こと。	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。 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。 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。 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。	変更なし
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。 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。こと。	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。 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。	変更なし

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>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って、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>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>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 <u>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</u>とする。</p>	<p>ニ <u>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。</u></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。</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。</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 (警報装置等)	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重量物が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ごとに項目分類を行う。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 a. で抽出及び項目分類したものについて、項目ごと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。

別添 1

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Ⅰ（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 機器配置図等による抽出
 - 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Ⅰ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）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Ⅱ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. 落下防止対策の要否判断
 - 5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方
 - 5.2 評価フローⅢの評価
 - 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策
 - 5.2.2 設備構造上の落下防止対策
 - 5.2.3 運用状況による落下防止対策
 - 5.3 評価フローⅢ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原子炉建屋オペレーティングフロアの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、グラップルヘッド、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. 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策
7. 使用済燃料輸送容器取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
8. 使用済燃料輸送容器吊具による使用済燃料輸送容器の吊り方について
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附属施設の位置，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 ニ
- b. 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
第二十六条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 第 2 項 第四号 ニ

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。

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、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ごとに項目分類を行う。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。

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 で抽出及び項目分類したのものについて、項目ごと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影響を検討すべき重量物を抽出する。

III. 落下防止対策の要否判断

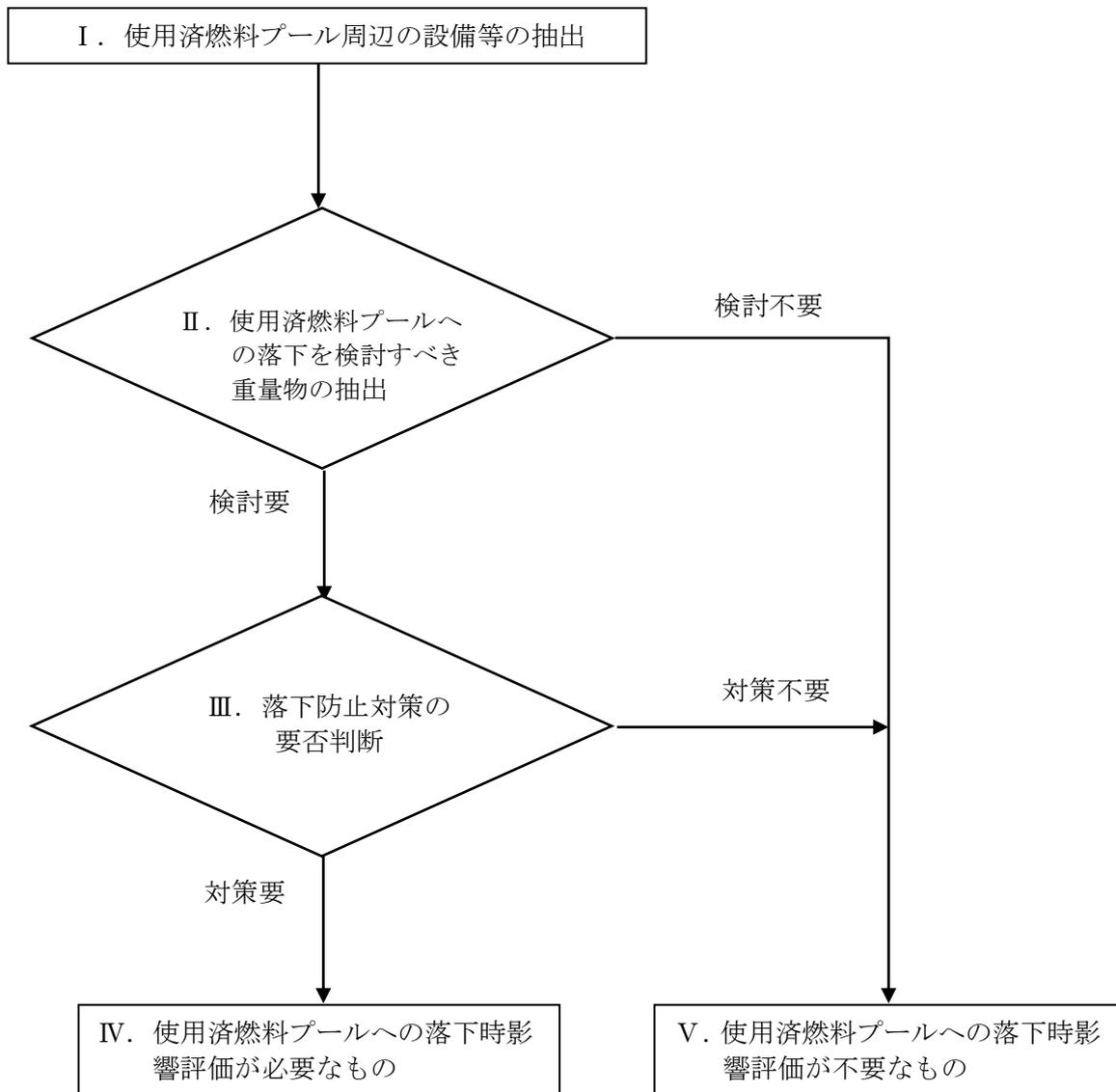
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況について、適切に対応されていることを確認する。

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 で落下防止対策が必要とされた重量物は、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、又は評価フロー III で対策不要としたものは、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2.1図 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 I（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。

3.1.2 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）

- ・使用済燃料プール周辺の内挿物等現場で確認出来ない設備等について、機器配置図等にて物量、重量、配置状況等を確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるもの。

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、燃料取替機又は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）

- ・使用済燃料プール周辺の作業において、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また、使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリアとなっており、日常作業等における持込品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を講じていることから、使用済燃料プールに落下するおそれがないため、抽出の対象外とする。

3.2 評価フロー I 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。抽出した設備等を分類した各項目の詳細については，第 3.2.1 表及び第 3.2.2 表に示す。

【抽出した設備等の分類項目】

- ・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
- ・使用済燃料輸送容器（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，燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用した燃料集合体等の移送作業がある。燃料取替機を使用した作業としては，原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の内挿物等の移動，使用済燃料輸送容器への使用済燃料集合体の移動並びに原子炉冷却材再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）等の取り扱い作業を行う。原子炉建屋クレーンを使用した作業としては，使用済燃料輸送容器の移動，プラント定期検査時の設備等の配置変更，搬入及び搬出等を行う。

(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。



原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面全体



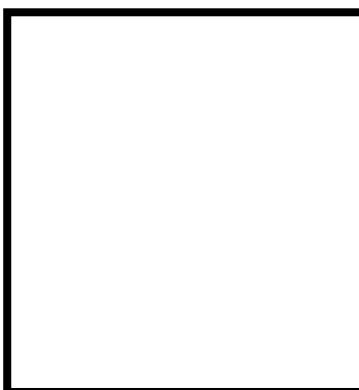
燃料取替機



使用済燃料プール上部天井



原子炉建屋クレーン



原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面概略平面図



①使用済燃料プール全体



②使用済燃料プール南側側面



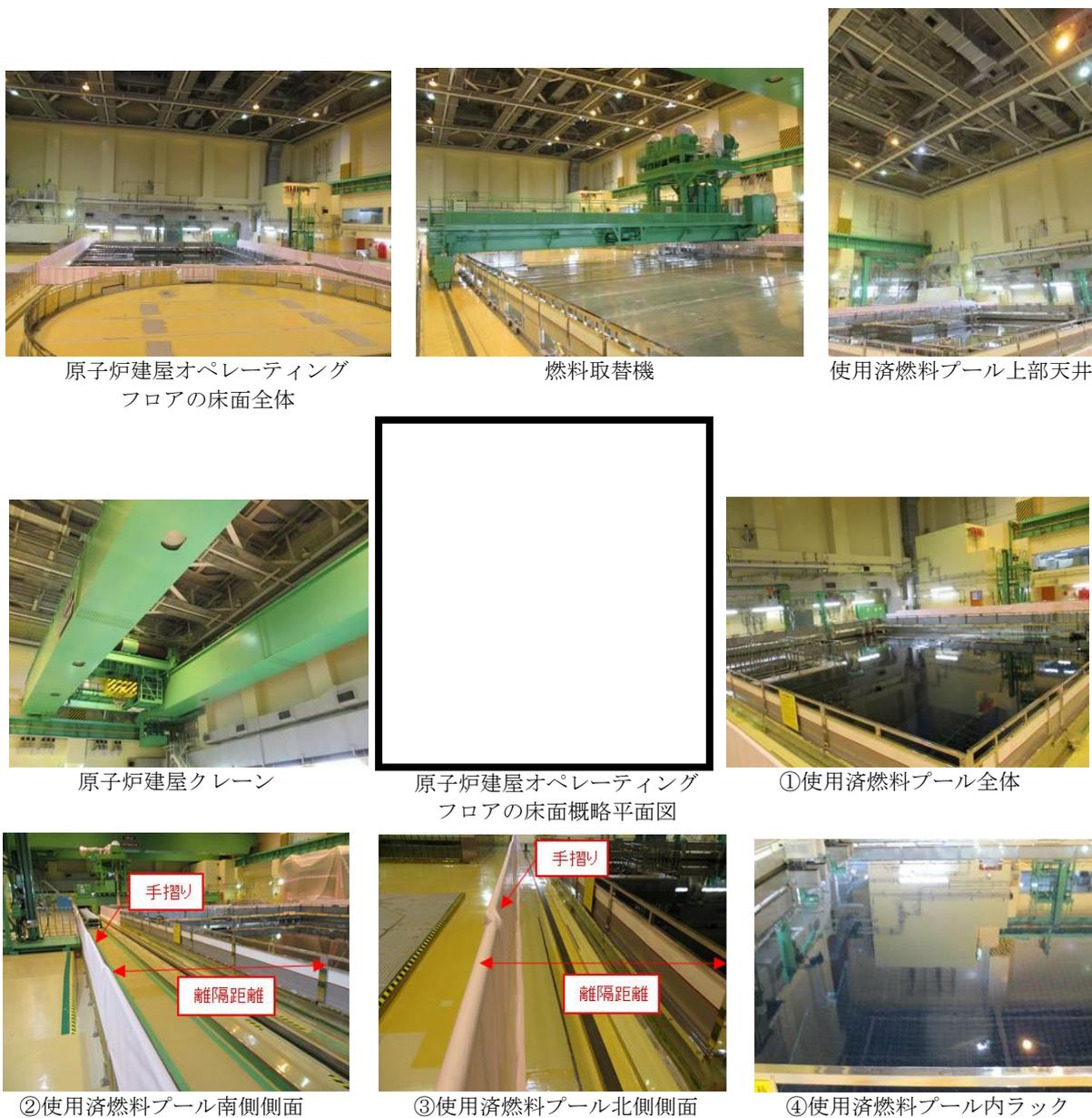
③使用済燃料プール北側側面



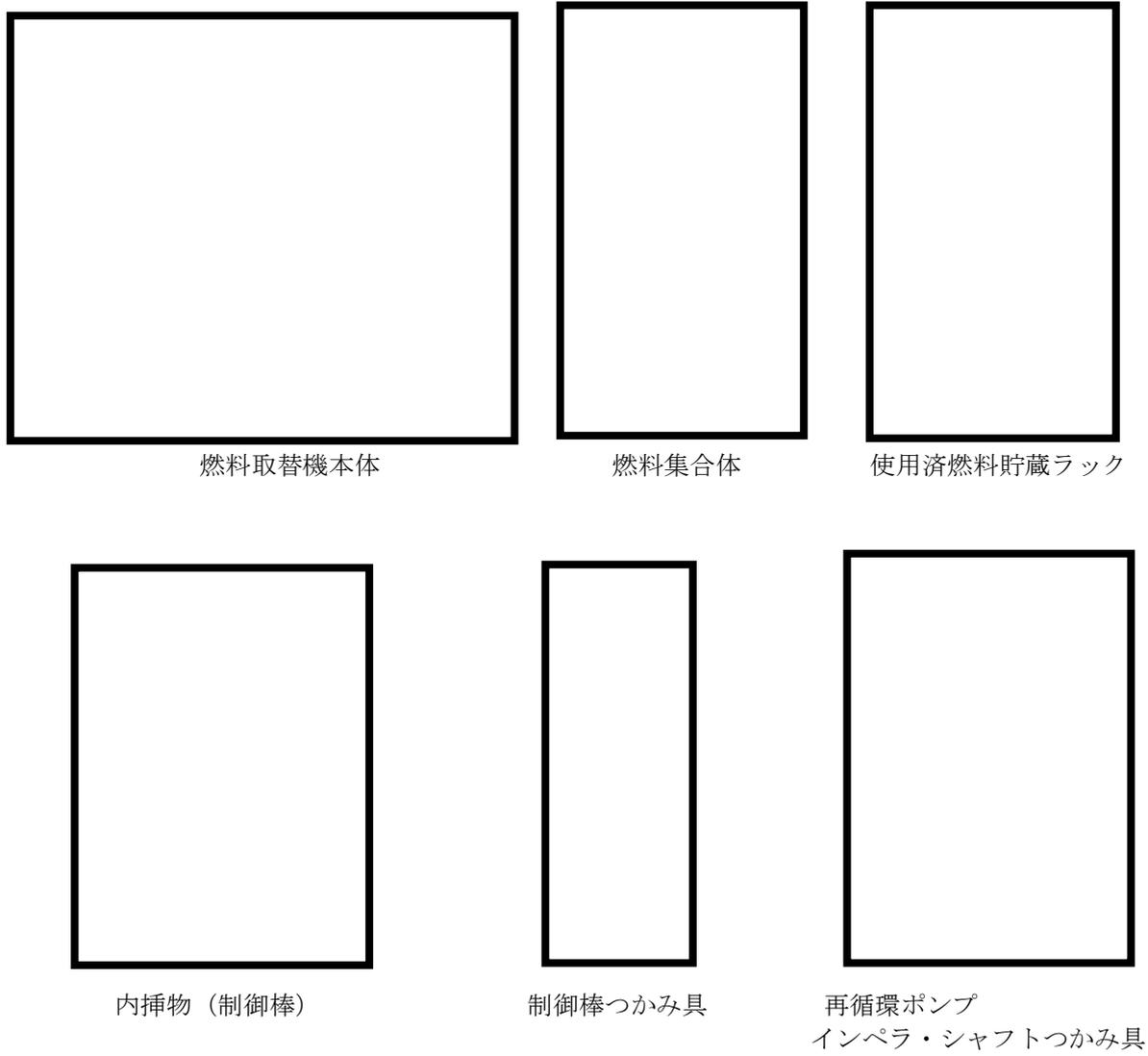
④使用済燃料プール内ラック

第3.2.1図 6号炉 原子炉建屋オペレーティングフロア 概要

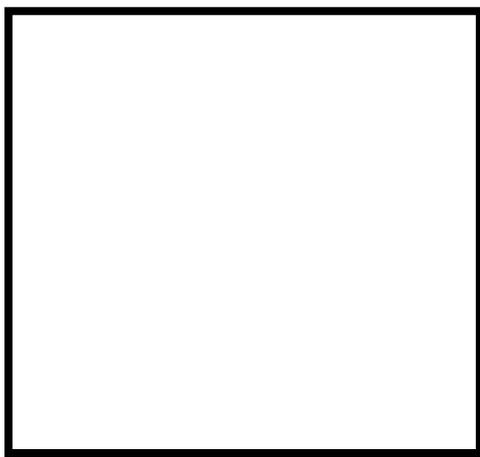
(2) 柏崎刈羽 7 号炉
 柏崎刈羽 7 号炉の現場状況を以下に示す。



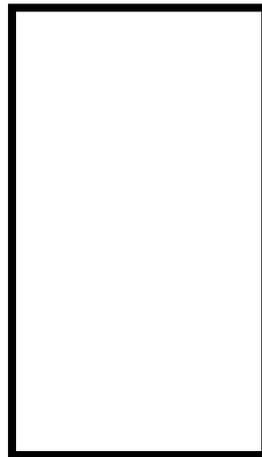
第 3. 2. 2 図 7 号炉原子炉建屋オペレーティングフロア 概要



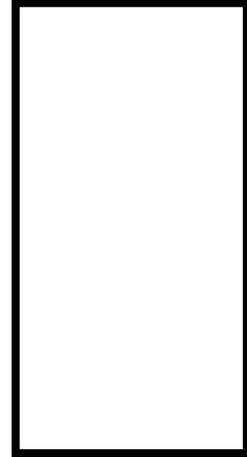
第 3.2.3 図 燃料取替機本体及び取り扱い設備（6号炉）



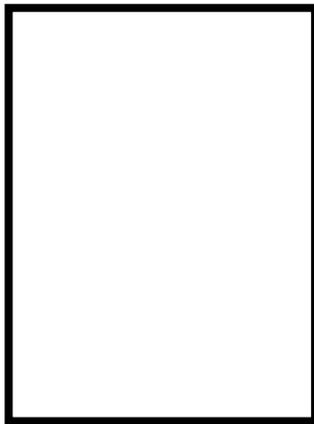
燃料取替機本体



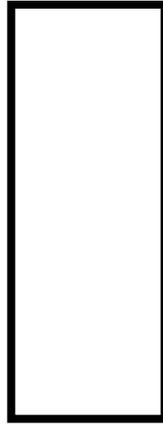
燃料集合体



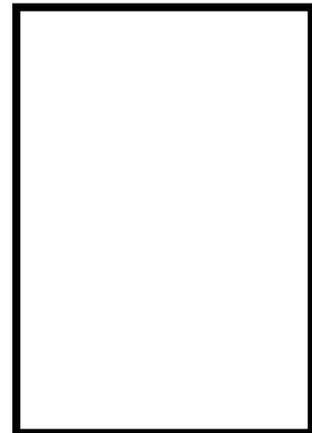
使用済燃料貯蔵ラック



内挿物（制御棒）



制御棒つかみ具

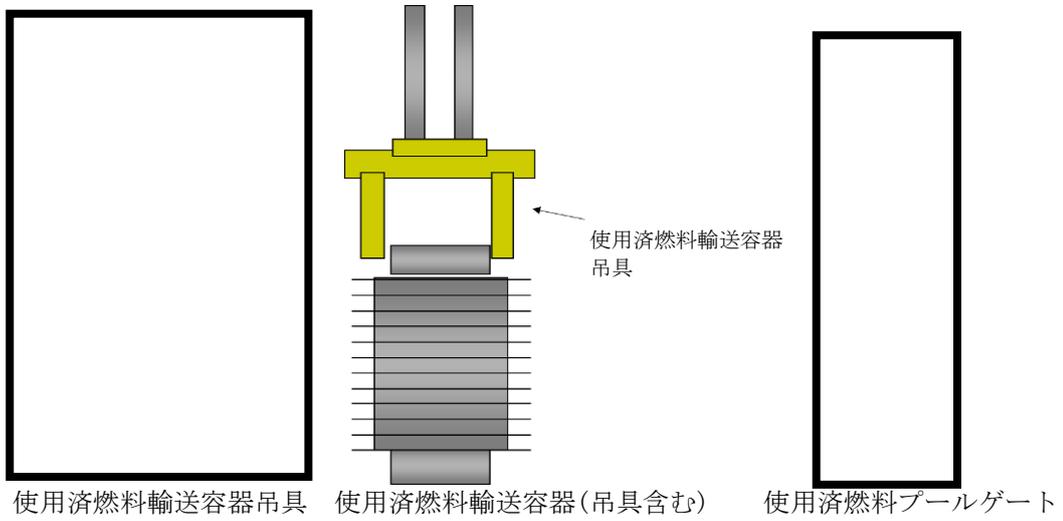


再循環ポンプ
インペラ・シャフトつかみ具

第 3.2.4 図 燃料取替機本体及び取り扱い設備（7号炉）



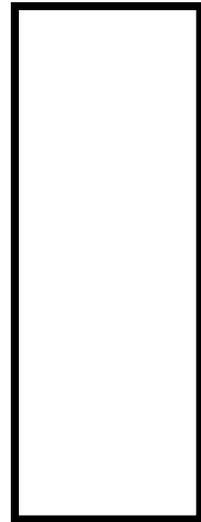
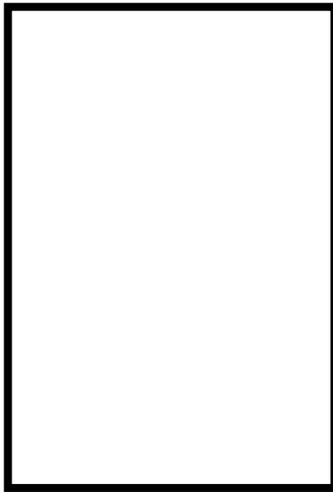
原子炉建屋クレーン



第 3.2.5 図 原子炉建屋クレーン本体及び取り扱い設備（6号炉）



原子炉建屋クレーン



使用済燃料輸送容器吊具

使用済燃料プールゲート

第 3.2.6 図 原子炉建屋クレーン本体及び取り扱い設備（7号炉）

第 3.2.1 表 評価フロー I 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ド
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 吊具
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機)+スタッドボルト)
		RPV 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
		スタッドボルトラック
7	内挿物（取扱具含む）	ボルトスタンド
		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
		再循環ポンプインペラ・シャフト
		再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具
		再循環ポンプ運搬用仮設レール
		再循環ポンプ仮置台
		再循環ポンプ検査水槽
		再循環ポンプ検査水槽用リール
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具
		再循環ポンプディフューザウェアリング
再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具		

第 3.2.1 表 評価フロー I 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）	再循環ポンプ取扱具保管棚
		再循環ポンプ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（原子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
		再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック
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
		燃料プールゲート G2
		キャスクピットゲート G3
10	使用済燃料輸送容器 （取扱具含む）	使用済燃料輸送容器
		使用済燃料輸送容器吊具
		転倒防止架台

第 3.2.1 表 評価フロー I 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
		再循環ポンプ検査水槽用制御盤
		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
		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
		除染装置（収納コンテナ含む）
14	作業機材類	真空清掃設備清掃用具格納箱
		原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー 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	原子炉建屋-外気差圧（北側）発信器
		エリア放射線モニタ
		原子炉建屋-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

第 3.2.1 表 評価フロー I 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
		原子炉建屋-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
		原子炉建屋-外気差圧（南側）発信器
		16
スタッドボルト探傷装置		
スタッドボルト用試験片		
テストウエイト（180KG 用）		
テストウエイト（300KG、480KG 用）		
再循環ポンプホイス用テストウエイト		
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
		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
		原子炉ウェルシールドプラグ A
		原子炉ウェルシールドプラグ B
		原子炉ウェルシールドプラグ C
		原子炉ウェルシールドプラグ D
		原子炉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		

第 3.2.1 表 評価フロー I 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
		チェッカープレート
		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
定期検査用資機材		

第 3.2.2 表 評価フロー I 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	屋根トラス, 耐震壁等
		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
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)+スタッドボルト)
		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
		挿入ガイド一時保管台
		上部格子板
		操作ポール
		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
		再循環ポンプ検査水槽
		再循環ポンプ検査水槽用作業架台
		再循環ポンプ検査水槽用仮設レール
再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール		
再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤		
再循環ポンプ取扱装置仮置台		

第 3.2.2 表 評価フロー I 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
		再循環ポンプ上部共通吊具（保管箱含む）
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド
		再循環ポンプ上部プラグ
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具
		再循環ポンプインペラ・シャフト
		再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ
		再循環ポンプ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 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
		インコアマニプレーター
		ブレードガイド
		インコアストロングバック（原子炉内計装管搬出入装置）
		サーベランス試験片
		再循環ポンプ取扱具保管棚
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
		再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック
		SFP ゲート（小）
9	プールゲート類	SFP ゲート（大）
		キャスクピットゲート
		DSP ゲート

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その3）

番号	抽出項目	詳細
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器
		使用済燃料輸送容器吊具
		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
		原子炉内 ISI 装置用制御盤
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用操作盤
		ジャンクション BOX
		原子炉建屋クレーンケーブル切替箱
		原子炉建屋クレーン操作箱
		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
		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 ゲートエアーパーキン供給装置
		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
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用水中 TV カメラユニット
		再循環ポンプ取扱装置用水中 TV カメラ操作ラック
		清掃油棚
		再循環ポンプ取扱機器用水中 TV カメラ
		ポータブル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		

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その4）

番号	抽出項目	詳細
14	作業機材類	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
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
		原子炉建屋-外気差圧 (南側) 発信器
		原子炉建屋-外気差圧 (西側) 発信器
		原子炉建屋-外気差圧 (東側) 発信器
		原子炉建屋-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	再循環ポンプ検査台
		シッパーキャップ (SHIPPING 検査用)
		原子炉内 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

第 3.2.2 表 評価フロー I 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
		チェッカープレート
		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
		定期検査用資機材

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）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、使用済燃料プールに落下するおそれのある設備等を検討要、それ以外の設備等を検討不要として抽出する。

なお、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、かつ、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。

4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となる設備等について、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、それ以外の設備等を検討不要として抽出する。

※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）

$$E = m \times g \times h$$

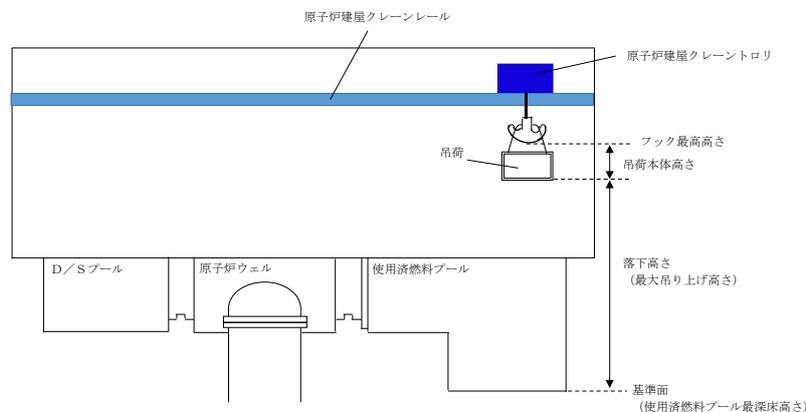
E：落下エネルギー[J]

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、設備等の最大吊り上げ高さ（＝「フック最高高さ」－「使用済燃料プール最深床高さ」－「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。



第4.1.1図 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「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」によ

り検討要となる重量物について，評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の対応状況確認が必要となる重量物として抽出する。

4.2 評価フローⅡの抽出結果

4.2.1 設置状況による抽出結果

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、使用済燃料プールとの離隔距離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又は固縛）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、検討不要とする（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備等との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要の項目※>

（6号炉）

- ・RCCV（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・空調機

（7号炉）

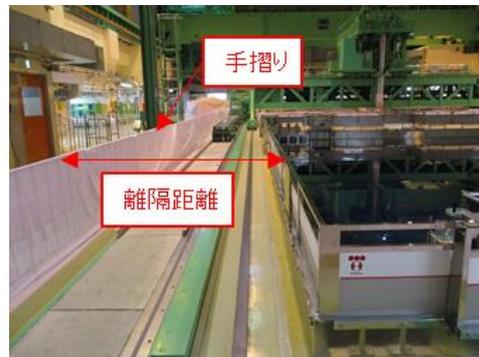
- ・RCCV（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・空調機

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

（6号炉の状況）



原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備



使用済燃料プールとの離隔の概要

（7号炉の状況）



原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備



使用済燃料プールとの離隔の概要

4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

下記項目の設備等は，4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す方法により算出し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いことから，検討不要とする。

<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

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

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

下記項目の設備等は、4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要の重量物とする。

これらの項目の設備等は、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ことから、後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の対応状況確認を実施する。

<検討要の項目※>

(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 |
| ・使用済燃料輸送容器（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 |
| ・使用済燃料輸送容器（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 |

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

5. 落下防止対策の要否判断

5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡ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。

抽出した重量物に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第5.1.1表に示す。

第5.1.1表 抽出した重量物に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した重量物※	該当する落下原因（a～d）及び落下防止対策（①～③）					
	a. 地震による重量物の破損	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
	①	②	③	②	③	③
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	—	○	○	○	○	—
使用済燃料輸送容器（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	○	—	—	—	—	—

※項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機又は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。

上記の落下防止対策①～③については、具体的に以下により確認する。

① 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。

② 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。

③ 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。

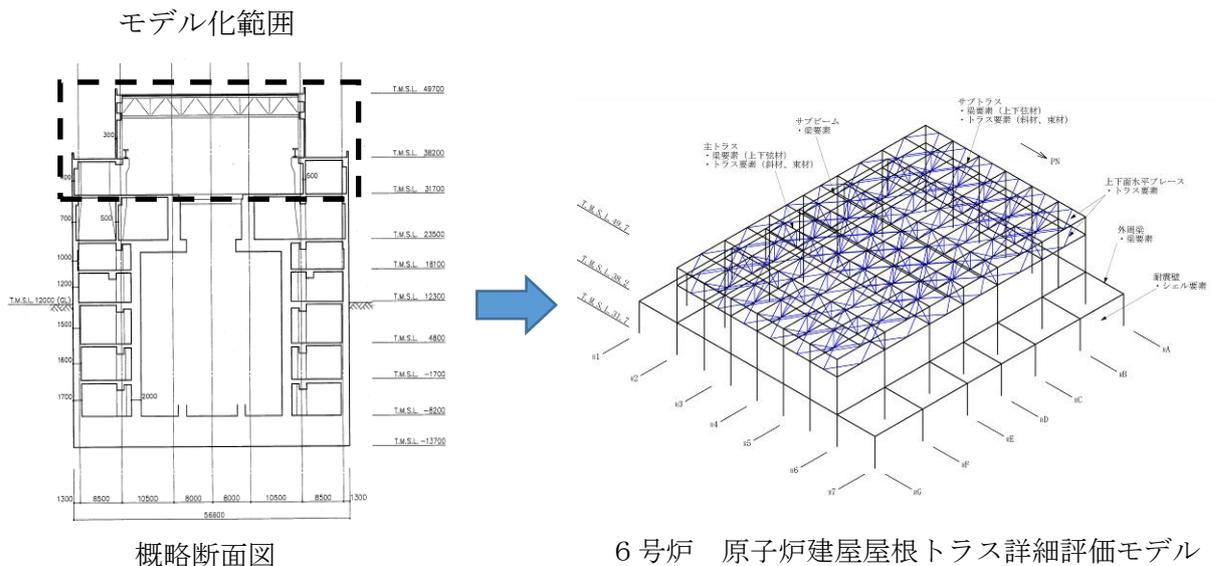
また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

5.2 評価フローⅢ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、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及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耐力を超えず、使用済燃料プール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。原子炉建屋オペレーティングフロアの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、原子炉建屋オペレーティングフロアの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。



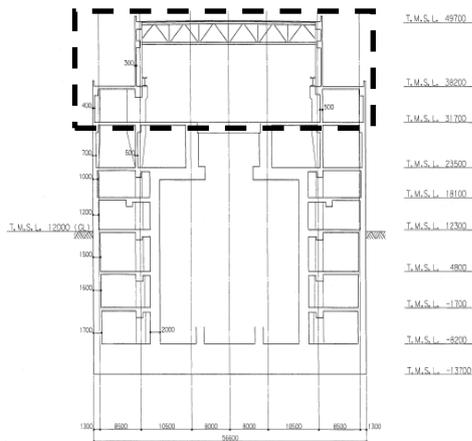
第 5.2.1 図 原子炉建屋屋根評価モデル

(7号炉)

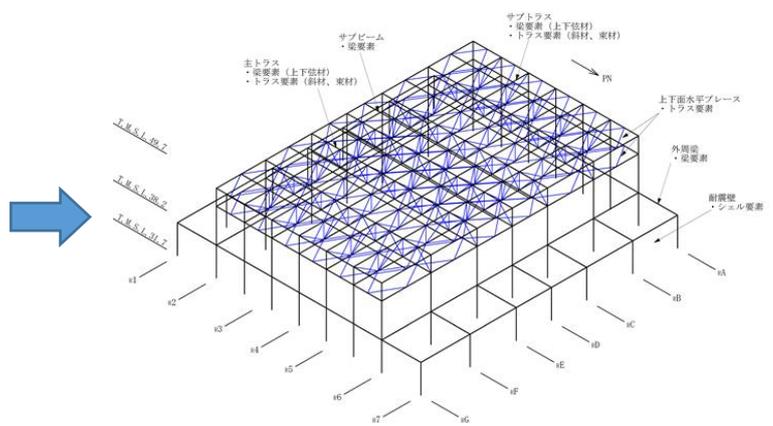
原子炉建屋については、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プールに落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、原子炉建屋オペレーティングフロアの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常設のダクトが設置されており、評価フローⅡの設置状況により必要な離隔がとられていないと判断することから、使用済燃料プールの手摺り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 (詳細は、7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価 (補足説明資料1) 参照)。

モデル化範囲



概略断面図



7号炉 原子炉建屋屋根トラス詳細評価モデル

第 5.2.2 図 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ピットをまたぐ走行レール上を走行する設備であり、浮き上がりによる脱線防止するため、脱線防止装置を設置している。走行及び横行レールの脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮き上がりにより走行及び横行レールから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 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。

燃料取替機の吊荷例を以下に示す。

- 燃料集合体
 - ブレードガイド
 - 再循環ポンプ
 - 制御棒
- 等

(6号炉)

燃料取替機本体及び走行レールの詳細図面を以下に示す。



燃料交換機本体



走行レール上面



走行レール断面

第 5.2.3 図 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評価方法を示す。

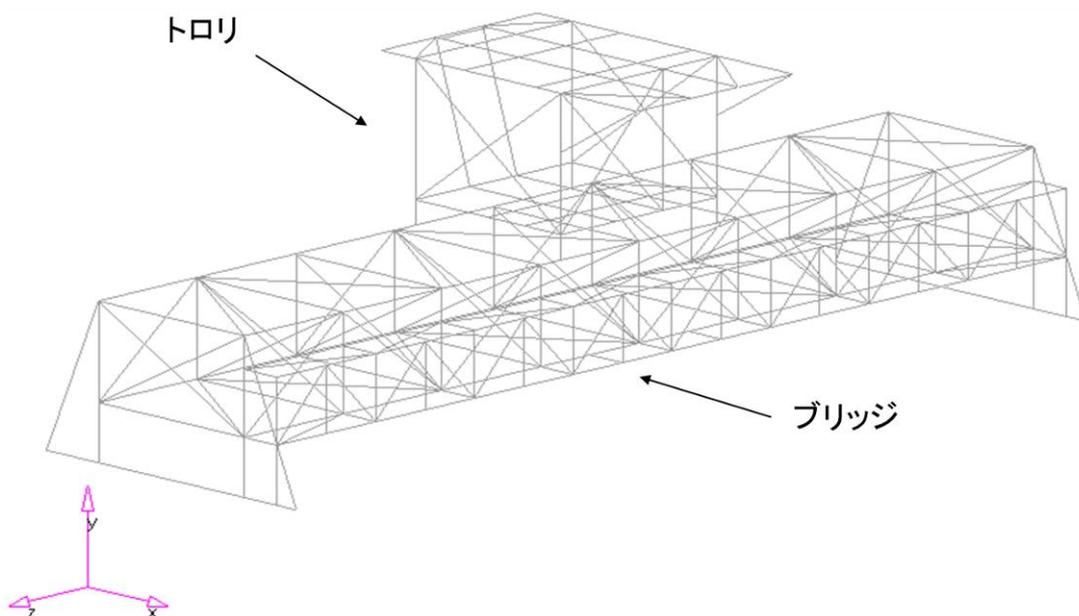
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモーダル解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール



第 5.2.4 図 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 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。

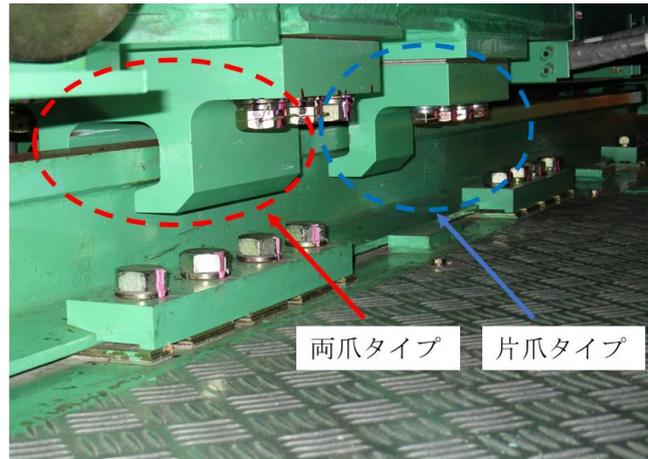
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行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、トロリが浮き上がり、横行レールから脱線しない構造としている。

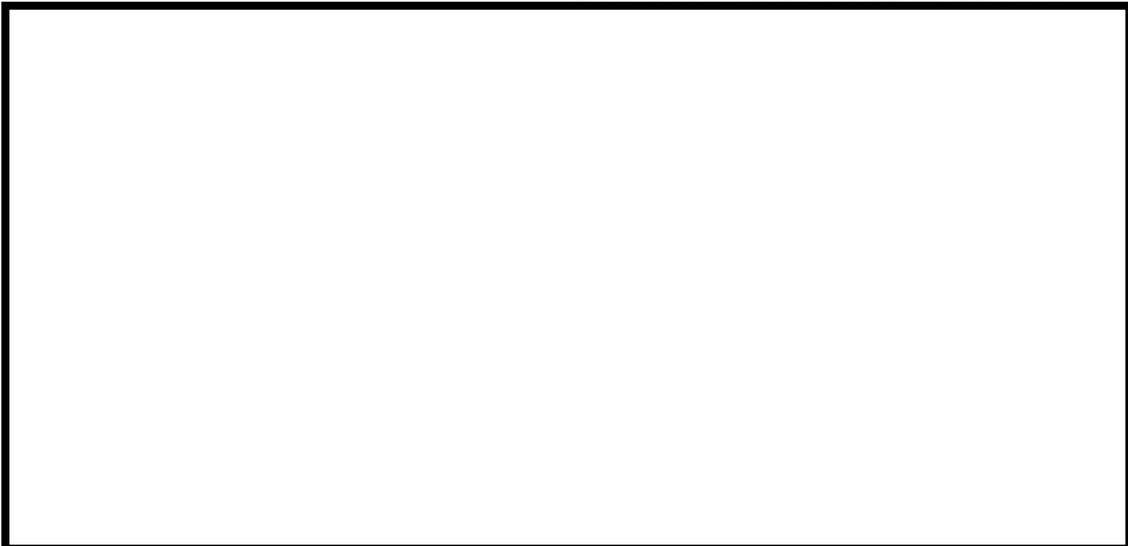
これらのトロリ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



トロリ脱線防止ラグ
（両爪タイプ）

トロリ脱線防止ラグ
（片爪タイプ）

第 5.2.5 図 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上の走行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、燃料取替機が浮き上がり、走行レールから脱線しない構造とする。

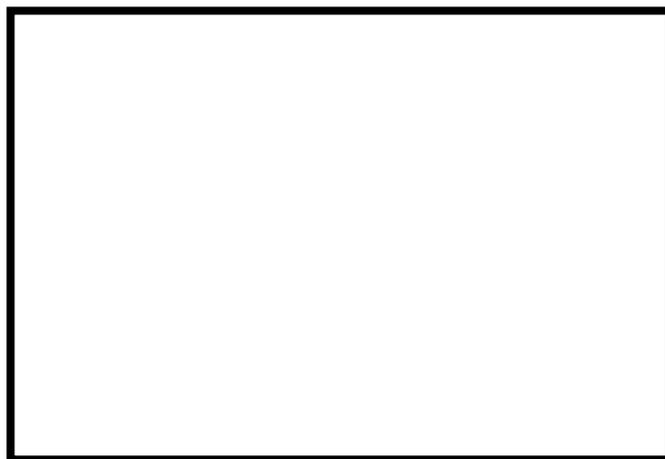
ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.6 図 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの床面に設置され、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。



第 5.2.7 図 走行レール

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を取り扱う際、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。なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

吊荷位置（上端～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、最も大きな震度を上下方向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。当該算出荷重から、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、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

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、補助ホイスト及び再循環ポンプ用ホイスト）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。

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（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走行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

第 5.2.8 図 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評価方法を示す。

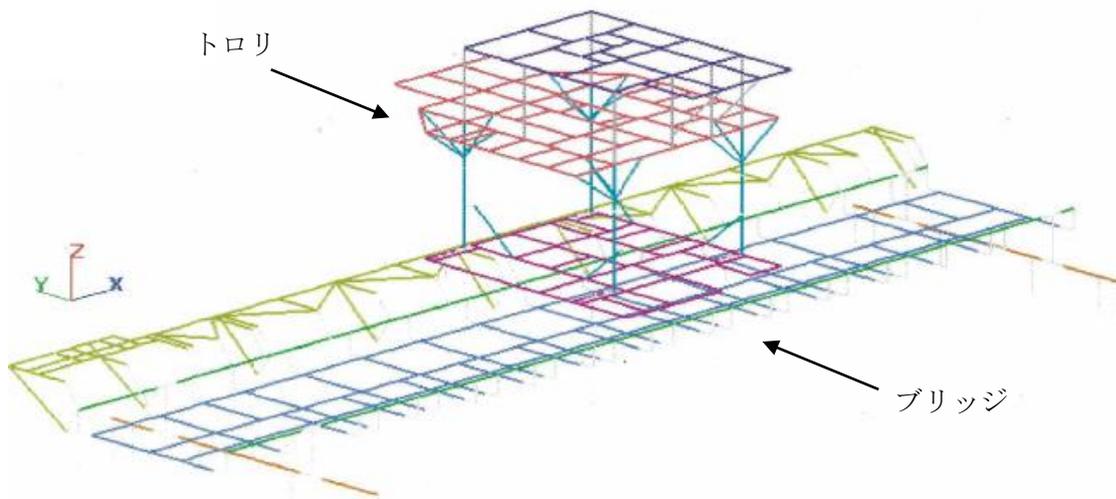
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモード解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール



第5.2.9図 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 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。

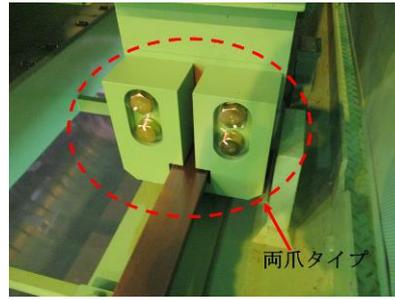
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行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，トロリが浮き上がり，横行レールから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



第 5.2.10 図 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上の走行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、燃料取替機が浮き上がり、走行レールから脱線しない構造とする。

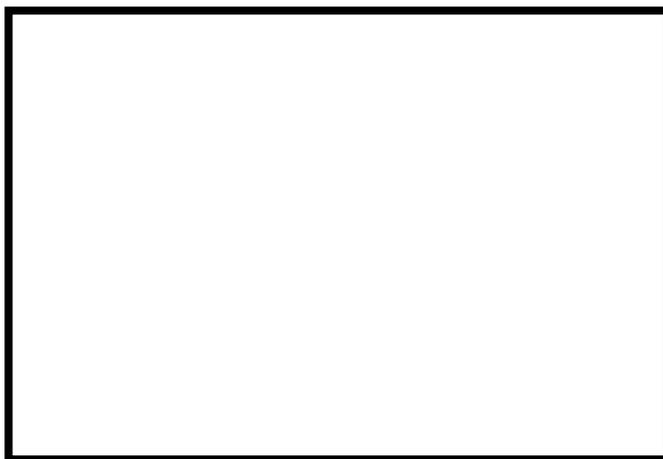
ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.11 図 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの床面に設置され、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。



第 5.2.12 図 走行レール

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を取り扱う際、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。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

吊荷位置（上端～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、最も大きな震度を上下方向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。当該算出荷重から、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、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

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、補助ホイスト及び再循環ポンプ用ホイスト）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。

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（補足説明資料2）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、浮き上が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。走行及び横行レールの脱線防止装置は、走行方向のランウェイガード及び横行方向のクレーン本体ガードに対し、浮き上がり代を設ける構造であり、クレーンの浮き上がりにより走行及び横行レールから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。

原子炉建屋クレーンの吊荷例を以下に示す。

- 使用済燃料輸送容器
- 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。



第 5.2.13 図 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とし、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。

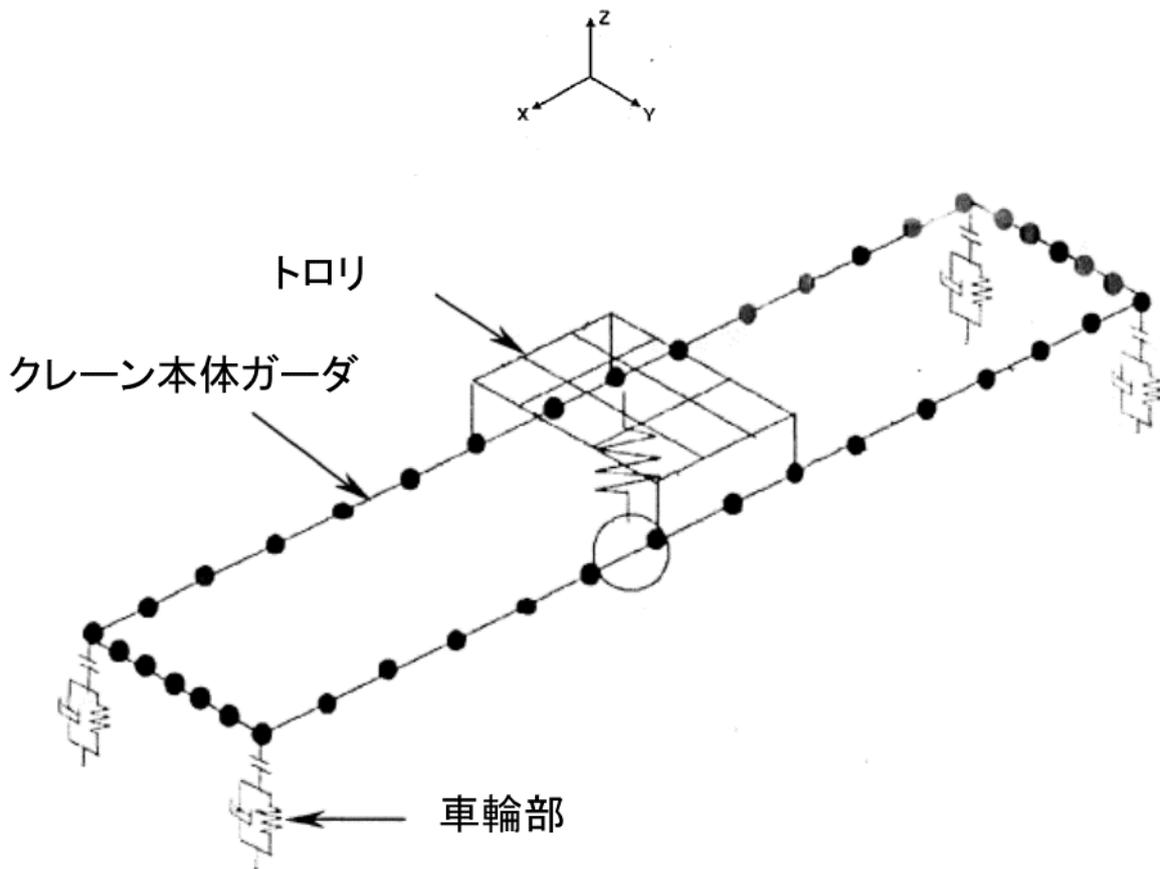
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガード
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストoppa



第5.2.14図 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. 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。

ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、原子炉建屋クレーンが浮き上がり、ランウェイガーダから脱落することを防止するとともに、ランウェイガーダ上の走行レールから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

第5.2.15図 原子炉建屋クレーン本体及び脱線防止ラグ

iii. トロリストoppa

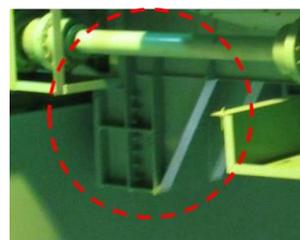
トロリストoppaは、クレーン本体ガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、トロリが浮き上がり、クレーン本体ガーダから脱落することを防止するとともに、クレーン本体ガーダ上の横行レールから脱線しない構造とする。

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。



クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン外観



トロリストoppa

第5.2.16図 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、吊荷を取り扱う際、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。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(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、時刻歴解析から算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する主巻、補巻及び補助ホイストについて、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。

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（補足説明資料3）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。



第 5. 2. 17 図 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とし、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。

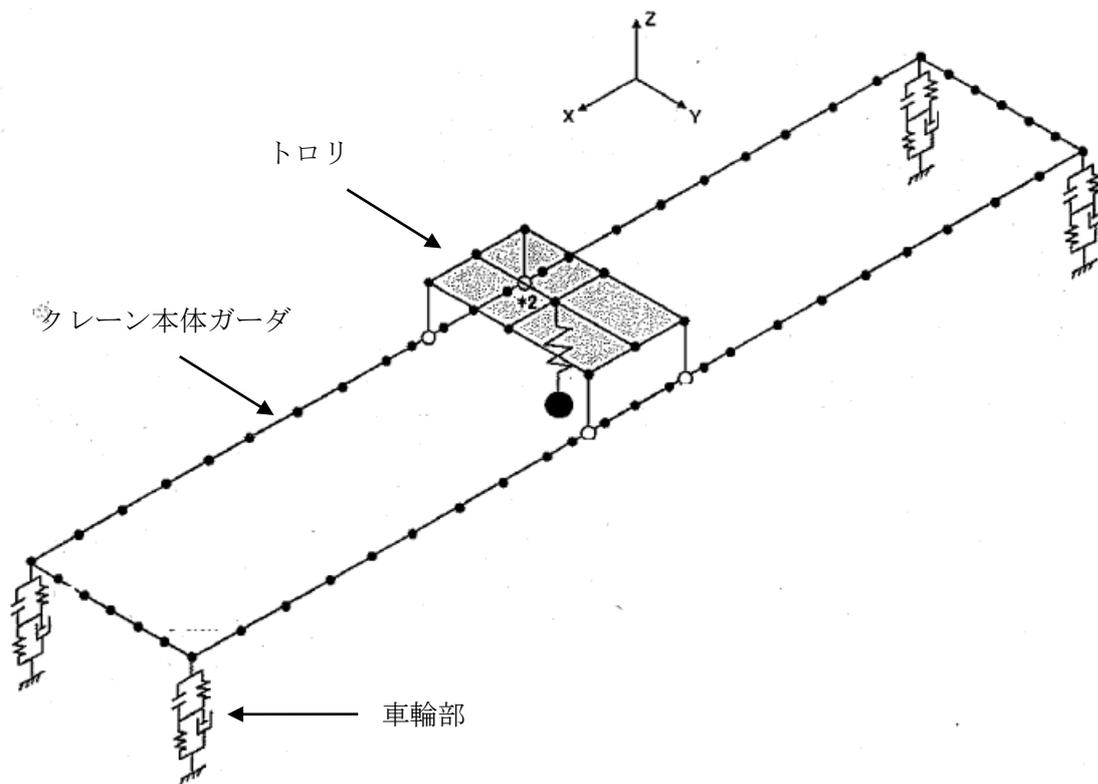
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガーダ
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ



第5.2.18図 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. 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。

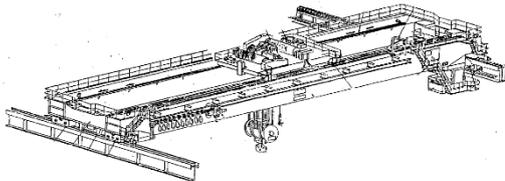
ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、原子炉建屋クレーンが浮き上がり、ランウェイガーダから脱落することを防止するとともに、ランウェイガーダ上の走行レールから脱線しない構造とする。

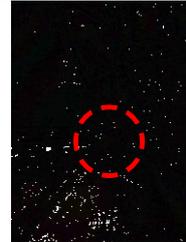
脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



原子炉建屋クレーン本体



脱線防止ラグ

第5.2.19図 原子炉建屋クレーン本体及び脱線防止ラグ

iii. トロリストoppa

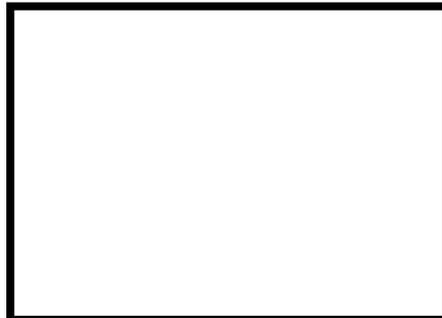
トロリストoppaは、クレーン本体ガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、トロリが浮上り、クレーン本体ガーダから脱落することを防止するとともに、クレーン本体ガーダ上の横行レールから脱線しない構造とする。

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。

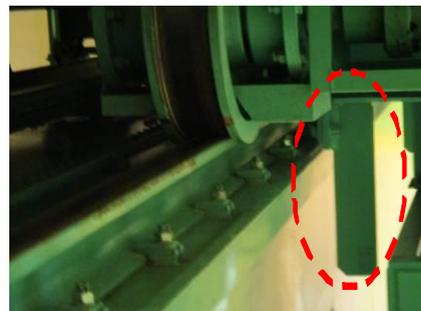
クレーン本体ガーダ



原子炉建屋クレーン外観



トロリ本体



トロリストoppa

第5.2.20図 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、吊荷を取り扱う際、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。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(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、時刻歴解析から算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する主巻、補巻及び補助ホイストについて、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。

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（補足説明資料3）に、主巻における評価例を示す。

5.2.2 設備構造上の落下防止対策

(1) 燃料取替機

使用済燃料プール上において、燃料取替機で取り扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール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、動力電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第5.2.21図及び第5.2.22図に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても第5.2.21図及び第5.2.22図の①、②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。



第5.2.21図 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。

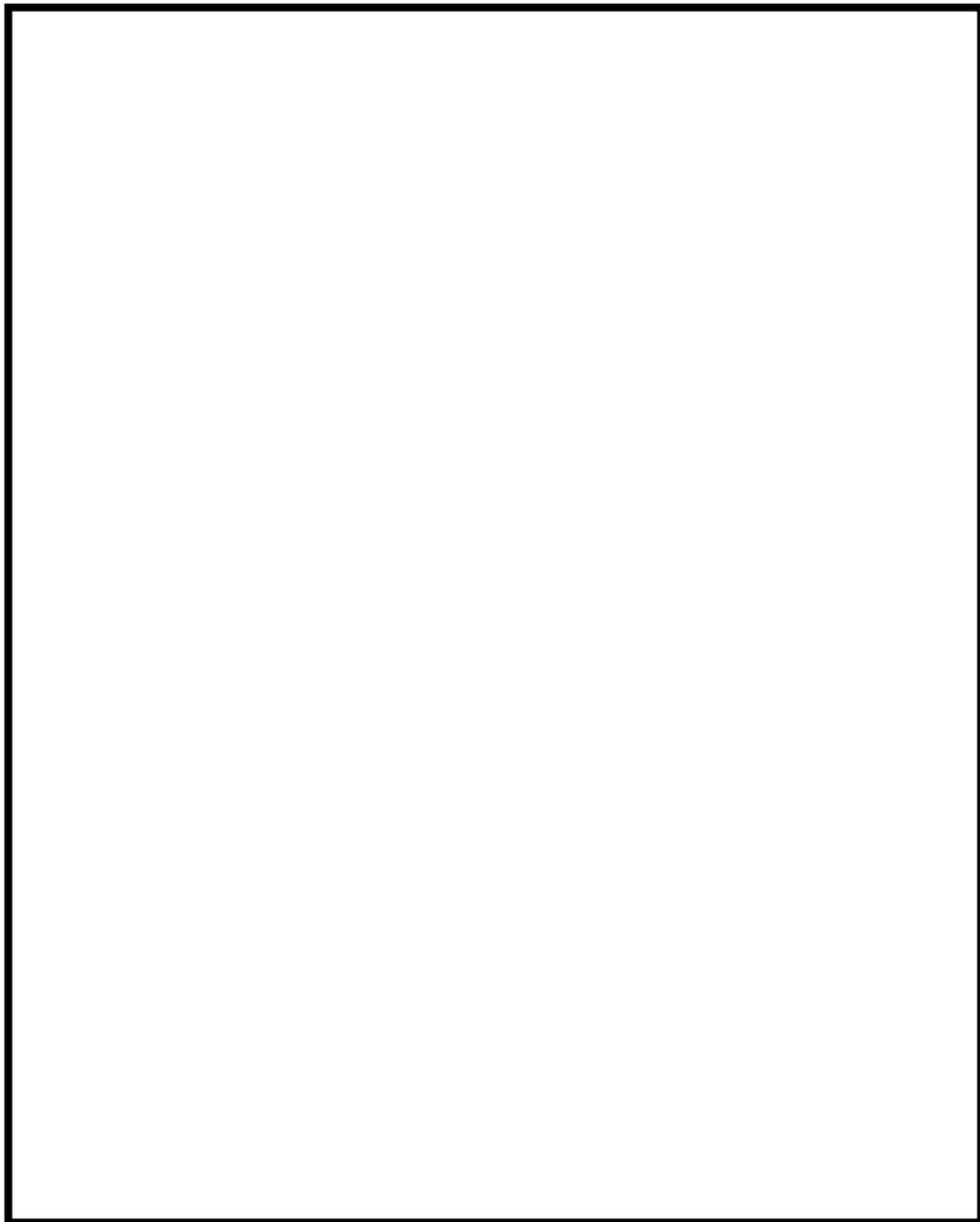


第5.2.22図 直流電磁ブレーキの概要 (7号炉)

- (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第 5. 2. 23 図に示す。

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。

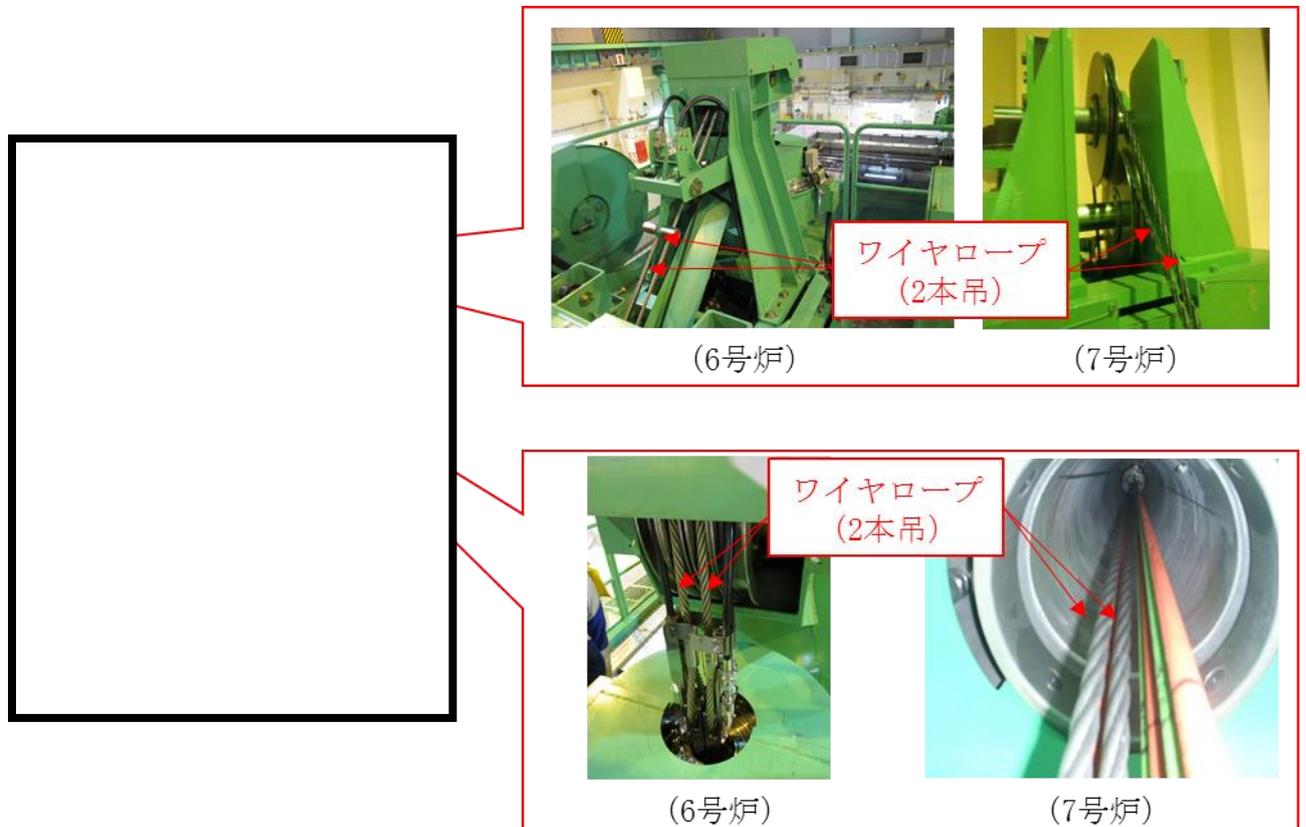
- ①燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ②燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロック機構により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。



第 5. 2. 23 図 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。



第 5.2.24 図 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、計算機システムから駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替え作業、再循環ポンプ取り扱い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、計算機システム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。このほか、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。

各運転モードにおける運転速度を第 5.2.1 表及び第 5.2.2 表に示す。

第 5.2.1 表 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	再循環ポンプ用 ホイスト
自動 半自動 手動	高速 1				
	高速 2				
	低速				
	微速				

注記) ① 速度設定が「高速 1」におけるブリッジ運転速度は、自動/半自動時のみを示す。

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。ただし、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。

第 5.2.2 表 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	再循環ポンプ用 ホイスト
手動	3 ノッチ				
	1 ノッチ				
	低速				
自動・半自動	—				

注記) ① () 内は、再循環ポンプ用ホイスト取り扱い時の運転速度を示す。

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。

d. 過巻防止

主ホイスト、補助ホイスト及び再循環ポンプ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取り扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール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、動力電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第 5.2.25 図及び第 5.2.26 図に示す。

原子炉建屋クレーンのブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2.25 図及び第 5.2.26 図の①、②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。



第 5.2.25 図 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。

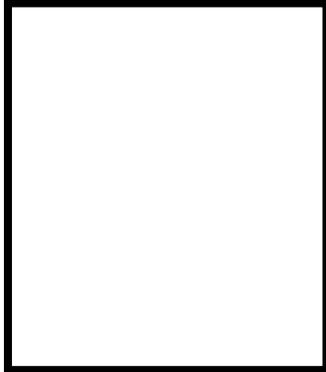


第 5.2.26 図 直流電磁ブレーキ構造の概要 (7号炉)

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、フックから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

第 5. 2. 27 図 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

第 5. 2. 28 図 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を第5.2.3表に示す。

第5.2.3表 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) ① () 内数値は、無負荷時最高速度

② 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－高速の切替え運転が可能であり、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を第5.2.4表に示す。

第5.2.4表 運転速度（7号炉）

単位：m/min

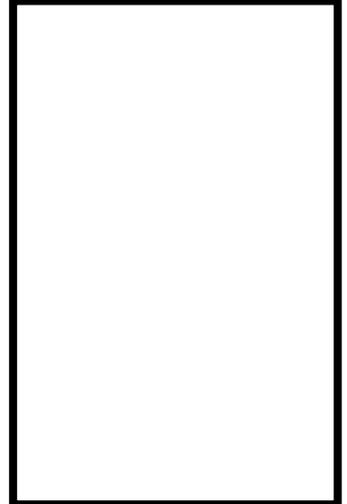
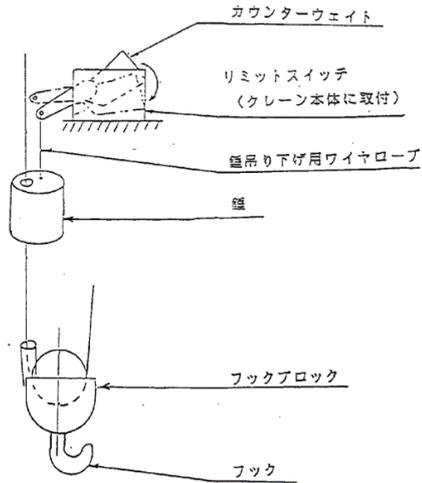
運転操作	運転室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻上			
補巻上			
横行			
走行			
補助ホイスト巻上			
補助ホイスト横行			

運転室操作、無線操作又はペンダント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

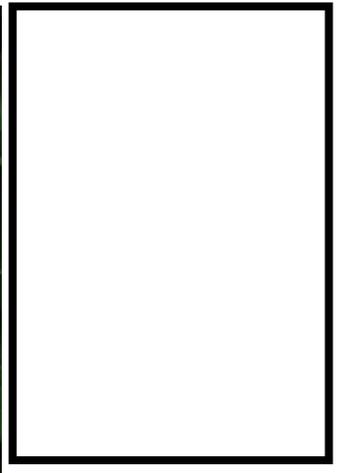
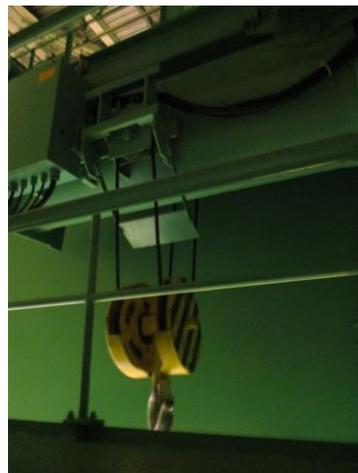
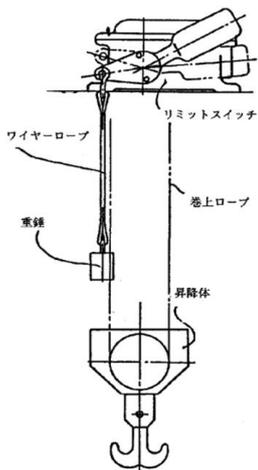
主巻上、補巻上、補助ホイスト巻上装置には、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

各リミットスイッチは、第5.2.29図、第5.2.30図、第5.2.31図及び第5.2.32図に示すとおりであり、リミットスイッチ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。



第5.2.29図 過巻防止用リミットスイッチ（主巻、補巻上装置）（6号炉）

第5.2.30図 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）



第5.2.31図 過巻防止用リミットスイッチ（主巻、補巻上装置）（7号炉）

第5.2.32図 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 運用状況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使用済燃料輸送容器等重量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り扱い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。

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、取り扱い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。

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、定期的に、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、定期的に、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つては、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な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。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（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。

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。

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について示すとともに、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

使用済燃料プール周辺は、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。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、日常作業等における持込品を制限することで、落下防止対策を図る。

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。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について示す。

5.3 評価フローⅢ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Ⅱで検討要となった重量物について，5.2.1「耐震性確保による落下防止対策」，5.2.2「設備構造上の落下防止対策」，及び5.2.3「運用状況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。

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号炉の整理表を第7.1表に、7号炉の整理表を第7.2表に示す。(抽出した設備等の配置、重量及び落下高さは、現場、機器配置図等の確認及び作業実績により確認した。)

(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時影響評価が必要な重量物の評価フロー」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Ⅰ及び評価フローⅡ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(屋根トラス、耐震壁等)、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備等を抽出した。

評価フローⅢ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構造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原子炉区域・タービン区域換気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構造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。

今後、新たに使用済燃料プール周辺に設置する、又は取り扱う設備等については、「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。

第 7.1 表 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Ⅱ					評価フローⅢ					選定結果※	落下時の影響評価	
		評価① 配置	評価②				評価③							
			重量	落下高さ	落下エネルギー	選定結果	a. 地震による重量物の破損 対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等 対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作 対策③	d. 吊荷取扱設備の待機位置等 対策③				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—
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	○	—
3	原子炉建屋クレーン	×	約320000kg	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	○	—
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約18m	約195kJ	×	○ 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	—	○	—
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
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	—	○	—
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	—	○	—
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	—	○	—
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	—	○	—
10	使用済燃料輸送容器 (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	○	—
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
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	—	○	—
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	—	○	—
14	作業機材類	×	約30kg	約20m	約6kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約110kg	約4m	約5kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
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	—	○	—
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約10100kg	約19m	約2MJ	×	—	○ 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	—	○	—
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
19	その他	×	約150kg	約12m	約18kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—

【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Ⅱによる評価基準】
 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料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②：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①もしくは②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Ⅲによる評価を実施。
 【評価フローⅢによる評価基準】
 ・評価③：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Ⅲ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。

第 7.2 表 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Ⅰ				評価フローⅡ				評価フローⅢ				選定結果	落下時の影響評価
		配置	重量	落下高さ	落下エネルギー	選定結果	評価③								
							a. 地震による重量物の破損対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作対策②	d. 吊荷取扱装置の待機位置等対策③					
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—	
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	○	—	
3	原子炉建屋クレーン	×	約27000kg	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	○	—	
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	—	○	—	
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
6	RPV(取扱具含む)	×	約3500kg	約16m	約550kJ	×	—	○ 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	—	○	—	
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	—	○	—	
8	プール内ラック類	×	約1060kg	約5m	約52kJ	×	○ 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	—	○	—	
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	—	○	—	
10	使用済燃料輸送容器(取扱具含む)	×	約11900kg	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	○	—	
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
12	フェンス・ラダー類	×	約220kg	約20m	約44kJ	×	—	○ 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	—	○	—	
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	—	○	—	
14	作業機材類	×	<100kg	約12m	約12kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約42kg	約4m	約2kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
16	試験・検査用機材類	×	約500kg	約19m	約94kJ	×	—	○ 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	—	○	—	
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約10000kg	約19m	約2MJ	×	—	○ 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	—	○	—	
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
19	その他	×	約270kg	約24m	約64kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—	

【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Ⅱによる評価基準】 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料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②：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①もしくは②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「×」の場合は評価フローⅢによる評価を実施。

【評価フローⅢによる評価基準】 ・評価③：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Ⅲ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

- | |
|--|
| <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> |
|--|

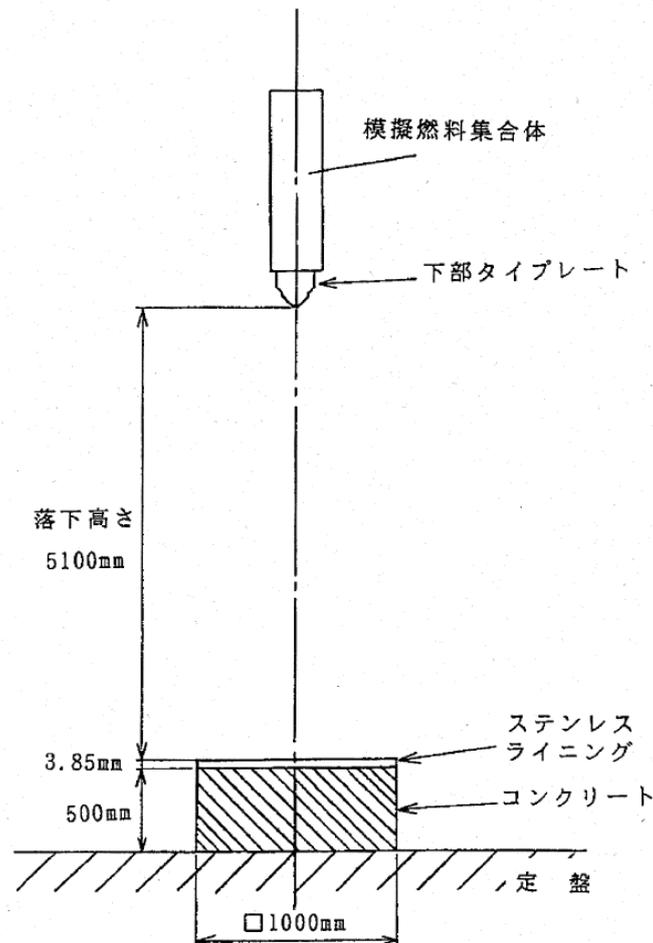
使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している^{※1}。

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)

第1図は、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。



第1図 模擬燃料集合体落下試験方法

第1図に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、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重量（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原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備等との
離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プールの手摺りの外側にて設置、保管及び取り扱う設備等であり、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、電源盤類、空調機については、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又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。

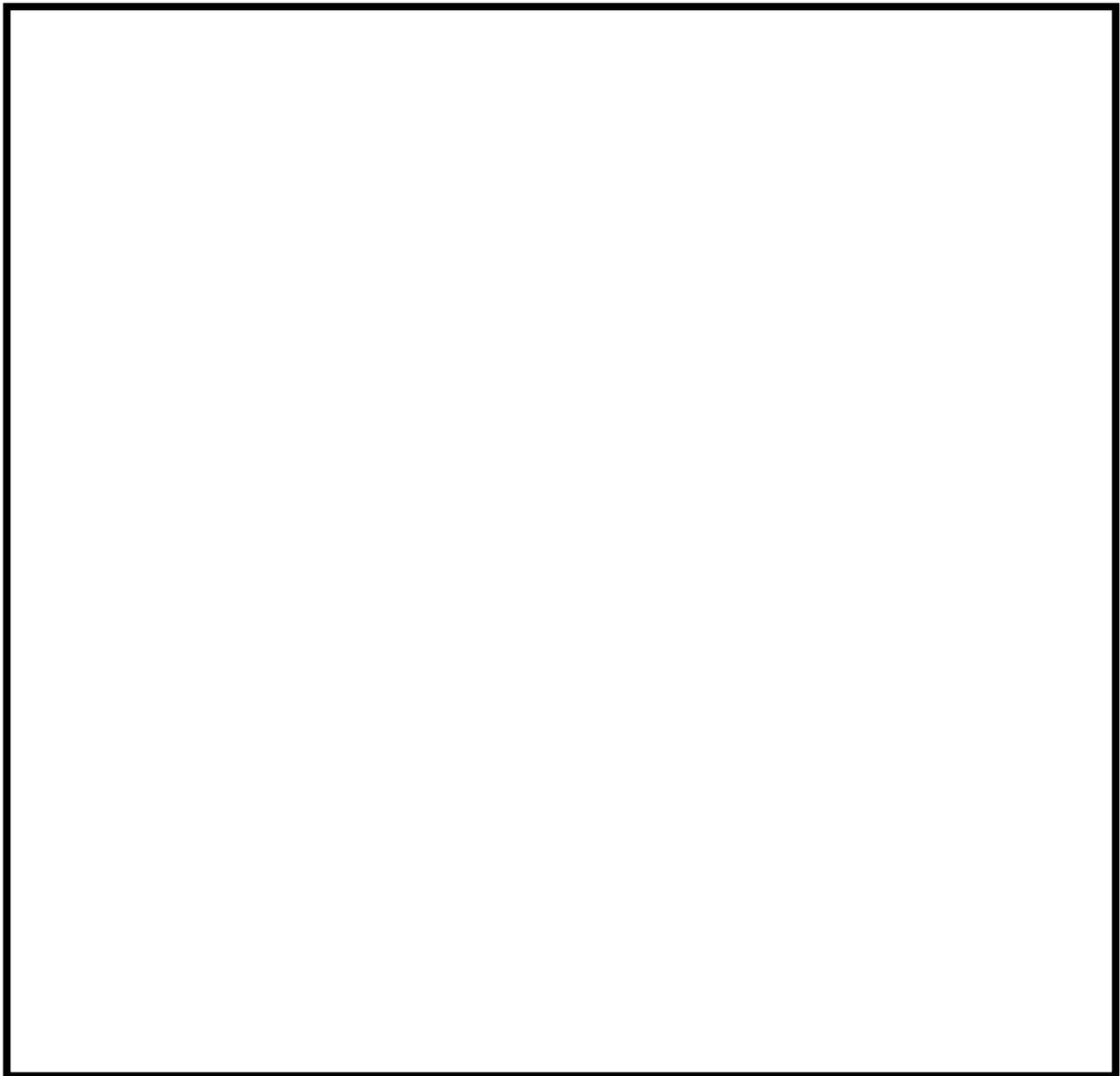
第1表に、評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、第1図にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

第1表 評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」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）	①
	2	RCCV M/I 吊具	①
電源盤類	3	照明用トランス	①, ②
	4	照明用分電盤	①, ②
	5	燃料チャンネル着脱機制御盤	①, ②
	6	燃料プール状態表示盤	①, ②
	7	作業用電源箱	①, ②
	8	使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	①, ②
	9	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	①, ②
	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	①, ②
	11	無線通信設備補助増幅器	①, ②
	12	RPV ヘッド自動着脱機電源箱	①, ②
	13	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	①, ②
	14	燃料取替機制御室空調機現場盤	①, ②
	15	再循環ポンプ検査水槽用制御盤	①, ②
	16	インペラ・シャフト検査装置制御盤	①, ②
空調機	17	燃料取替機制御室空調機	①, ②

【落下防止分類】

- ① 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て設置、保管及び取り扱い
- ② 床や壁面への固定又は固縛



第1図 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

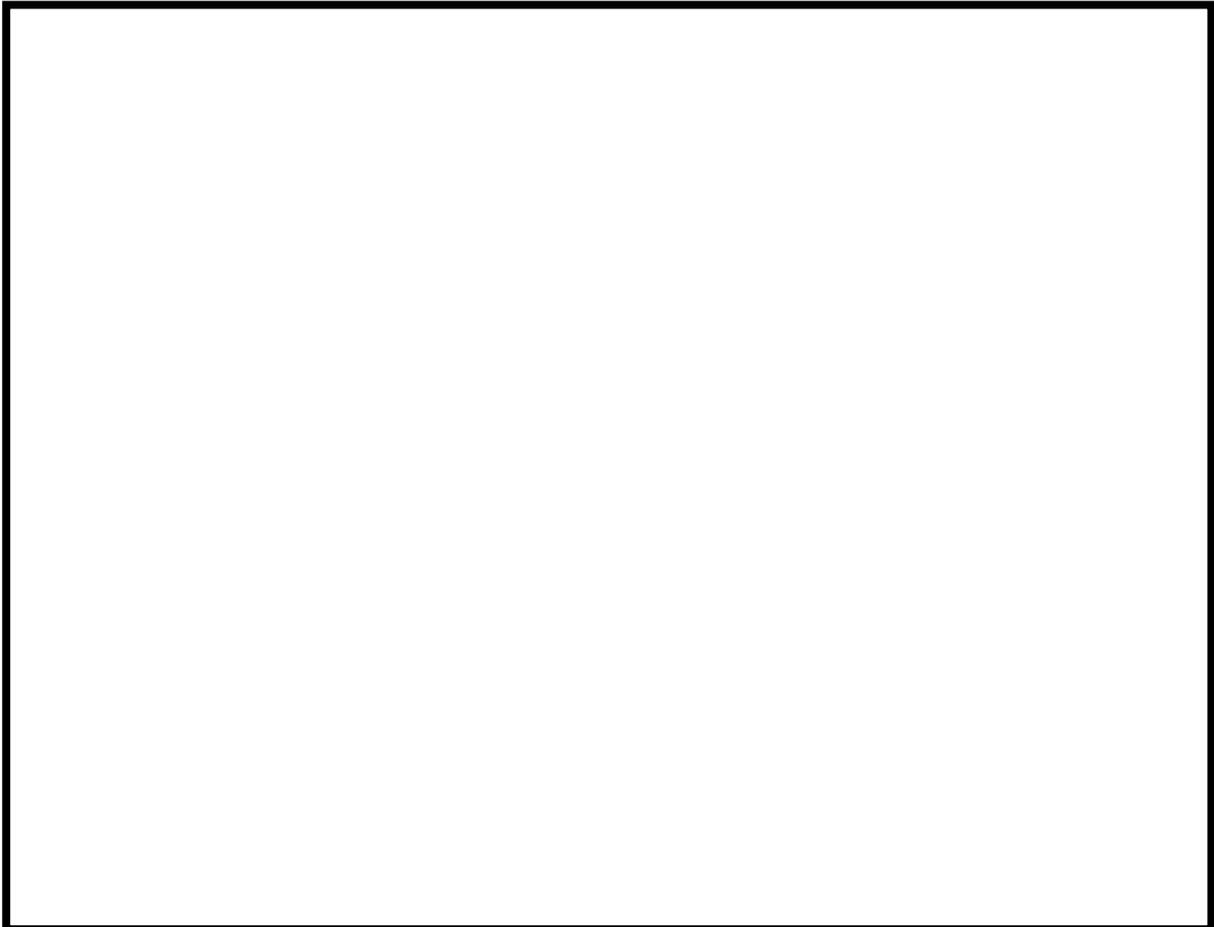


ボルトによる壁面固定

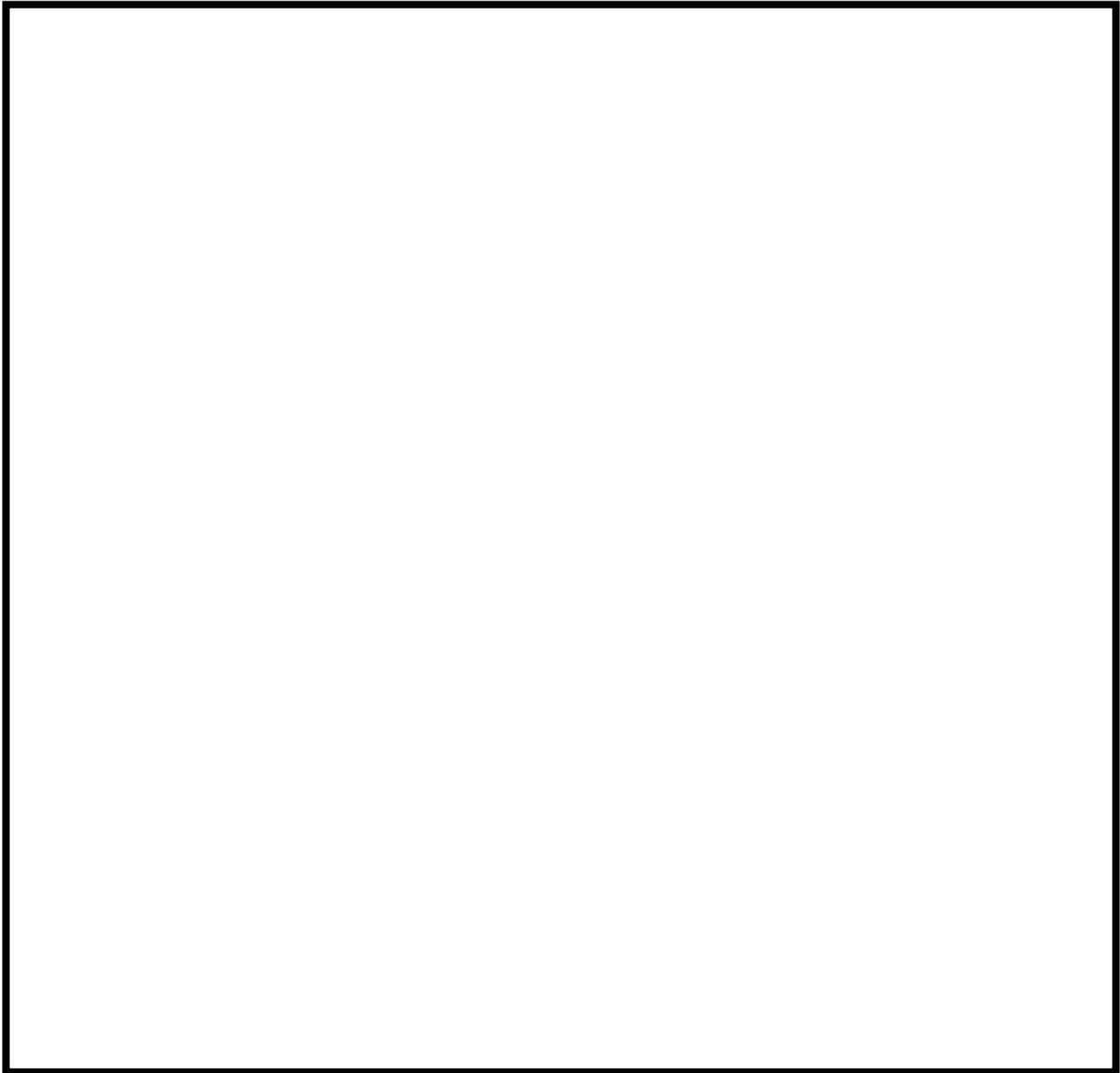
燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

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。

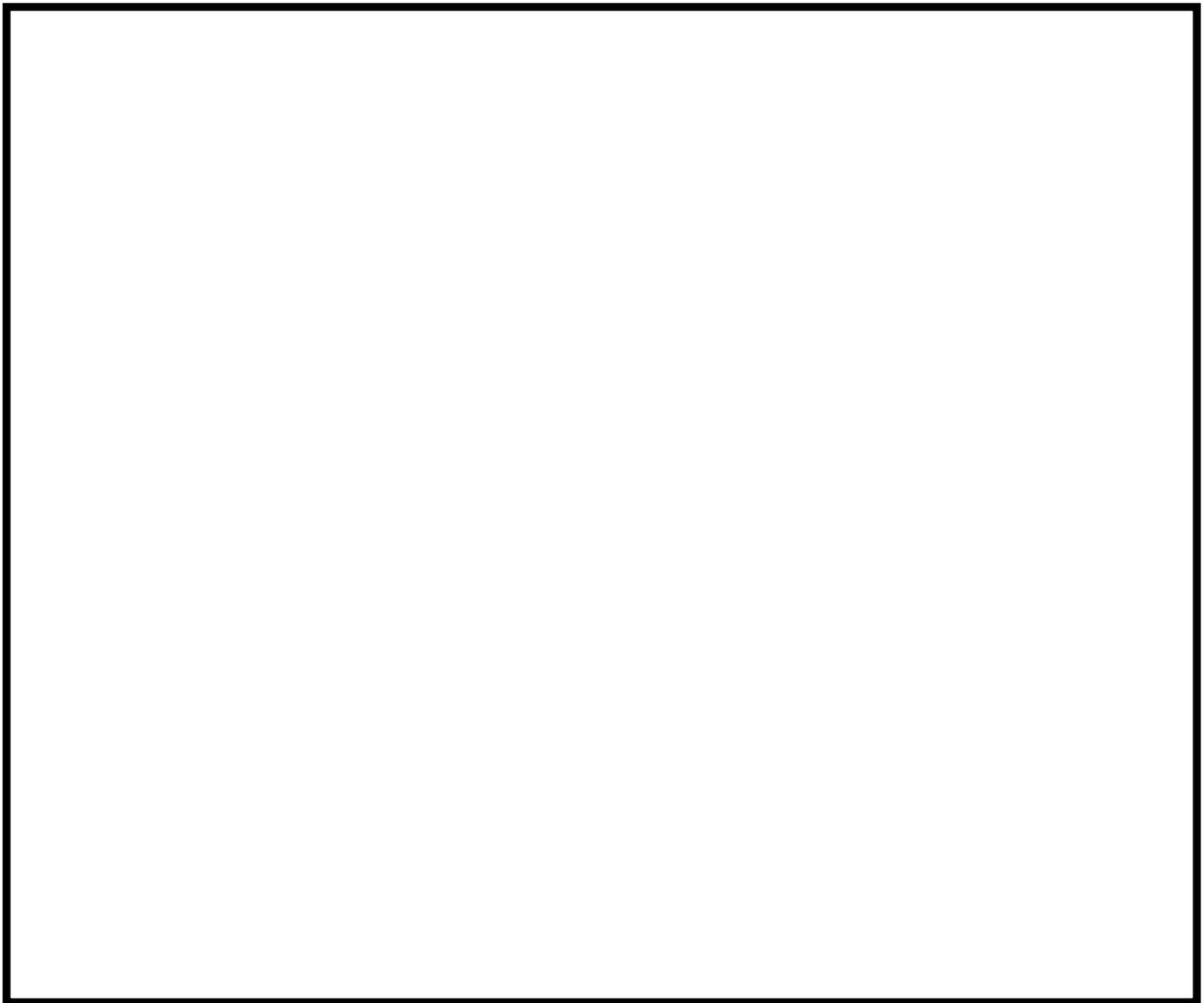
以下に、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの通常時待機範囲を示す。



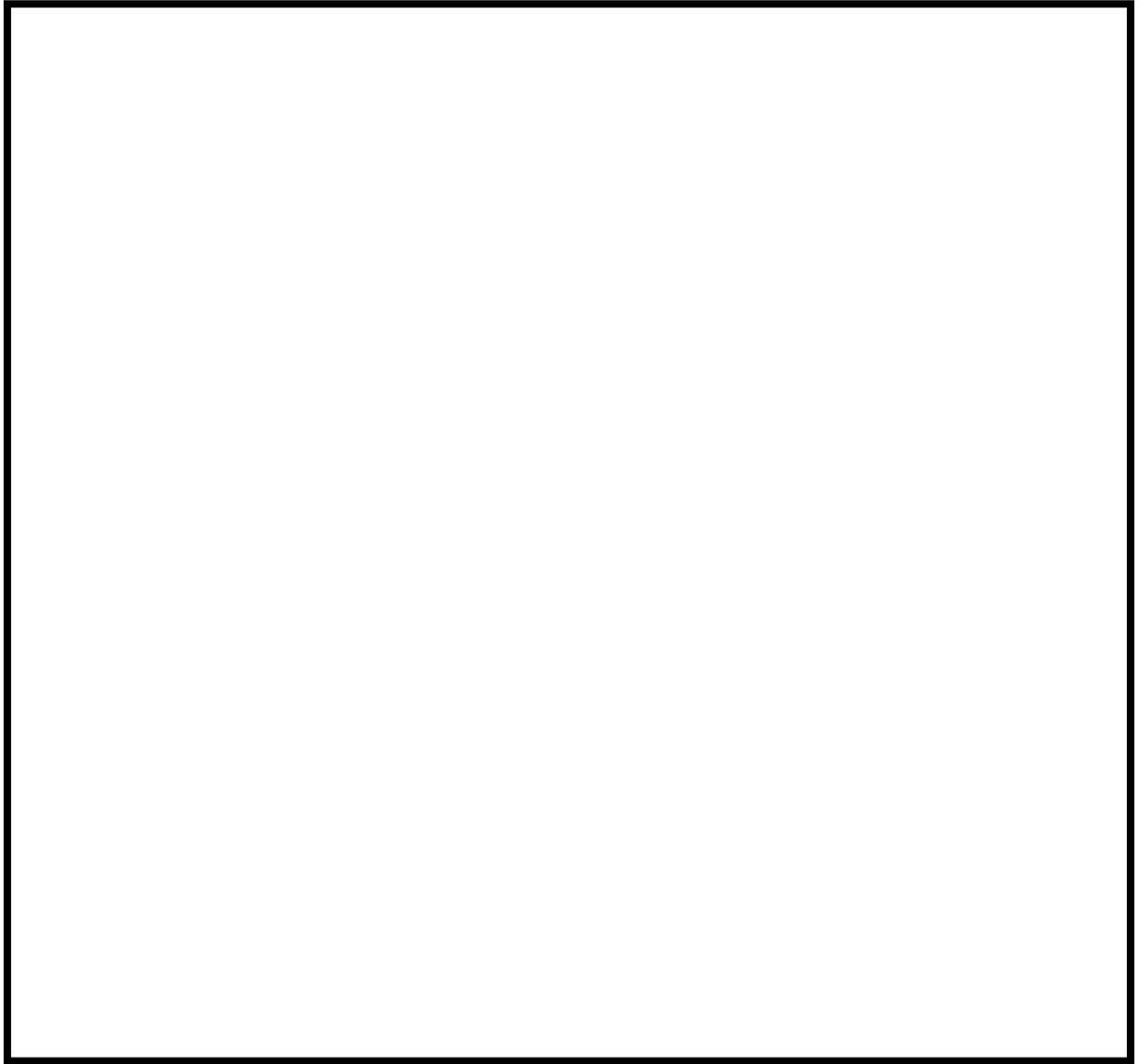
第 1 図 燃料取替機 待機範囲 (6 号炉)



第2図 燃料取替機 待機範囲 (7号炉)



第3図 原子炉建屋クレーン待機範囲（6号炉）



第4図 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使用済燃料輸送容器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ける。

原子炉建屋クレーン走行及び横行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの上を走行及び横行できるよう敷設し、重量物及び使用済燃料輸送容器の移送を行う際には、重量物及び使用済燃料輸送容器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可動範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

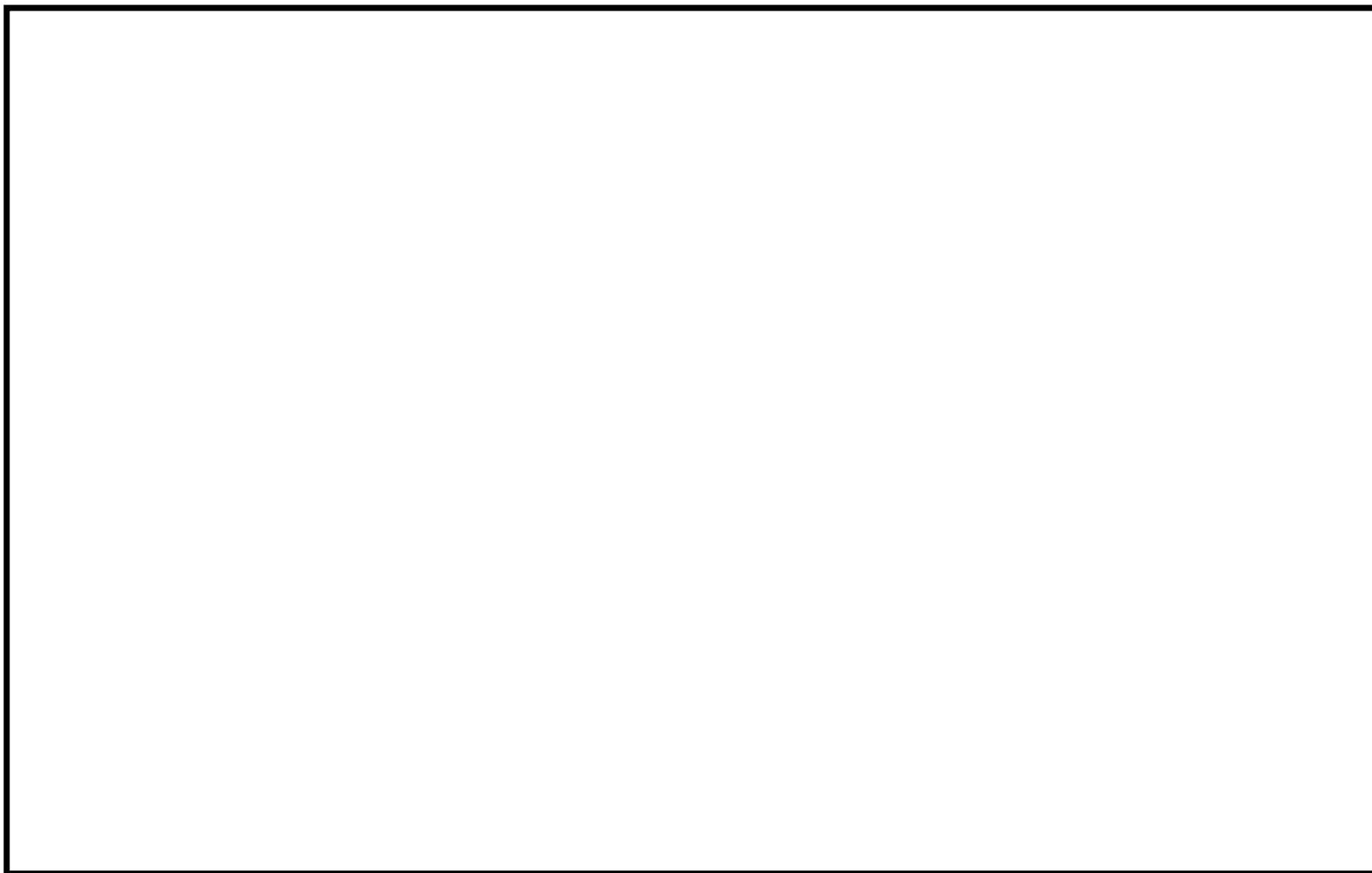
原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチの構造を第1図及び第2図に示す。また、原子炉建屋クレーンの重量物及び使用済燃料輸送容器移送のインターロックによる可動範囲とリミットスイッチ展開図の関係を第3～6図に示す。リミットスイッチは、原子炉建屋クレーンがレバーを機械的に動作させることで、インターロックが動作する設計とする。



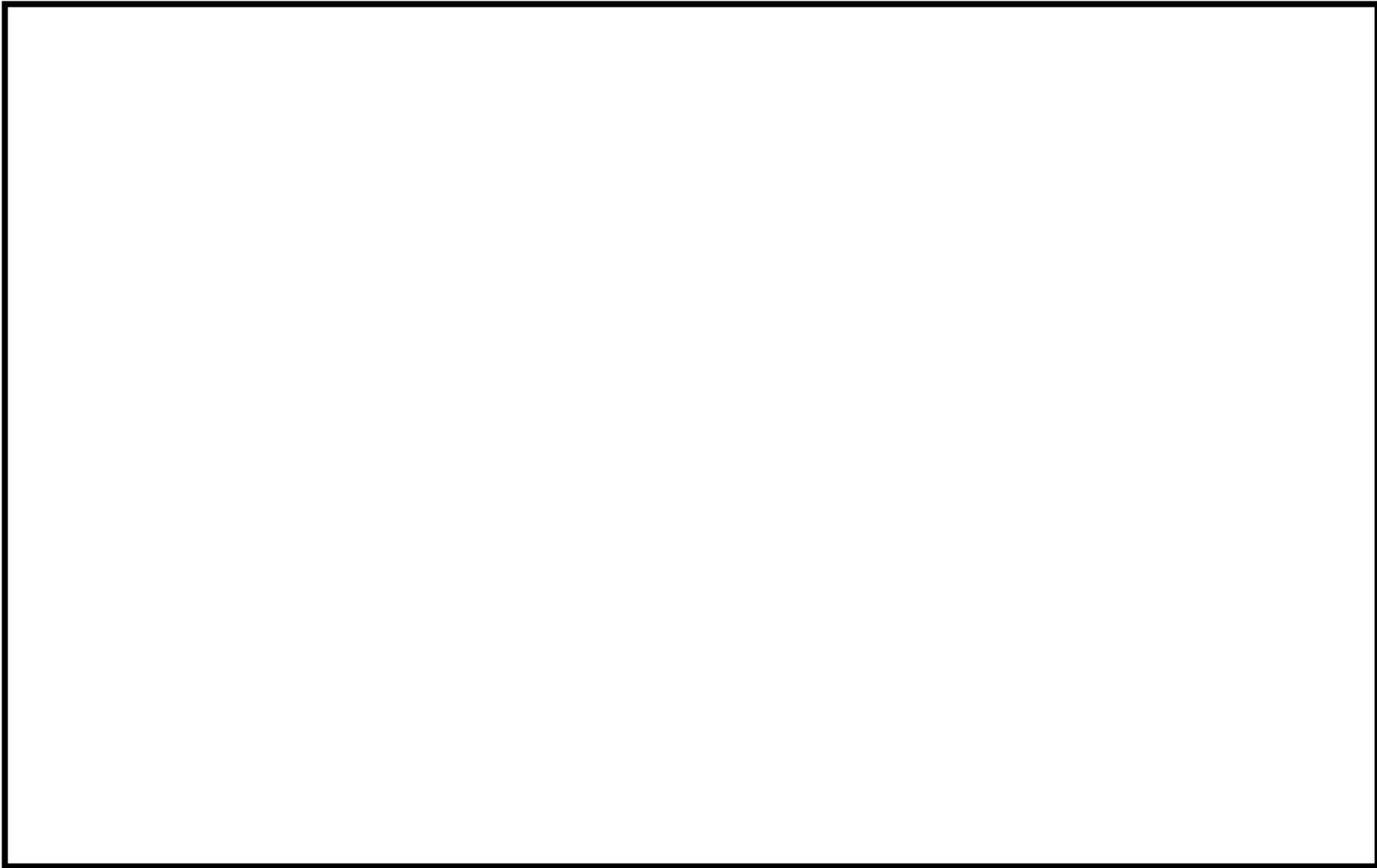
第1図 原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチ（6号炉）



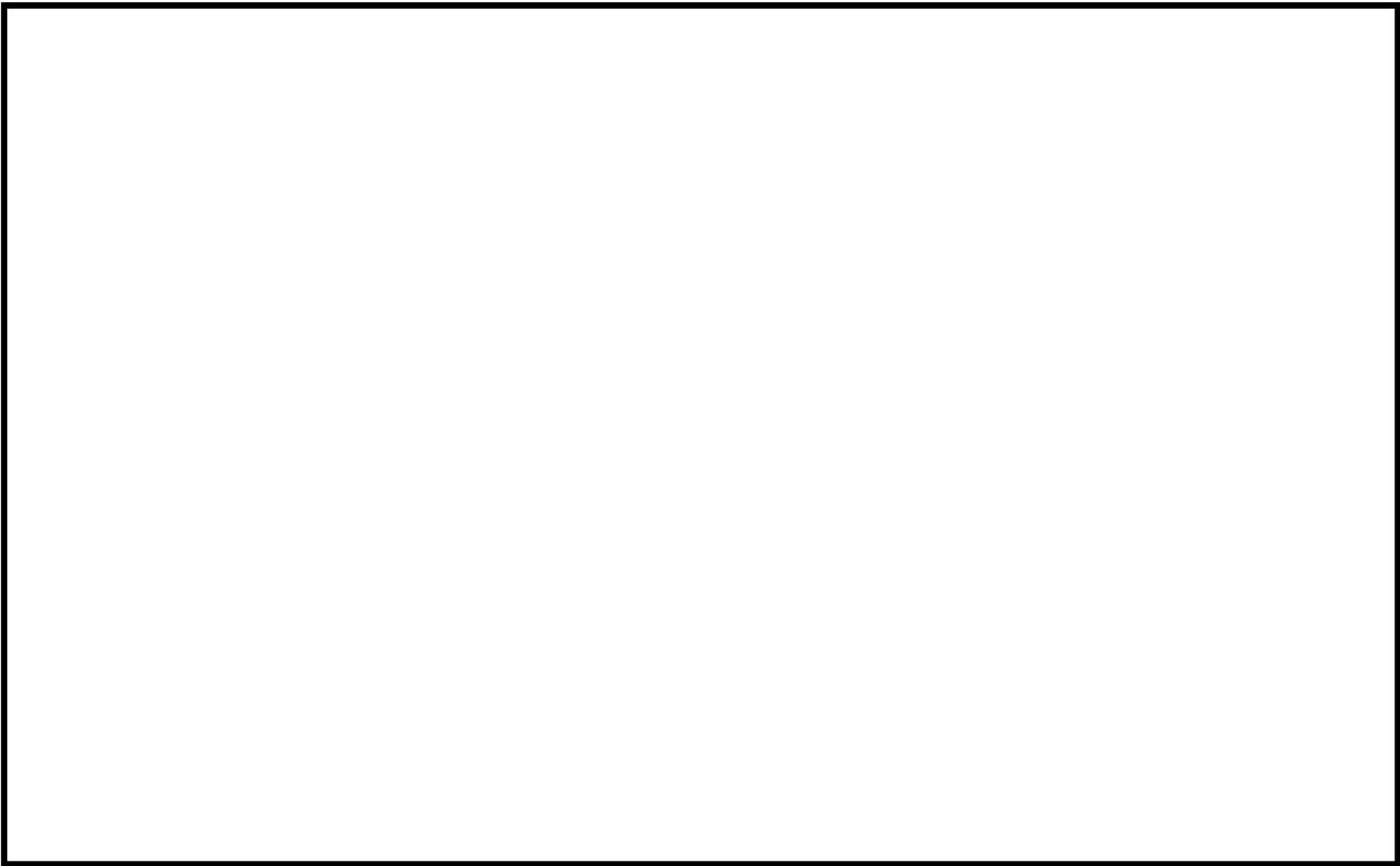
第2図 原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチ（7号炉）



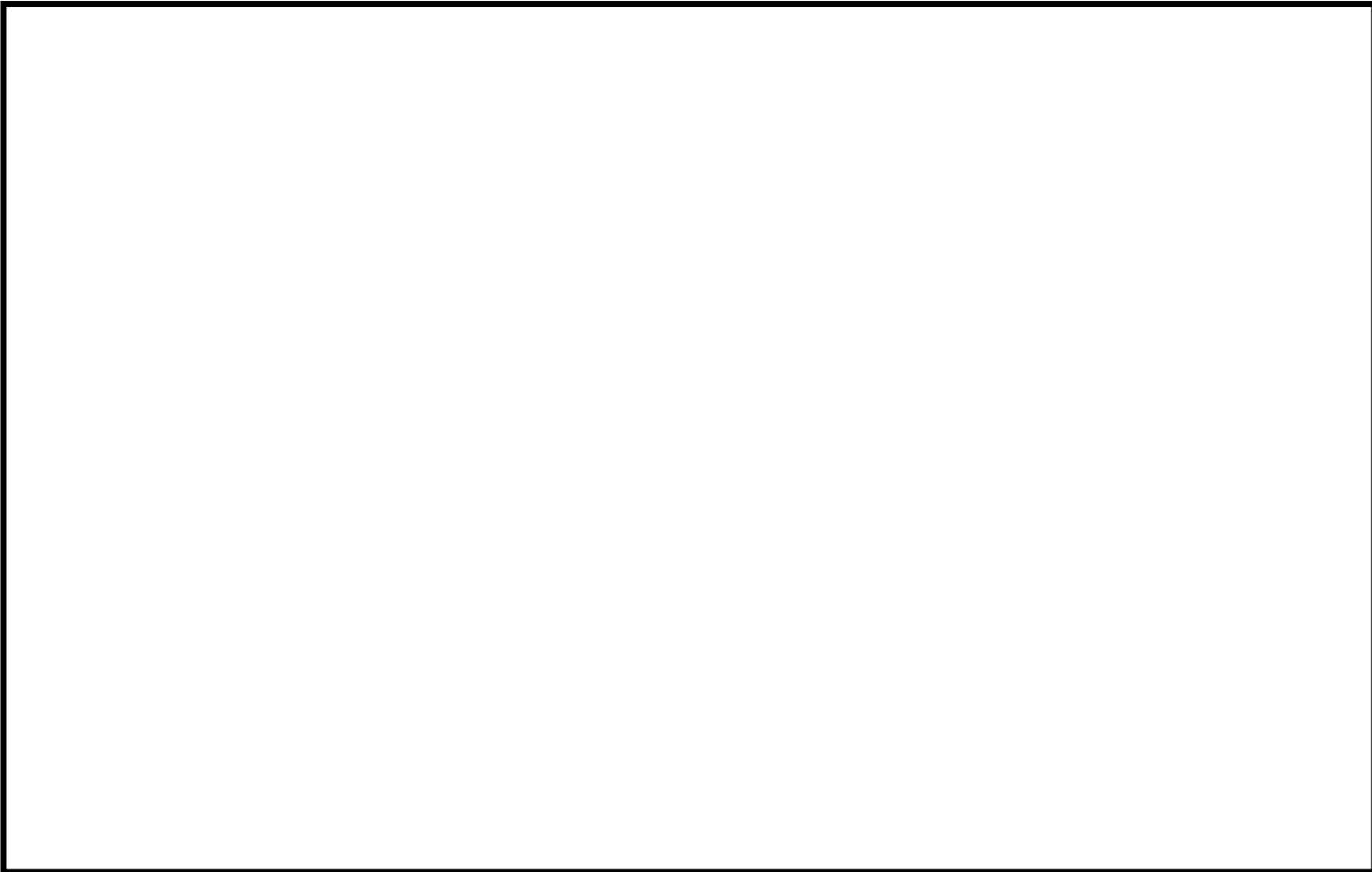
第3図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）



第4図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる使用済燃料輸送容器移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）



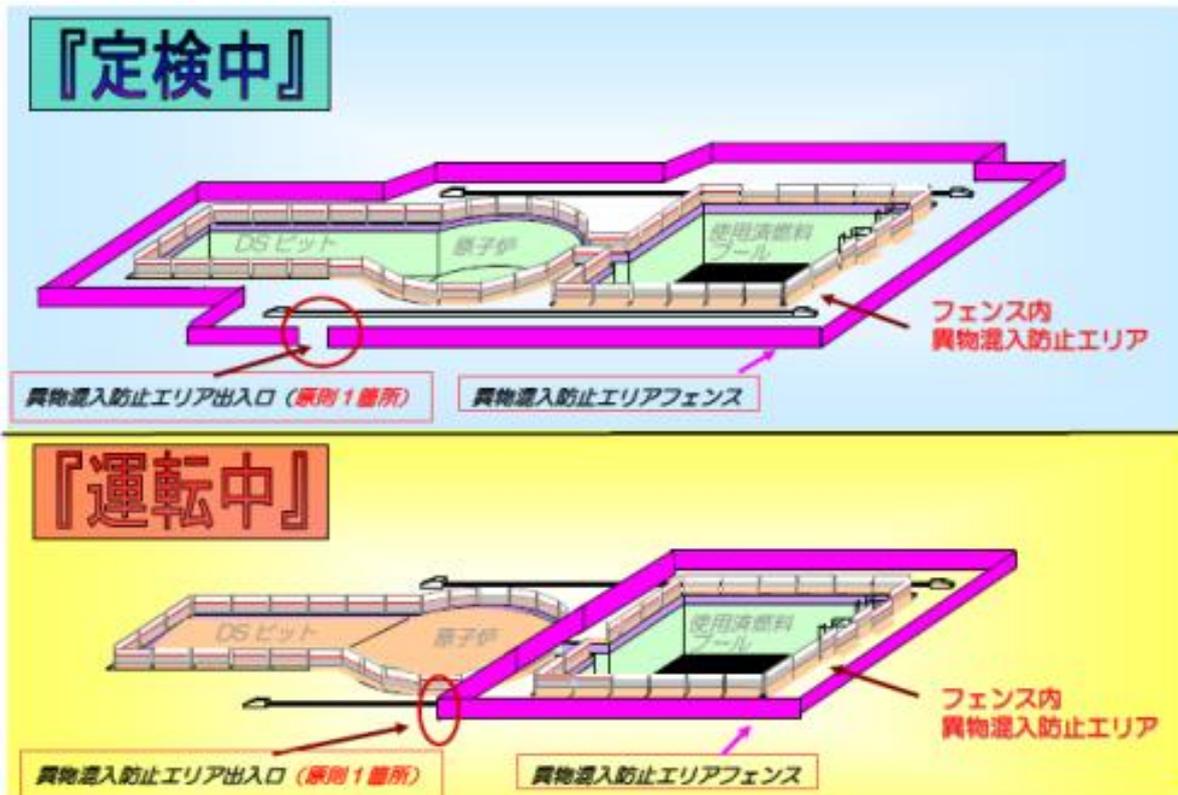
第5図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）



第6図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる使用済燃料輸送容器移送時可動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, 第 1 図に示すとおり, 定期検査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。



第 1 図 原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 異物混入防止エリア設置概要 (定期検査中・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（原子炉区域・タービン区域換気空調系）が設置されている。

当該ダクトについては、基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施するとともに、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落下時影響評価を実施する。

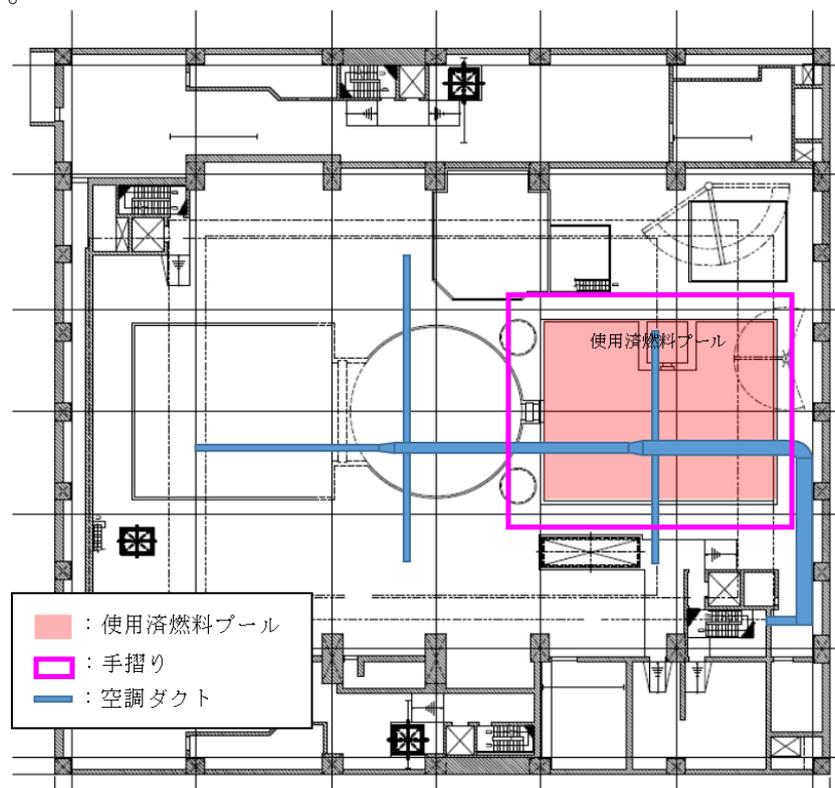
第1図に上記ダクトの使用済燃料プール上部への設置状況を示す。



第1図 使用済燃料プール上部のダクト 設置状況（7号炉）

2. 耐震評価

本評価の対象範囲は、第2図に示すとおり、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上部のダクト、及び当該ダクトを支持するダクトサポートとし、当該ダクトに対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。



第2図 7号炉 原子炉建屋オペレーティングフロア上部 ダクト配置図

(1) 評価条件

① 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. 47100) 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

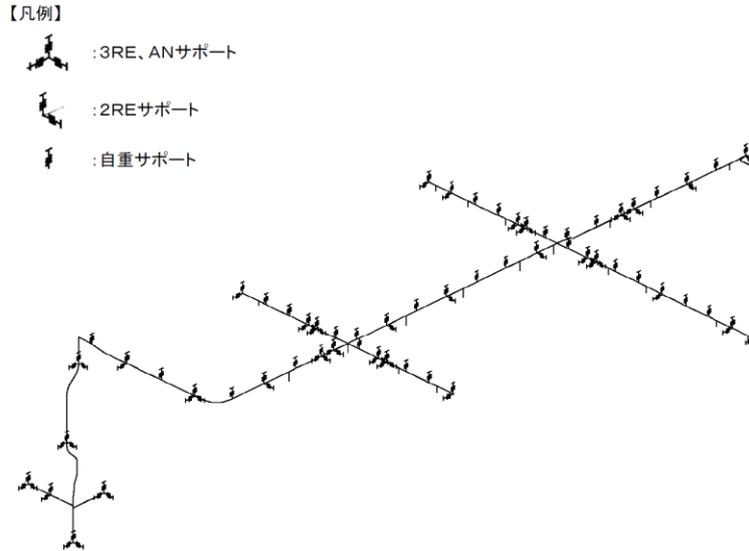
※1 : $SRSS = \sqrt{\{(水平震度)^2 + (鉛直震度 + 1.0)^2\}}$

※2 : 1.2ZPA = Sa 波の 1.2 倍

②ダクト評価

ダクト評価として、第2図に示す範囲を多質点連続梁モデルとし、解析から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を第3図に示す。



第3図 ダクト及びダクトサポート解析モデル

評価においては、ダクトが基準地震動 S_s に対して機能維持すること（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出式を用い、評価結果は(裕度) = (許容座屈曲げモーメント) / (ダクトに発生する曲げモーメント (解析結果)) で示す。安全係数は設計裕度として $S = \square$ を用いた。

$$M = S \cdot M_T \cdot \gamma$$

$$M_T = \lambda \cdot \frac{\pi \cdot t \cdot I}{\sqrt{1 - \nu^2} \cdot b^2} \cdot \sqrt{E \cdot \sigma_y}$$

- 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
- t : ダクト板厚
- I : 断面二次モーメント
- ν : ポアソン比
- b : ダクト幅
- E : 縦弾性係数
- σ_y : 降伏応力

③サポート評価

サポート評価においても、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)) で示す。

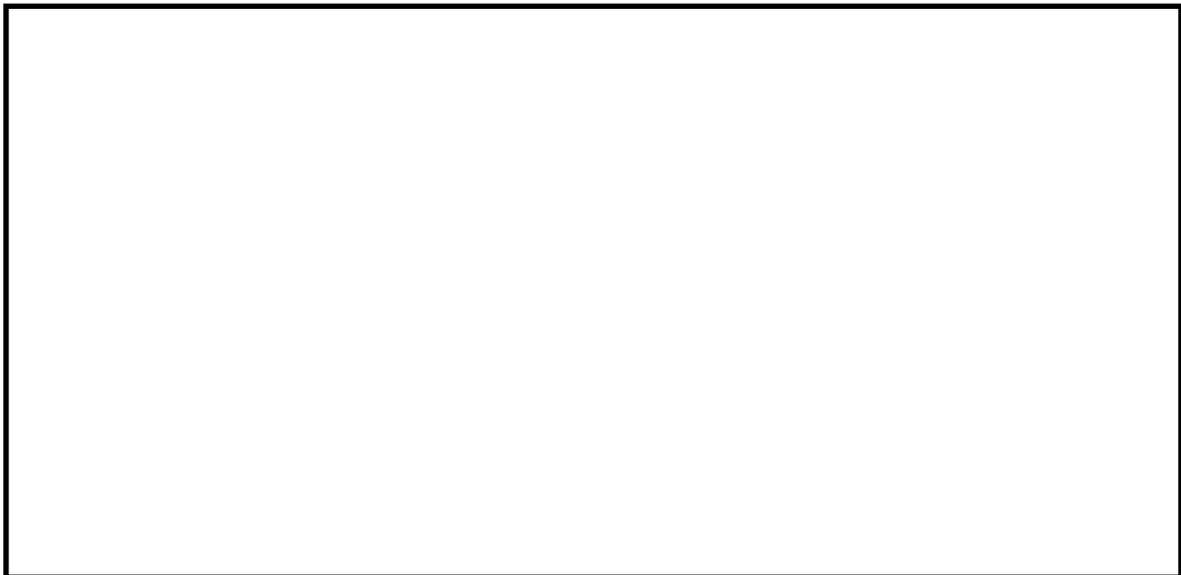
※JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程における、その他支持構造物に対する許容応力算出の際の F 値の規定

(2) 評価結果

ダクト及びダクトサポートの耐震評価の結果、発生する最大の曲げモーメント及び応力は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。評価結果を第1表に示すとともに、第4図に、ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び応力発生箇所を示す。

第1表 ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び
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		



第4図 ダクト及びダクトサポートにおける最大の曲げモーメント及び
応力発生箇所

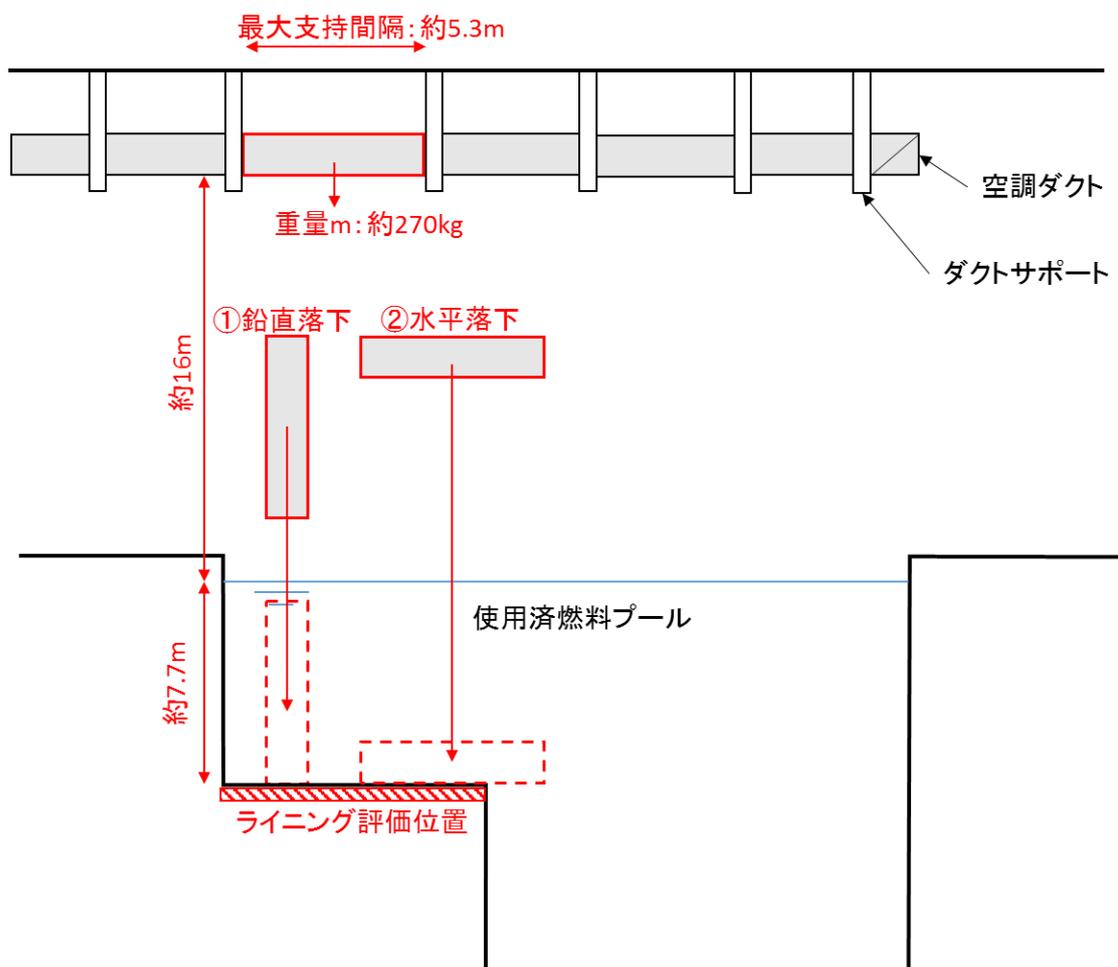
3. 落下時影響評価

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、当該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。

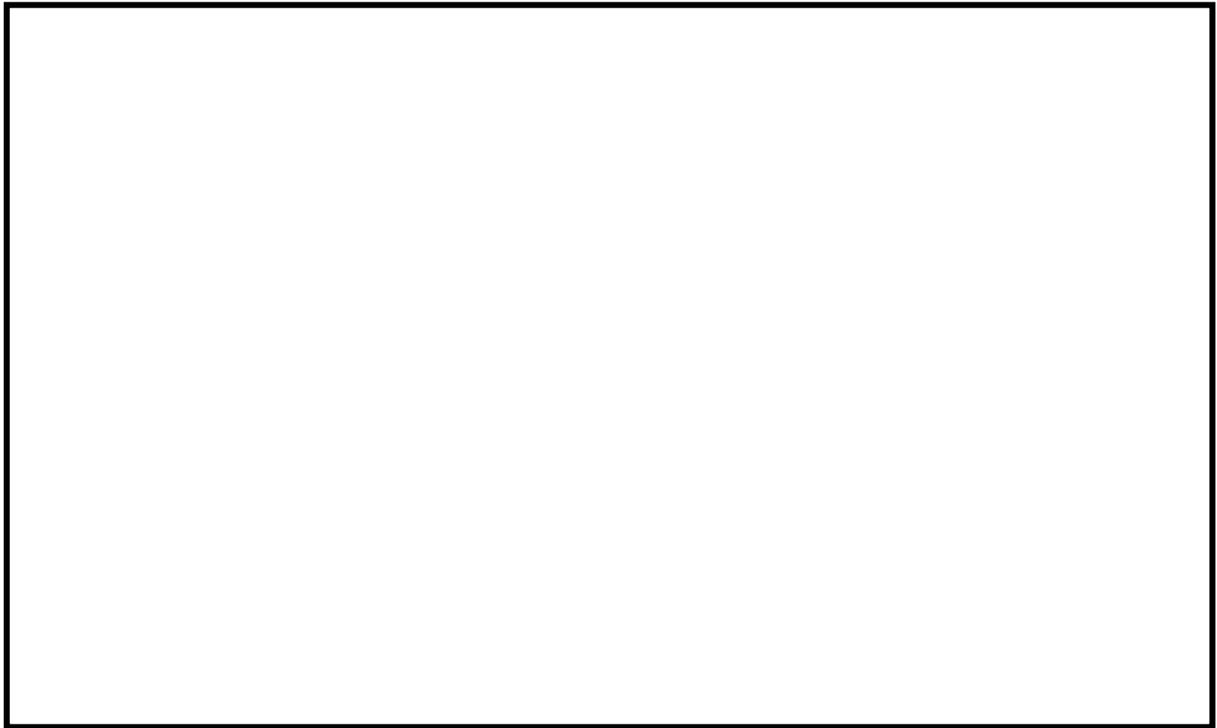
本評価では、最大支持間隔のダクトが自由落下した場合における、落下時影響評価を実施する。

ダクト落下時影響評価のイメージを第5図に、ダクト落下速度の時間変化のグラフを第6図（鉛直落下）及び第7図（水平落下）に示す。

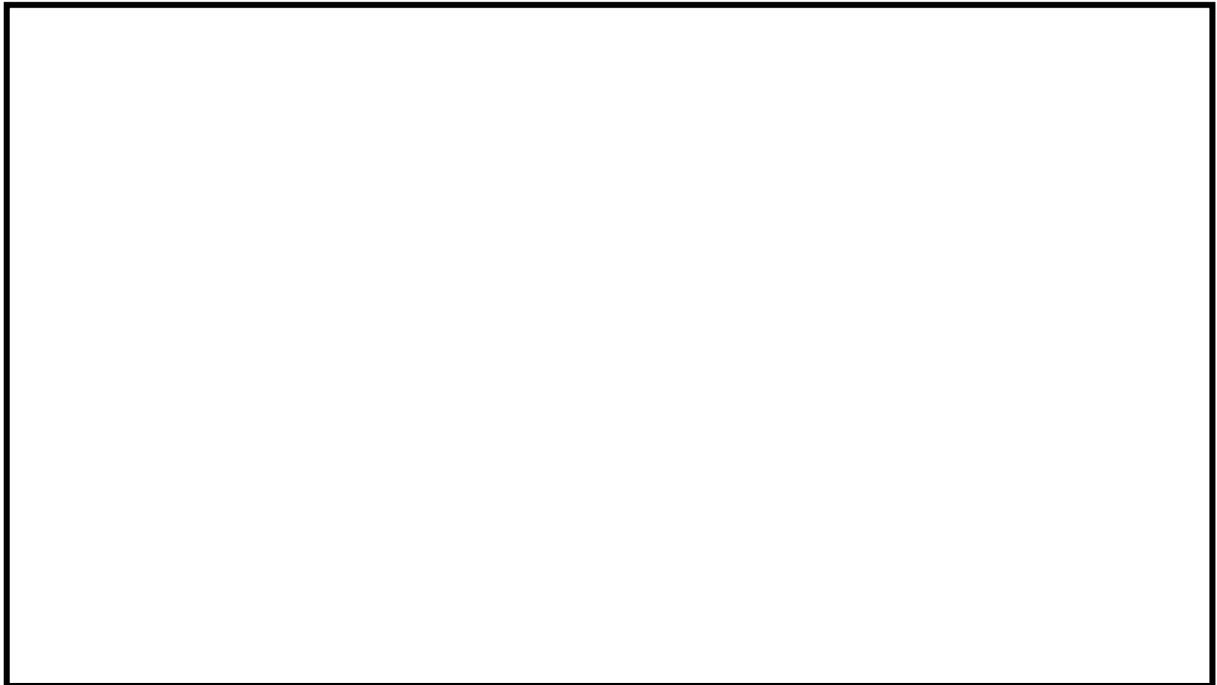
当該ダクトが落下した場合の使用済燃料プールライニング到達時の速度エネルギーは、水の浮力と抵抗のみを考慮すると、①鉛直落下した場合、②水平落下した場合のどちらの条件においても、気中落下試験時の燃料集合体の「落下エネルギー（約15.5kJ）」未満となることから、当該ダクトが落下した場合においても使用済燃料プールライニングの健全性は確保されるものと判断する。



第5図 ダクトの使用済燃料プールへの落下評価（イメージ）



第6図 鉛直落下した場合のダクト落下速度の時間変化



第7図 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、耐震評価及び使用済燃料プールへの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したとともに、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（上端～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、最も大きな震度を上下方向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。当該算出荷重から、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 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第1表及び第2表に示す。

第1表 燃料取替機 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			

第2表 燃料取替機 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及びグラップルヘッドの構造については第5.2.23図、ブレーキの構造については第5.2.21図及び第5.2.22図参照。

※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、ワイヤロープ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 S_s

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第1表及び第2表に示す。

第1表 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		

第2表 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及びフックの構造については第5.2.27図及び第5.2.28図、ブレーキの構造については第5.2.25図及び第5.2.26図参照。

※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 S_s 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、走行及び横行レールからの浮き上が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、走行及び横行レールの脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行又は横行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行及び横行レール上を燃料取替機又はトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては、燃料取替機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なく、横行レールについては、燃料取替機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。



第 1 図 燃料取替機走行レールと壁面距離（6号炉）

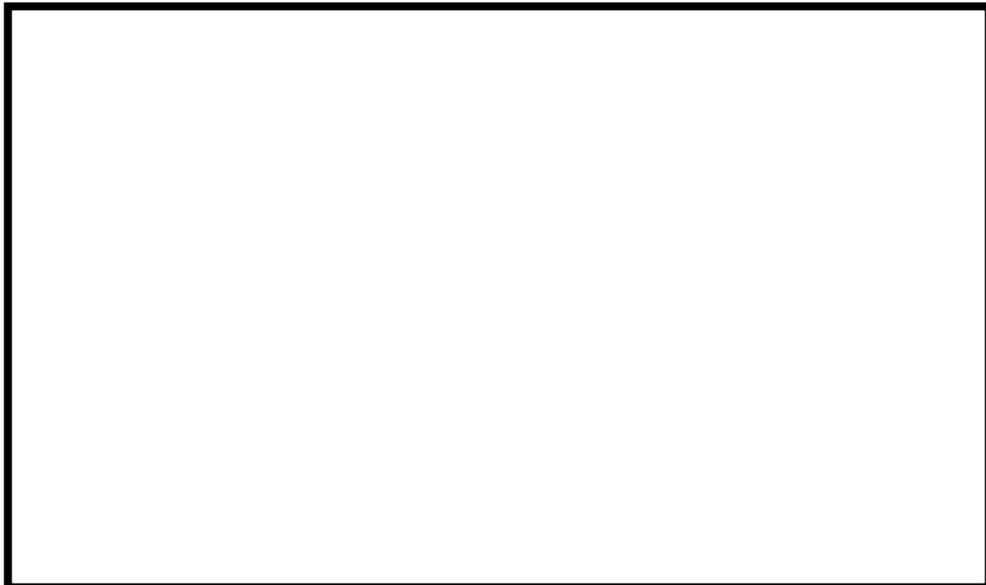


第 2 図 燃料取替機走行レールと壁面距離（7号炉）

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行及び横行レールからの浮き上が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、走行及び横行レールの脱線防止装置は、走行方向のランウェイガード及び横行方向のクレーン本体ガードに対し、浮き上がり代を設ける構造とし、クレーンの浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行又は横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、地震時等に走行及び横行レール上を原子炉建屋クレーン又はトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行及び横行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又はトロリが走行及び横行レールから脱線するおそれはなく、使用済燃料プールに落下することはない。



第3図 原子炉建屋クレーン走行及び横行レールと壁面距離（6号炉）



第4図 原子炉建屋クレーン走行及び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（第 1 図参照）。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。
- ・損傷した軸受つば部の破片が、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。

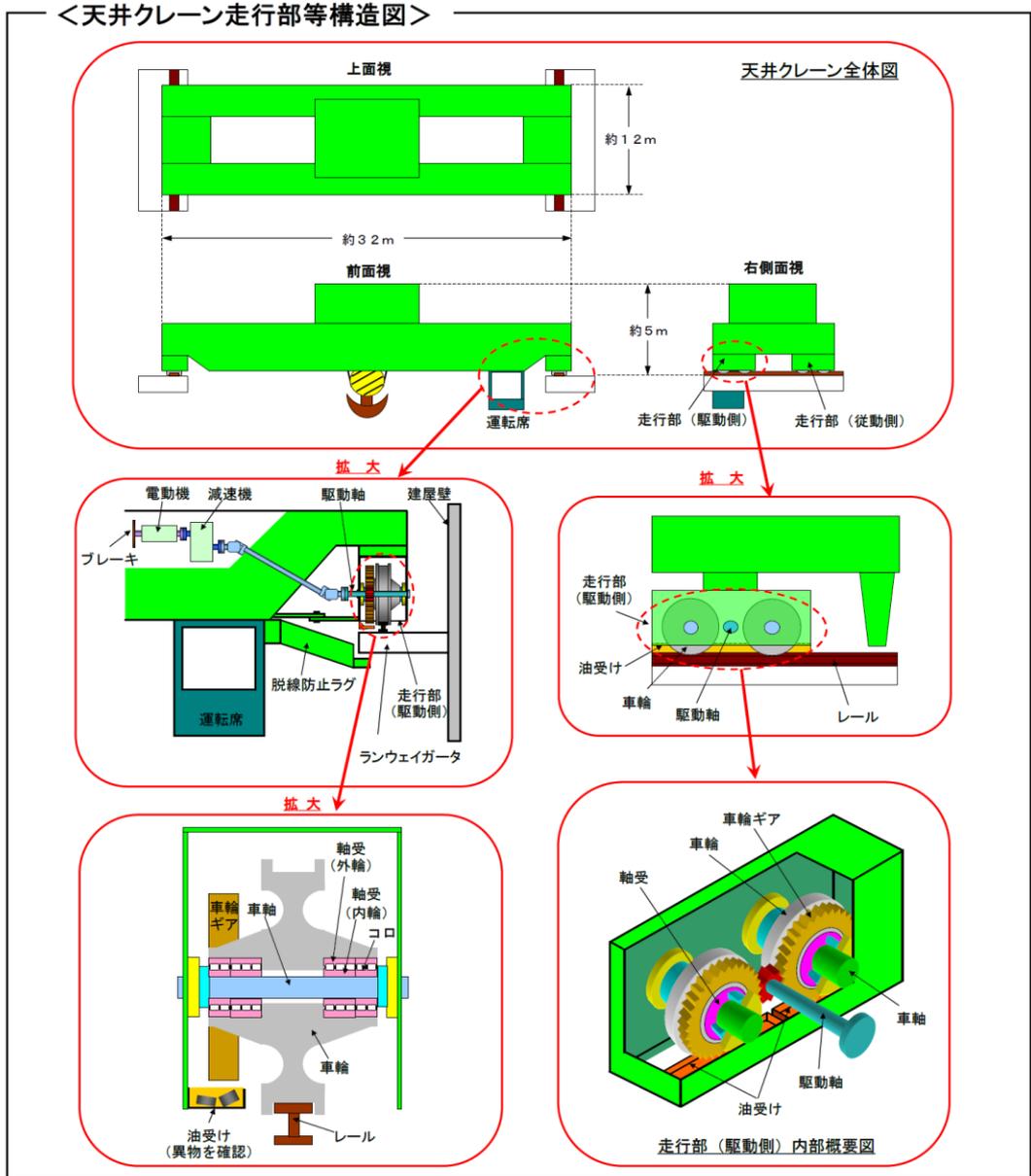
また、本事象の再発防止対策として、女川原子力発電所 1 号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（第 2 図参照）。

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（第 3 図参照）。

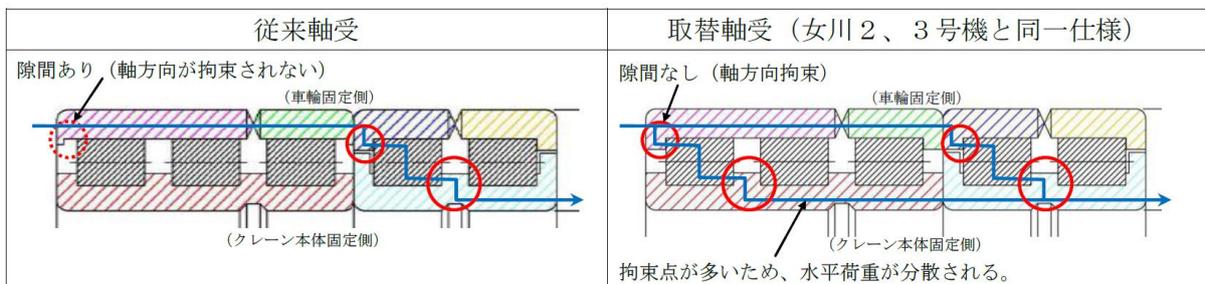
1. 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉への水平展開の必要性について

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。

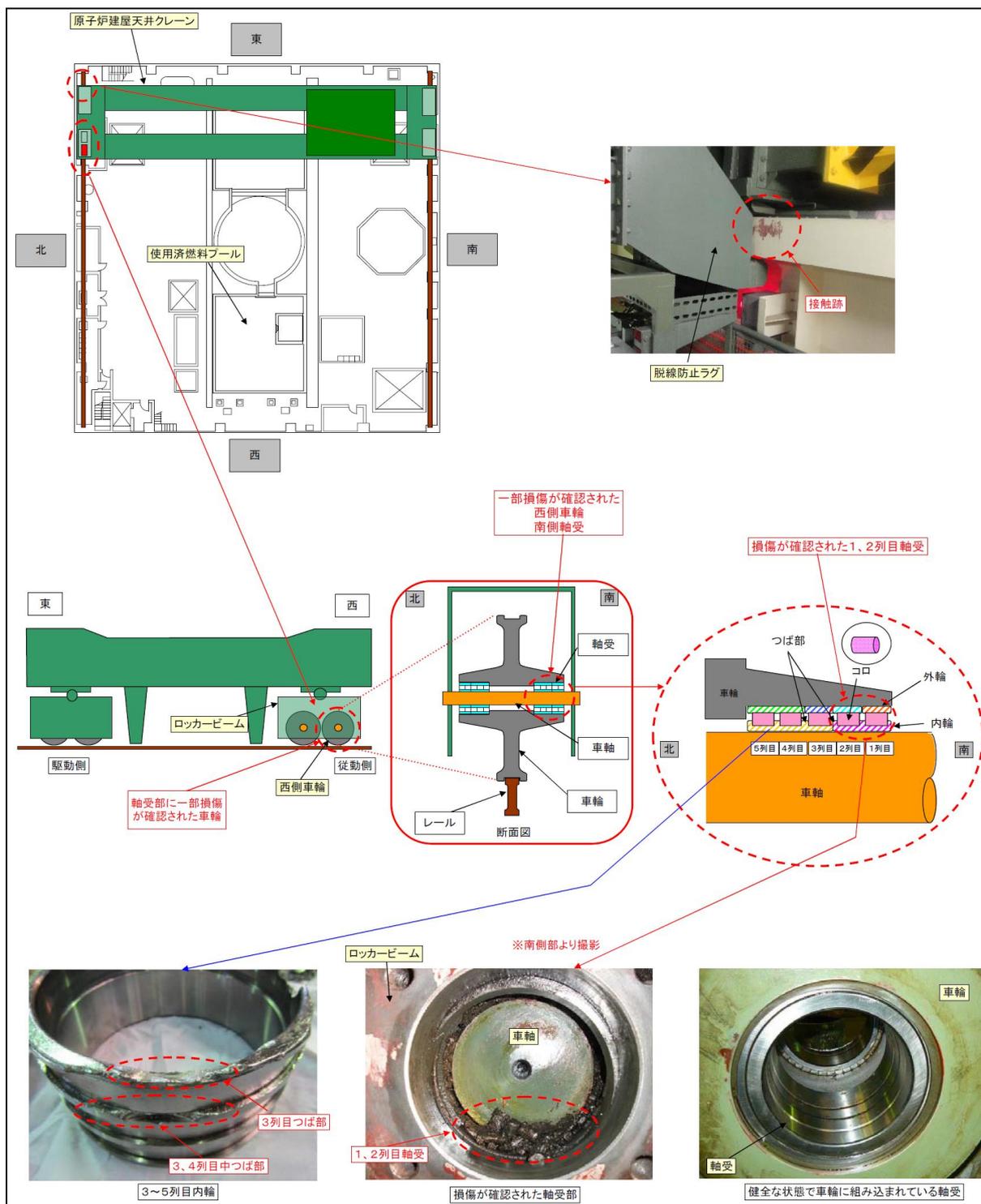
- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーンは脱線防止ラグがあることから、ランウェイ上から落下することはない。
- ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。



第1図 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 東北電力株式会社プレス資料から抜粋)



第2図 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替え軸受の比較
 (平成25年11月21日 東北電力株式会社プレス資料から抜粋)



第3図 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 当社プレス資料から抜粋)

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（第4図参照）。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、摺動痕から、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。

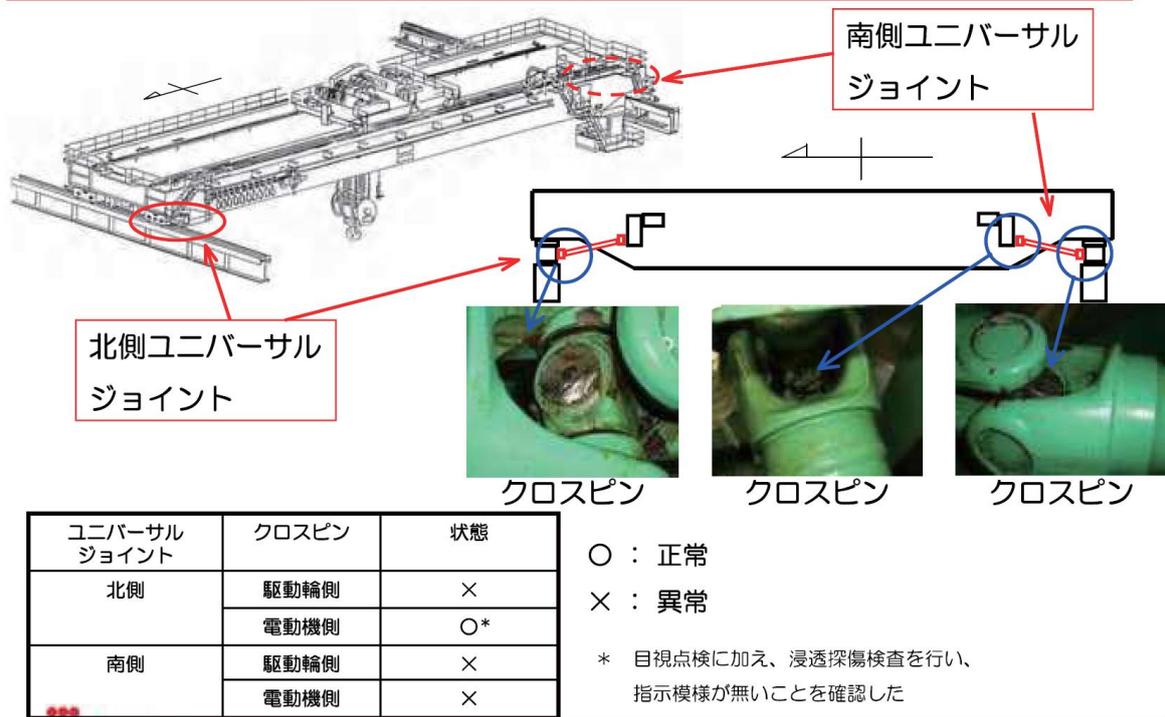
2. 2 柏崎刈羽原子力発電所6号炉の再発防止対策及び7号炉への水平展開の必要性について

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。

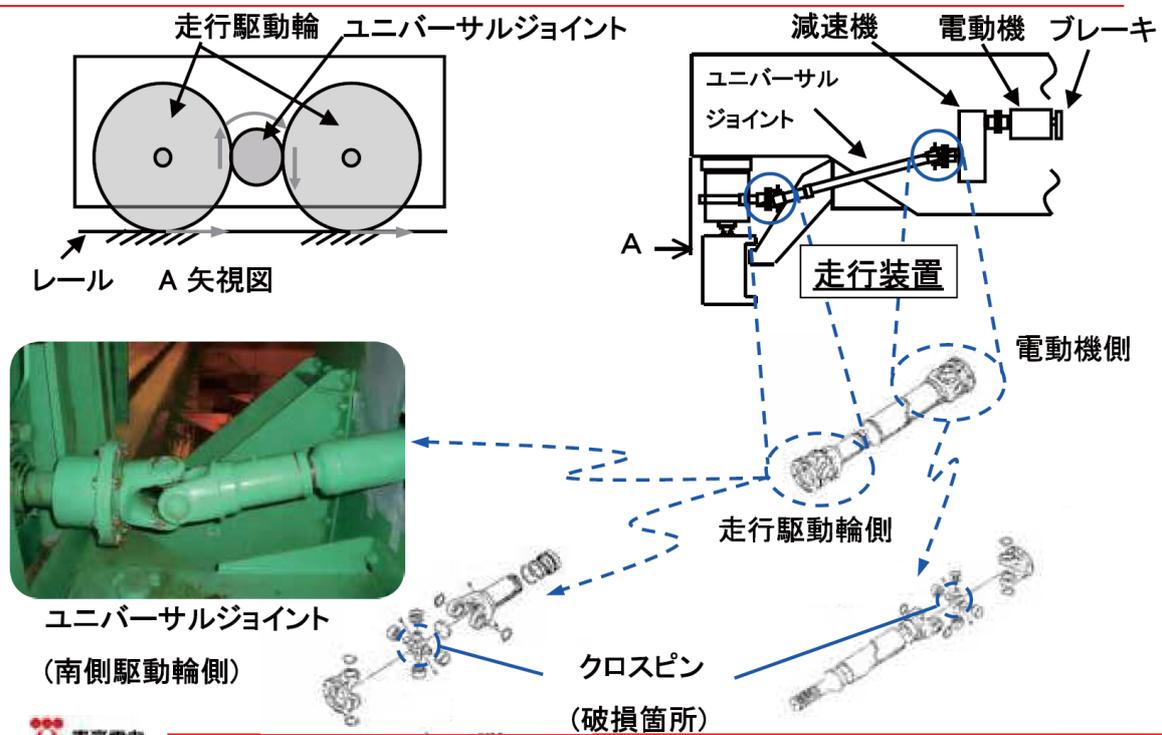
- ・ユニバーサルジョイントは、原子炉建屋クレーン車輪への回転エネルギーを伝える走行機能を有するものであるが、当該部品が機能喪失した場合においても、原子炉建屋クレーンには脱線防止ラグが設置されており、脱線防止ラグが有する機能への影響はないことから、原子炉建屋クレーンはランウェイガード上から落下することはない。
- ・当該部品が損傷することで、発生応力が緩和され減速機や電動機等の重要部品の損傷が回避された側面がある。

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)



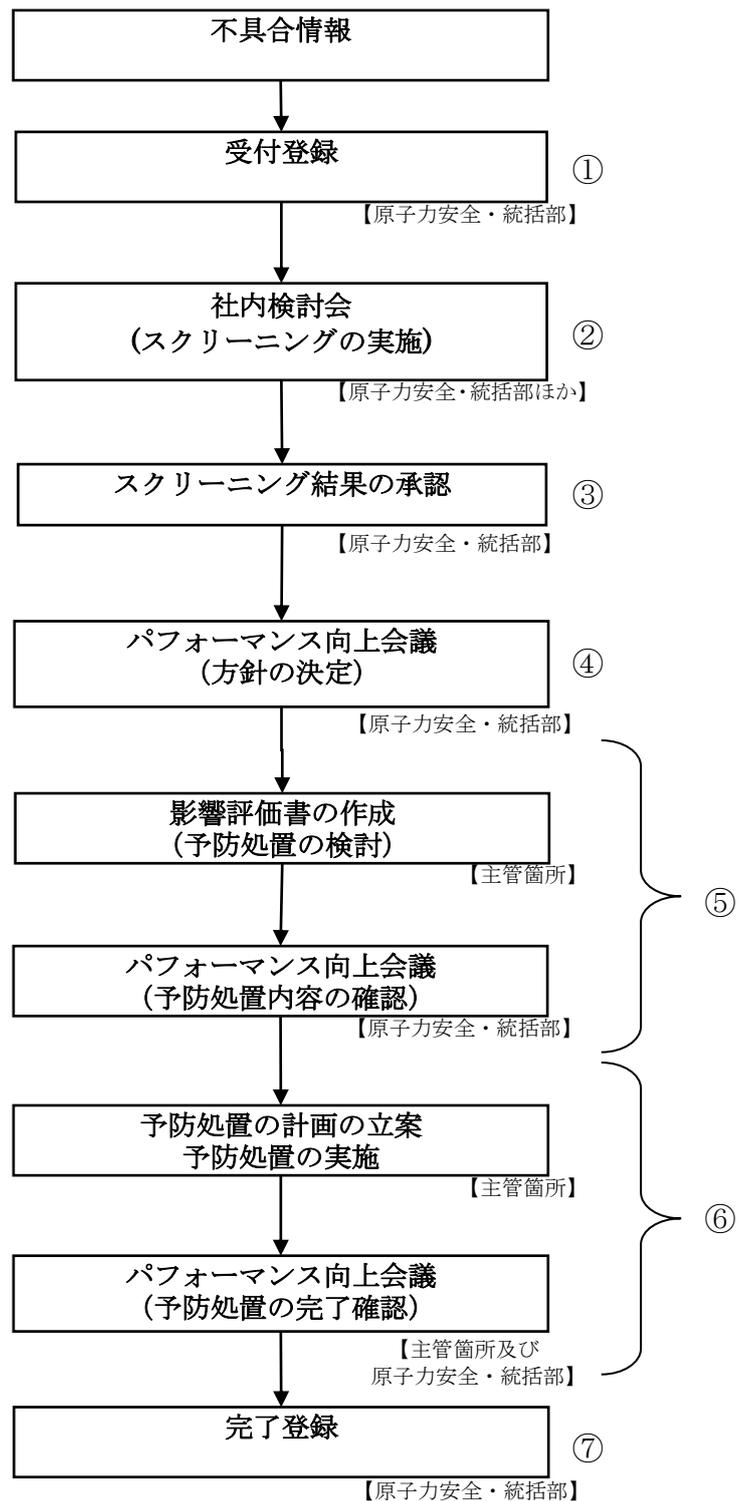
第4図 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について (平成20年9月25日 当社プレス資料から抜粋)

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 事業者協議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第5図に示す。

処理方法の詳細については以下のとおり。(下記番号とフロー図内の番号が対応)

- ① 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。
- ② 原子力安全・統括部は本社主管部並びに各発電所とともに登録された情報についてスクリーニングを実施する。
- ③ 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。
- ④ 原子力安全・統括部は検討要と判断された情報について、本社パフォーマンス向上会議に諮り、その後の対応方針について協議する。
- ⑤ 本社主管部は予防処置を検討の上、影響評価書を作成し、パフォーマンス向上会議の確認を得る。
- ⑥ 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、パフォーマンス向上会議に報告する。
- ⑦ 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。

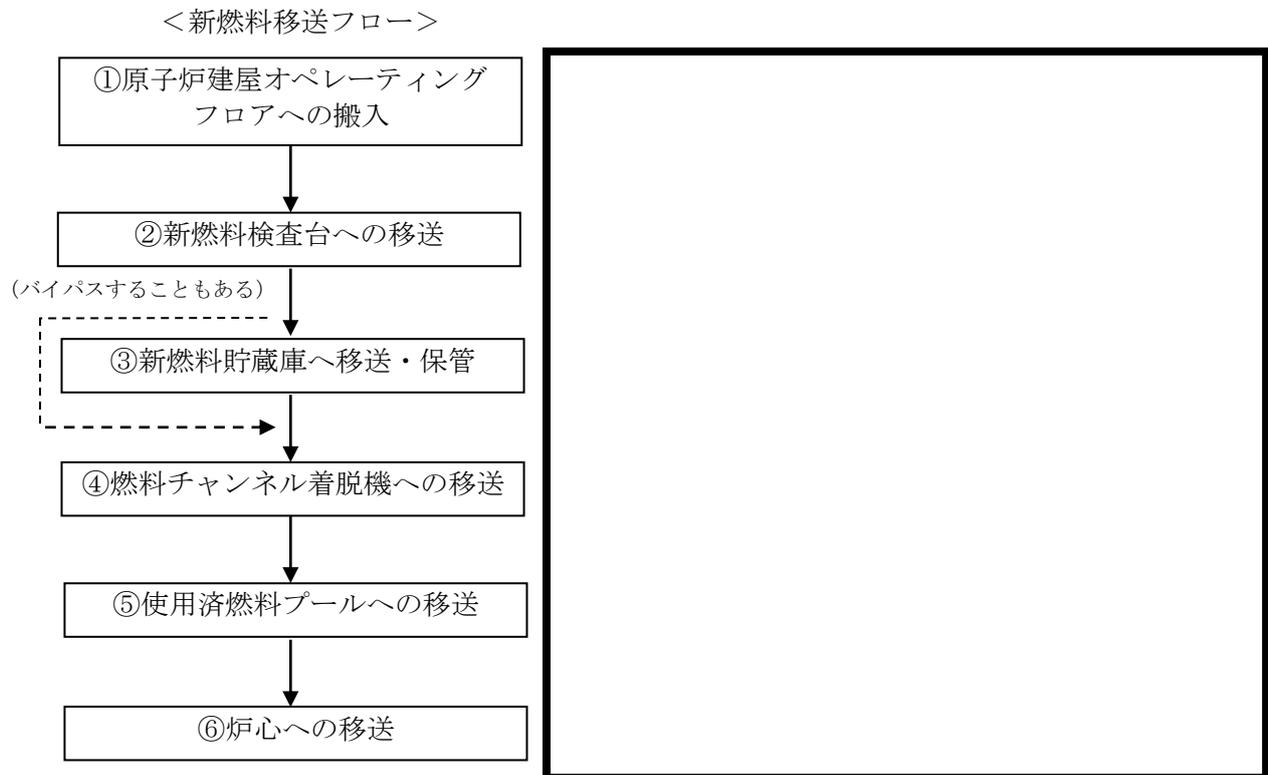


第5図 不具合情報の処理フロー

新燃料の取り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、新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール内へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送する。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を第1図に示す。



第1図 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

第1図に示すとおり、原子炉建屋クレーンによる新燃料移送時においては、燃料チャンネル着脱機^{*}に装荷する際を除き、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用とすることで、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。

原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時においても自動的にブレーキがかかるフェイルセーフ機構を有しているとともに、フックには外れ止め金具を装備することで、新燃料の落下を防止する構造とし、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、動力電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、新燃料の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。

使用済燃料輸送容器取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

使用済燃料輸送容器の取り扱い作業には、原子炉建屋クレーンを使用する。
作業概要を第1図に示す。

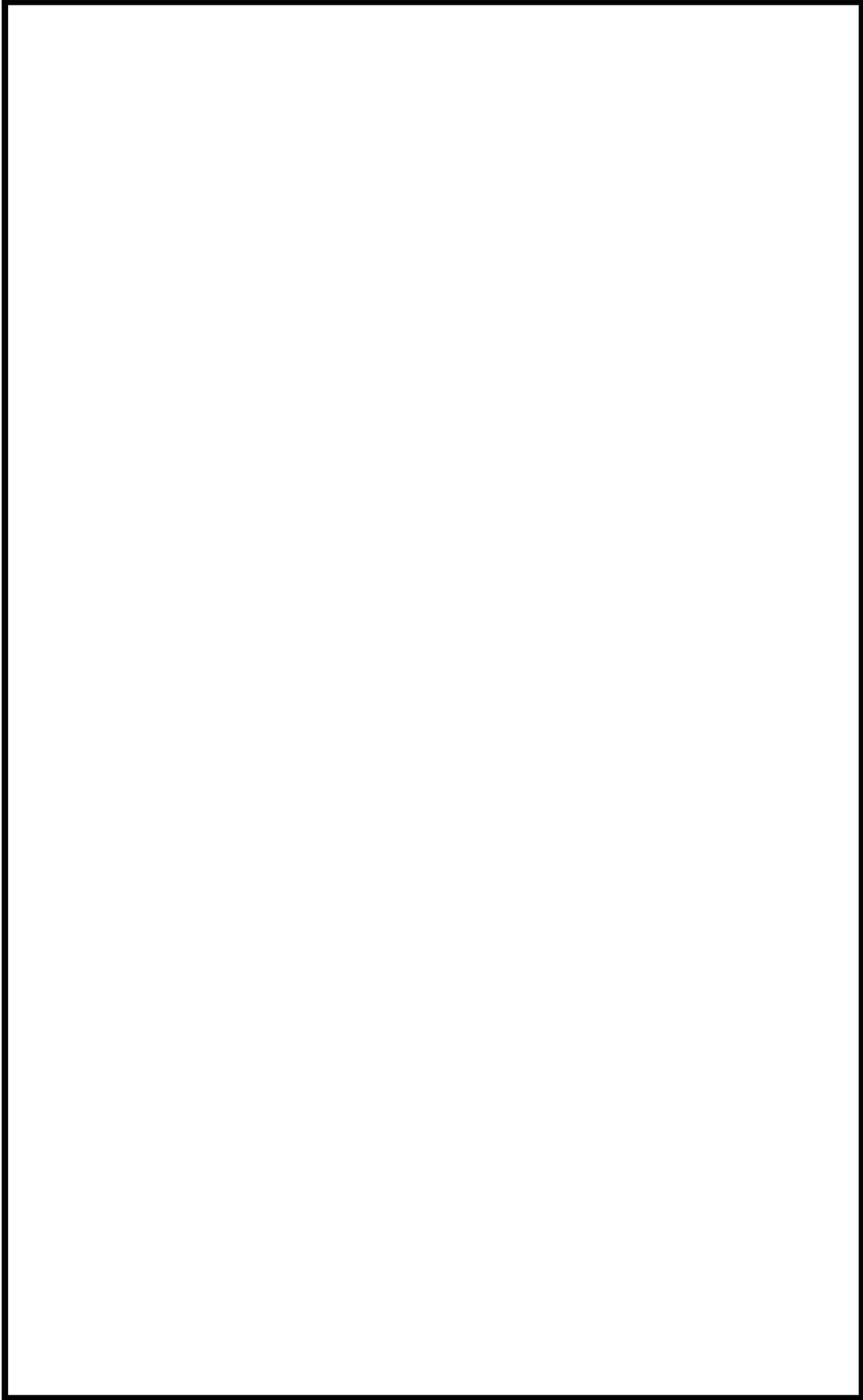
使用済燃料輸送容器の取扱い作業は、第1図に示すとおり、機器搬出入口ハッチから原子炉建屋オペレーティングフロアへ使用済燃料輸送容器の移送を行い、除染ピット及びキャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロック（使用済燃料輸送容器移送モード）運転を行うことで、使用済燃料プールへの使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

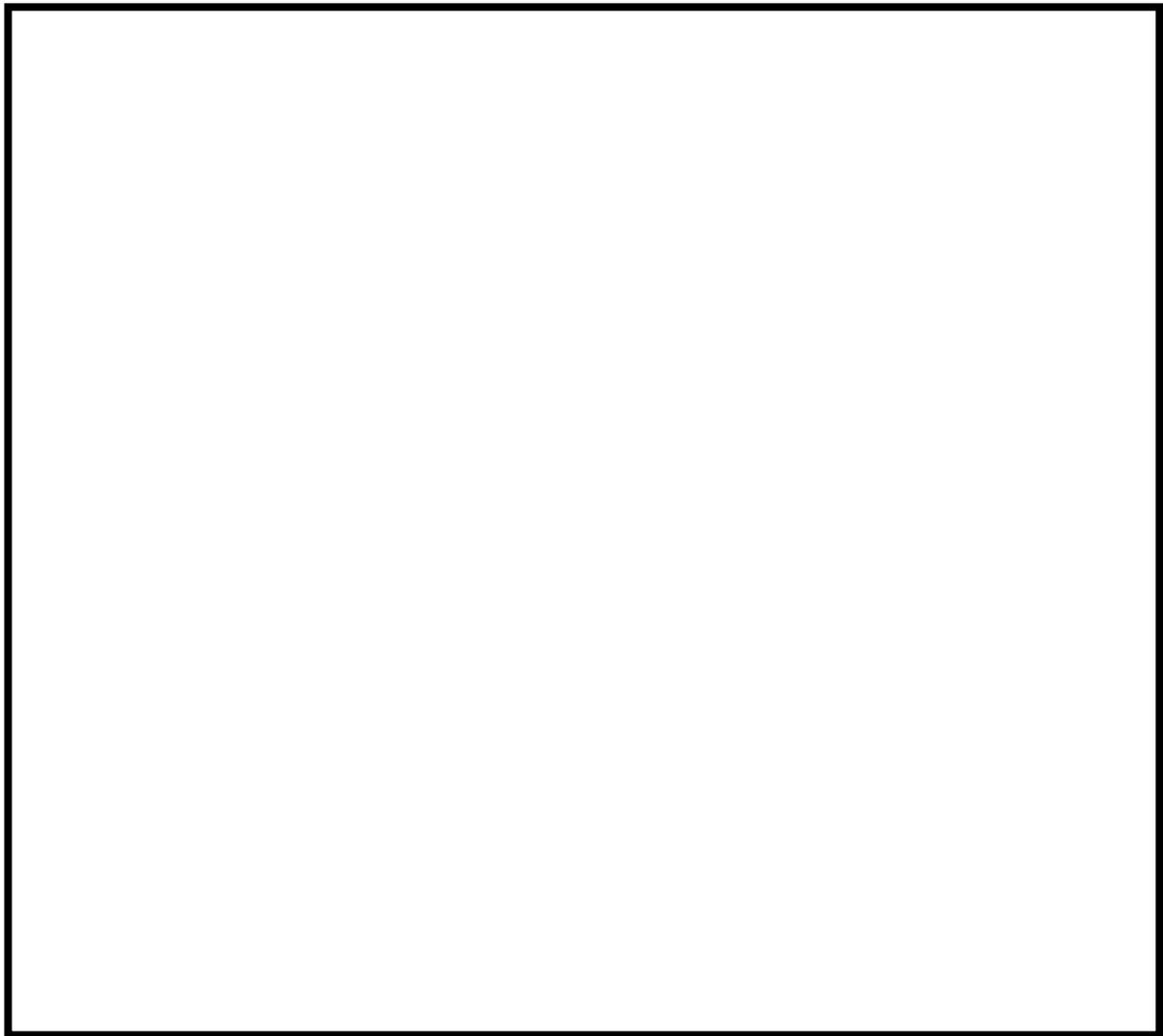
また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転のほか、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有し、フックには外れ止め金具を装備し、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けることから、使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

なお、キャスクピットでの使用済燃料輸送容器取扱い時に、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、使用済燃料輸送容器は横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、第1図に示すとおり、使用済燃料輸送容器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、使用済燃料輸送容器が横行、走行方向に滑り^{※1}、鉛直方向に滑った^{※2}としても使用済燃料輸送容器は使用済燃料プールの通常水位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から、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（使用済燃料輸送容器移送モード）運転による可動範囲から、使用済燃料輸送容器取り扱い時に使用済燃料輸送容器がキャスクピット外の使用済燃料プールに落下することはない。
- ※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。



第1図 使用済燃料輸送容器取り扱い作業フロー



第2図 キャスクピット寸法及び使用済燃料輸送容器との距離関係

使用済燃料輸送容器吊具による使用済燃料輸送容器の吊り方について

使用済燃料輸送容器は、原子炉建屋クレーンに使用済燃料輸送容器吊具を取り付けて移送する。現場での使用状況を第1図に示す。

使用済燃料輸送容器を移送する場合、使用済燃料輸送容器は4か所の使用済燃料輸送容器トラニオンを使用済燃料輸送容器吊具で支持することとする。また、使用済燃料輸送容器吊具と原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器吊具の支持ピンとクレーンフックで固定することに加えて、使用済燃料輸送容器吊具の安全板と原子炉建屋クレーンにおいても補助的に固定することにより、使用済燃料輸送容器吊具とクレーンフックの固定を二重化する。



第1図 使用済燃料輸送容器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)



第2図 使用済燃料輸送容器吊具の構造図
(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	
I. 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	—	—	—
	機器配置図等による抽出	—	—	—
	使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出	—	—	—
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	設置状況による抽出結果	—	—	—
	落下エネルギーによる抽出結果	—	—	—
	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	—	—	—
III. 落下防止対策の要否判断	耐震性確保による落下防止対策（原子炉建屋）	使用済燃料プール上部にダクトなし	使用済燃料プール上部にダクトあり	7号炉の使用済燃料プール上部ダクトに対して、基準地震動 Ss を用いた耐震評価及び落下時影響評価を実施することにより、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
	耐震性確保による落下防止対策（燃料取替機）	—	—	—
	耐震性確保による落下防止対策（原子炉建屋クレーン）	—	—	—
	設備構造上の落下防止対策	—	—	—
	運用状況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. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

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。（第 1.2.1 表及び第 1.2.2 表参照）

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、非常用所内電源設備からの電源供給により監視可能であるとともに、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。

第 1.2.1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）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	B
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対	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		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	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。

第 1.2.2 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）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：フロート式水位検出器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，中央制御室に発信され，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原子炉建屋オペレーティングフロア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。

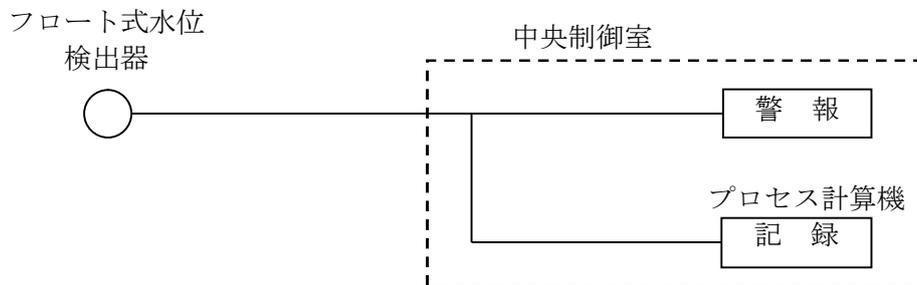
6号炉：通常水位 +32mm (T.M.S.L. 31427mm)

7号炉：通常水位 +109mm (T.M.S.L. 31499mm)

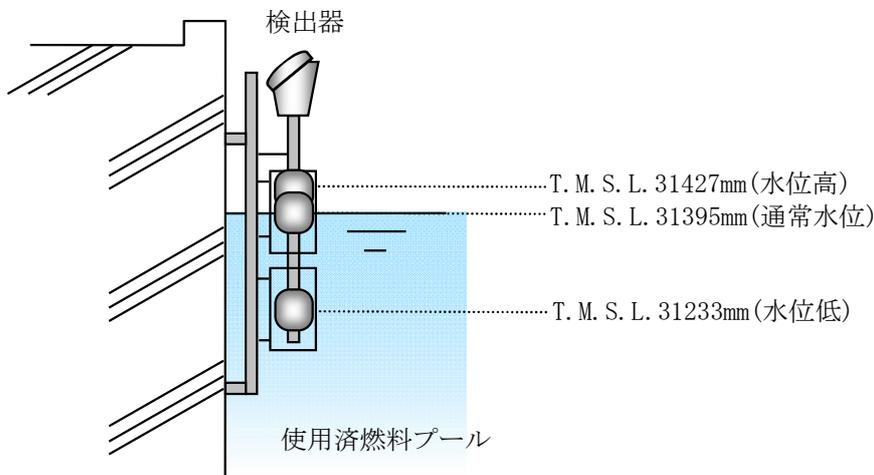
水位低：燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

6号炉：通常水位 -162mm (T.M.S.L. 31233mm)

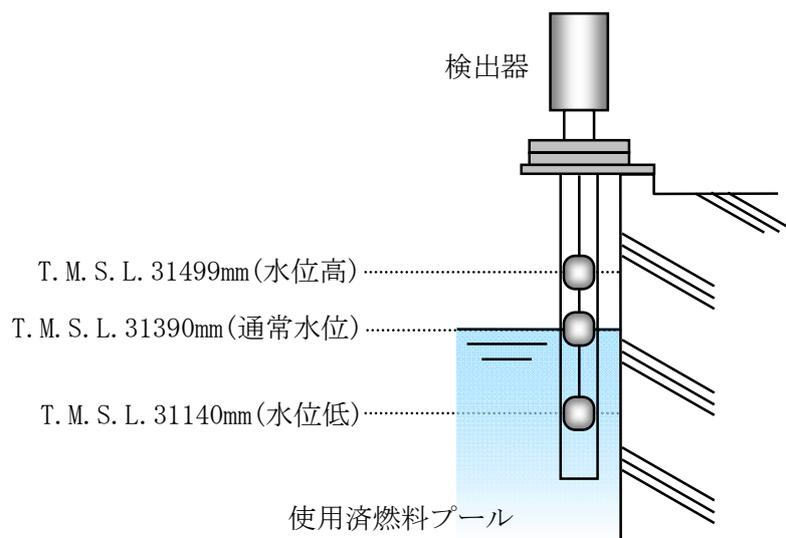
7号炉：通常水位 -250mm (T.M.S.L. 31140mm)



第 1.2.1 図 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図



第 1.2.2 図 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値（6号炉）



第 1. 2. 3 図 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。

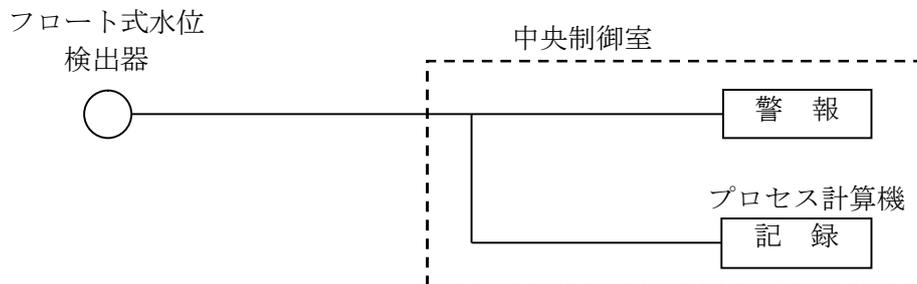
使用済燃料プールライナから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまる。このドレン水位を検出することで使用済燃料プールライナからの漏えいを監視する。

○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フロート式水位検出器で検出し、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中央制御室に発し、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。

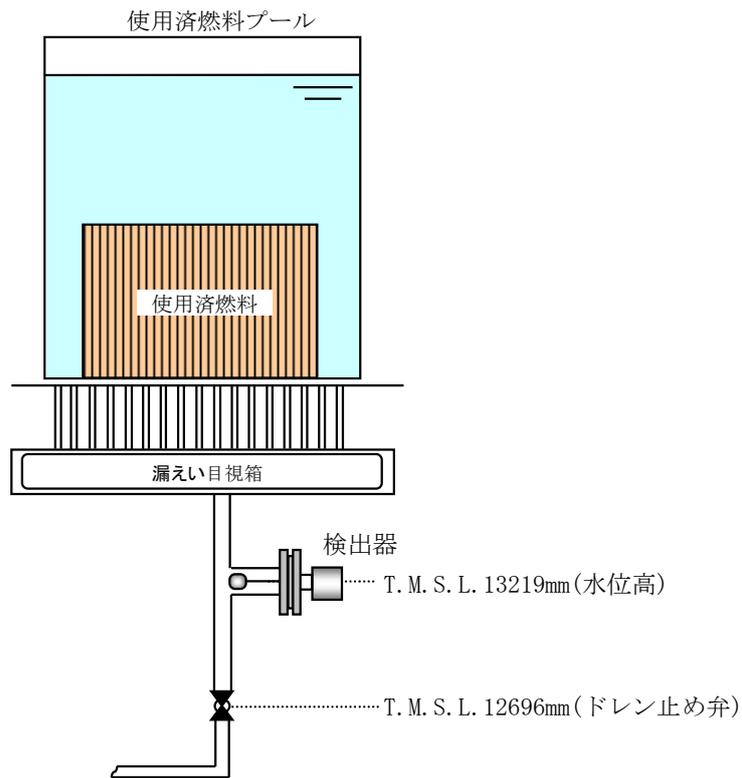
○警報設定：使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により早期に漏えいを検出する。

6号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より
+523mm(T. M. S. L. 13219mm)，

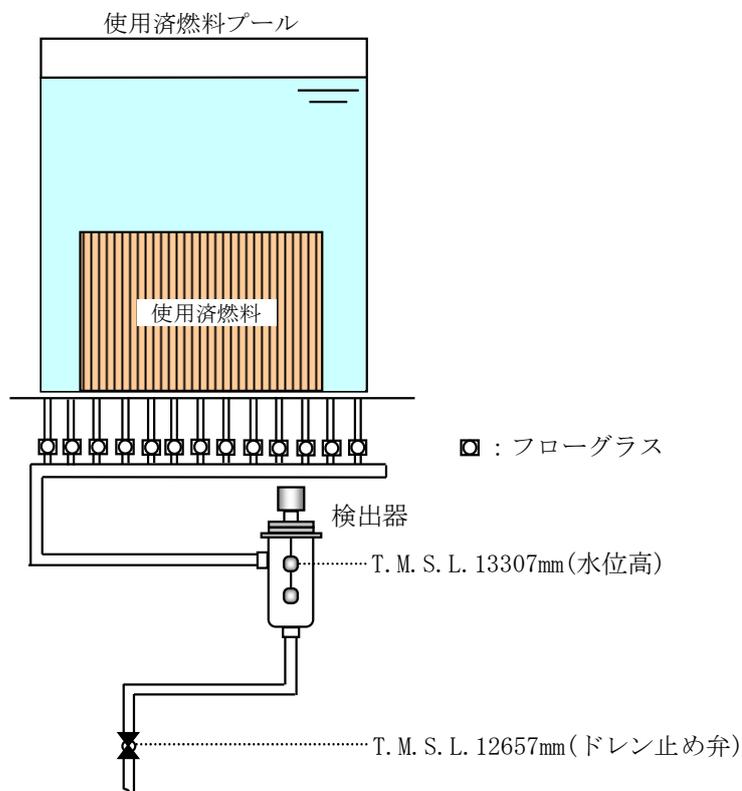
7号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より
+650mm(T. M. S. L. 13307mm)としている。



第 1. 2. 4 図 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図



第 1.2.5 図 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)



第 1.2.6 図 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

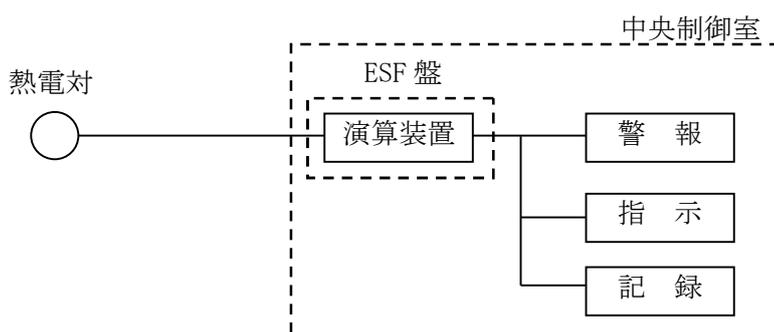
○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略：6号炉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は、使用済燃料プール水温を熱電対により検出し、熱電対からの起電力を、ESF盤内の演算装置において温度信号に変換する処理を行った後、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。

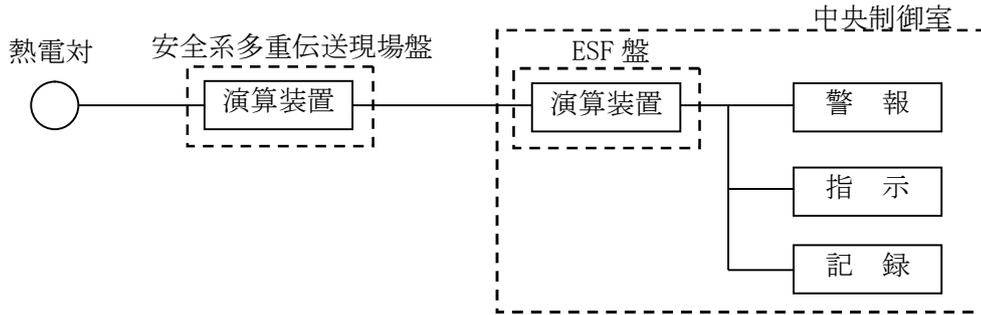
7号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール水温を熱電対により検出し、熱電対からの起電力を、安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由し、ESF盤内の演算装置において温度信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、温度高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○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。

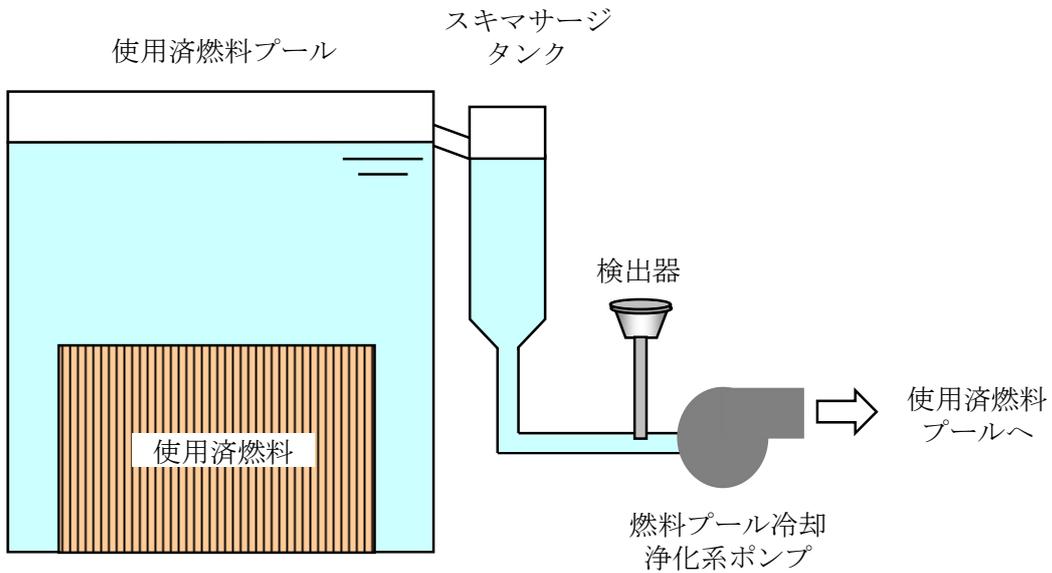
○警報設定：使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設定値は、燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており、使用済燃料プール水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6号炉：57℃、7号炉：55℃）としている。



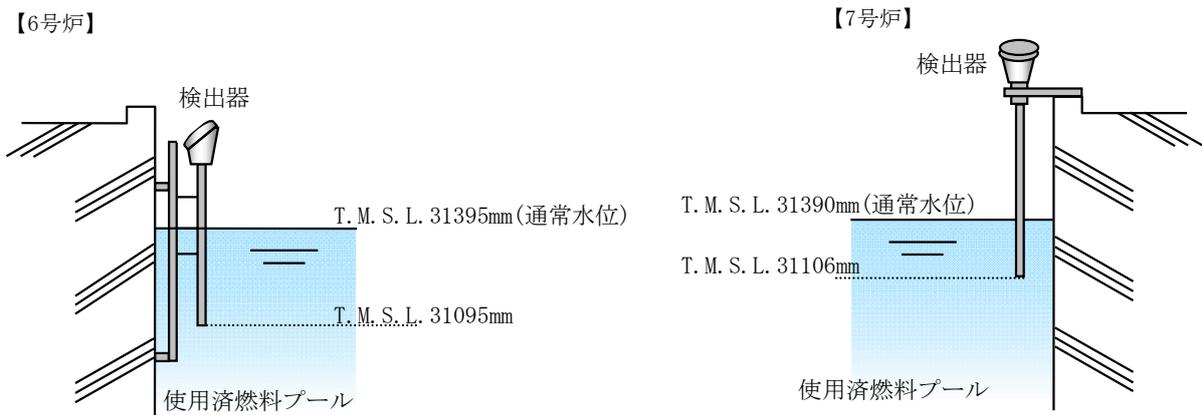
第 1.2.7 図 6号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1. 2. 8 図 7号炉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概略構成図



第 1. 2. 9 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図



第 1. 2. 10 図 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

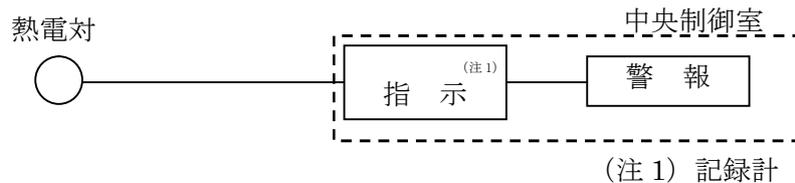
(4) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○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。

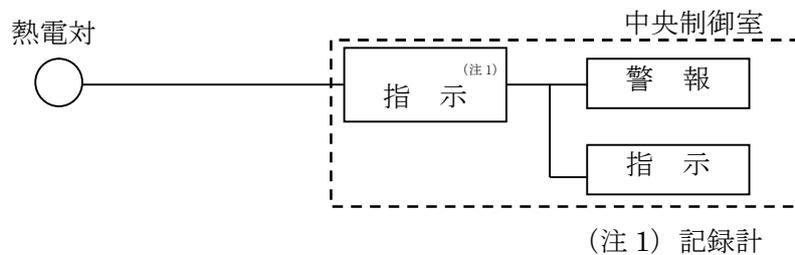
○計測目的 (温度) : 使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略 : 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。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。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) は、T.M.S.L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。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。



第 1.2.11 図 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)



第 1.2.12 図 使用済燃料貯蔵プール水位 (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を可能としている。

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。

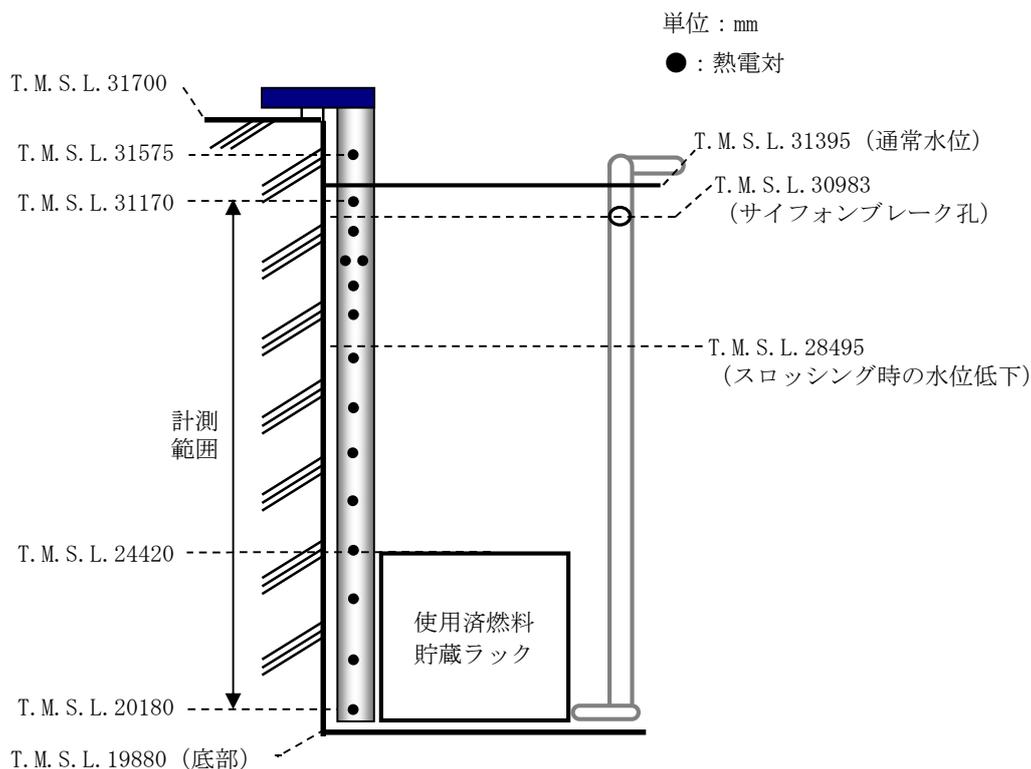
○計測範囲 (温度) : 冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~150°Cの温度計測を可能としている。

○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。

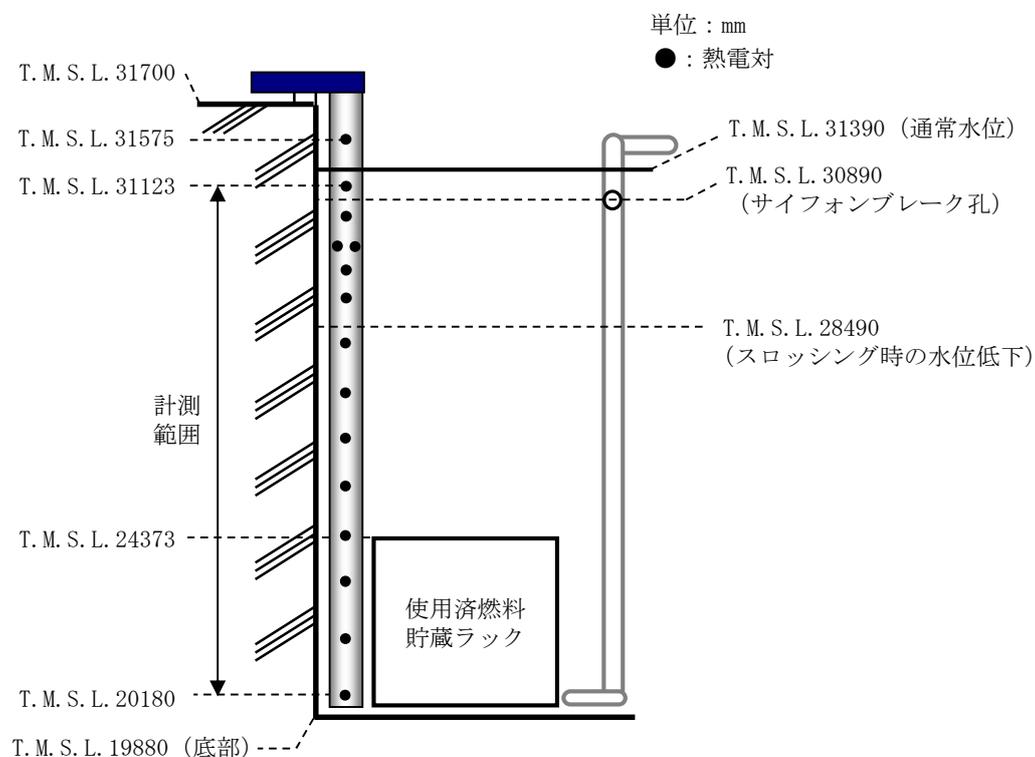
6 号炉：通常水位-225mm（T.M.S.L. 31170mm）

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。



第 1. 2. 13 図 6 号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)



第 1. 2. 14 図 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号及び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 : SFP (広域) 水位低, SFP (広域) 温度高

(5) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

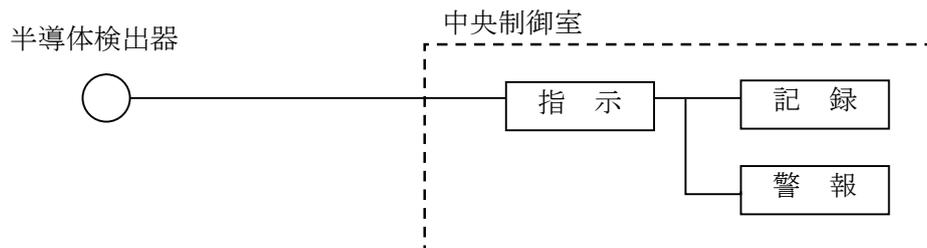
○計測目的：通常時及び燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について変動する可能性のある範囲を測定し監視する。

○構成概略：6号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタは放射線量率を、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中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線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。

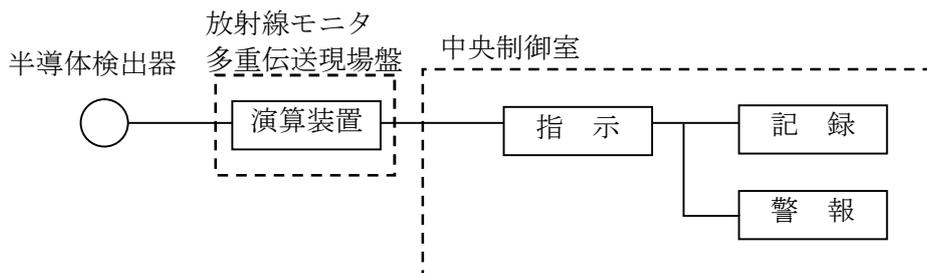
7号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタは放射線量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を放射線モニタ多重伝送現場盤内の演算装置において放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○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、 $1\sim 10^4\text{mSv/h}$ の放射線量率を計測可能とする。

○警報設定：事故等による放射線量の上昇を検知するため、警報設定値は、 5mSv/h としている。



第 1.2.15 図 6号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略構成図



第 1.2.16 図 7号炉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

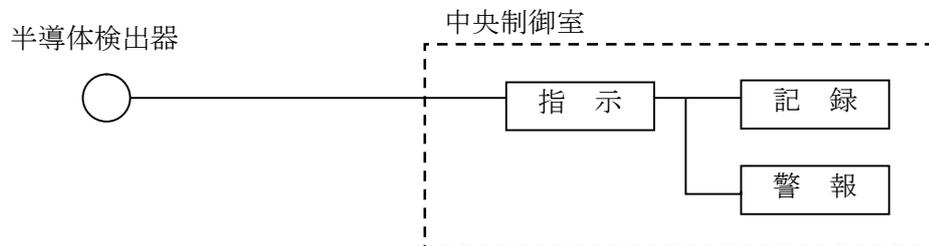
(6) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

○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）時により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋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放射線量率を，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中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後，放射線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，放射線量高又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線量を連続的に監視し，異常な上昇を検知した場合に，原子炉建屋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量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。



第 1. 2. 17 図 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

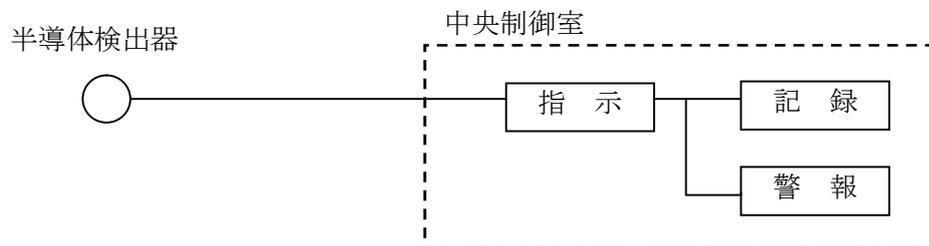
(7) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

○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）時により放出される核分裂生成物を検出し、原子炉建屋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放射線量率を、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中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線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、放射線量高又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、放射線量の異常な上昇を検知した場合に、原子炉建屋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量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。



第 1. 2. 18 図 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

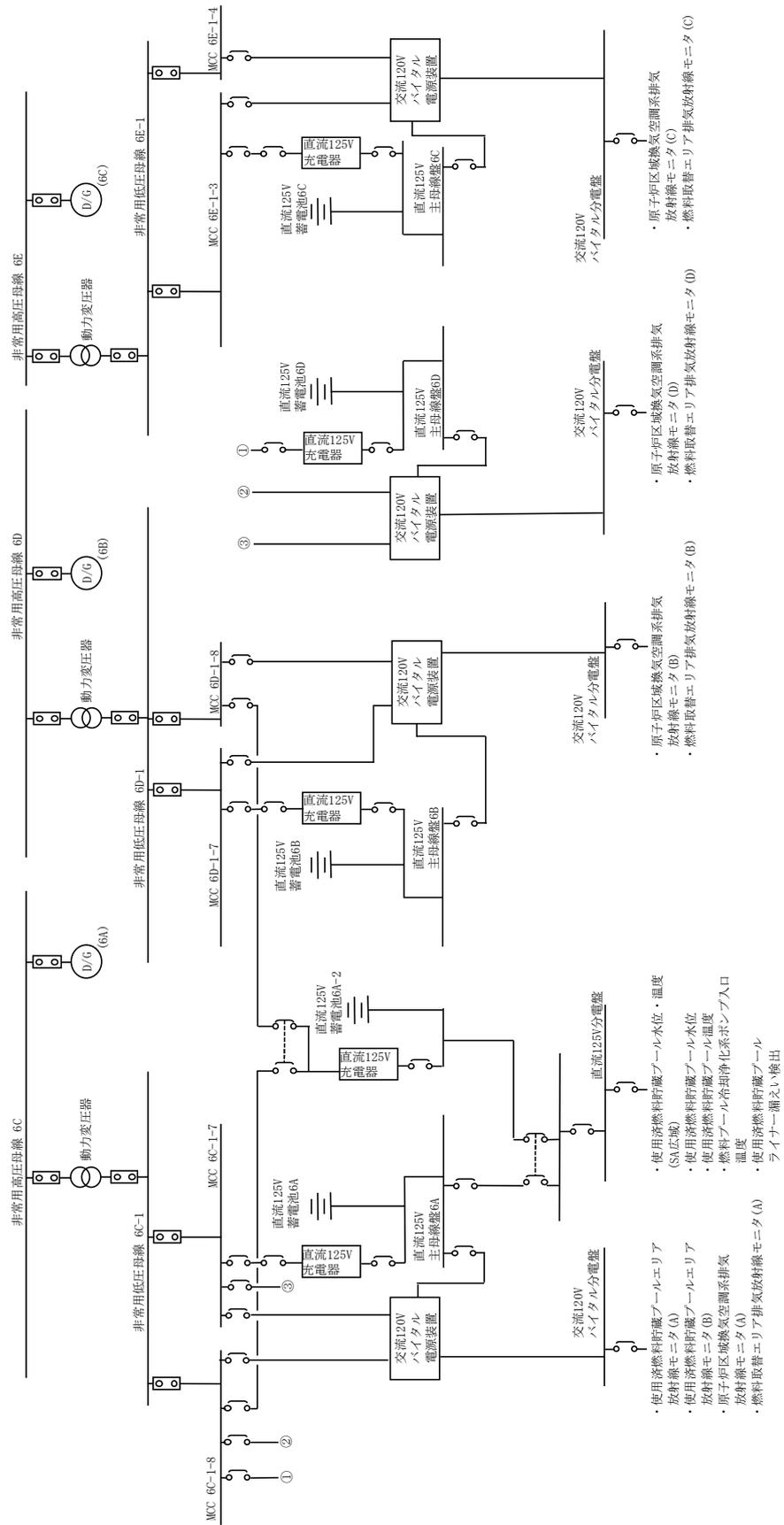
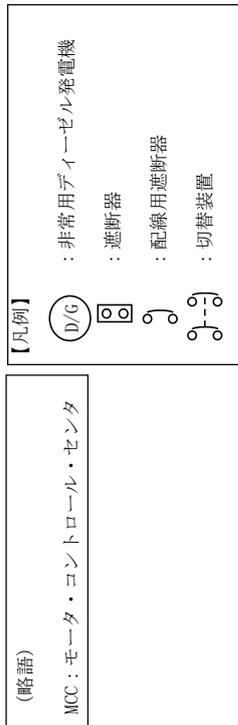
「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第11章記録及び報告 第120条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

第1.3.1表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

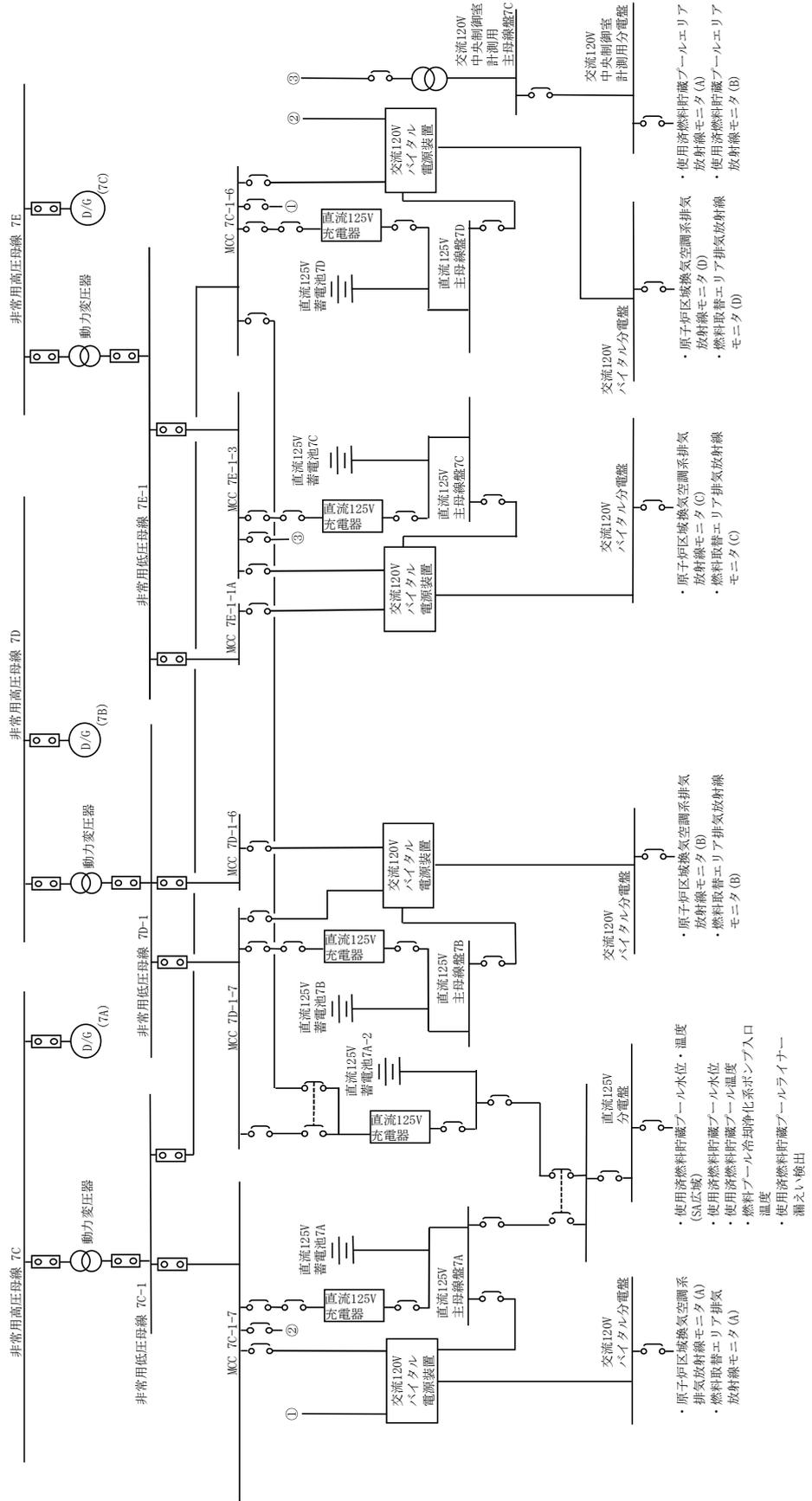
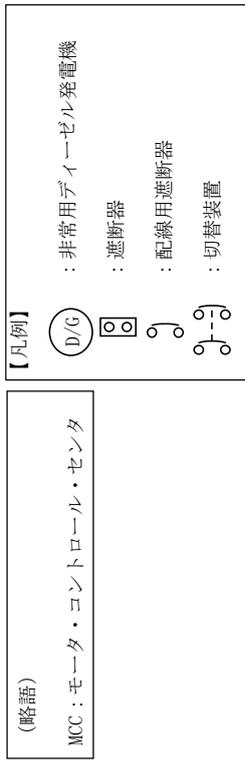
要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	記録紙	10年
	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ	記録紙	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年

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、非常用所内電源設備より受電し、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）



第 1. 4. 1 図 計測装置の電源構成概略図 (6号炉)

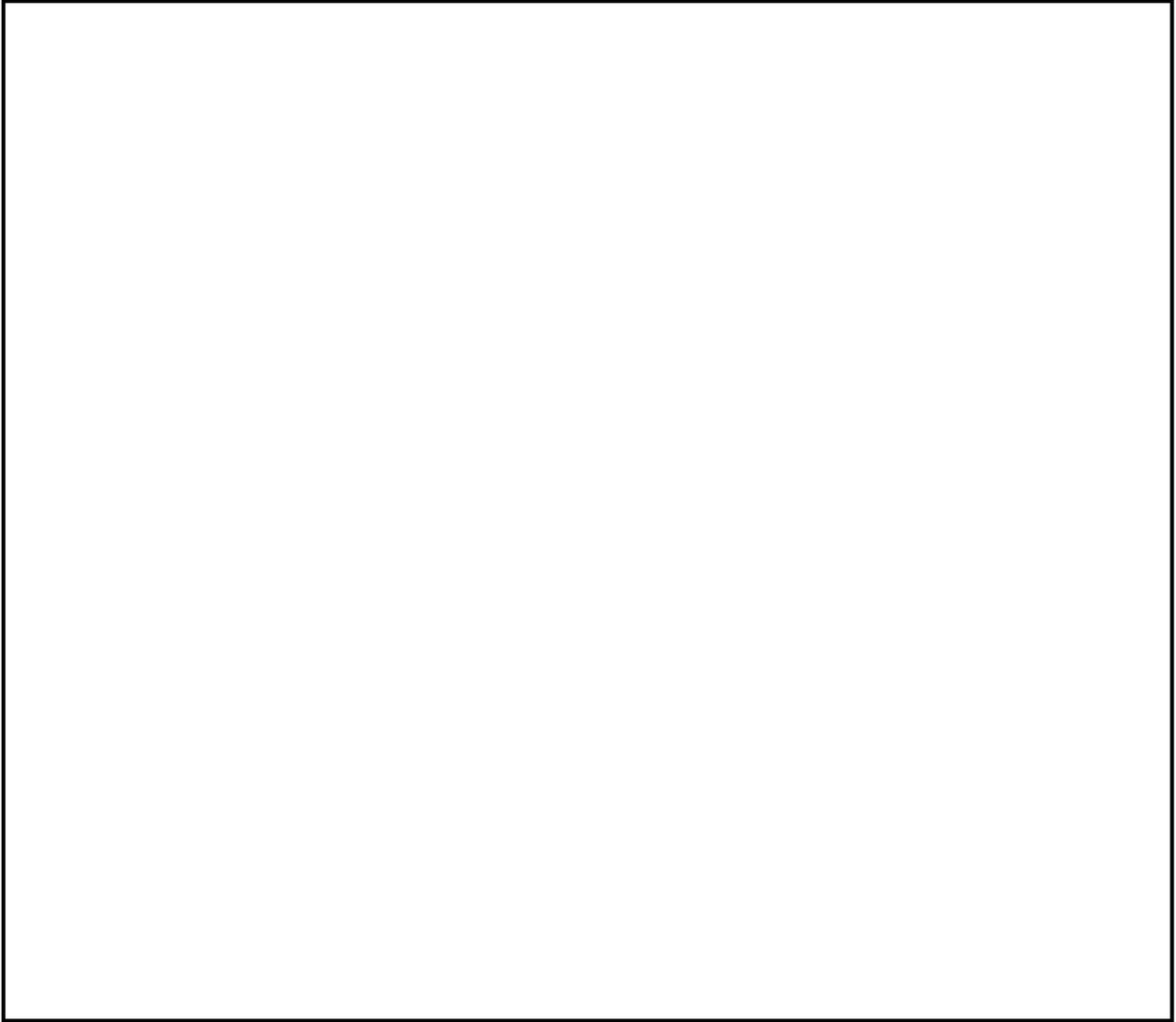


第 1. 4. 2 図 計測装置の電源構成概略図 (7号炉)

- 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
第1.5.1図に6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。



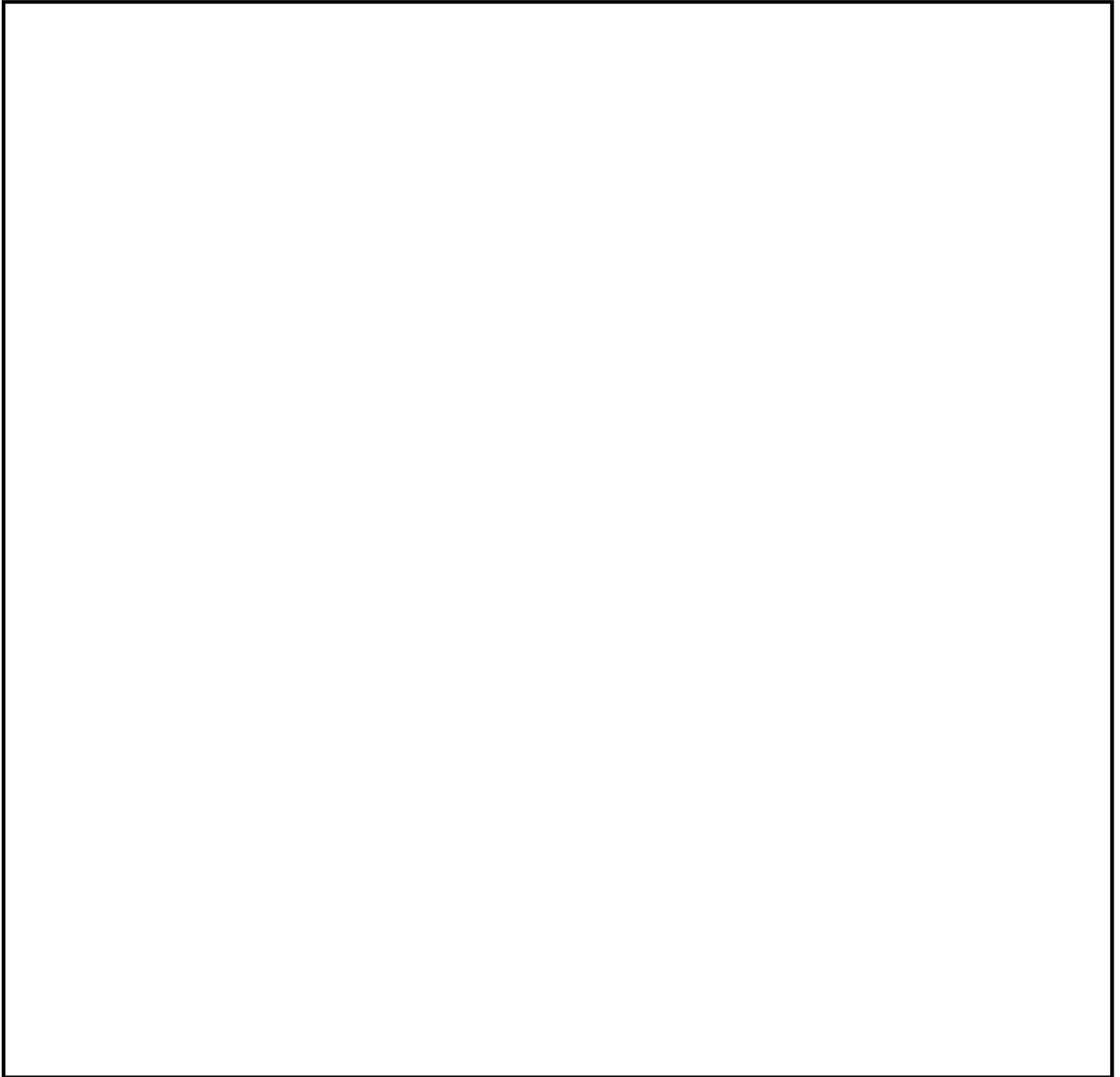
第1.5.1図 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)



第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (2/4)

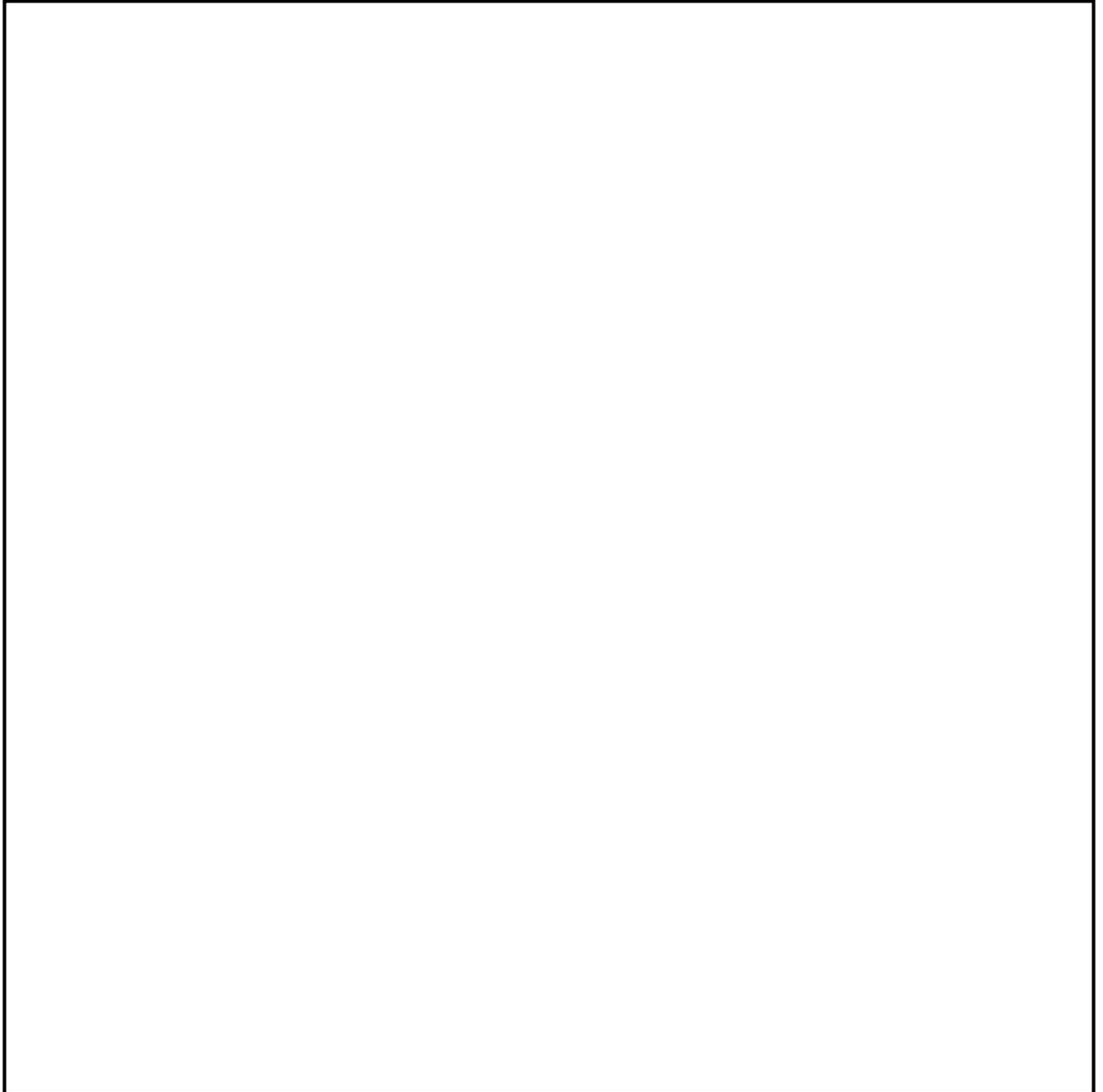


第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (3/4)

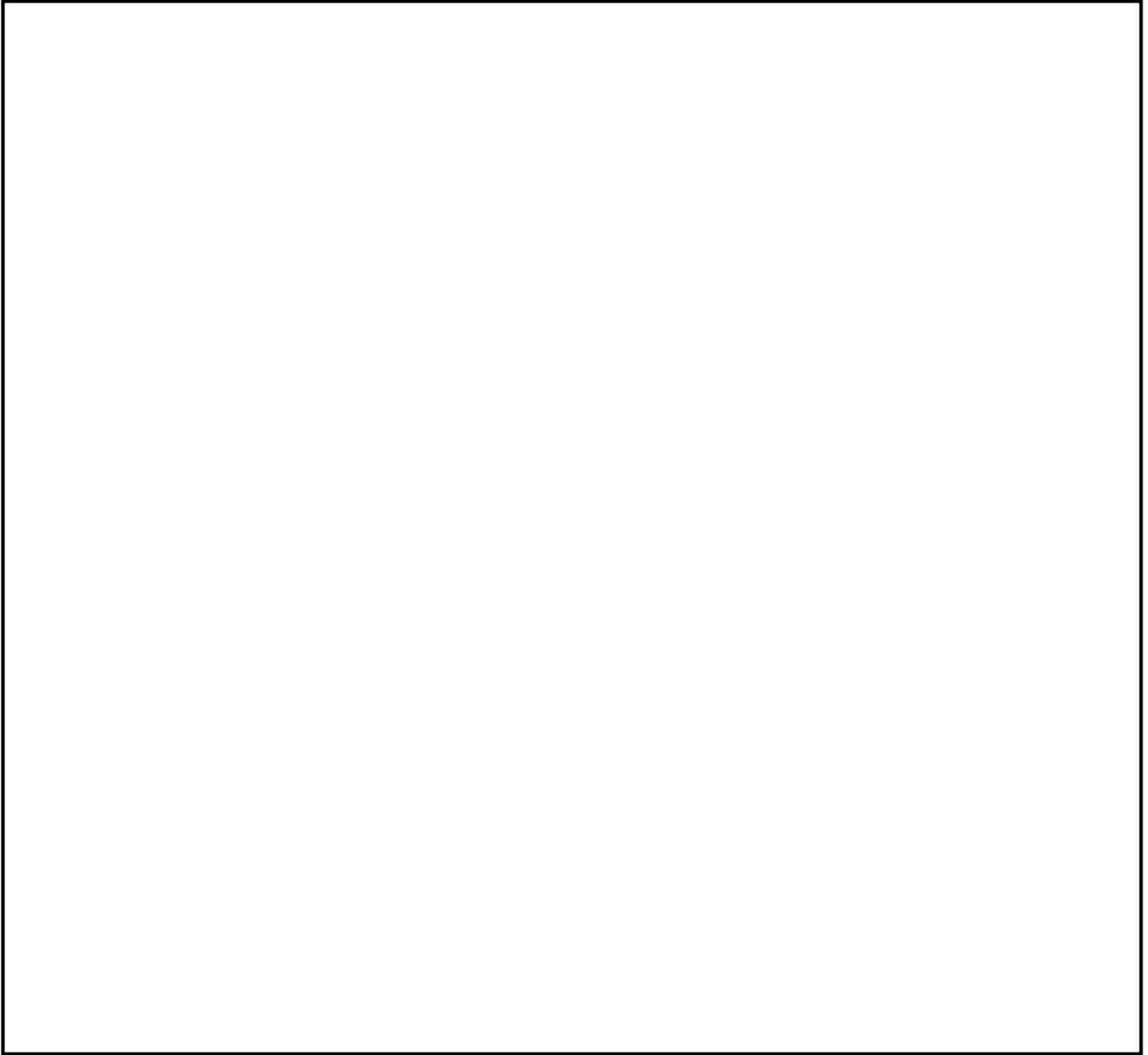


第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

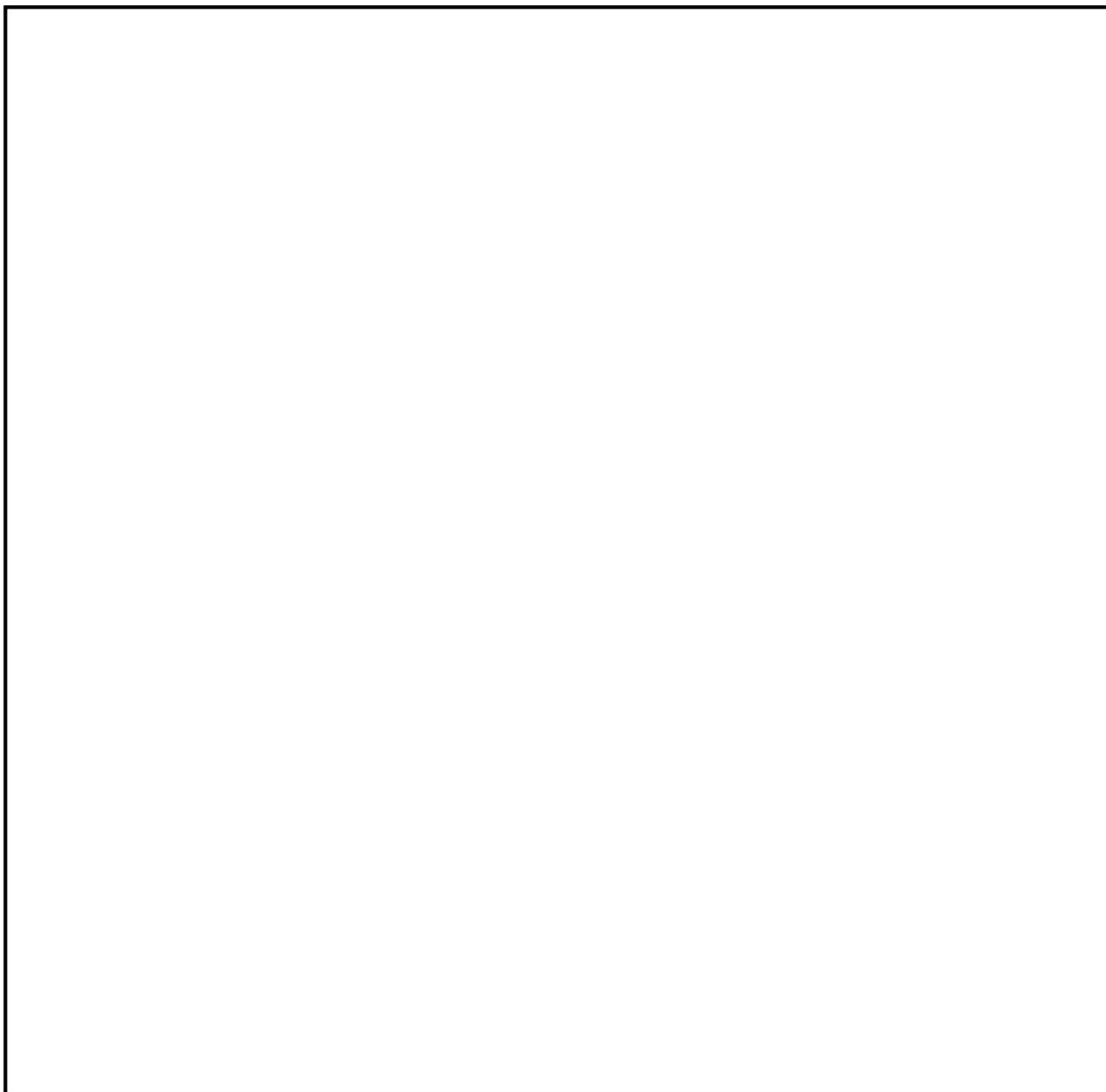
- (2) 7号炉の使用済燃料プール監視設備
第1.5.2図に7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。



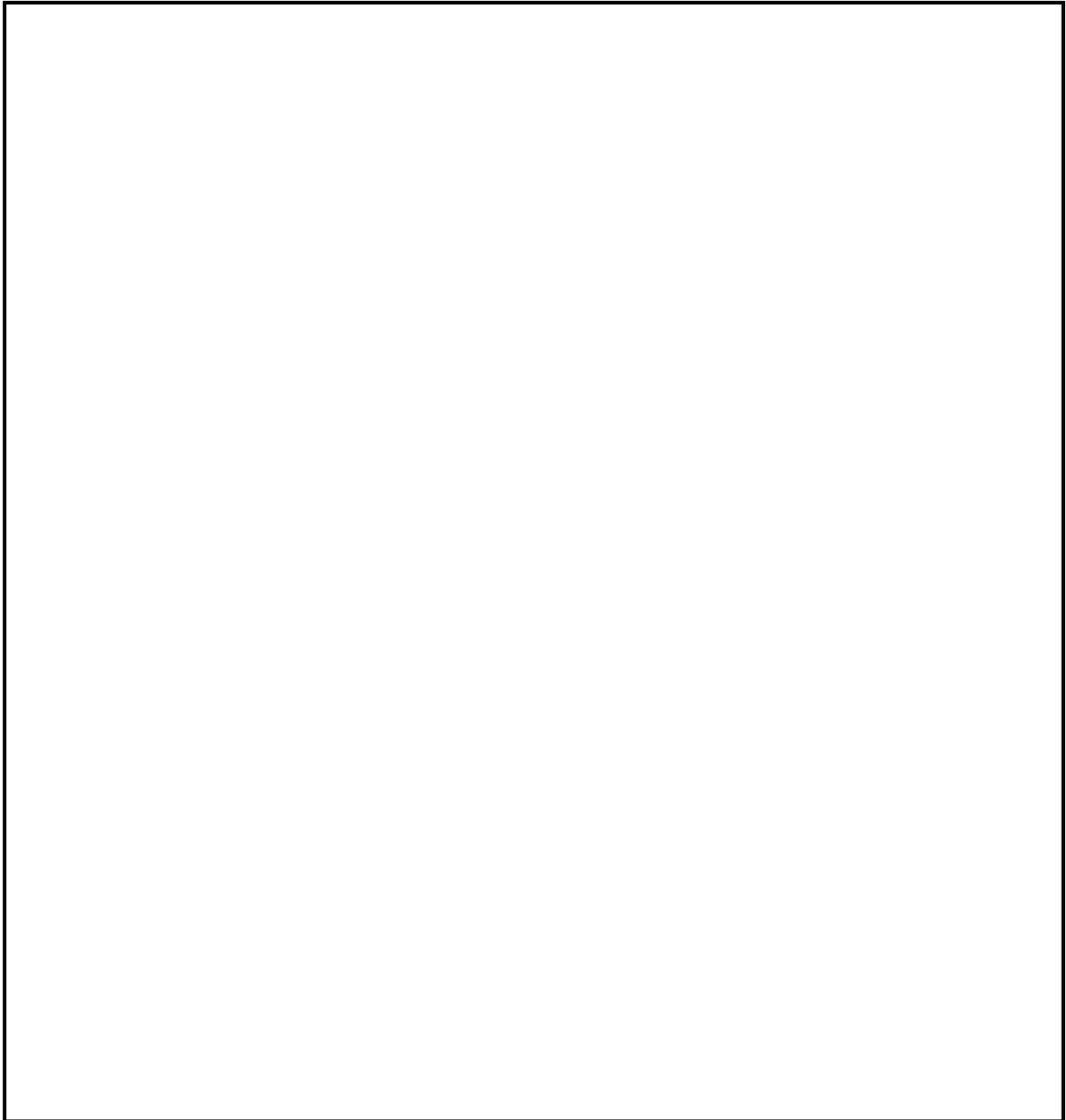
第1.5.2図 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)



第 1.5.2 図 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (2/4)



第 1.5.2 図 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (3/4)



第 1.5.2 図 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	日常点検表	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（原子炉施設を解体又は廃棄した後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

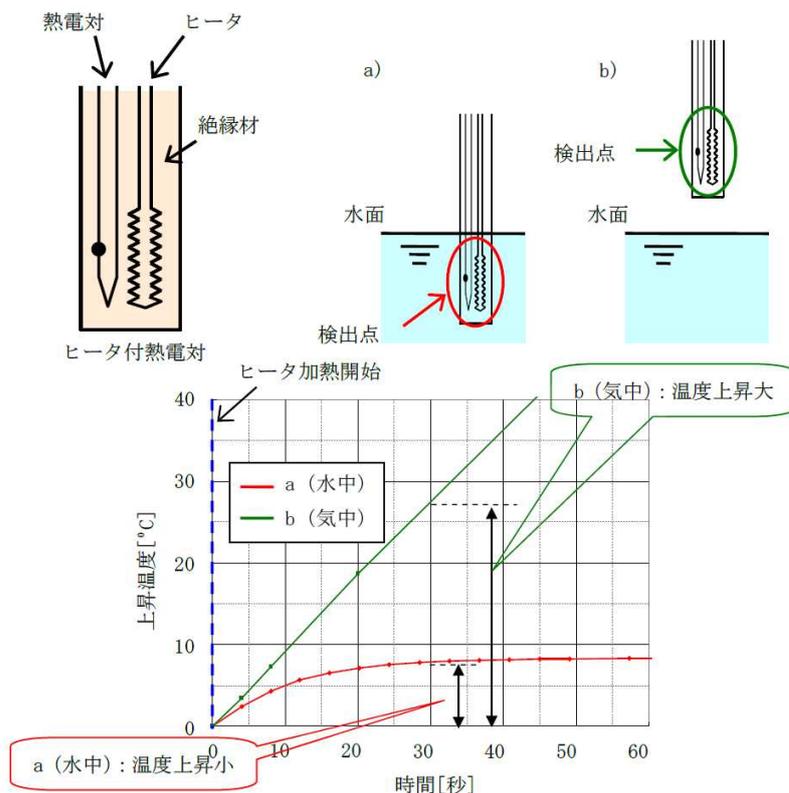
1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(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（第1図）。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。



第1図 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

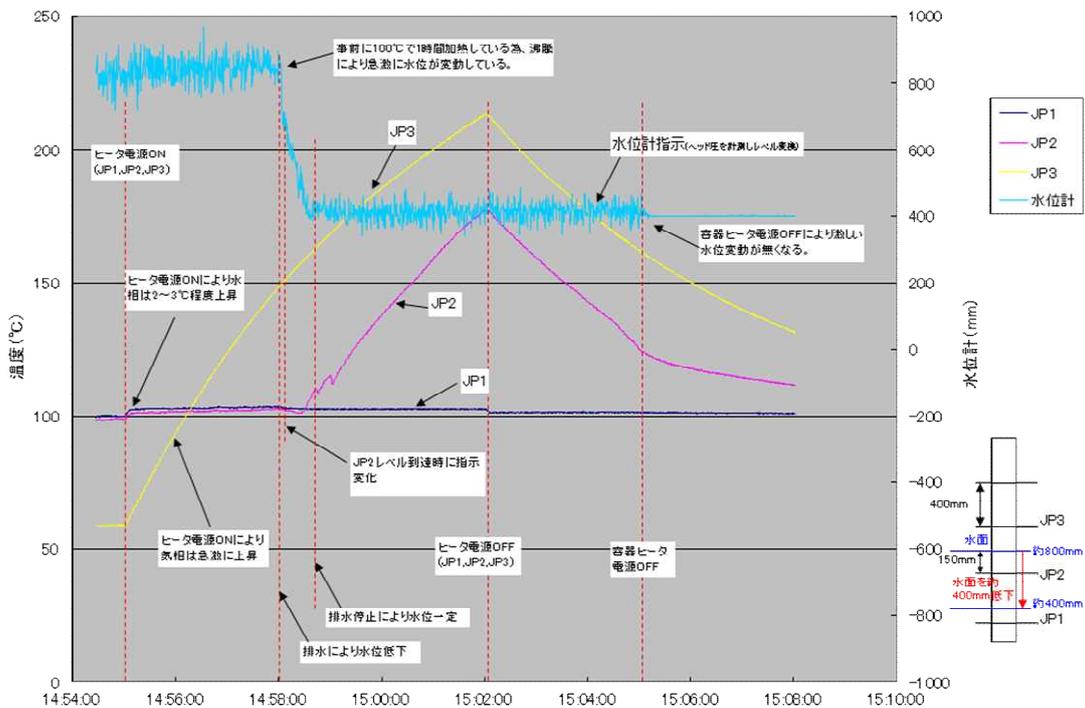
使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

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。

(第2図 「高温状態の試験結果」参照。)



第2図 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又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第 1 表のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

第 1 表 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

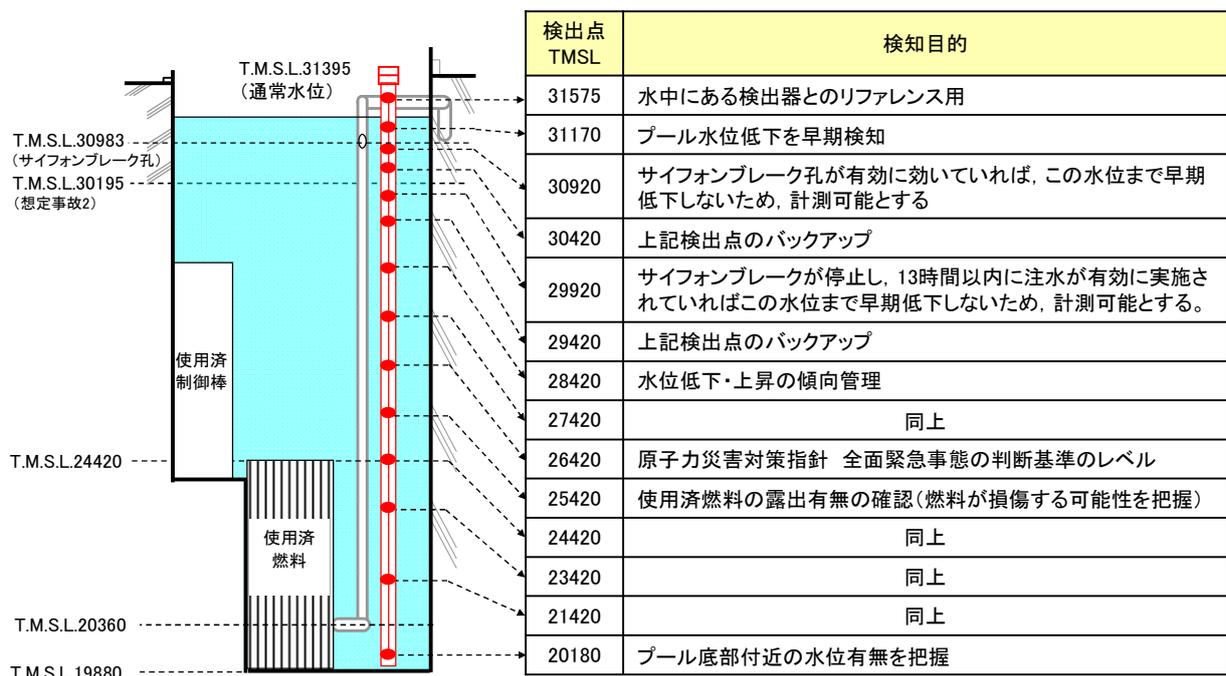
使用済燃料プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで複数の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

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。

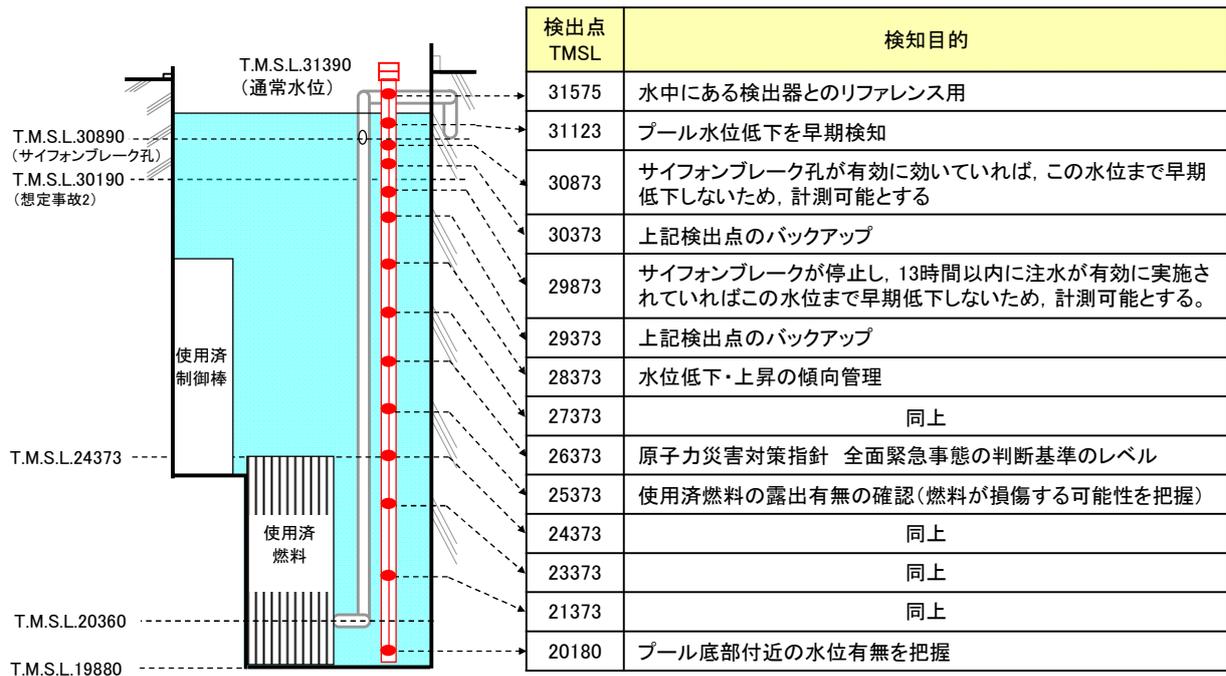
- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること
- ・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること

(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。



第 1 図 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）



第2図 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）の警報設定値と併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。

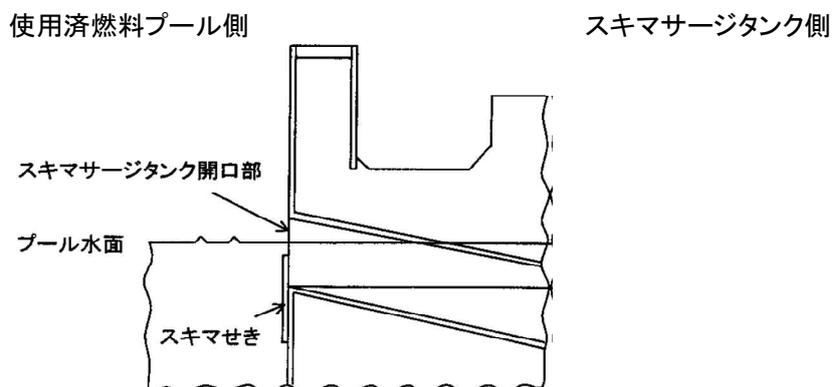
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により原子炉建屋オペレーティングフロアへプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (6号炉 T. M. S. L. 31395mm, 7号炉 T. M. S. L. 31390mm) ~ T. M. S. L. 31700mm (原子炉建屋オペレーティングフロア) の間で設定をする。

(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。

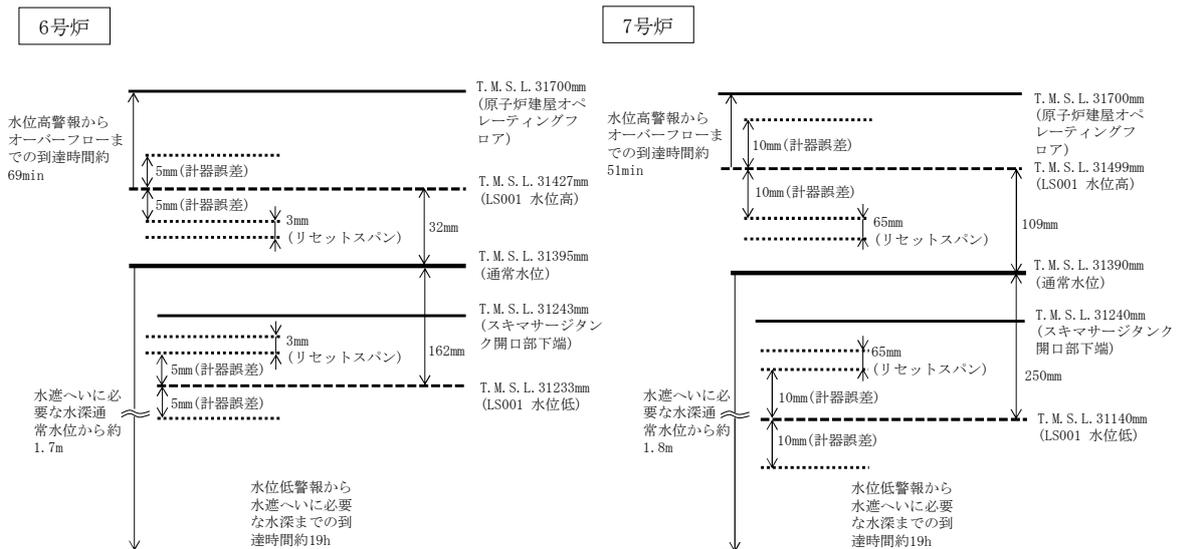
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値を第1表に示す。また第2図に使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値をプラントごとに設定している。

第1表 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)



第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 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，必要な水遮蔽（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蔽（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原子炉建屋オペレーティングフロア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）+補給開始又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。

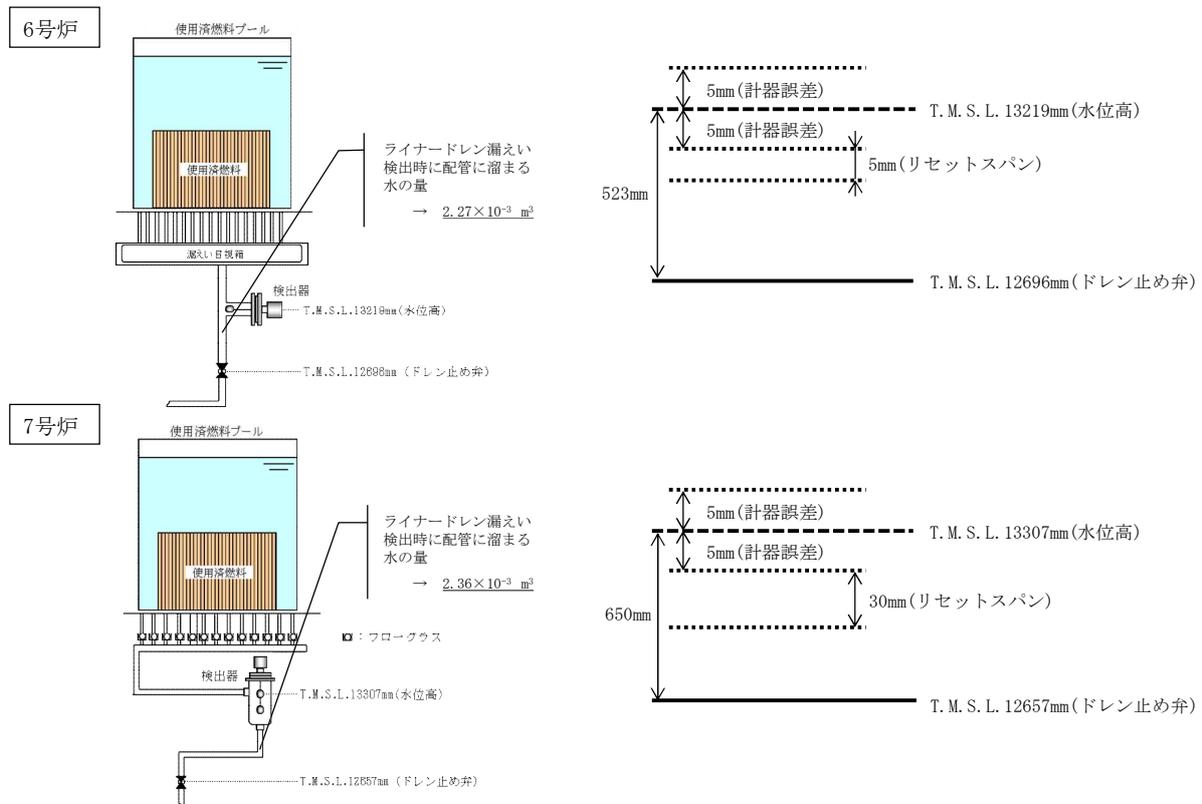
2. 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値について

(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。第2表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、第3図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。

第2表 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)



第3図 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，必要な水遮蔽(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。

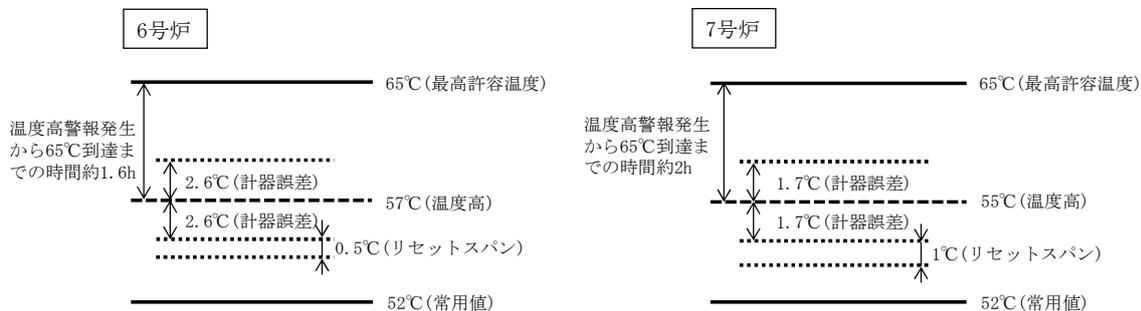
3. 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値について

(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。第3表に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値を，第4図に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図を示す。

第3表 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



第4図 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え(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，更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り替え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

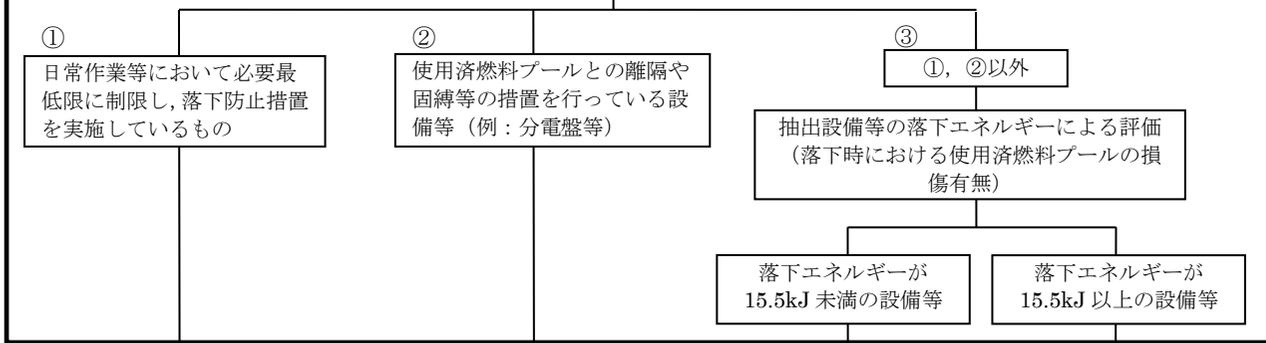
設置許可基準規則 第16条 第2項第二号二
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

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}

※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離隔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 燃料集合体の気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

○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】
燃料取替機又は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。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

第1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準規則対象条文	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"> ・使用済燃料プール周辺に設置する設備, 取り扱う吊荷等については, あらかじ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考えられる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む物品については, 必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
		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, 重量物落下防止に係る設備等については, 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"> ・使用済燃料プール周辺に設置する設備, 取り扱う吊荷等については, あらかじ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考えられる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む物品については, 必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
		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, 重量物落下防止に係る設備等については, 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, 玉掛け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

設置許可基準規則 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。

設置許可基準規則 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、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）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱い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、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、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。

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。

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】
：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2表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準規則対象条文	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 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール温度 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 	保守・点検	—
	<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 	教育・訓練	—
	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	運用・手順	—
	漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済	体制	—
	燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA	保守・点検	—
	広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エ	保守・点検	—
	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	教育・訓練	—
	モニタの非常用所内電源からの給電	教育・訓練	—
	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	運用・手順	—
漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済	体制	—	
燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA	保守・点検	—	
広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エ	保守・点検	—	
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	教育・訓練	—	
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】 設置許可基準規則第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準規則第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）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、燃料取替機及び原子炉建屋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等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るため、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討に基づき設備等を抽出するとともに、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は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を行った。

抽出された設備等を添付資料1に示す。

(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設備等について、機器配置図等にて物量、重量、配置状況等を確認し、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、燃料取替機又は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、使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリアとなっており、日常作業等における持込品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を講じていることから、使用済燃料プールに落下するおそれがないため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

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落下時影響評価を実施する。

4. 今後の対応

今後、新たに使用済燃料プール周辺に設置する、または取り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うとともに、評価が必要となった設備等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を行うとともに、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は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、作業実績に基づき網羅的に抽出を行った。

詳細について、6号炉については第1表に、7号炉については第2表に整理する。

第1表 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	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
1	原子炉建屋	屋根トラス、耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可、～約50m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガード	○	—	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約4700kg、約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約32000kg、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18m)
		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 吊具	○	—	○	
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機)+スタッドボルト)	○	—	○	
		RPV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ビッド 上蓋支持台	○	—	○	
		スタッドボルトトラック	×	×	×	○ (約2920kg、約20m)
		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	×	○	○	
		再循環ポンプインベラ・シャフト	×	×	×	
		再循環ポンプインベラ・シャフトつかみ具	×	×	×	
		再循環ポンプ運搬用仮設レール	×	×	×	
		再循環ポンプ仮置台	×	×	×	○ (約2150kg、約5m)
		再循環ポンプ検査水槽	○	—	○	
		再循環ポンプ検査水槽用リール	○	—	○	
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド	×	○	○	
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ	×	×	×	
再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×			
再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具	○	—	○			
再循環ポンプディフューザウェアリング	×	×	×			
再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×			
再循環ポンプ取扱具保管棚	○	—	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例

代表重量物

第1表 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	詳細	評価フロー-I		評価フロー-II		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	選定結果		
7	内挿物(取扱具含む)	再循環ポンプ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(原子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	×	○	○		
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		制御棒貯蔵ハンガ	×	○	○		
		再循環ポンプインベラ・シャフト保管ラック	×	○	○		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッタチューブ保管ラック	×	○	○		
		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	×			×	×		
キャスケピットゲートG3	×			×	×		
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器	×	×	×	○ (約119000kg, 約15m)	
		使用済燃料輸送容器吊具	×	×	×		
11	電源盤類	転倒防止架台	×	×	×		
		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シフトレオン 作業電源箱	○	-	○		
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○		
		RPVハット自動着脱機電源箱	○	-	○		
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	○	-	○		
		燃料取扱機制御盤空室現場機盤	○	-	○		
		再循環ポンプ検査水槽用制御盤	○	-	○		
		インベラ・シャフト検査装置制御盤	○	-	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第1表 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	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※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		
12	フェンス・ラダー類	手摺り	×	○	○	
		新燃料検査台ビット用ラダー	×	×	×	
		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	○	-	○	
		原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー 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	原子炉建屋-外気差圧(北側)発信器	○	-	○	
		エリア放射線モニタ	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧(西側)発信器	○	-	○	
		R/A-外気差圧計	○	-	○	
		SGTS排気流量発信器	○	-	○	
		ベージング	○	-	○	
		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	○	-	○	
		原子炉建屋-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	○	-	○	
スタックドレン配管Uシール水位計	○	-	○			
原子炉建屋-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	×	○	○	
		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)	×	×	×	
		再循環ポンプホイス用テストウェイト	×	×	×	○ (約1500kg, 約12m)

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例

代表重量物

第1表 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	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	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	○	-	○		
		ウエルシールドプラグA	○	-	○		
		ウエルシールドプラグB	○	-	○		
		ウエルシールドプラグC	○	-	○		
		ウエルシールドプラグD	○	-	○		
		ウエルシールドプラグ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10100kg, 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	○	-	○	○ (約150kg, 約12m)	
19	その他	配管	×	×	×	○ (約150kg, 約12m)	
		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	○	-	○		
		トップベント	○	-	○		
		フロアアウトパネル	○	-	○		
		ケーブル	×	○	○		
		放送機材	○	-	○		
		救命用具	×	○	○		
		定期検査用資機材	×	○	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第2表 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		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
1	原子炉建屋	屋根トラス, 耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可, ~ 約50m)
		照明 クレーンランウェイガード	×	○	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約49000kg, 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約 27000kg, 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)
5	RCCV(取扱具含む)	機器搬出入口用ジブクレーン	○	—	○	
		RCCVヘッド(ボルト含む) RCCV M/I吊具	○	—	○	○
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンションボルト) +スタッドボルト	○	—	○	
		RPVヘッド自動着脱機制御盤	×	×	×	
		RPVヘッド保温材 RPV上蓋除染バン 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	×	×	×	○ (約3500kg, 約16m)
		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 挿入ガイド一時保管台 上部格子板 操作ホール	×			○	○	
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	×			×	×	
再循環ポンプ検査水槽 再循環ポンプ検査水槽用作業架台	○			—	○	
再循環ポンプ検査水槽用仮設レール	×			○	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第2表 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		選定結果	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			
7	内挿物（取扱具含む）	再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール	×	×	×		
		再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤	○	-	○		
		再循環ポンプ取扱装置仮置台	×	×	×		
		インベラ・シャフトクラッド除去治具	×	×	×		
		再循環ポンプ上部共通吊具（保管箱含む）	×	×	×		
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド	×	○	○		
		再循環ポンプ上部プラグ	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプインベラ・シャフト	×	×	×		
		再循環ポンプインベラ・シャフトつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザウェアリング	×	○	○		
		燃料集集体	×	○	○		
		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	×	○	○		
		インコアマニプレーター	×	○	○		
		ブレードガイド	×	×	×		
インコアストロングバック（原子炉内計装管搬出入装置）	×	×	×				
サーバランス試験片	×	○	○				
再循環ポンプ取扱具保管棚	○	-	○				
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1060kg、約5m）	
		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	×	○	○		
		再循環ポンプインベラ・シャフト保管ラック	×	○	○		
再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック	×	○	○				

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第2表 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	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
9	ゲート類	SFPゲート（小）	×	×	×	
		SFPゲート（大）	×	×	×	○ （約2300kg、約13m）
		キャスクビットゲート	×	×	×	
		DSPゲート	○	—	○	
10	使用済燃料輸送容器（取扱具含む）	使用済燃料輸送容器	×	×	×	○ （約119000kg、約16m）
		使用済燃料輸送容器吊具	×	×	×	
		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	○	—	○	
		原子炉内ISI装置用制御盤	○	—	○	
		再循環ポンプインベラ・シャフト検査台用操作盤	○	—	○	
		ジャンクションBOX	○	—	○	
		原子炉建屋クレーンケーブル切替箱	○	—	○	
		原子炉建屋クレーン操作箱	○	—	○	
		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	×	○	○	
		DSP用梯子	×	×	×	
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×	
		新燃料検査台ビット用ラダー	×	○	○	
		SFPスロット部ブリッジ	×	×	×	○ （約220kg、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 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第2表 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	○	-	○	
		再循環ポンプインベラ・シャフト検査台用水中TVカメラユニット	×	○	○	
		再循環ポンプ取扱装置用水中TVカメラ操作ラック	×	○	○	
清掃油棚	○	-	○			
再循環ポンプ取扱機器用水中TVカメラ	×	○	○			
ポータブル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	○	-	○			
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	×	○	○	○ (約42kg, 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Iシール水位計	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (南側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (西側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (東側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-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	再循環ポンプ検査台	×	○	○	
		シッパーキャップ (シッピング検査用)	×	×	×	
		原子炉内 ISI装置収納庫	×	×	×	○ (約500kg, 約 19m)

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例
 代表重量物

第2表 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)	×	×	×	○ (約1000kg, 約19m)
		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)
		トップバント	○	-	○	
		ブローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
救命用具	×	○	○			
定期検査用資機材	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、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

凡例

代表重量物

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。

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、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ごとに項目分類を行う。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。

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 で抽出及び項目分類したものについて、項目ごと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影響を検討すべき重量物を抽出する。

※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（添付資料 3）参照。

III. 落下防止対策の要否判断

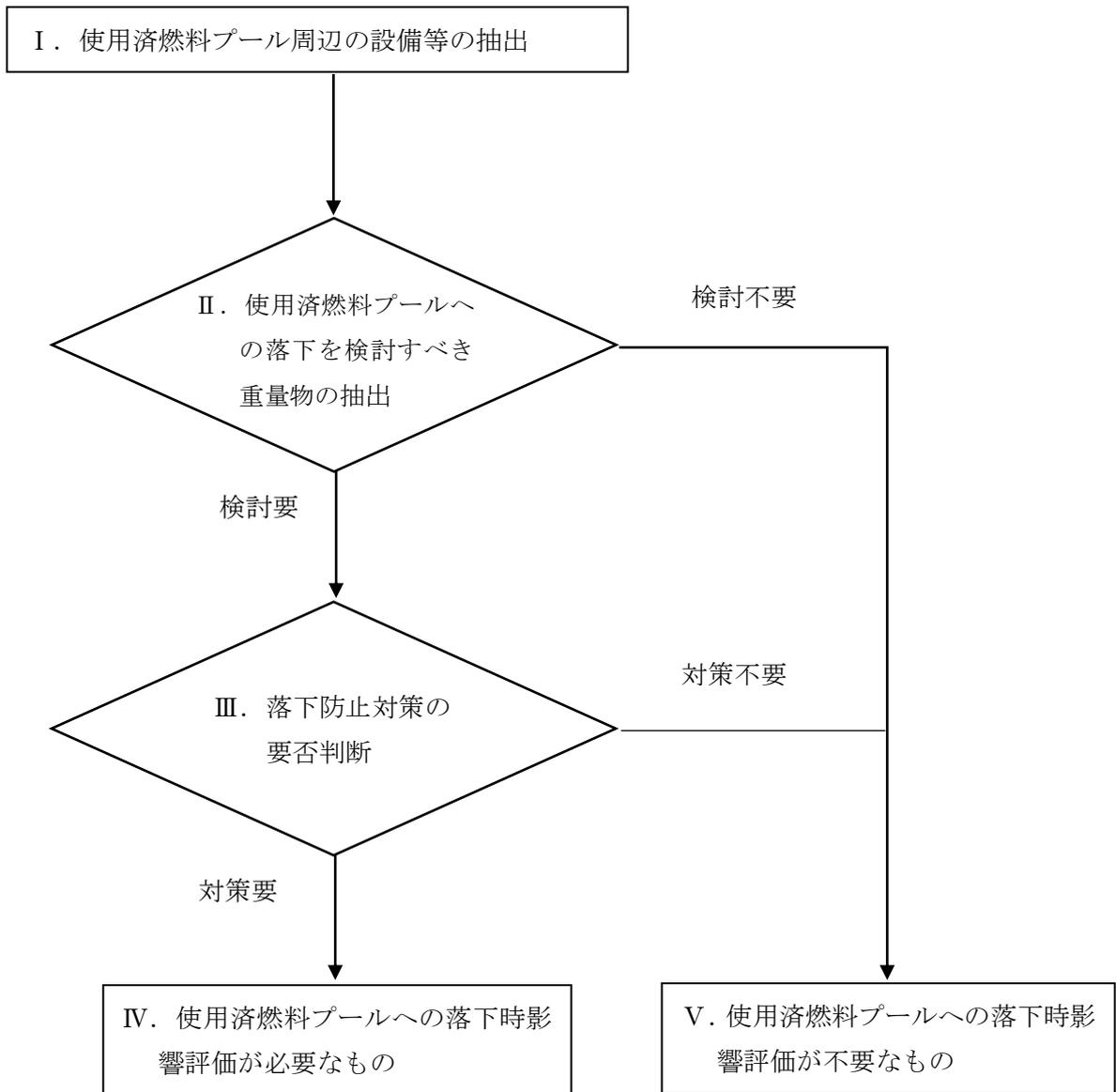
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況について、適切に対応されていることを確認する。

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 で落下防止対策が必要とされた重量物は、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、又は評価フロー III で対策不要としたものは、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

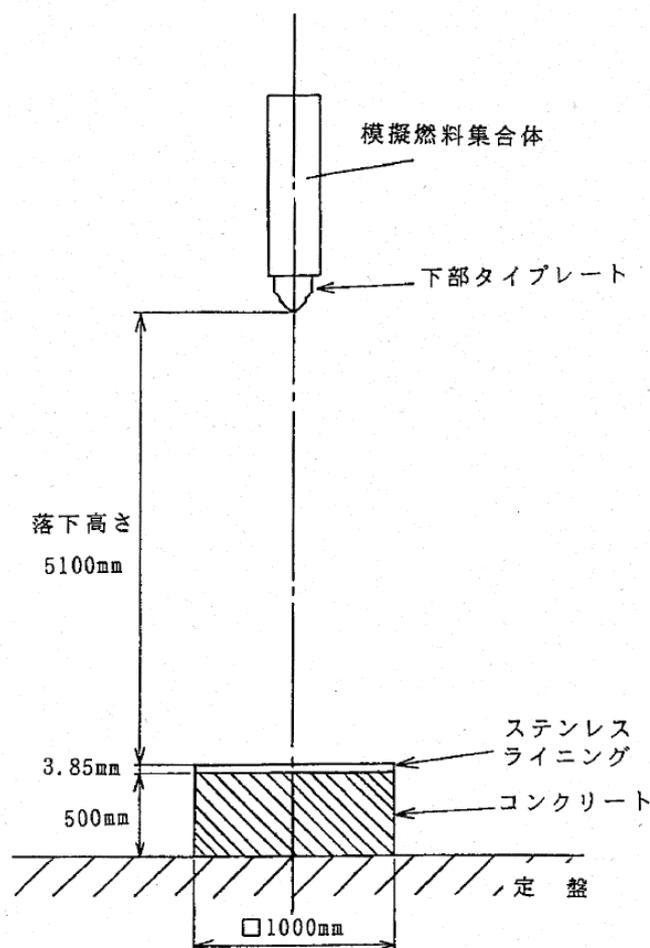
- | |
|--|
| <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> |
|--|

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)

第1図は、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。



第1図 模擬燃料集合体落下試験方法

第1図に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、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重量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

原子炉制御室等について
(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 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

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、表 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>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>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>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>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</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。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。</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>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>3 原子炉制御室には、<u>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>第38条（原子炉制御室等）</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</u></p>	<p>適合方針</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>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>をいう。</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>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置は、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以下となる設計とする。</p> <p>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る設計とする。</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>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>16 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設計とする。</p>
---	---	--

(2) 重大事故等への対処

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>第五十九条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第五十九条に規定する「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 交替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>（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><u>・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）を設置する設計とする。</u> <u>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なる設計とする。</u></p> <p><u>・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。</u></p> <p><u>・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を想定した設計とする。</u> <u>また、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し設計する。</u></p> <p><u>・運転員は、中央制御室滞在時及び交替のための入退域時ともにマスクの着用を考慮する設計とする。</u></p> <p><u>・運転員は5直2交替勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線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のうえ設計する。</u></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>	<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設計とする。</u>
--	---	--

※「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。

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）（1/2）

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)	—	
	中央制御室待避室	—	—	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	—	
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	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	—	
	中央制御室待避室陽圧化装置（空 気ポンプ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	無線連絡設備（常設）	62条に記載					—
	衛星電話設備（常設）						
	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）	—	
	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）	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 用仮設ダクト〔流路〕	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	SA-3	
	中央制御室待避室陽圧化装置（配 管・弁）〔流路〕	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	中央制御室換気空調系給排気隔 離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気 ダンパ）〔流路〕	—	—	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※3	SA-2	
	中央制御室換気空調系ダクト （MCR 外気取入ダクト，MCR 排気 ダクト）〔流路〕	—	—	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※3	SA-2	

※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，本分類とする。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 可搬型陽圧化空調機による陽圧化においてバウンダリを構成し，空気の流れを確保する常設設備であるため，本文類とする。

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）（2/2）

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（つづき）	無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）〔伝送路〕	62条に記載				
	衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）〔伝送路〕					
照明の確保	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）	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系フィルタ装置 〔流路〕	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系湿分除去装置 〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	主排気筒（内筒）〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉区域〔流路〕			その他の設備に記載（うち、常設重大事故緩和設備）		

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 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+SBO 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。

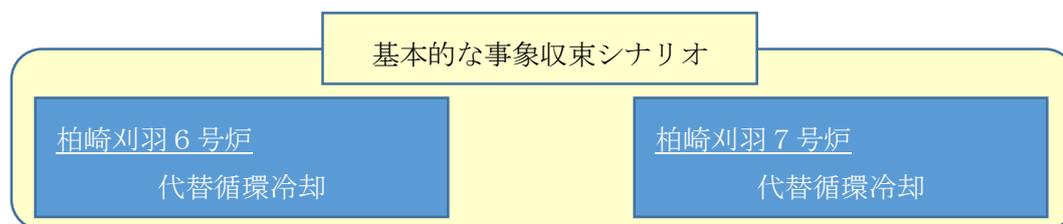


図 1.1-1 基本シナリオ

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。

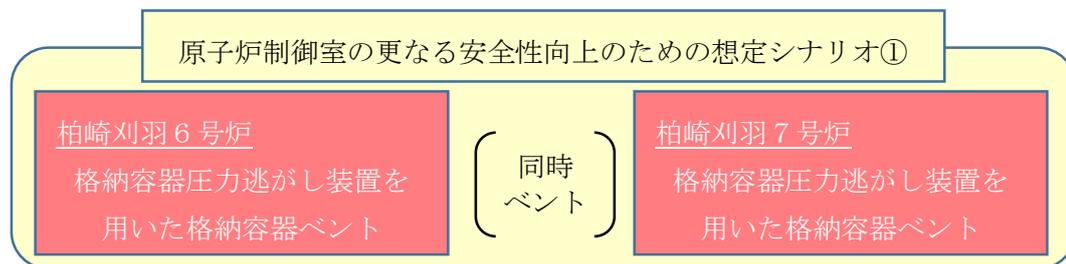


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

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、同時にではなく格納容器圧力逃がし装置を用いて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。

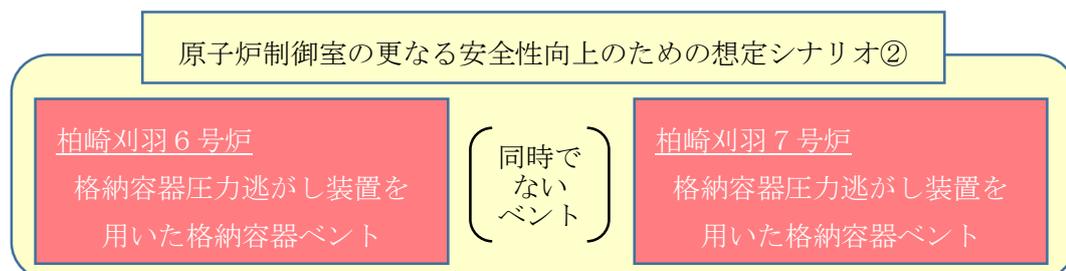


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

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, 低温(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

津波の襲来及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(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する。

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する。

(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, 中央制御室にテレビ, 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する。

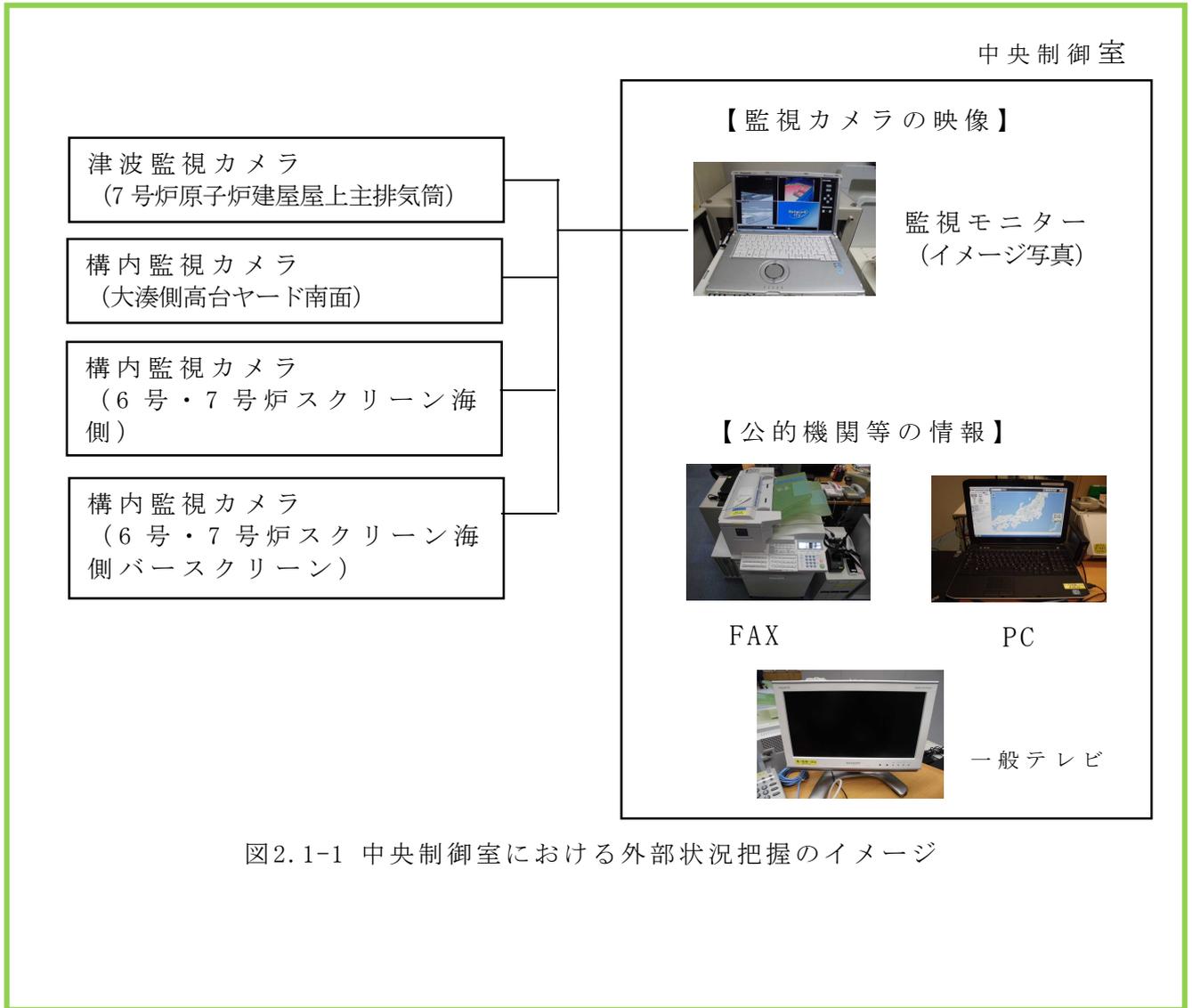


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

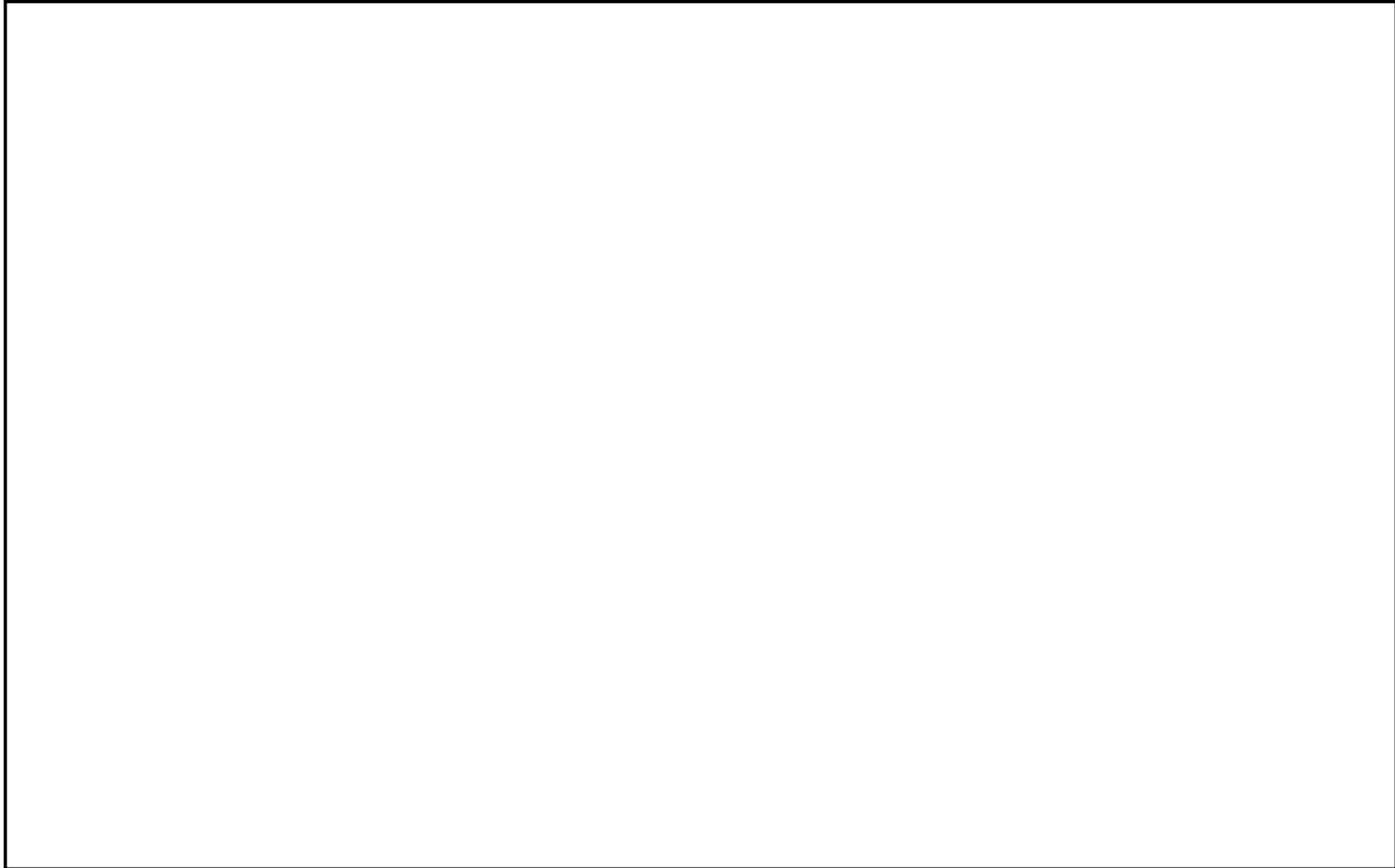
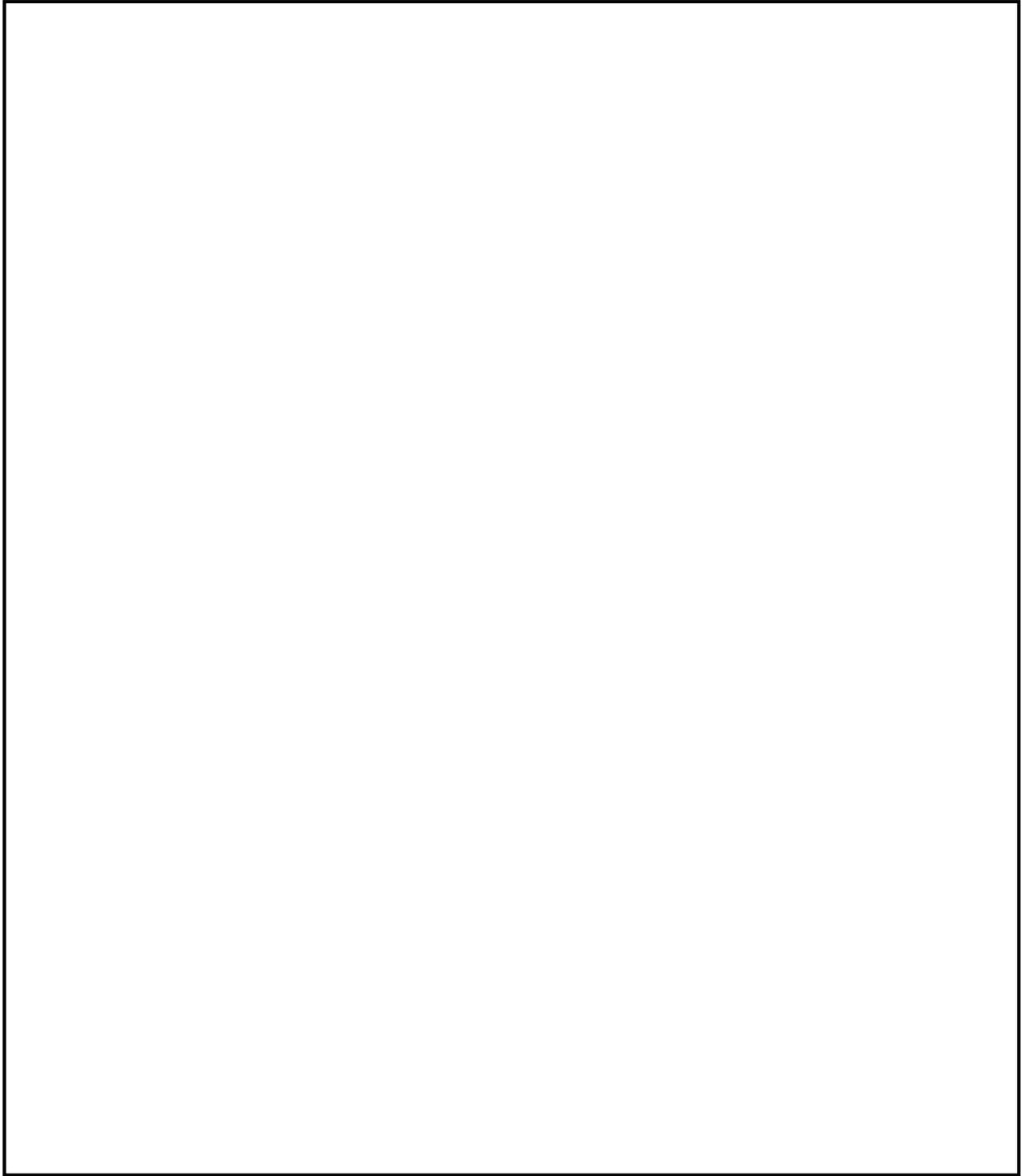


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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



構内監視カメラ T.M.S.L. 34000
(大湊側高台ヤード南面)

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

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。

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、7号炉原子炉建屋屋上に設置された排気筒の T. M. S. L. +76mの位置に2台設置し、水平360°、垂直90°の旋回が可能な設備とすることで、津波の襲来及び津波挙動の察知と、その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また、赤外線撮像機能を有したカメラを用い、かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで、昼夜を問わない継続した監視を可能とする。

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号及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通要因として把握するものであるため、6号及び7号炉で共用と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とともに、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する。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が可能な設計とする。



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40.1m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪167cm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	
	大湊側高台ヤード南面	6号炉スクリーン海側 及び7号炉スクリーン海側
外観		
カメラ構成	可視光カメラ	
ズーム	光学ズーム18倍	光学ズーム12倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±約90° / 水平360°)	上下左右可能 (上方約15° 下方約60° / 左右約170°)
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	(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

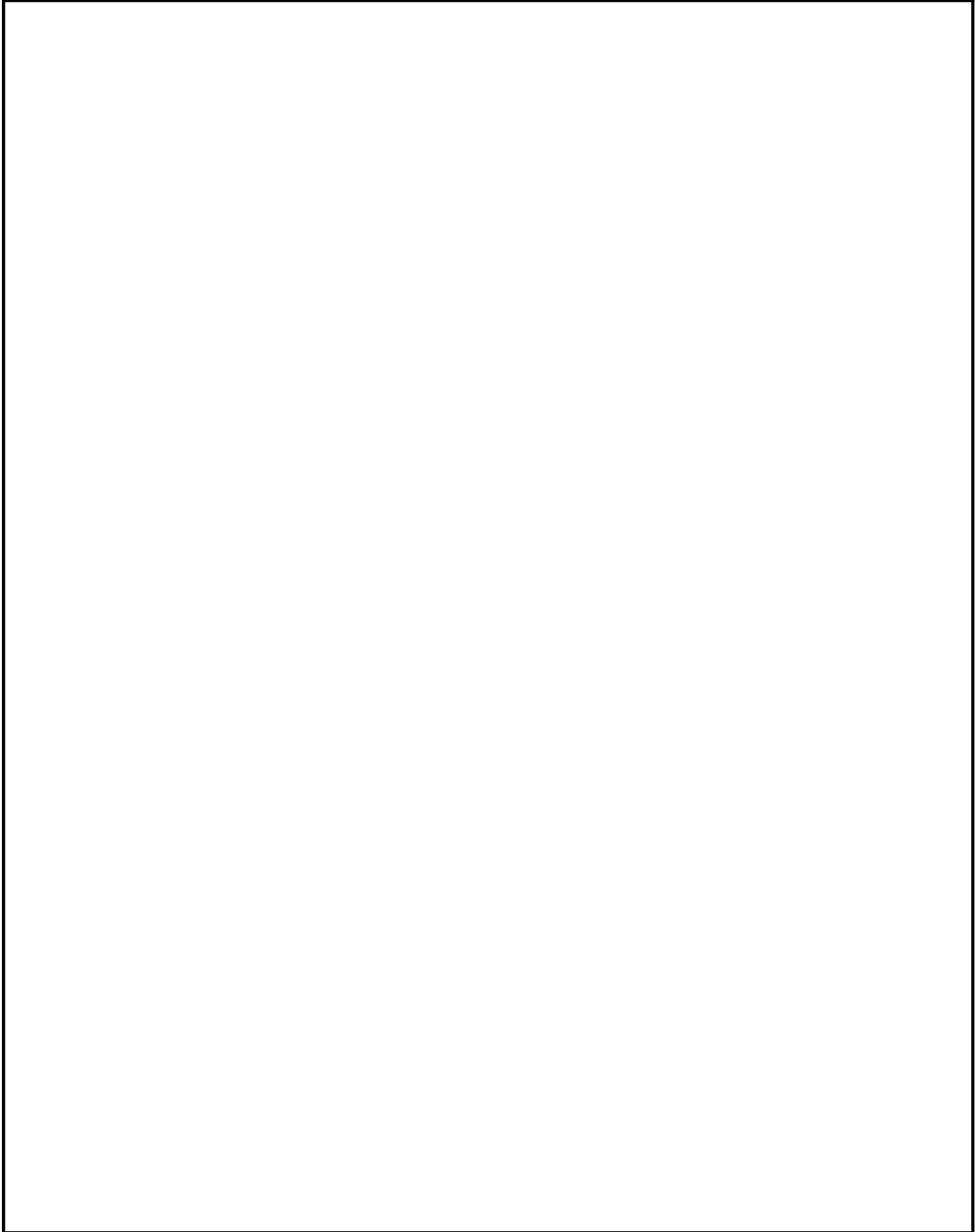


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

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。

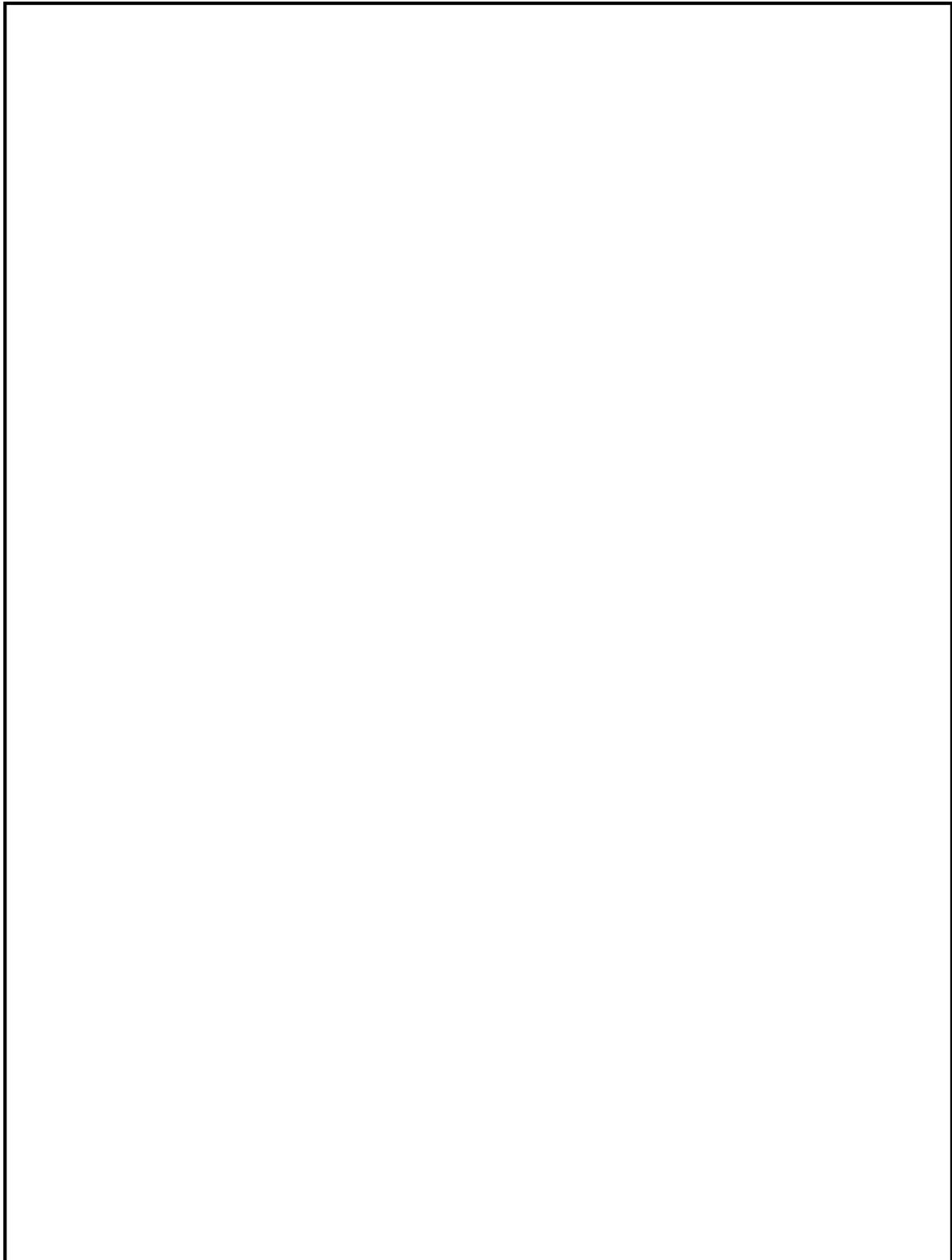


図 2.1-5 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(大湊側高台ヤード南面)の監視可能な画角範囲

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。

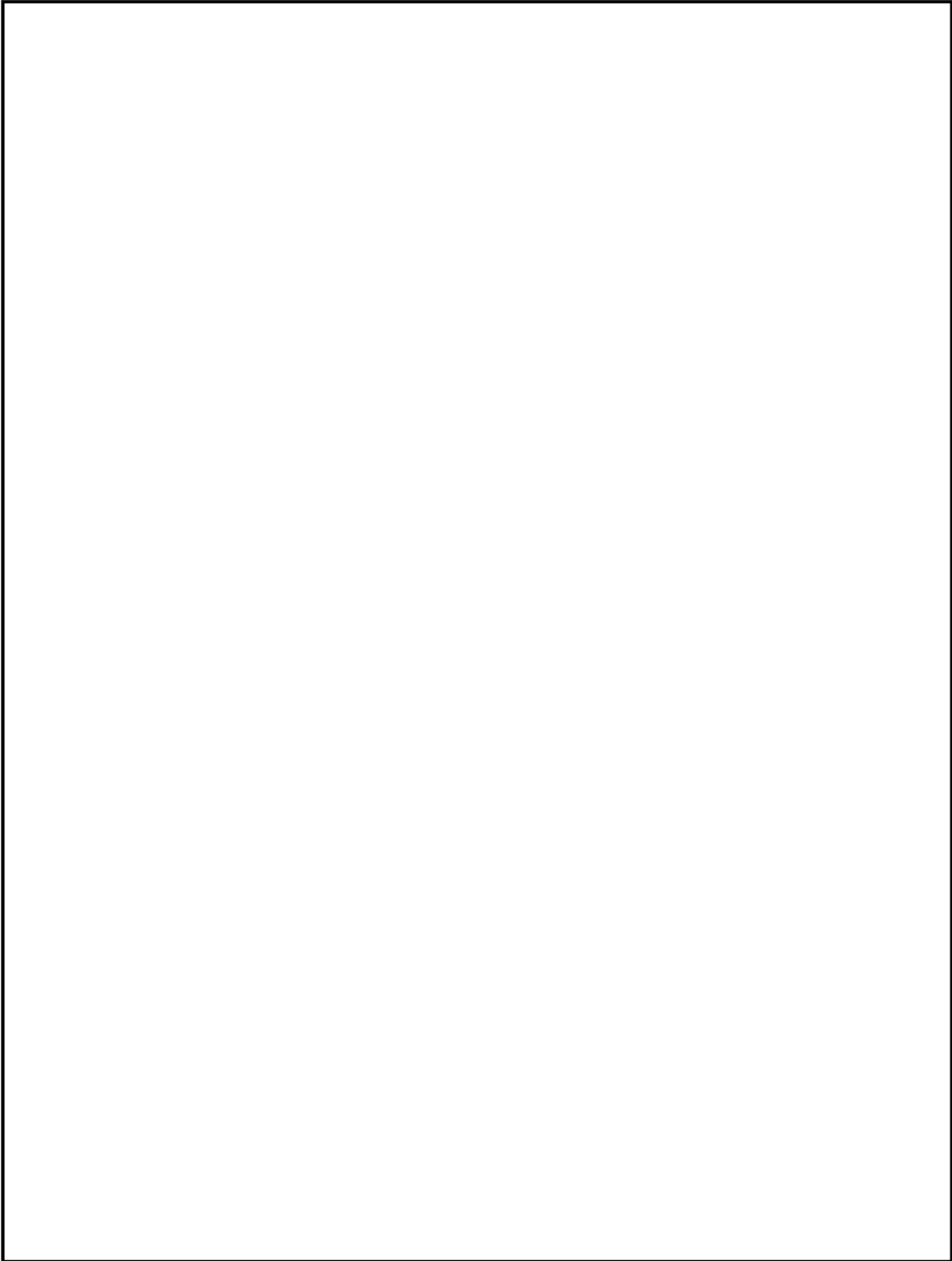


図 2.1-6 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉，7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

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。



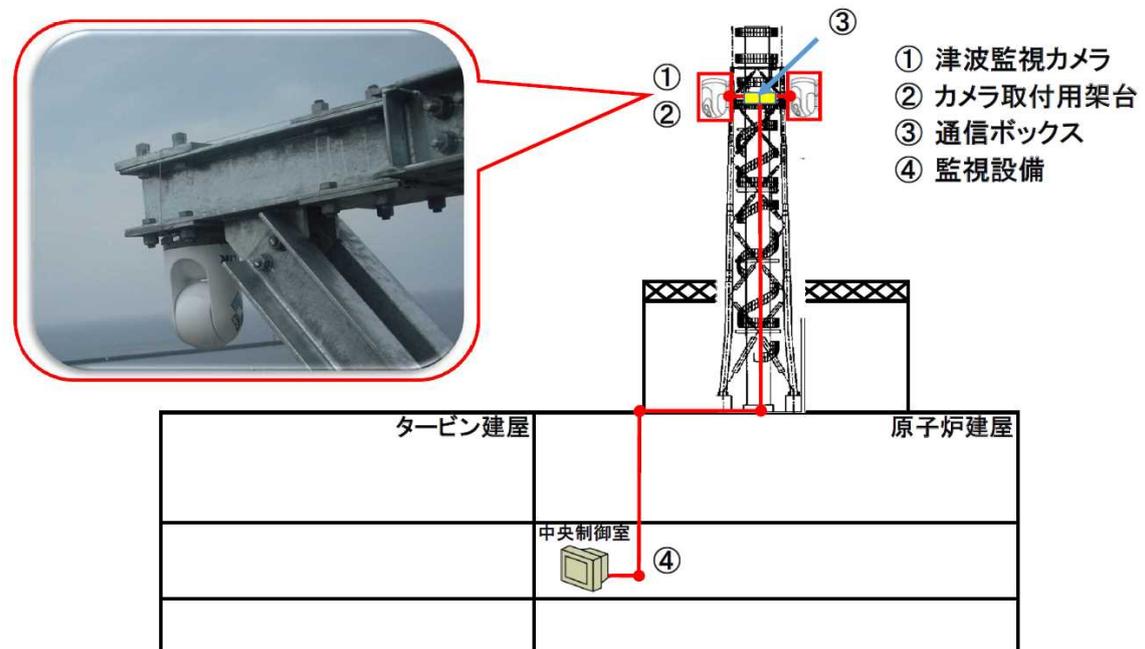


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図



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。

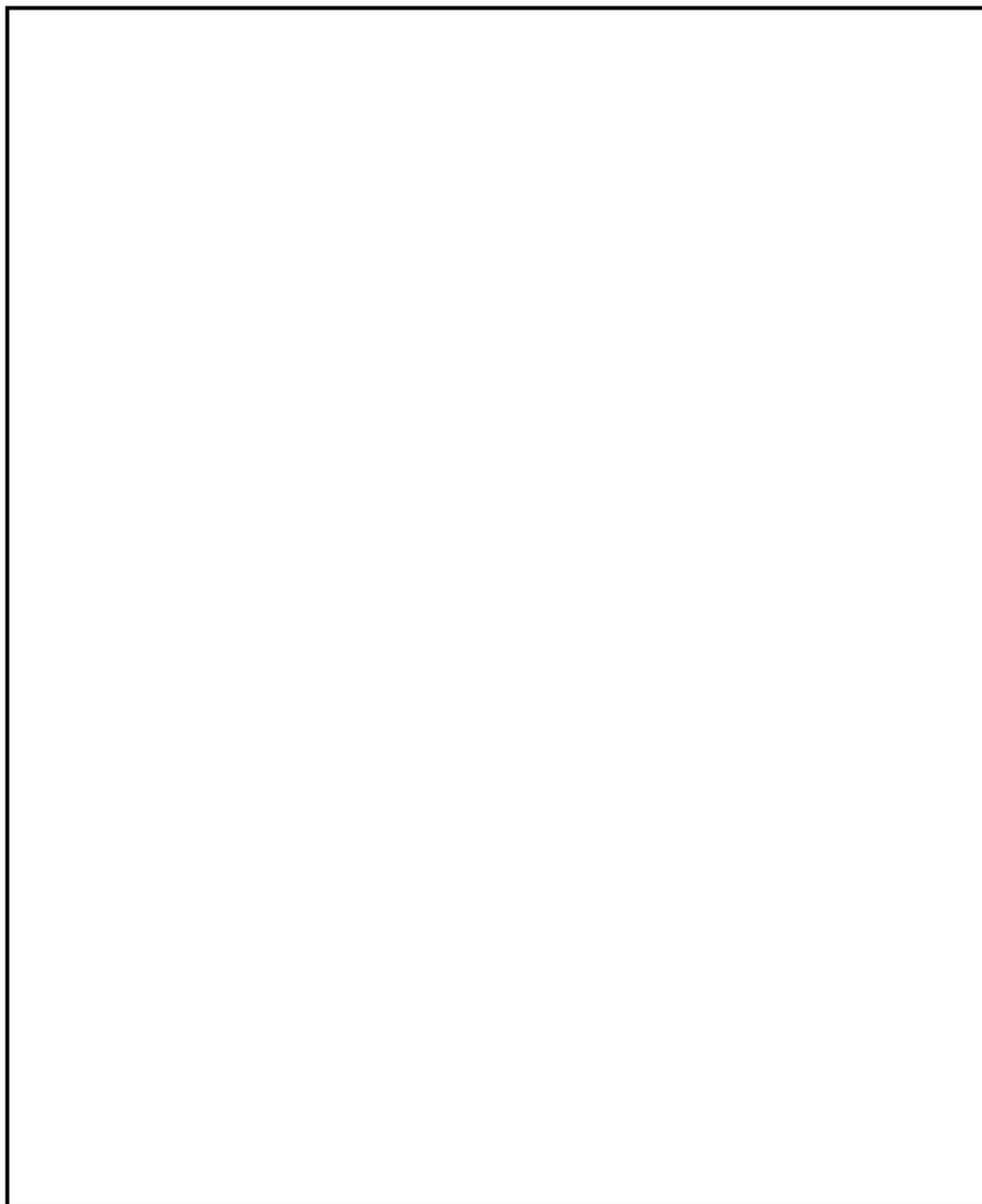
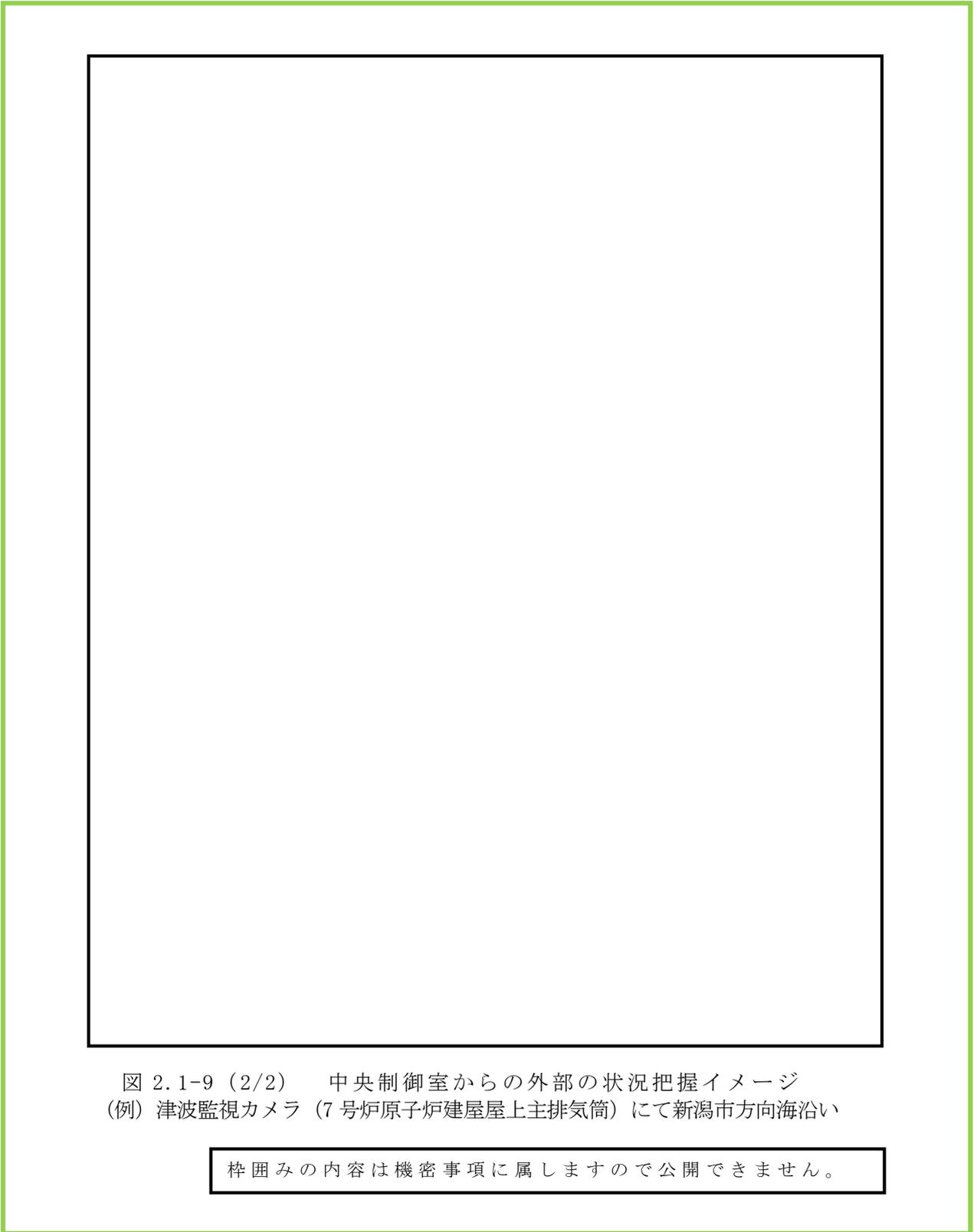


図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟市方向海沿い

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) にて新潟市方向」の撮影方角は, 下記構内配置図 (図 2.1-10) のとおり。

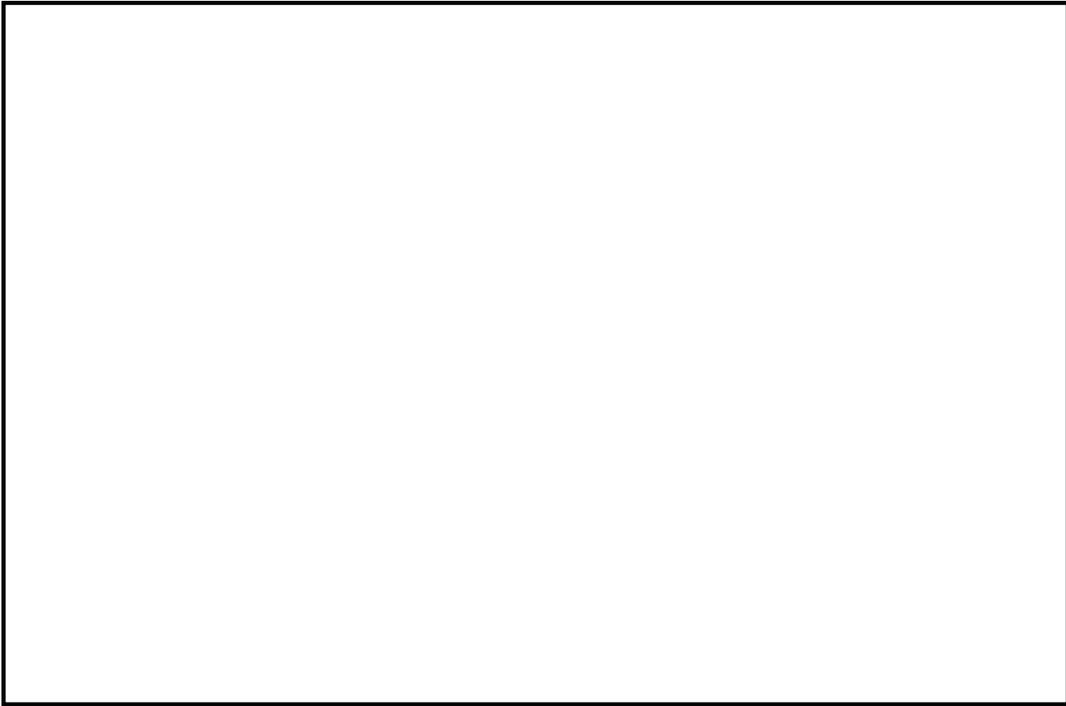


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

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

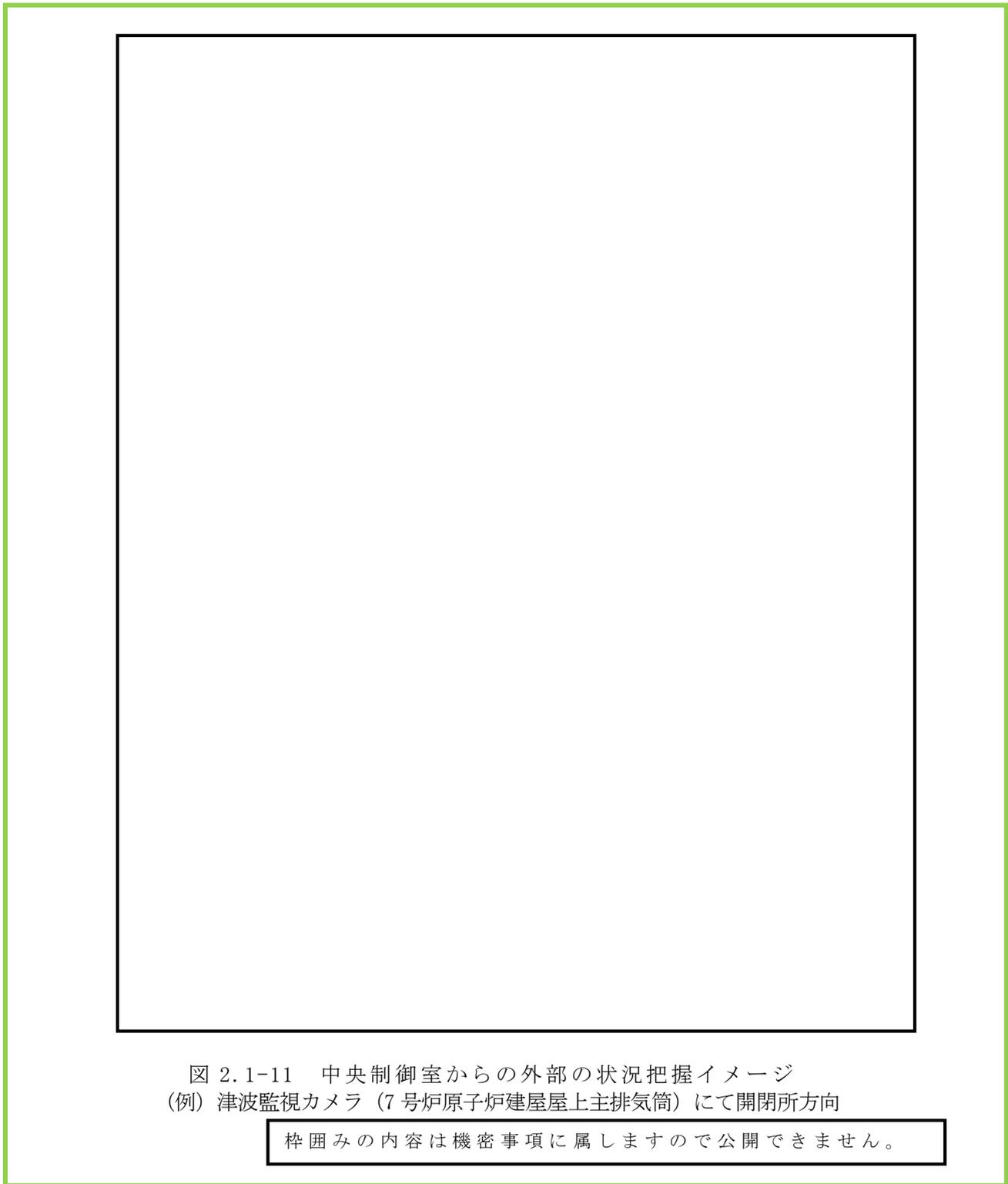


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

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	○				
低温（凍結）	○				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 (原子炉建屋原子炉区域 外気差圧)	(6号炉) -2.50~2.50 kPa (7号炉) -1.20~0.30 kPa	台風等により原子炉建屋内外の差圧が大きくなった場合には建屋を保護する必要があることから風影響を把握可能な設計とする。 原子炉建屋原子炉区域外気差圧として、 (6号炉) -1.47~0.49 kPa (7号炉) -0.98~0.2 kPa を把握できる設計とする。
気温	-20.0~40.0℃	観測記録(気象庁アメダス)年超過確率評価 10^{-4} /年の値である最低気温-15.2℃, 及び最高気温 38.8℃が把握できる設計とする。
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. -6.5m ~ T. M. S. L. +9.0m (7号炉) T. M. S. L. -5.0m ~ T. M. S. L. +9.0m	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 1 ~9)	$10^1 \sim 10^8$ 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。



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20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程」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程」（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，かつ中央制御室陽圧化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。

また，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。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図 2.3-2 に示す。

 : S A 範囲

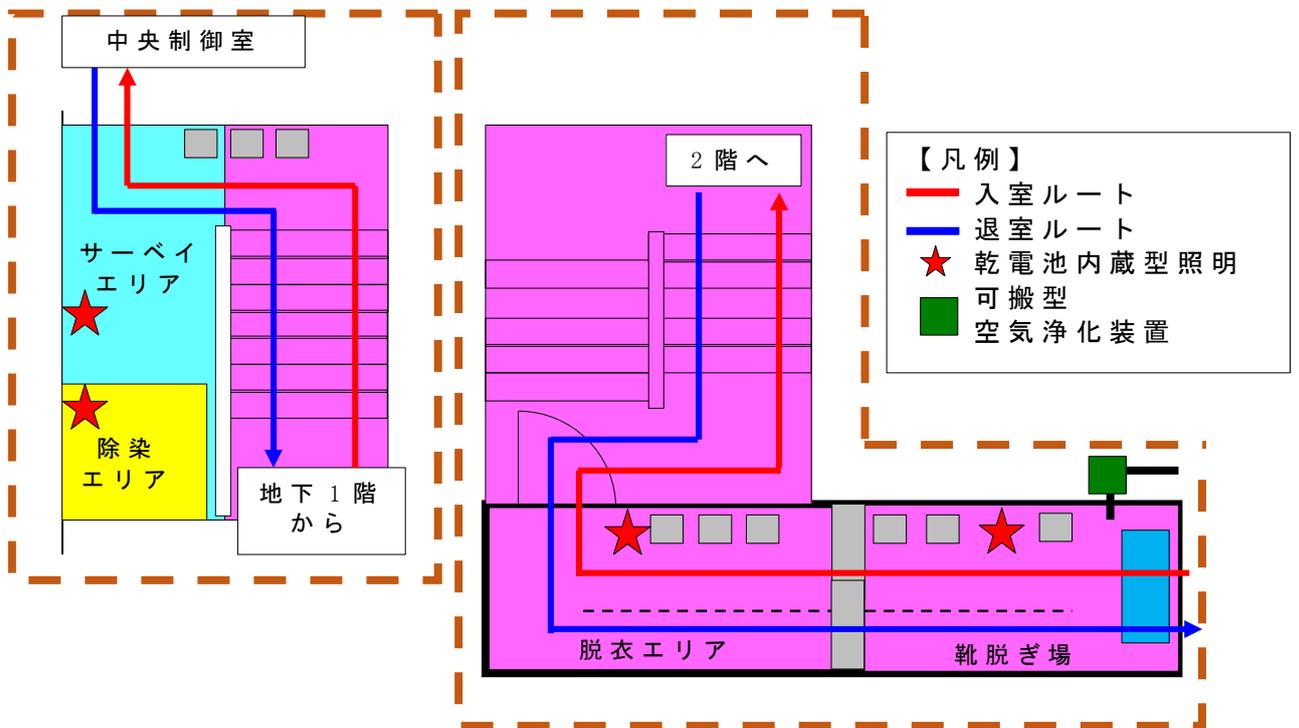


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

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。

			経過時間 (分)							
			0	10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員		▽設置指示							チェンジングエリア▽ 設置完了
チェンジングエリア 設置手順	保安班	2名								
			資機材準備							
									エリア設置	

図 2.3-2 チェンジングエリアの設営のタイムチャート

 : 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、陽圧化装置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た場合においても、関係する6号及び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する設計とする。（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 T.M.S.L. +17.3m）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F T.M.S.L.

+12.3m) 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バウンダリを構成する。

 : S A 範囲

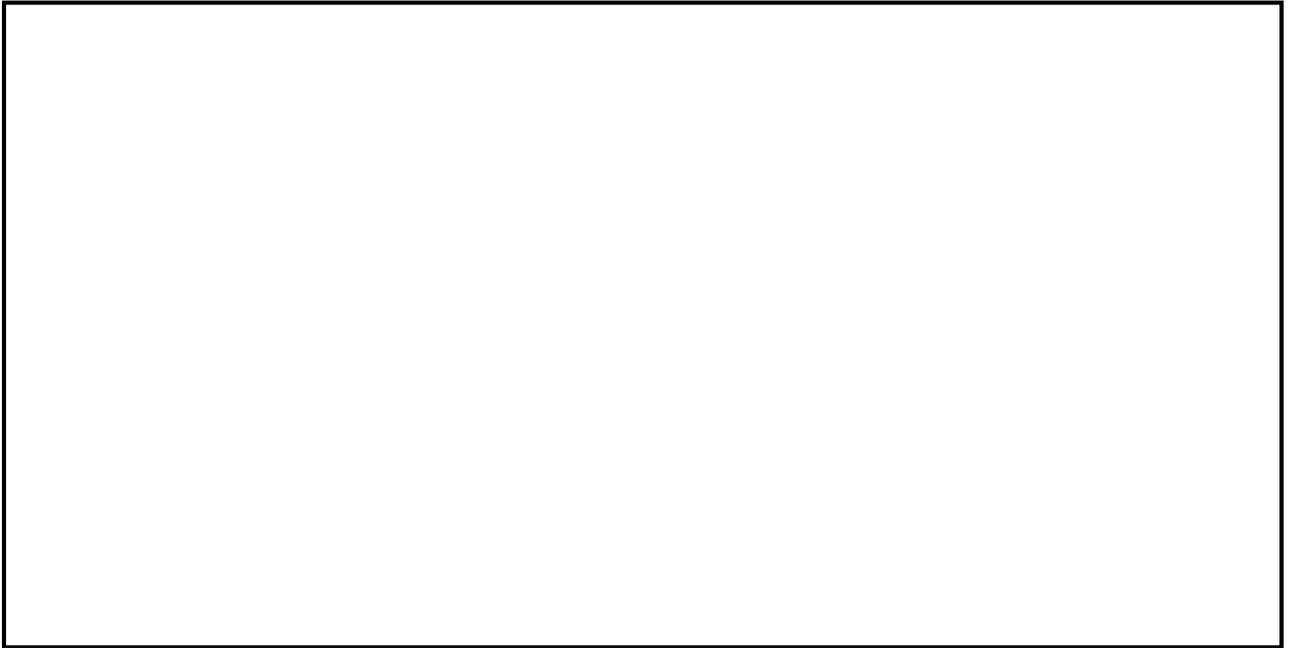


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

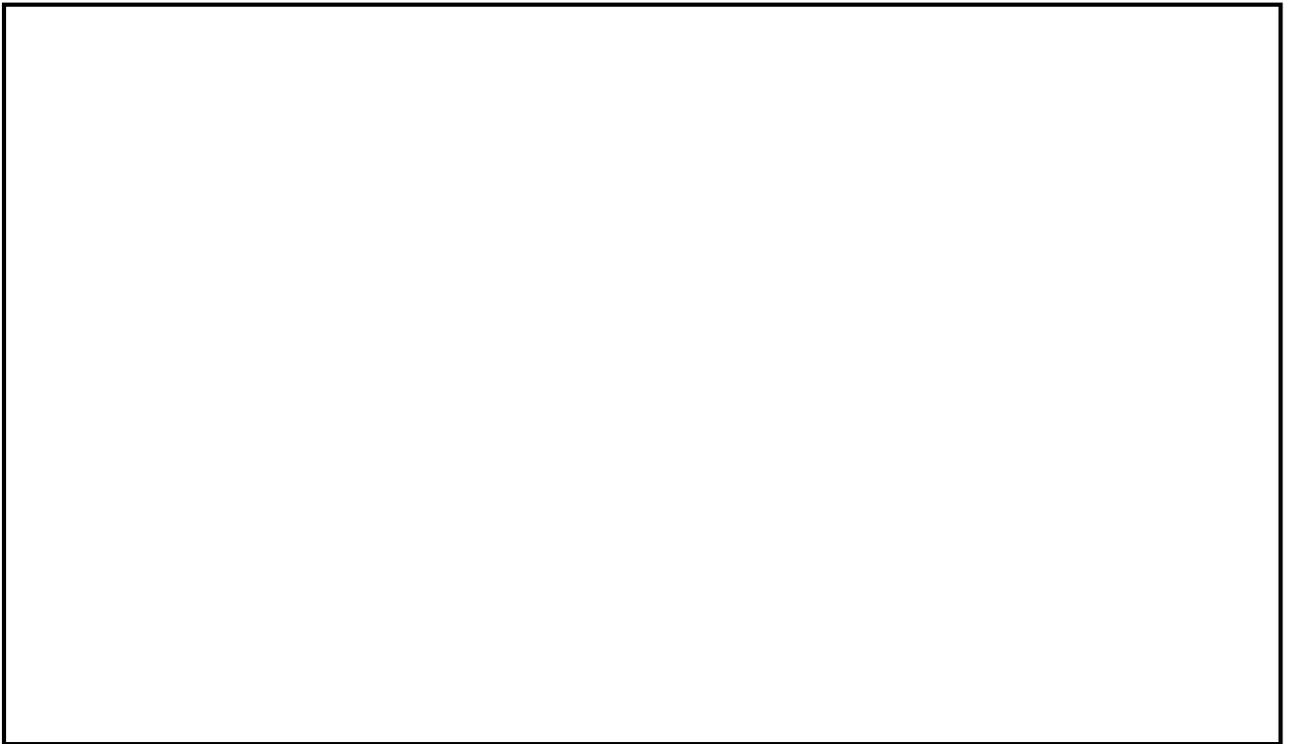


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

 : S A 範囲

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。

低温及び高温の設計基準については、観測記録（気象庁アメダス）年超過確率評価を踏まえ最低気温が最も小さく、及び最高気温が最も大きくなる値を設計基準として定めた。評価の結果、統計的な処理による年超過確率 10^{-4} /年の値として最低気温は -15.2°C 、及び最高気温は 38.8°C となった。

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に際しては、重大事故等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°C 、隣接区画を年超過確率 10^{-4} /年の値よりも厳しい最低温度 -17.0°C 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17.0^{\circ}\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 \quad \approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

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

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。

2.4.3 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陽圧化装置の系統概要を図 2.4-4 に示す。

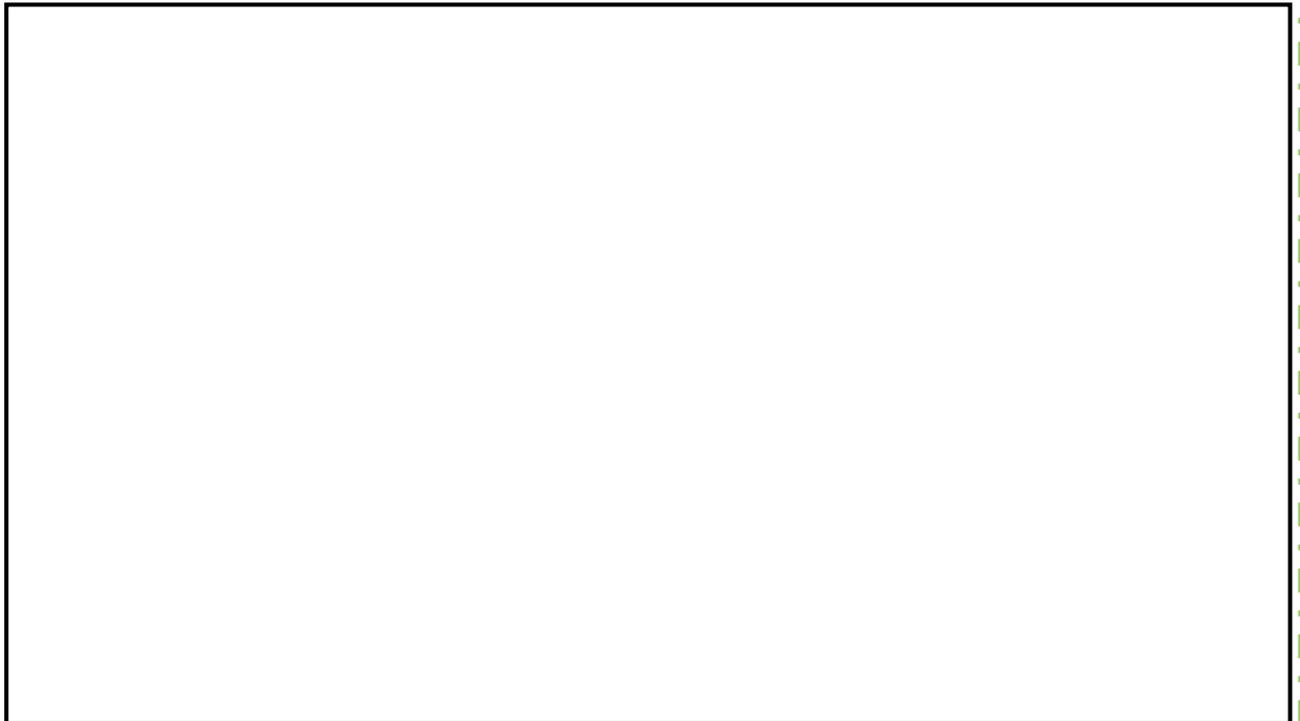


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（陽圧化装置）
系統概要図
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

(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)

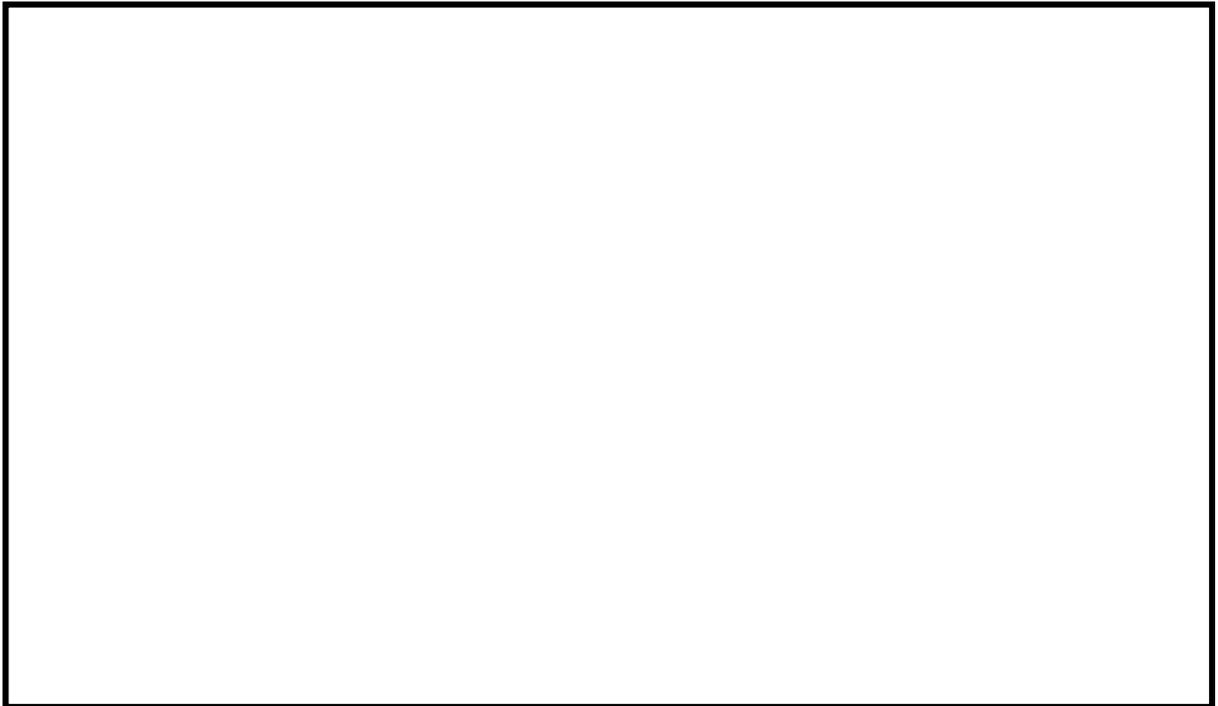


図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

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 送風機による住宅等の気密性能試験方法に基づく気密性能試験を実施し決定した。

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 1,125~1,500m³/h/台×2 台、7 号炉側から 1,125~1,500m³/h/台×2 台とする。）

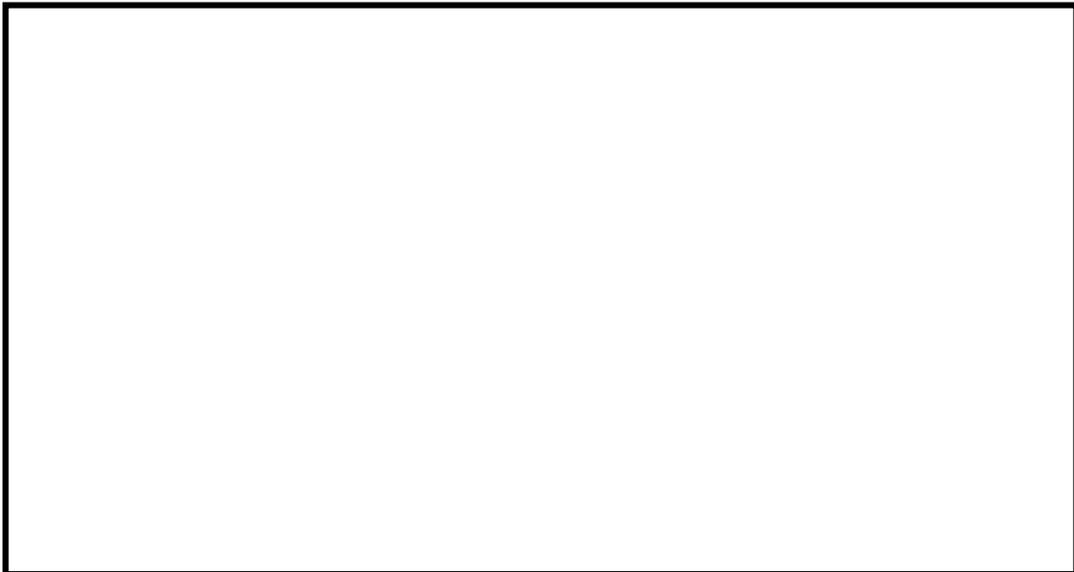


図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

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 /h/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設計とする。

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した外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可能な設計とする。

 : 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。

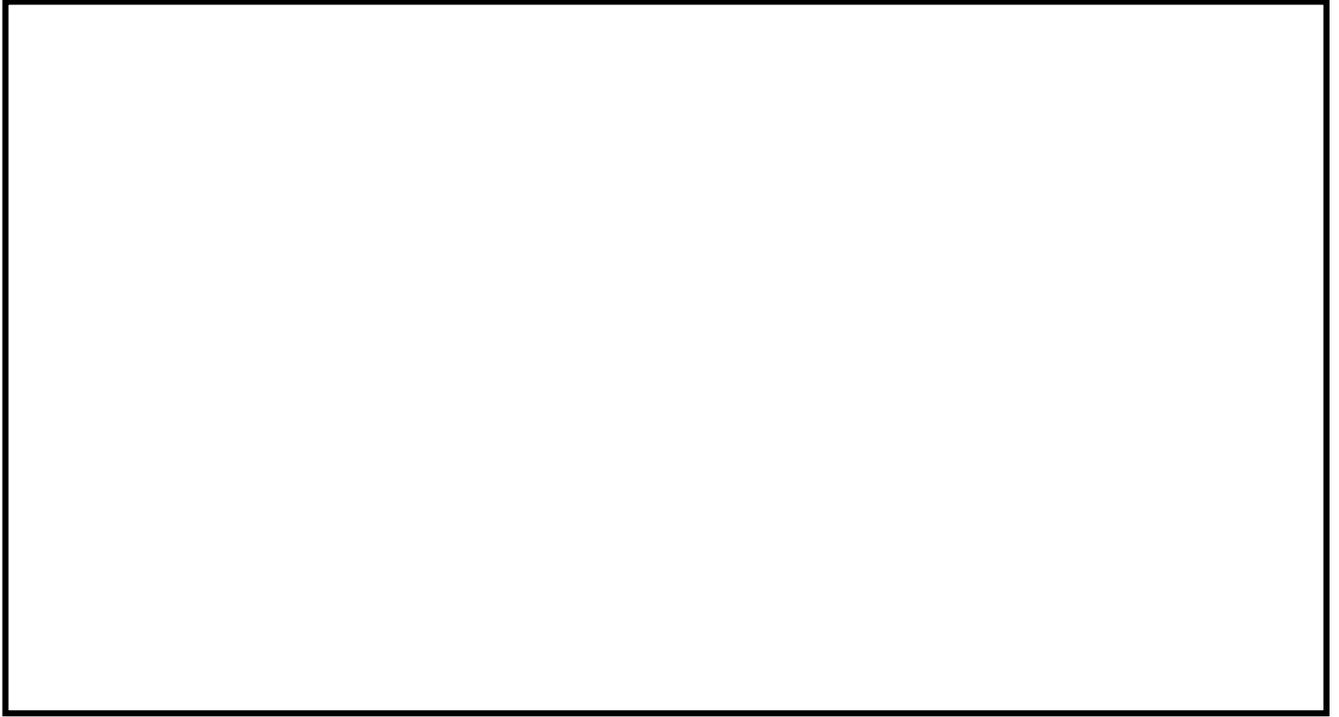


図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図

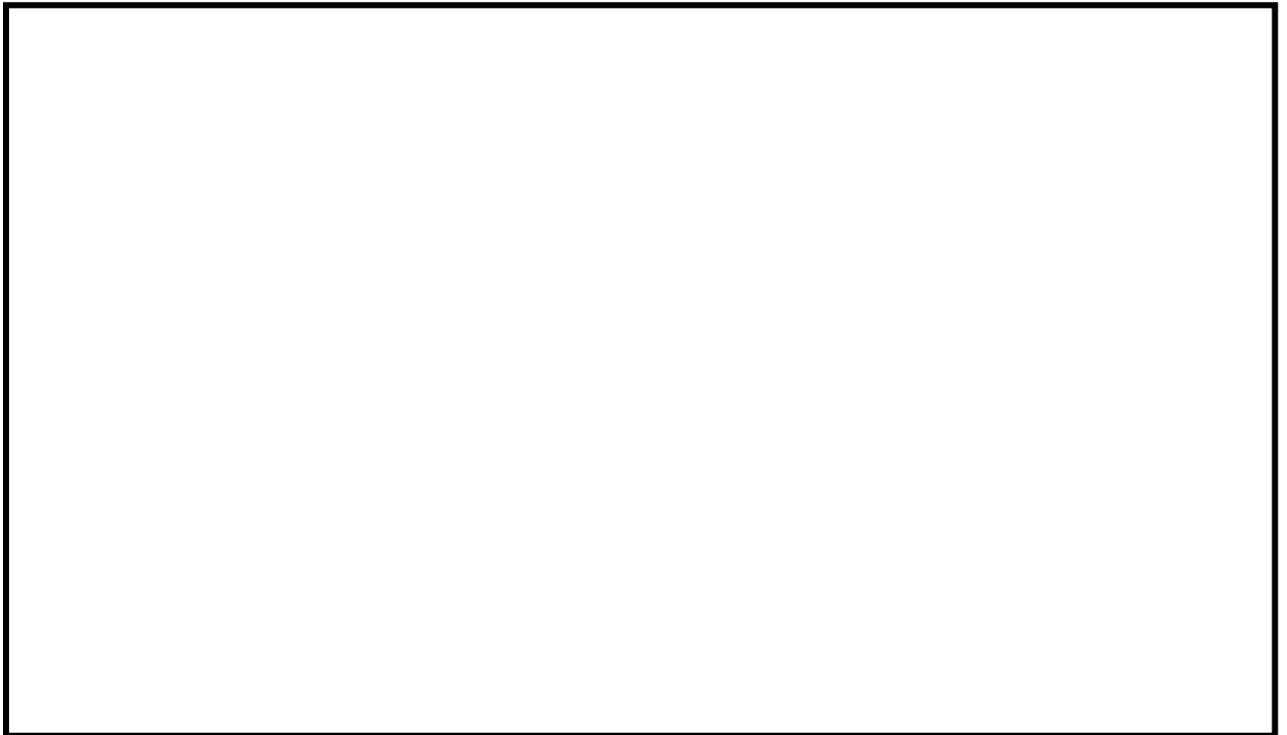


図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

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 T.M.S.L.+17.3m）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F T.M.S.L.+12.3m）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する。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した外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6号機 中央制御室送・排風機室及び7号機 中央制御室送・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。

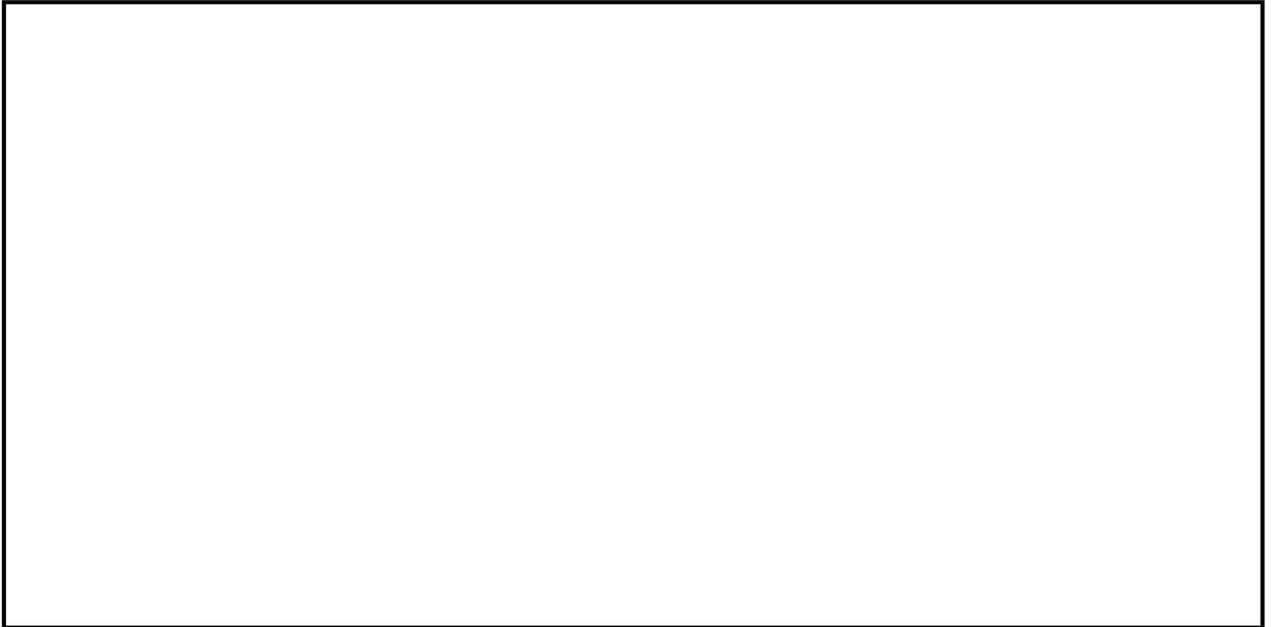


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

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。

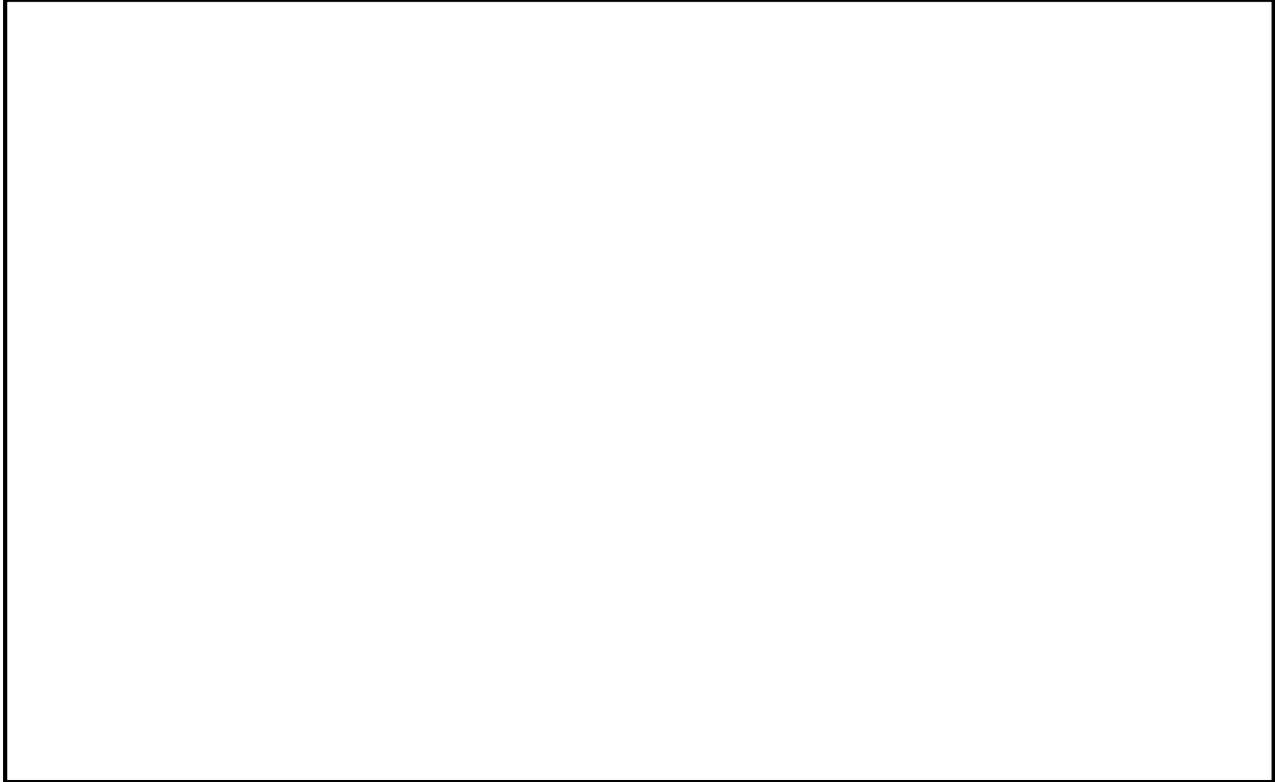


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (7号炉)

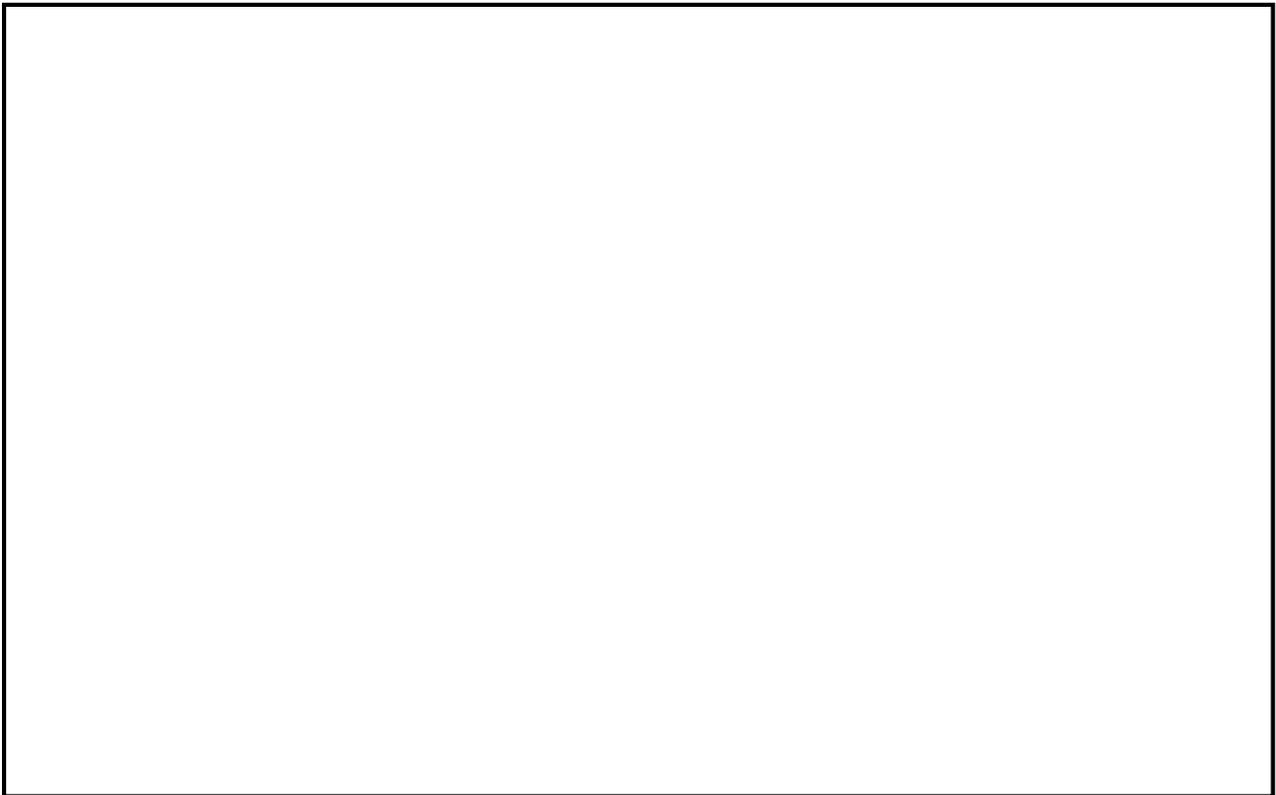


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (6号炉)

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

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陽圧化装置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設計とする。これにより、中央制御室バウンダリ内への希ガスを除く放射性物質の流入を低減できる設計とすることで、待避室にとどまる間、中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減を図るとともに、待避室から中央制御室バウンダリ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。

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、陽圧化装置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一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。陽圧化装置は、自主対策設備として、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。

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、コントロール建屋と中央制御室との間、及び中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧は均圧室の扉を閉めることにより確保する設計とする。

なお、中央制御室待避室の陽圧化装置の系統概要を図 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。

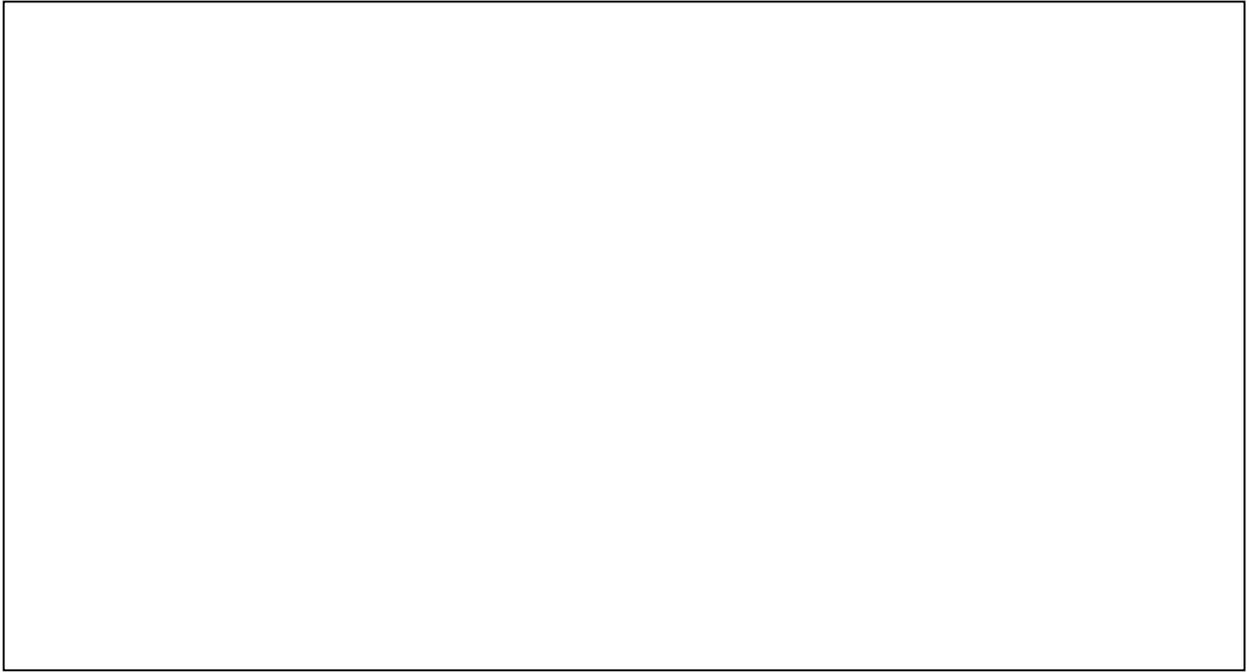


図 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図
(重大事故発生時，プルーム通過中)



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。

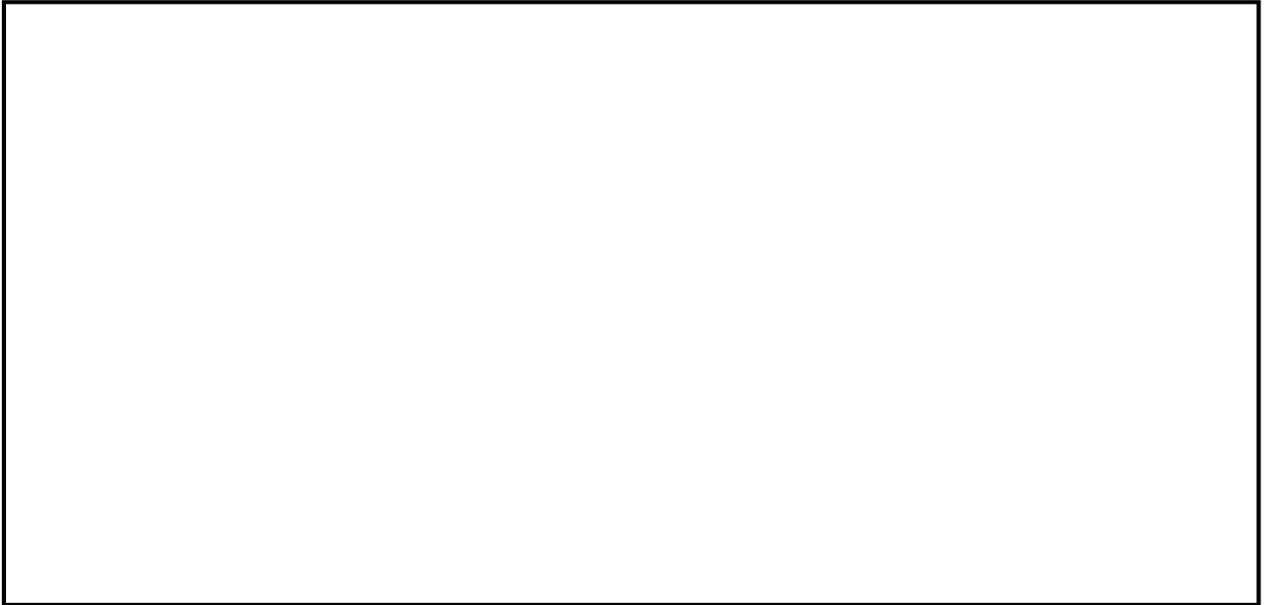


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート mm, 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2.4-15に示すとおり。

(4) 陽圧化装置

a. 系統構成

中央制御室待避室の陽圧化装置の系統概要図を図2.4-16に示す。

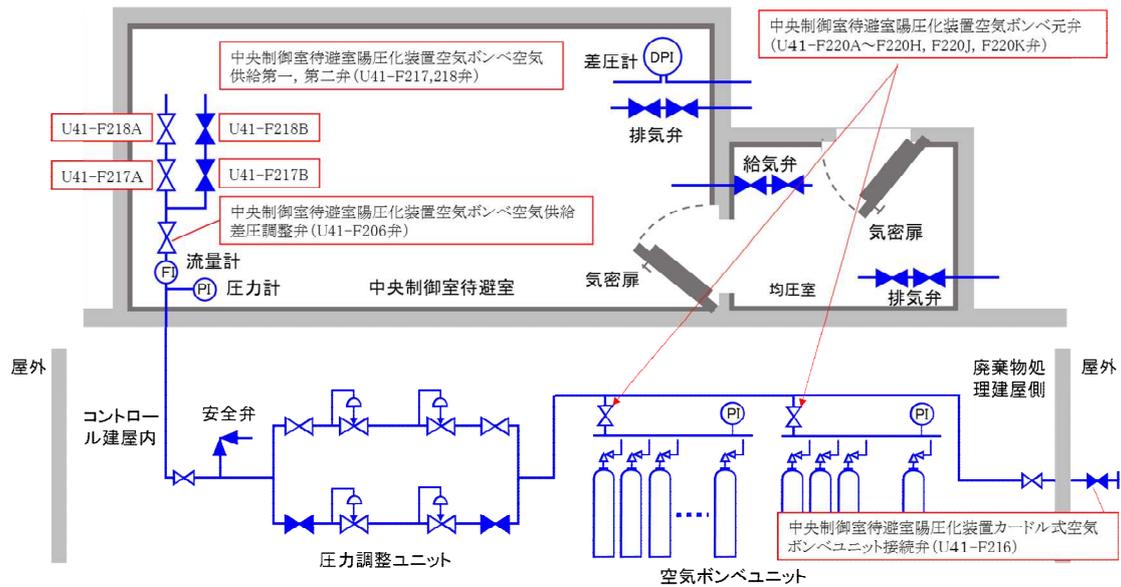


図2.4-16 陽圧化装置 系統概要図

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%（標準大気の二酸化炭素濃度）
- ・ 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）

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039) \\
 &= 95.45 \\
 &\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

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）
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度：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/本から下記のとおり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。

$$\begin{aligned} 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} &= 173.6 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

※格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定

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のため、自主対策設備として空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とする空気ポンベカードル車を配備する。空気ポンベカードル車は建屋外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陽圧化装置側との切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、常設の陽圧化装置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. と同様の設計とする。



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、図示すると以下のとおりとなる。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。

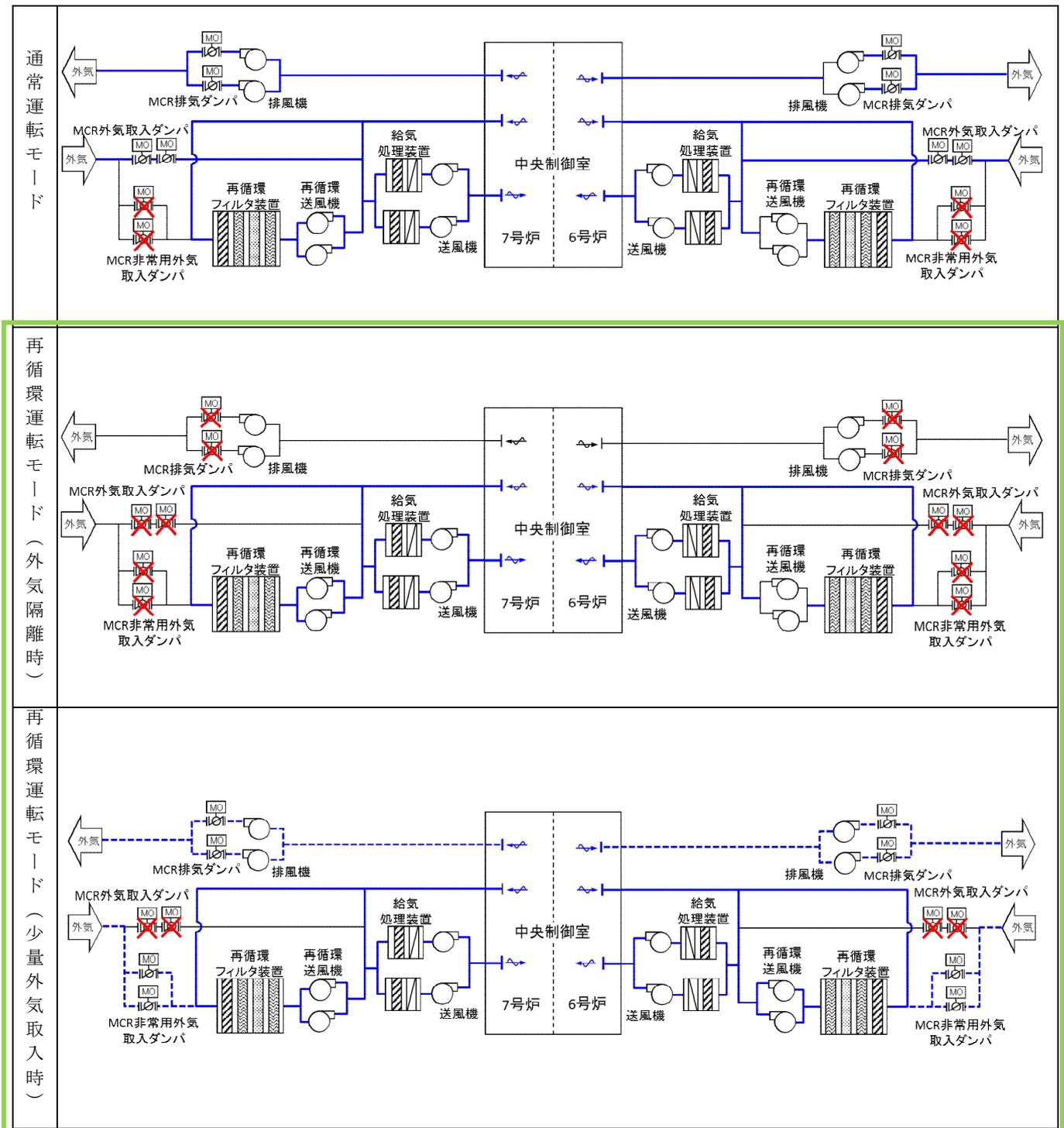


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

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。

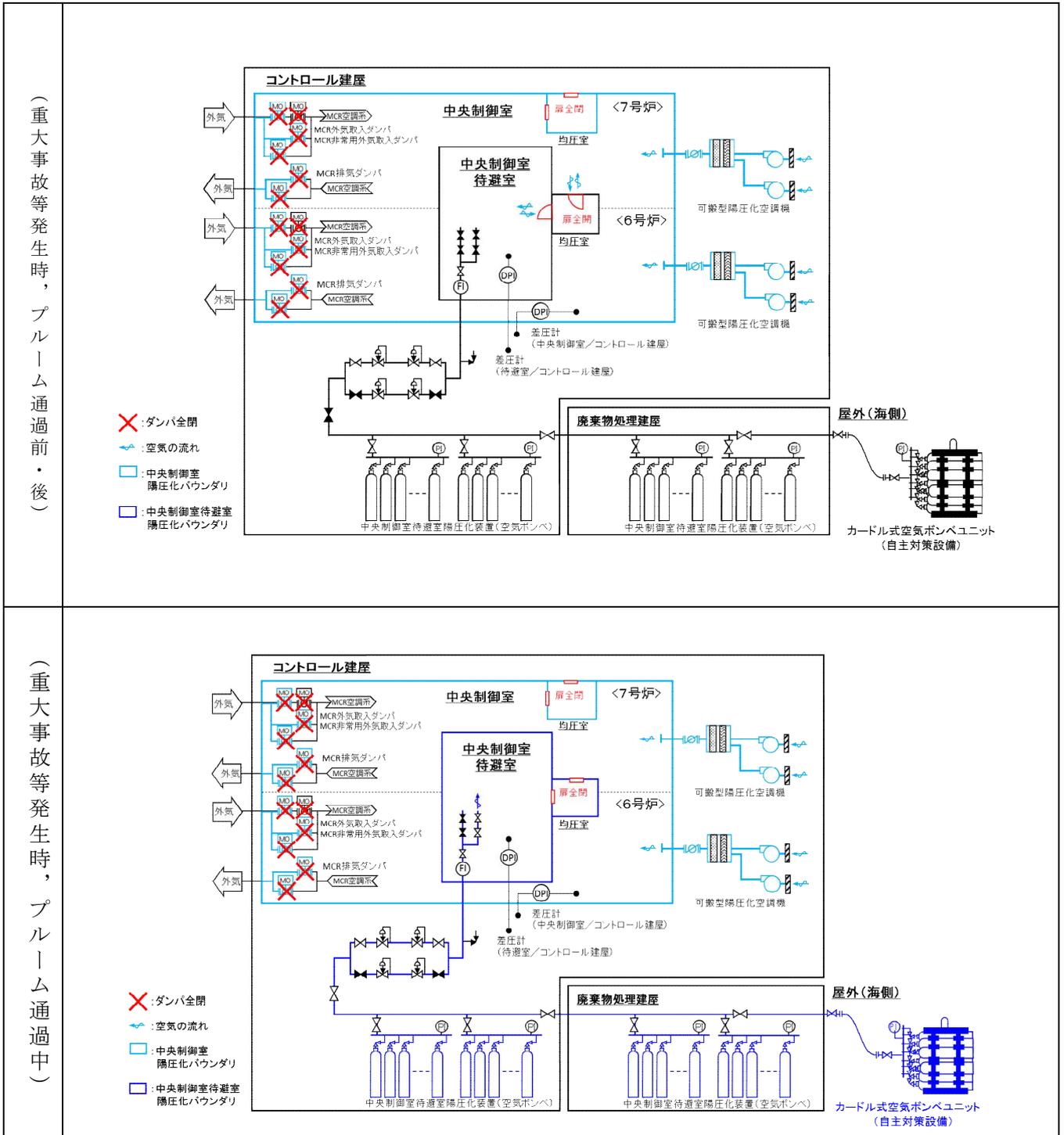


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）

(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に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，衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，6 号及び 7 号炉用に各々 1 台ずつ使用できる設計とする。

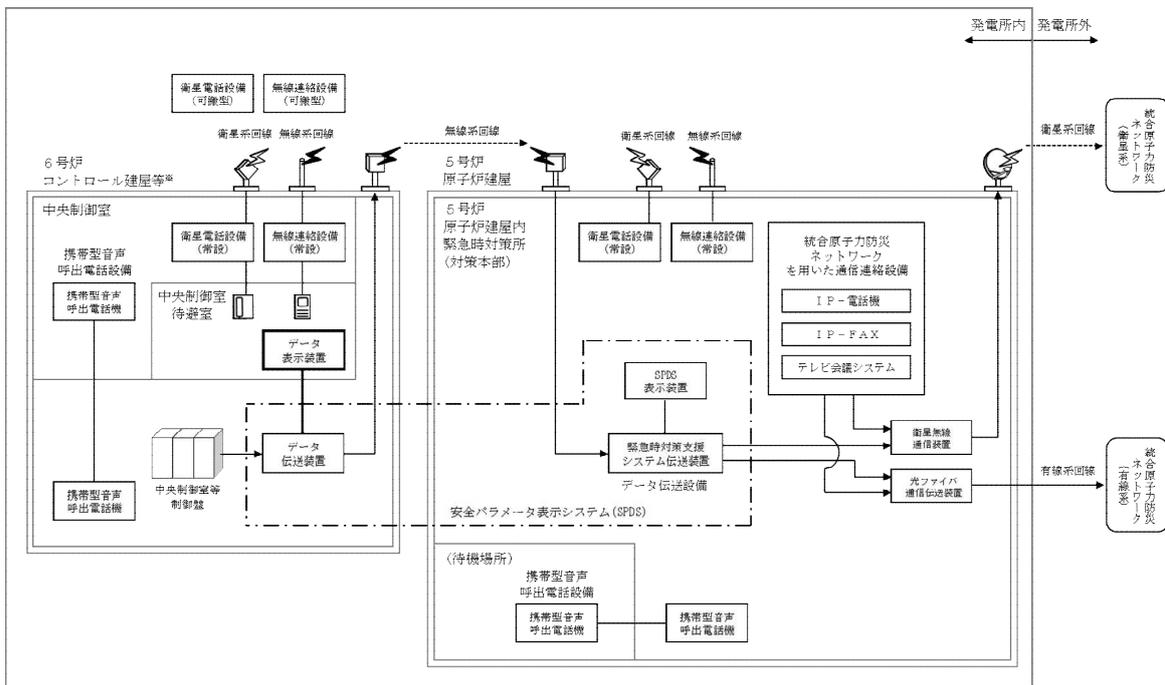
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : 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号炉も同様

図2.4-20 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

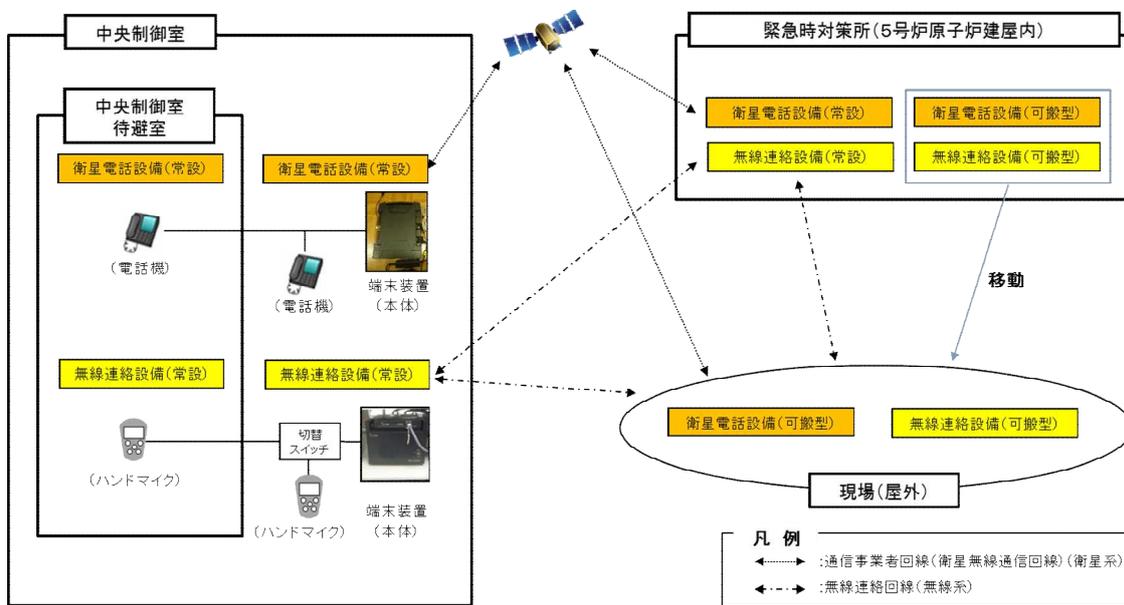


図2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要
（6号及び7号炉各々）

：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の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3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台（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20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台*を保有する。）

※予備1台は6号炉及び7号炉中央制御室と共用

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（単一×4） 測定可能時間：約300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	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 に示すとおり常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（以下、単に「ガスタービン発電機」という）からの給電が可能な設計とする。

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。なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保可能な設計とする。

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、被ばく評価において、必要な居住性が確保されていることを確認している。

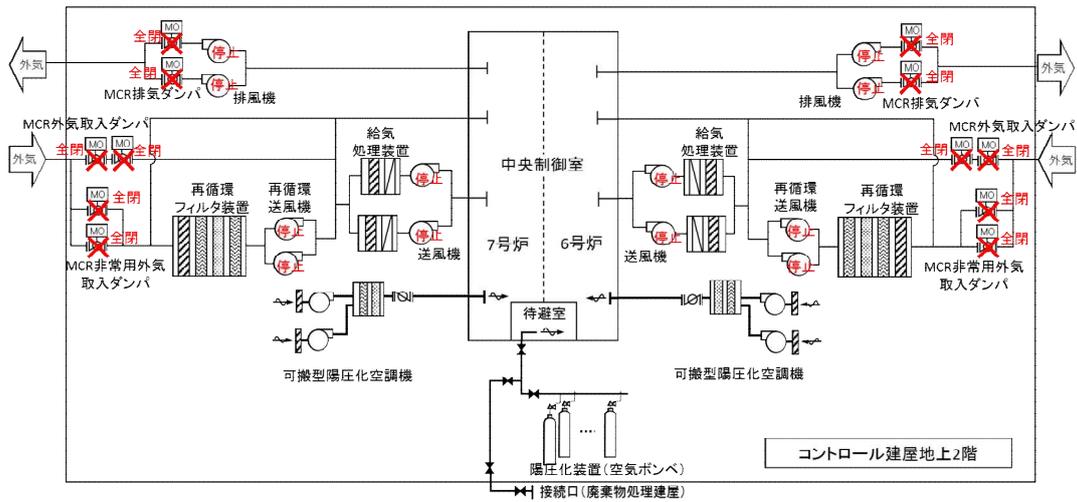
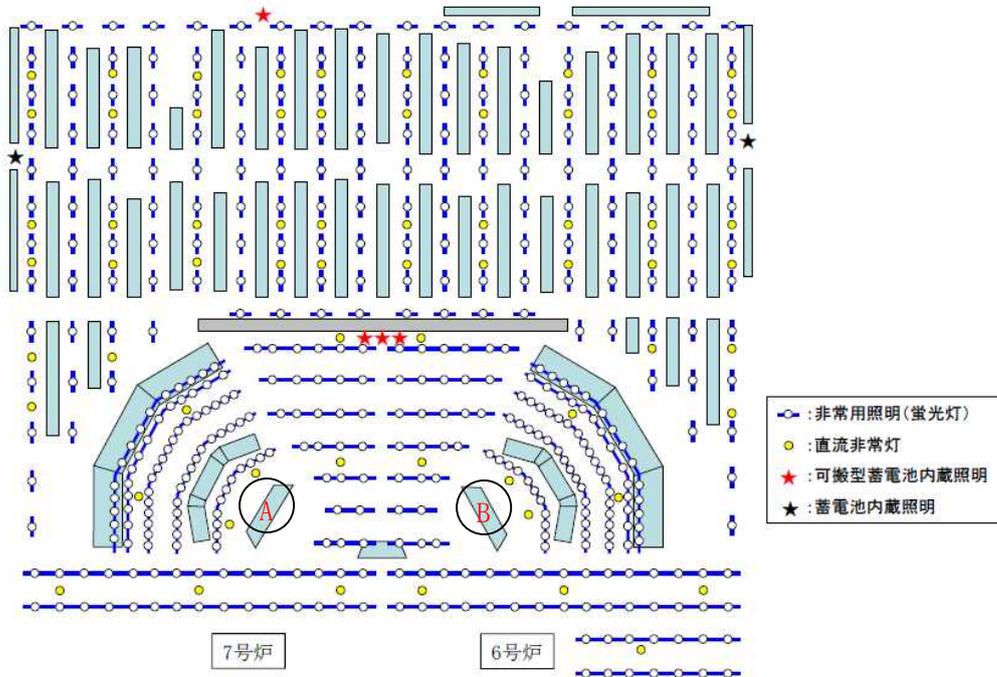
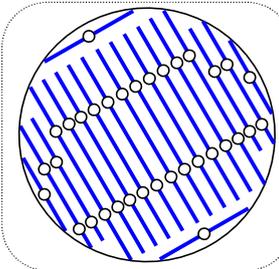
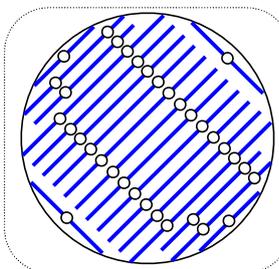


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）



拡大図A(7号炉)

拡大図B(6号炉)



【照明設備仕様】	
● 非常用照明	
ベンチ盤操作部エリア	1,000 ルクス（設計値）
鉛直にある計器面	300～400 ルクス（設計値）
● 直流非常灯	床面 1 ルクス以上（設計値）

図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

： S A 範囲

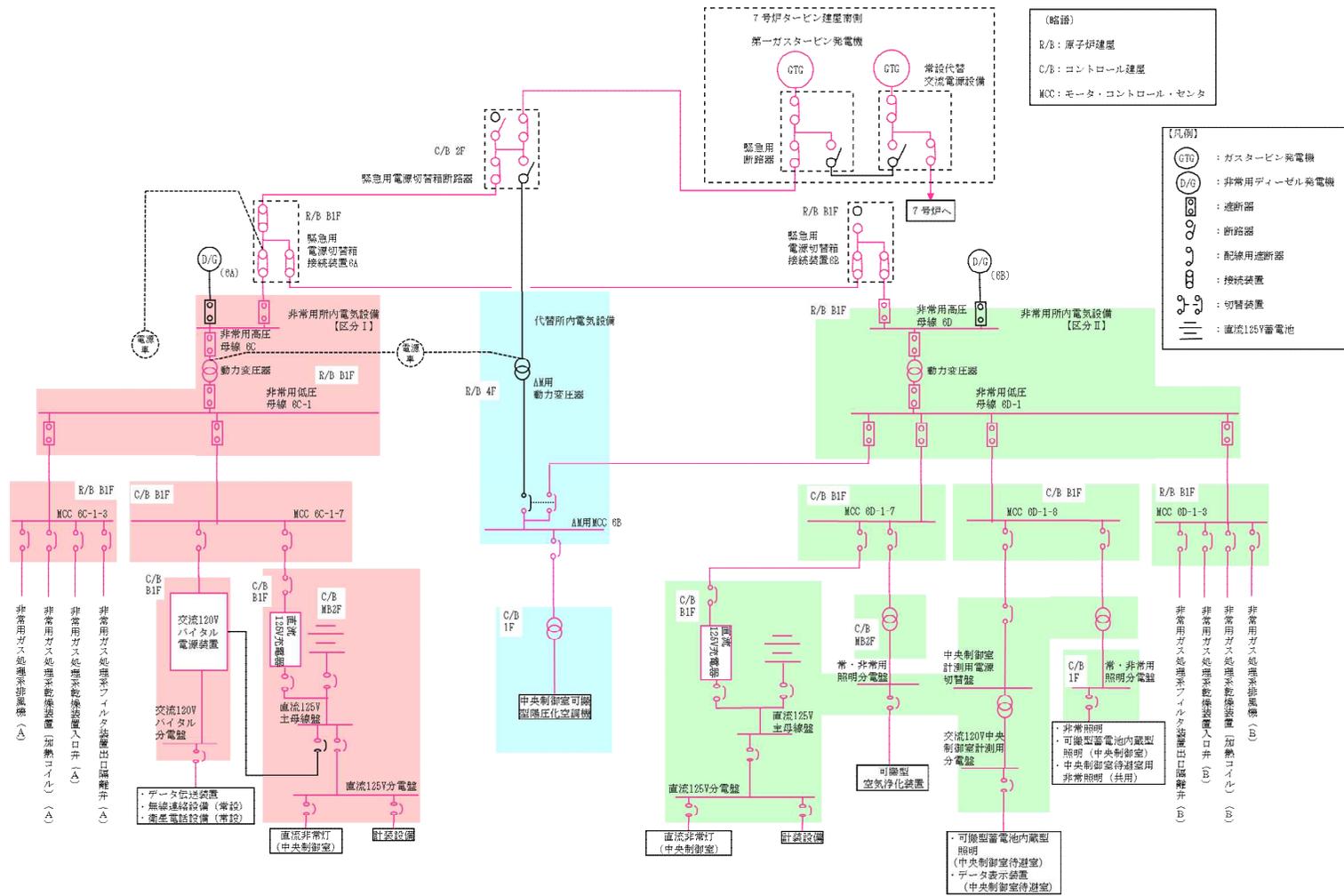


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

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

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)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B 非常用照明	約 100kW	約 100kW
(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)	復水移送ポンプ (2 台)	110kW	110kW
(8)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(9)	燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
(9)	非常用ガス処理系排風機等	約 37kW	約 20kW
(10)	その他機器	約 111kW	約 114kW
小計		約 1,280kW	約 1,286kW
計		約 2,566kW	

※「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)



(直流非常灯照明点灯状態)

図 2.5-5 直流非常灯照明点灯時の中央制御室の状況

(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号及び7号炉にて3台使用する設計とする。数量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のうえ決定している。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台 (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	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) 点可能灯時間：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 2.5-6 に示すとおり大型表示盤から約 15m 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。)

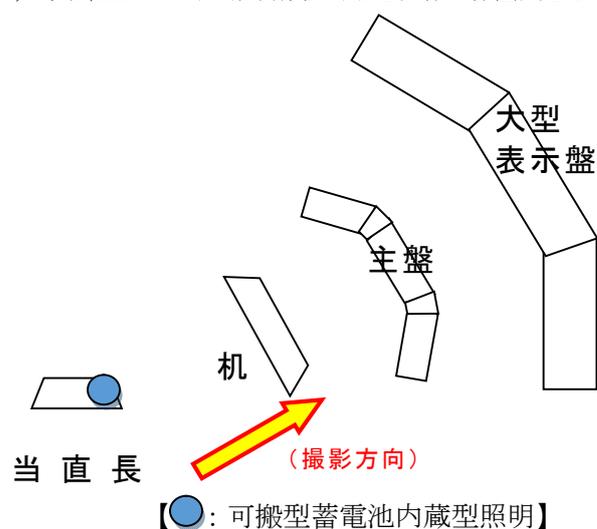


図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

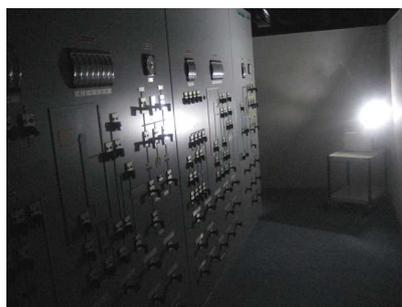
同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-7 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※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

居住性設備	<ul style="list-style-type: none">・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・陽圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	<ul style="list-style-type: none">・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	<ul style="list-style-type: none">・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），衛星電話設備（常設）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通過後は、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

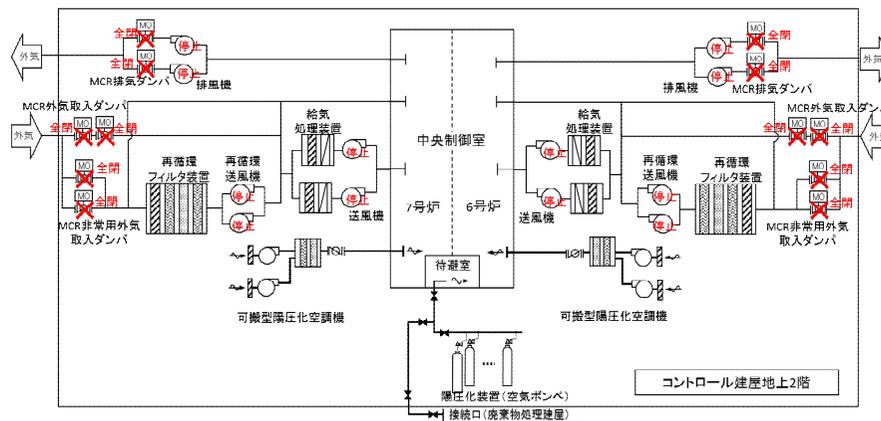
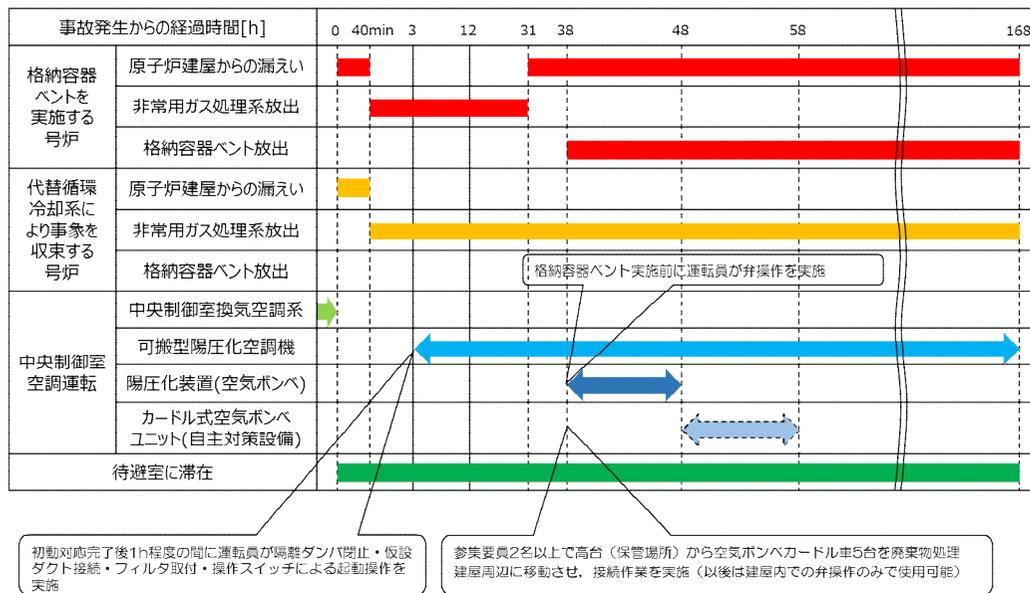


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

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号及び7号炉共用）※7		
	5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	420着※8	約5,000着
靴下	1,890足※1	420足※8	約5,000足
帽子	1,890着※1	420着※8	約5,000着
綿手袋	1,890双※1	420双※8	約5,000双
ゴム手袋	3,780双※2	840双※9	約15,000双
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	810個※3	180個※10	約2,050個
電動ファン付き全面マスク	80個※15	20個※17,23	約50個
全面マスク	730個※16	160個※18	約2,000個
チャコールフィルタ（以下内訳）	1,890組※1	420組※8	約2,500組
電動ファン付き全面マスク用	560組※19	140組※21,23	約500組
全面マスク用	1,330組※20	280組※22	約2,000組
アノラック	945着※4	210着※11	約3,000着
汚染区域用靴	40足※5	10足※12	約300足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	14着※6	—	10着
セルフエアセット※13	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（ブルーム直後に対応する現場復旧班要員14名）
 ※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）
 ※8：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍
 ※9：※8×2
 ※10：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
 ※11：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
 ※12：20名（6号及び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
 ※15：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）
 ※16：※3－※15
 ※17：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）
 ※18：※10－※17
 ※19：※15×7日
 ※20：※1－※19
 ※21：※17×7日
 ※22：※8－※21
 ※23：中央制御室の被ばく評価において、運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。

： S A 範囲

- ・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所】

第2次緊急態勢時(1日目), 1~7号炉対応の要員は緊急時対策要員 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, 5号炉原子炉建屋内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回交替するため, 2回の交替分を考慮する。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号炉対応の要員は緊急時対策要員 111名+5号炉運転員 8名であり, 機能班要員 54名, 現場要員 57名及び5号炉運転員 8名で構成されている。このうち, 本部要員は, 5号炉原子炉建屋内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回交替するため, 1回の交替分を考慮する。また, 現場要員は 1日に 2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。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交替} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 119 \text{ 名} + 65 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,727 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18名は, 運転員(中央制御室) 7名と運転員(現場) 11名で構成されている。運転員は 2交替を考慮し, 交替時の 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。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

上記想定により, 重大事故等発生時に, 交替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号及び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号及び7号炉運転員 18名) +

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。)

(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号及び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
ヨウ素剤	320錠 ^{※3}

※1：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×3食

※2：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×2本

※3：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×8錠

（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

※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当たっては、「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。

（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）抜粋）

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。

(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、中央制御室陽圧化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。

 : S A 範囲

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	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（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、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。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
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に定期的に訓練を行っている保安班が設営を行う。



: S A 範囲

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室陽圧化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屋内のアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

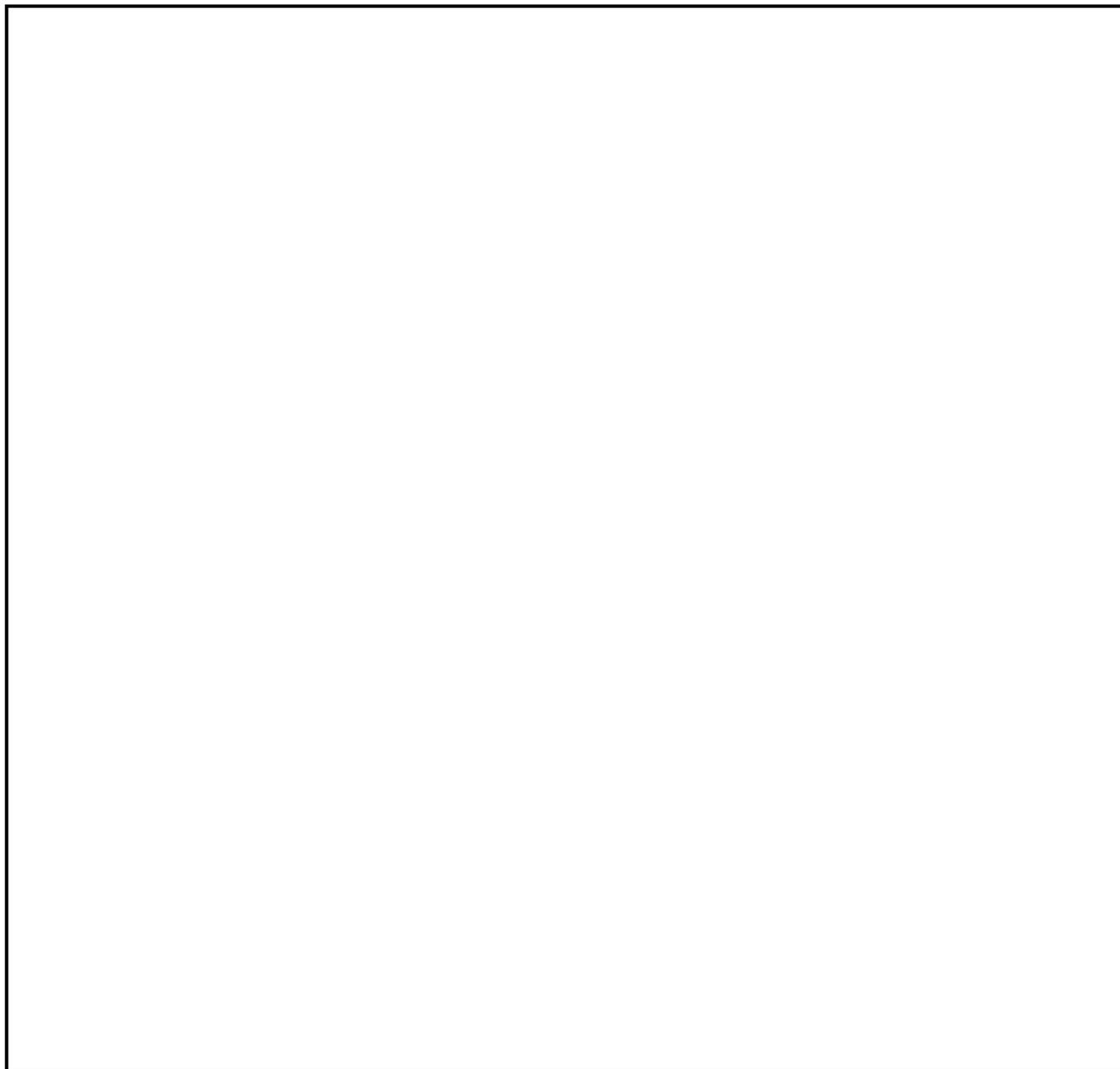


図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

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 分を想定する。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるように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、原子力防災組織の緊急時対策要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班 2 名、又は参集要員（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（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、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。

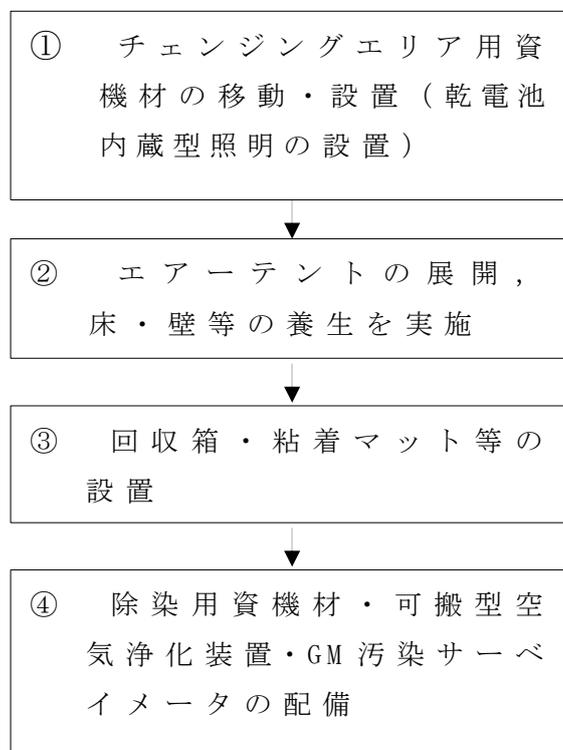


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

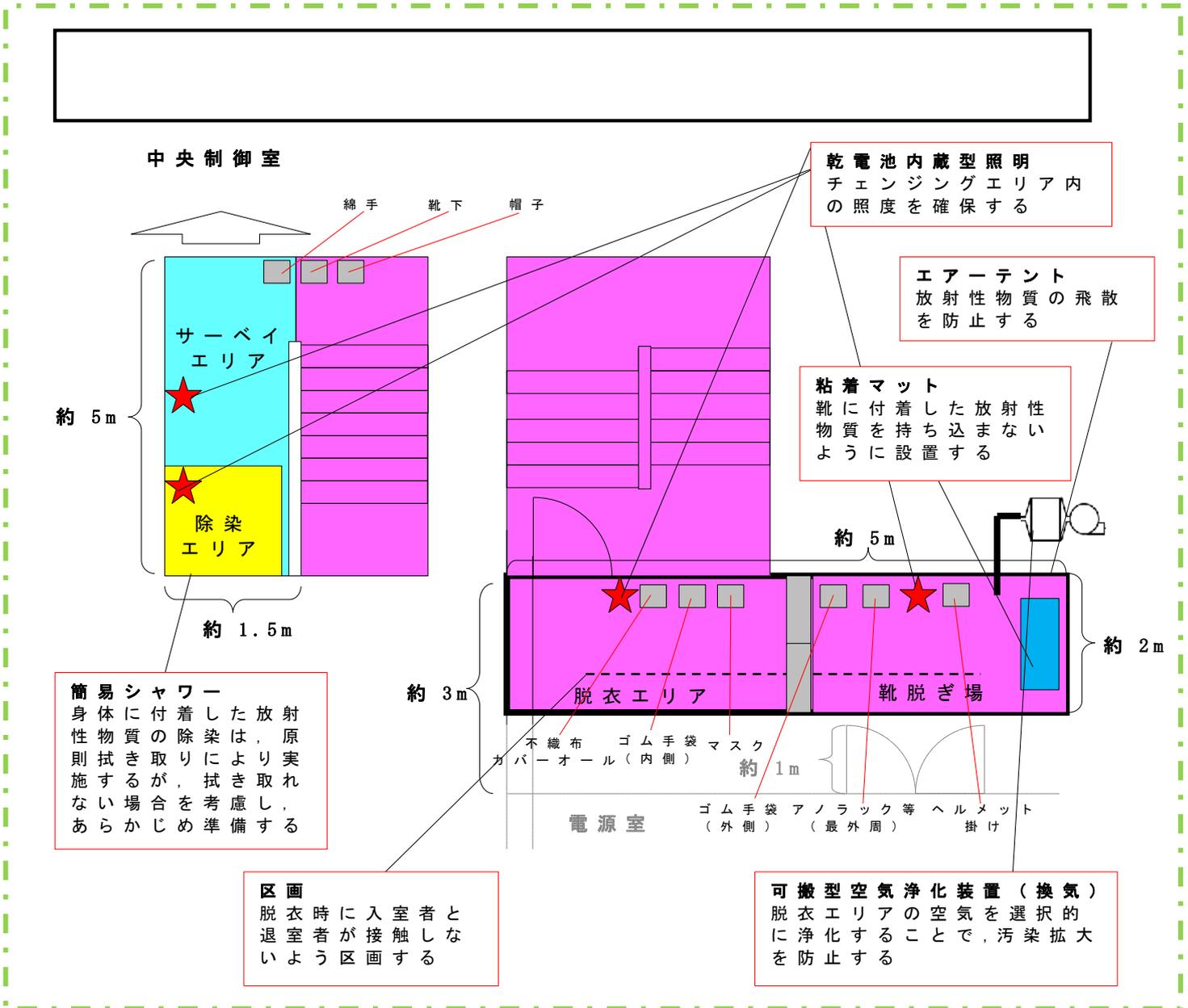


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

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号及び7号炉共用)	根拠
エアータント	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	2 個	
フェンス	4 枚	
粘着マット	2 枚	
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	
簡易タンク	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	4 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。汚染基準を超える場合は，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超える場合は，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。
- ・汚染基準を超える場合は，簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は，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。
- ・チェンジング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。

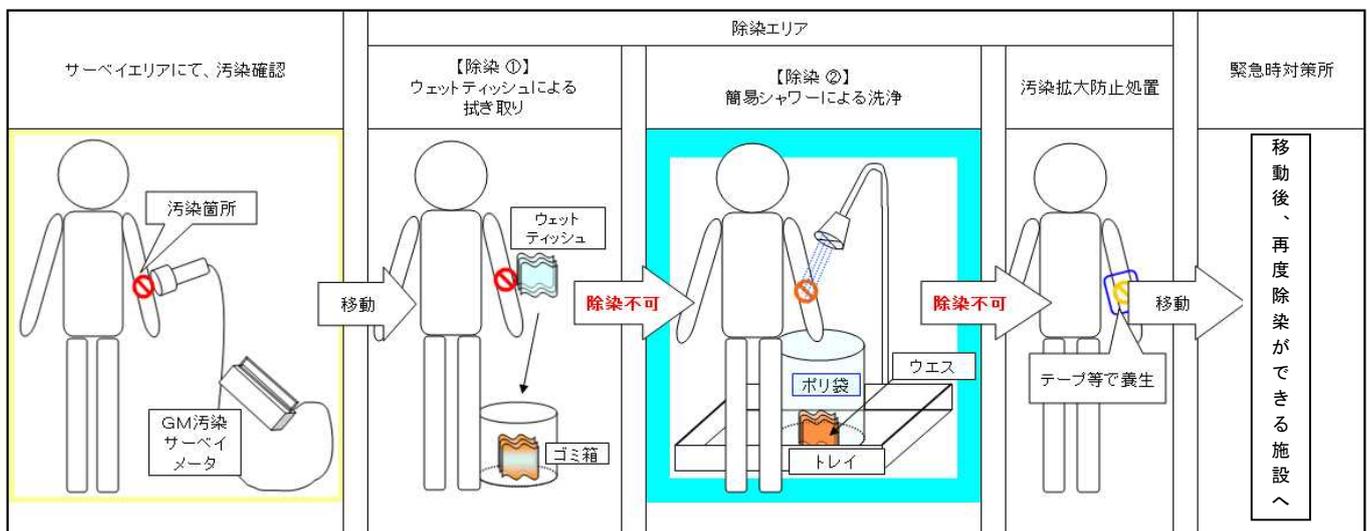


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： 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、線量率及び空気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。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(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するように配置し、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を目的とした可搬型空気浄化装置による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ばむ状態になっているかどうかを目視する等により確認する。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、中央制御室はプルーム通過時には、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、プルーム通過時は、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プルーム通過時に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。

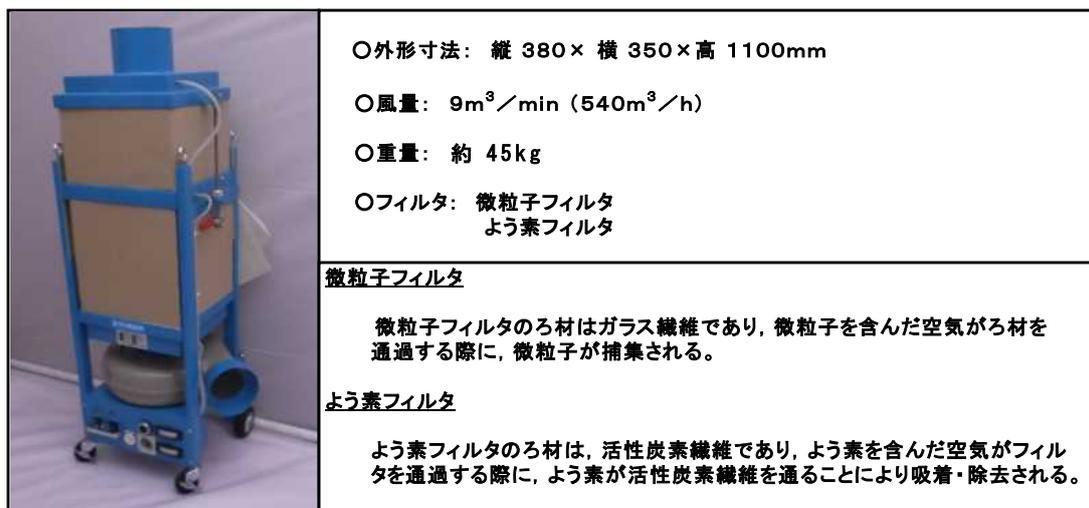


図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等

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、高圧ポンペにより約 3 分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

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

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、汚染の区分ごとにエリアを区画し、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脱衣による汚染拡大を防止する。

 : S A 範囲

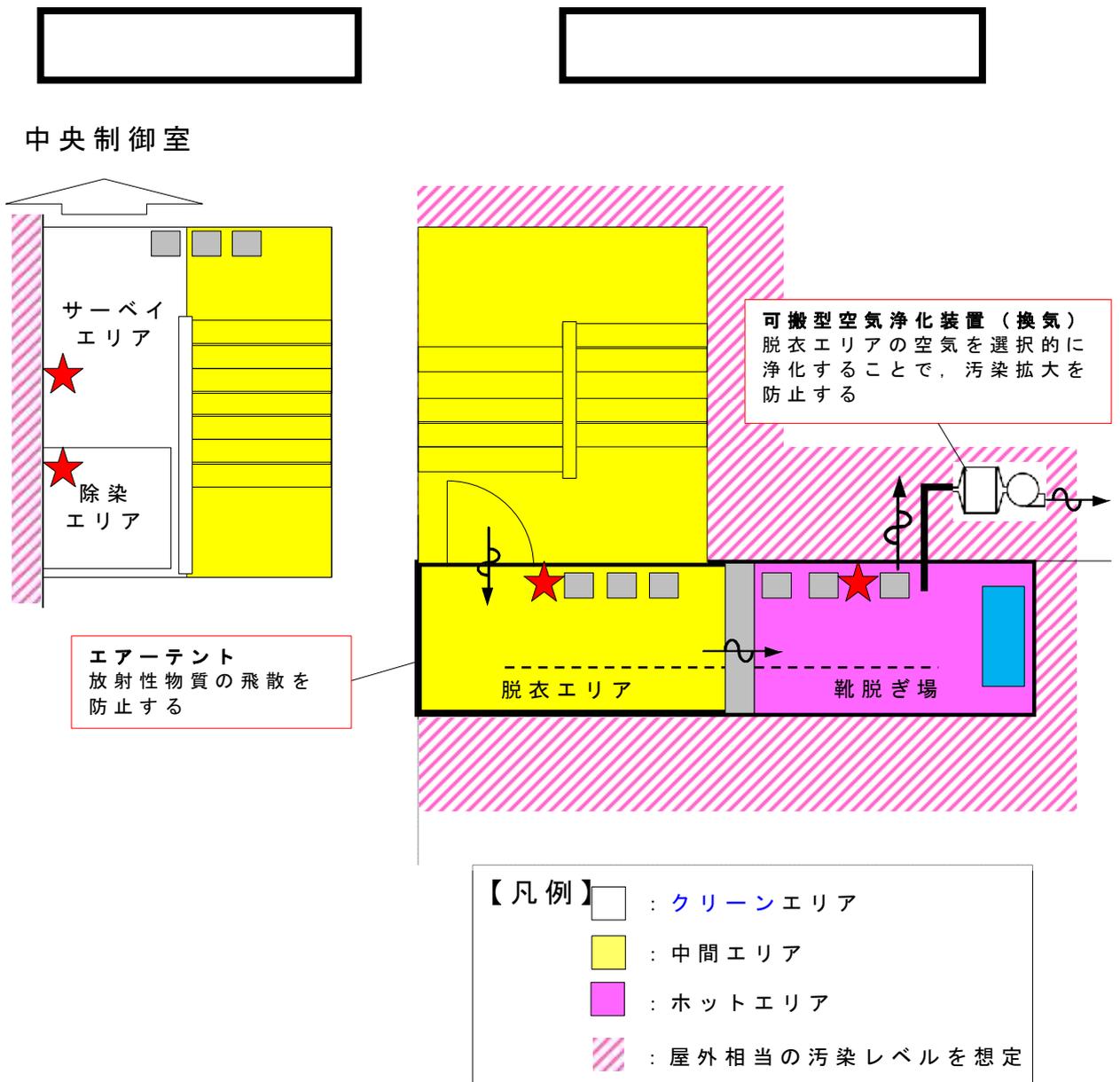


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

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、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、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。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。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 3.3-3 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 3.3-3 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 3.3-3 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

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する際に**全面マスク等**を着用する。

(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乾電池内蔵型照明を使用する。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表 3.3-4 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-4 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	4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

(11) 保安班の緊急時対応のケーススタディ

保安班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(60分)、可搬型エリアモニタの設置(20分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大435分)、可搬型気象観測装置の設置(90分)を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。なお、緊急時対策所のチェンジングエリアは、北東側ルートを設定した場合(90分)を想定する。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合(ケース①)には、全ての対応を並行して実施することになる。また、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合(ケース②)は、原子力防災組織の緊急時対策要員の保安班2名で、チェンジングエリアの設定を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①(平日の勤務時間帯に事故が発生した場合)

対応項目	要員	参集前 2 15	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15															
			参集後	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
			0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
			↑	↓														
			↑	↓														
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場) 2																	
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場) 2																	
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場) 2																	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動	保安班(現場) 15																	
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場) 2																	
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場) 2																	
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場) 2																	
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場) 2																	

・ケース②(夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に事故が発生した場合)

対応項目	要員	参集前 2 15	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15															
			参集後	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
			0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
			↑	↓														
			↑	↓														
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場) 2																	
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場) 2																	
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場) 2																	
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場) 2																	
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場) 2																	
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場) 2																	
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場) 2																	

※可搬型モニタリングポストの設置の前に、保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先。

： 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、運転員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、中央制御室は基準地震動 S_s に対し耐震性を有するコントロール建屋 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する。

○ 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.+8.3m 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.+12m 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.+17.3m) 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する。

○ 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。



○ 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。
風(台風) 竜巻	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)
低温(凍結)		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して、外部電源喪失の有無によらず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。 風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。 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、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
降水		低温(凍結)：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。 降水：設計基準の降水に対して、外郭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		積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外郭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		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。
地滑り		地滑り：地滑りに対して、近傍の斜面から隔離距離を確保することにより健全性が確保されることを確認。 (次頁に続く)

: 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	
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>(前頁の続き)</p> <p>火山：設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して、外郭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。</p> <p>生物学的事象：海生生物に対して、除塵装置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、小動物の侵入に対して、外郭となる建屋貫通部への止水処置等による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>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。</p> <p>有毒ガス：設備へ影響を与える事象ではないため、健全性が確保されることを確認。</p> <p>船舶の衝突：船舶の侵入に対して、カーテンウォールその他による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>電磁的障害：電磁的障害による擾乱に対して、健全性が確保されることを確認。</p>	
生物学的事象			
外部火災 (森林火災)			
低温 (凍結)	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	<p>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。</p> <p>(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)</p>	
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	<p>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。</p> <p>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。</p>	
外部火災 (森林火災) 有毒ガス	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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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)</p>	

: DB 範囲

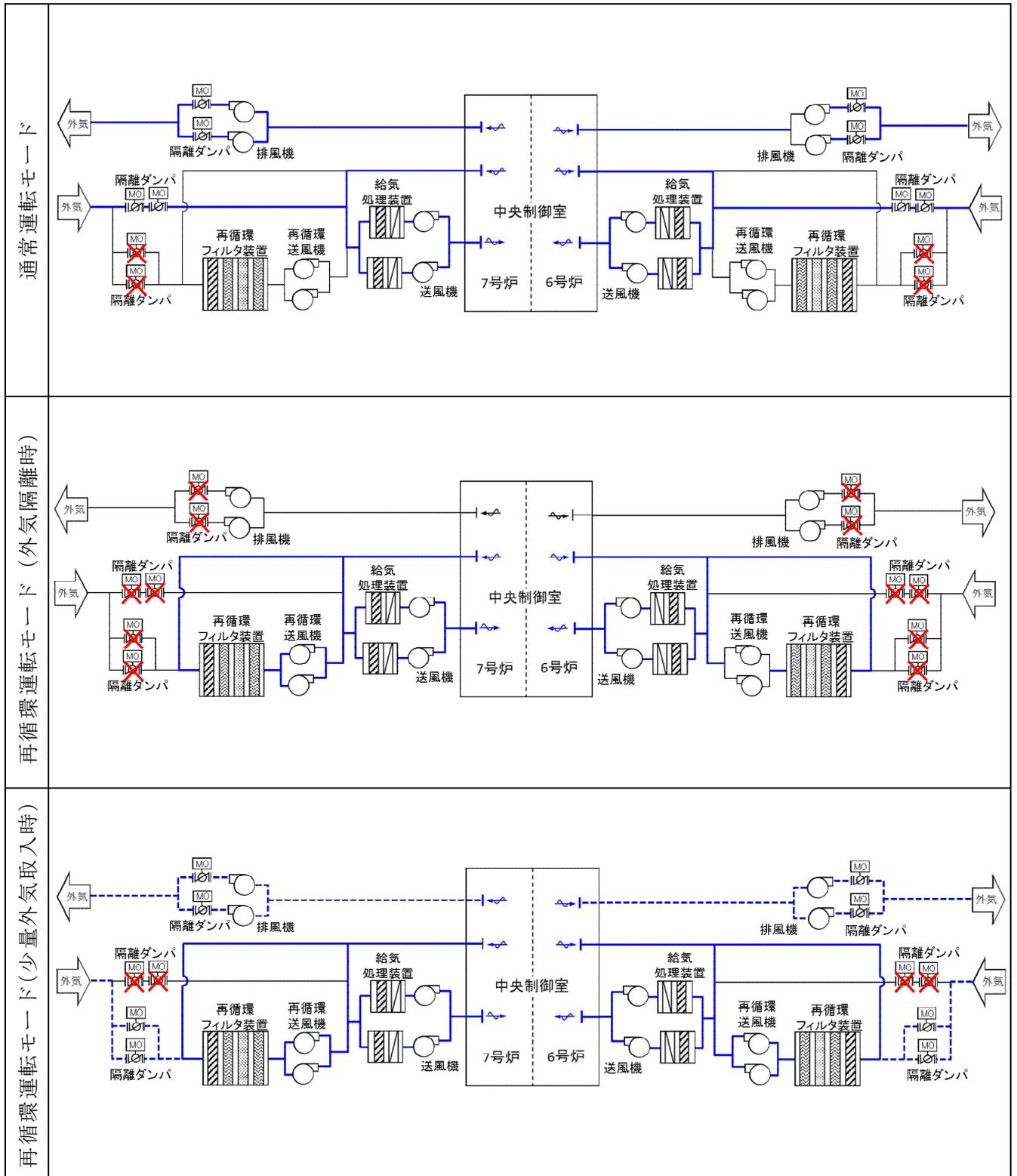


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素濃度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/h 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 のとおりであり, 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 のとおりであり、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濃度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, 以下のとおり評価した。

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/h 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 のとおりであり, 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 のとおりであり、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 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)
	サブプレッションプール水位 B V
	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
	S / P 水温度 (最大)
	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)
	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)

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)	

 : S A 範囲

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 (E C C S) 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とど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とど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 3.6-1 に示す。

表 3.6-1 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
消火対応要員	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合わさった場合においても対応が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4シナリオあるが、6号炉の原子炉格納容器ベント操作時における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)」で代表する。「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「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する場合)」で実施する代替循環冷却系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

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表 3.6-2 に示す。事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」であり、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

6号炉の原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側の作業への影響について表 3.6-3 に整理した。また、図 3.6-1～14 にて事故シーケンス組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表 3.6-2 事故シーケンス組み合わ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				消火要員	合計
		当直長	6号炉対応	7号炉対応	小計		
大 LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	高圧注水・減圧機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	全交流動力電源喪失	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	原子炉停止機能喪失	1名	7名	3名	11名	3名	14名
	LOCA時注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	想定事故 1	1名	7名	2名	10名	3名	13名
	想定事故 2	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中全交流動力電源喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中原子炉冷却材の流出	1名	7名	4名	12名	3名	15名

※事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」となることから、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (1/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	高圧・低圧注水 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉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</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	高圧注水・減圧 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 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ため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	全交流動力電源 喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しており、残留熱除去系による格納容器スプレイを実施しているため、原子炉注入弁及び格納容器スプレイ弁の操作が必要になる。残留熱除去系による循環冷却を実施することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉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</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、再度原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (2/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉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</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし
大 LOCA	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、低圧代替注水系（常設）に切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉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</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	原子炉停止機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (3/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	LOCA 時注水機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉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</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	<p>【7号炉運転員への影響】 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おり中央制御室での操作は不要</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (4/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	想定事故 1	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプ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が、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉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</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉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</p>	影響なし
	想定事故 2	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプ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が、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉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</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉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</p>	影響なし
	停止中崩壊熱除去 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 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ため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (5/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	停止中全交流動力電源喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 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ため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉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</p>	影響なし
	停止中原子炉冷却材の流出	<p>【7号炉運転員への影響】 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ため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

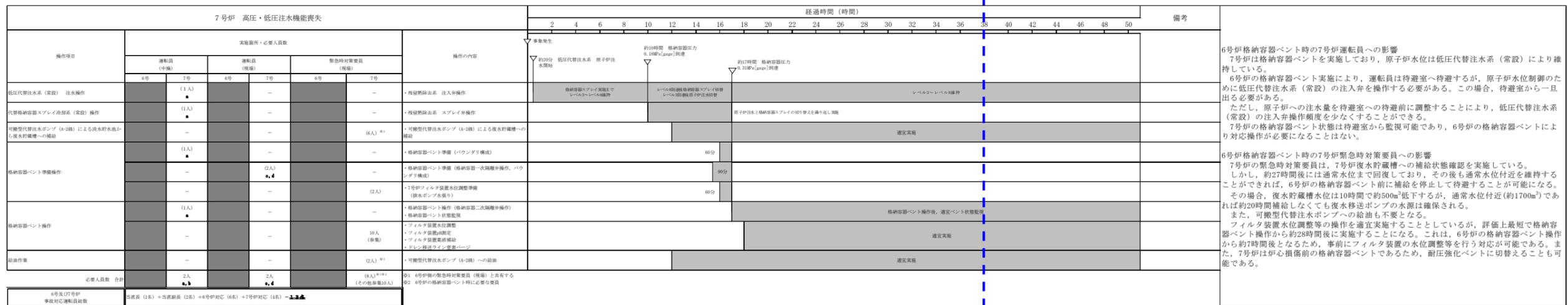
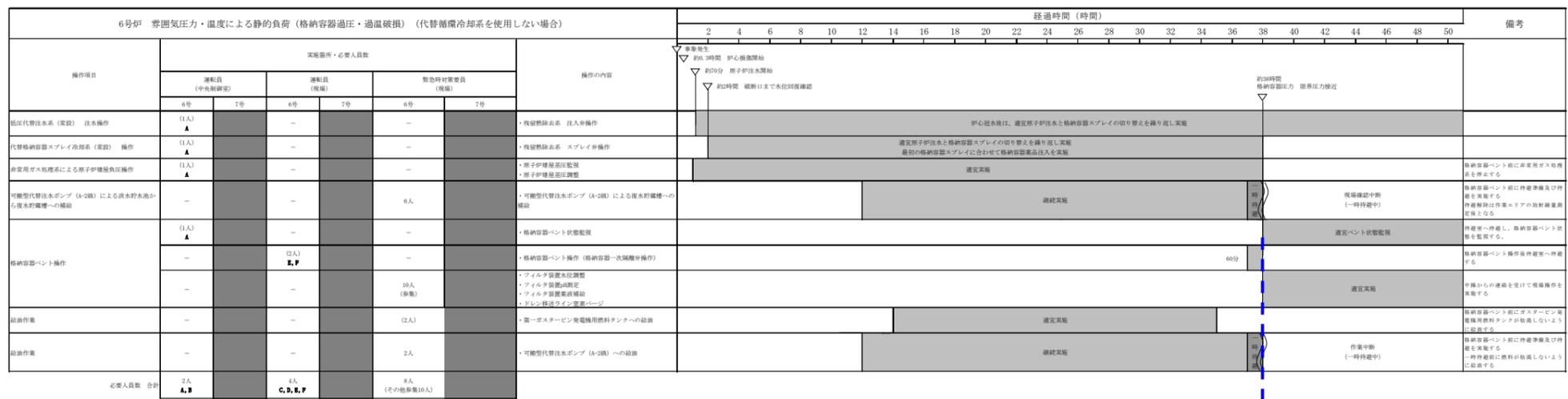
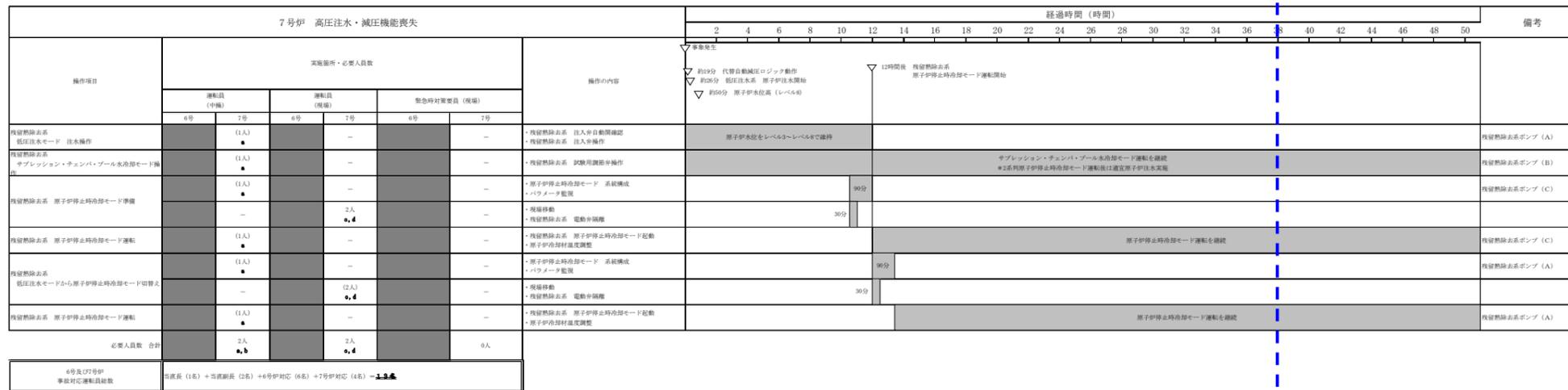
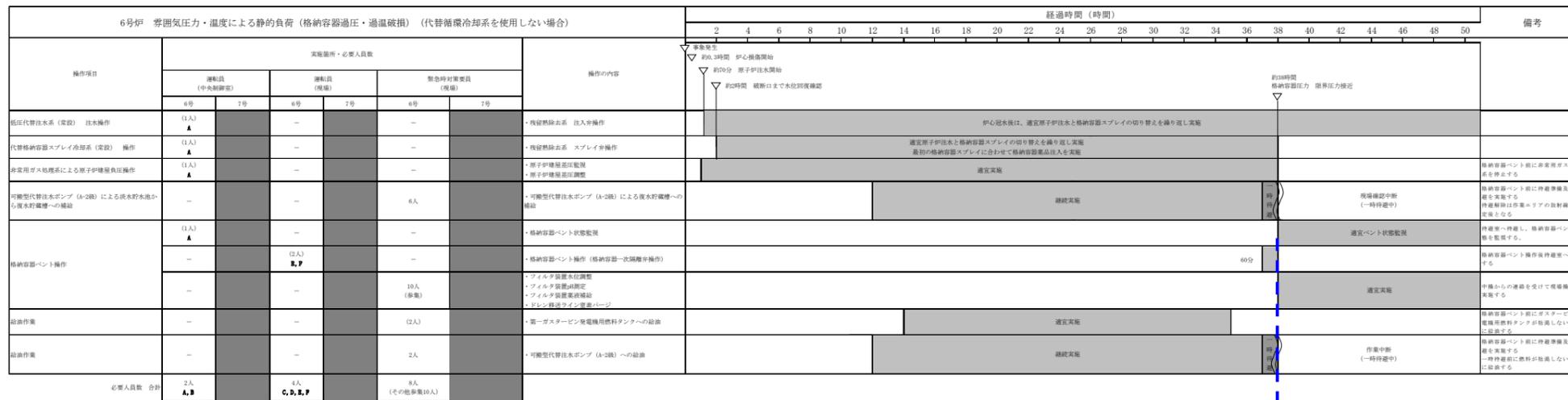


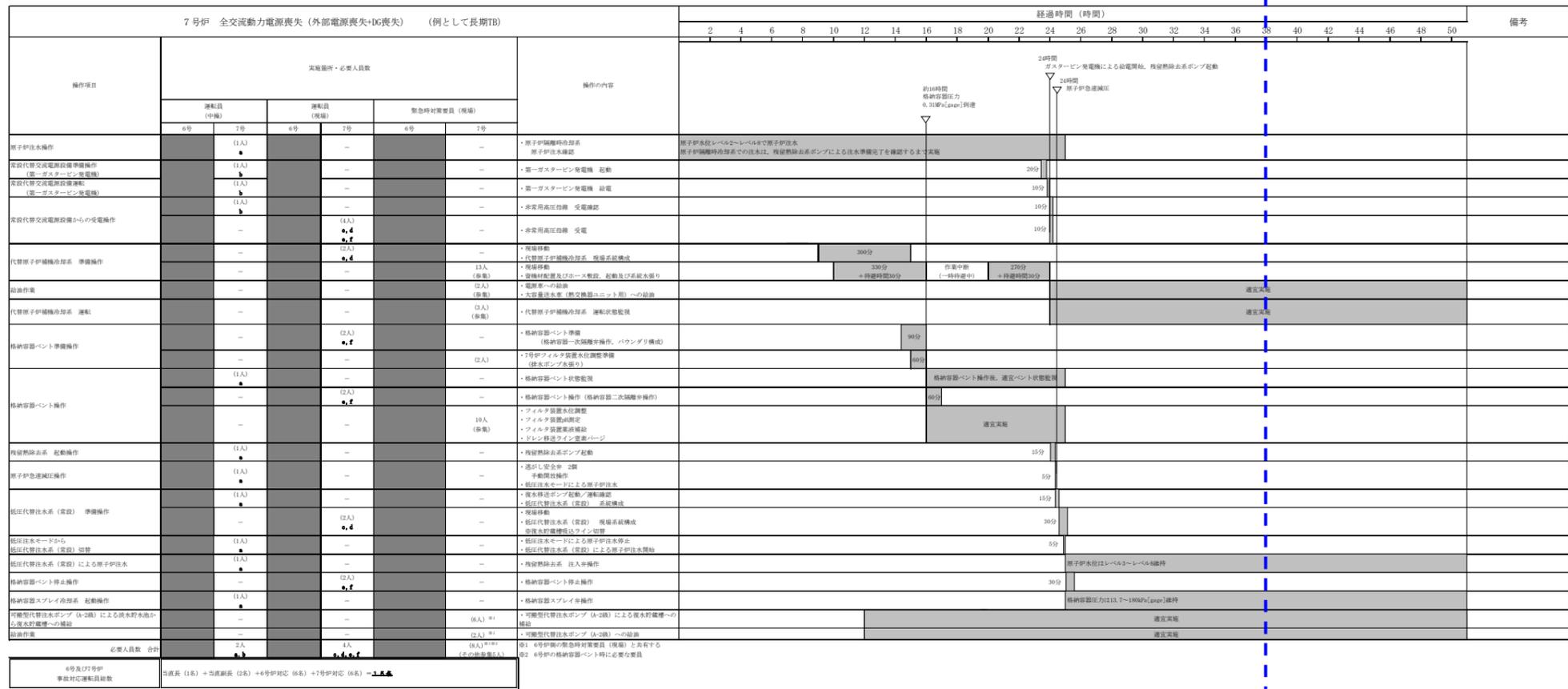
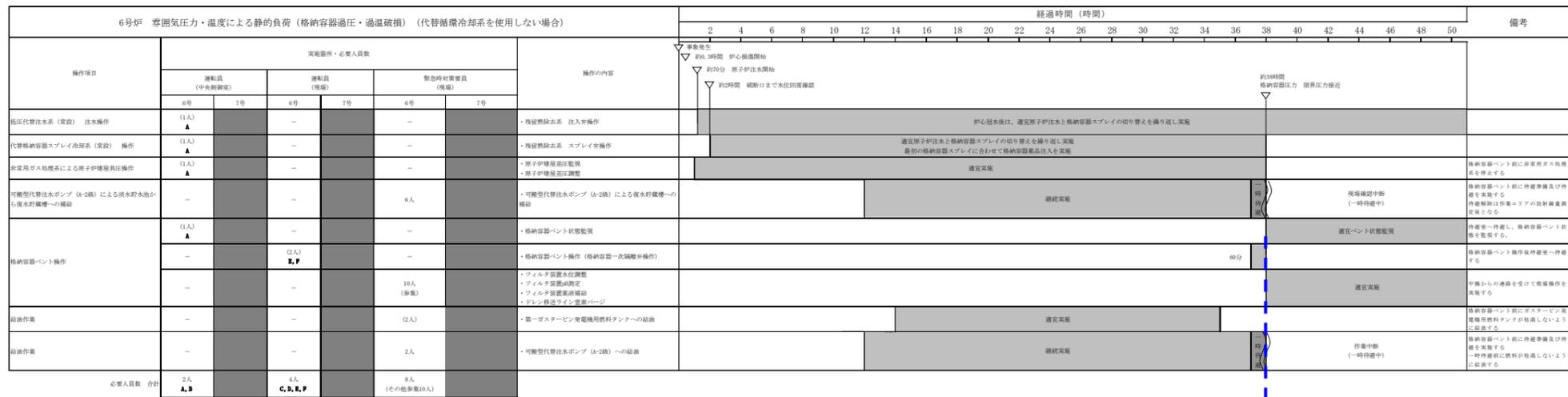
図 3.6-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失



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移行しているため、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ないため影響はない。

図 3.6-2 大LOCA+高圧注水・減圧機能喪失

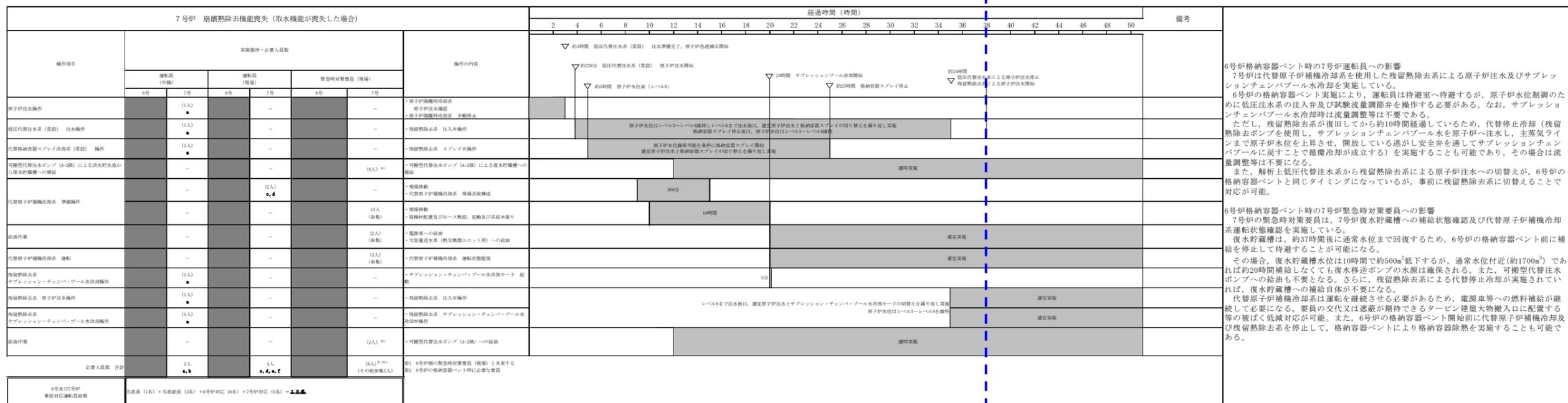
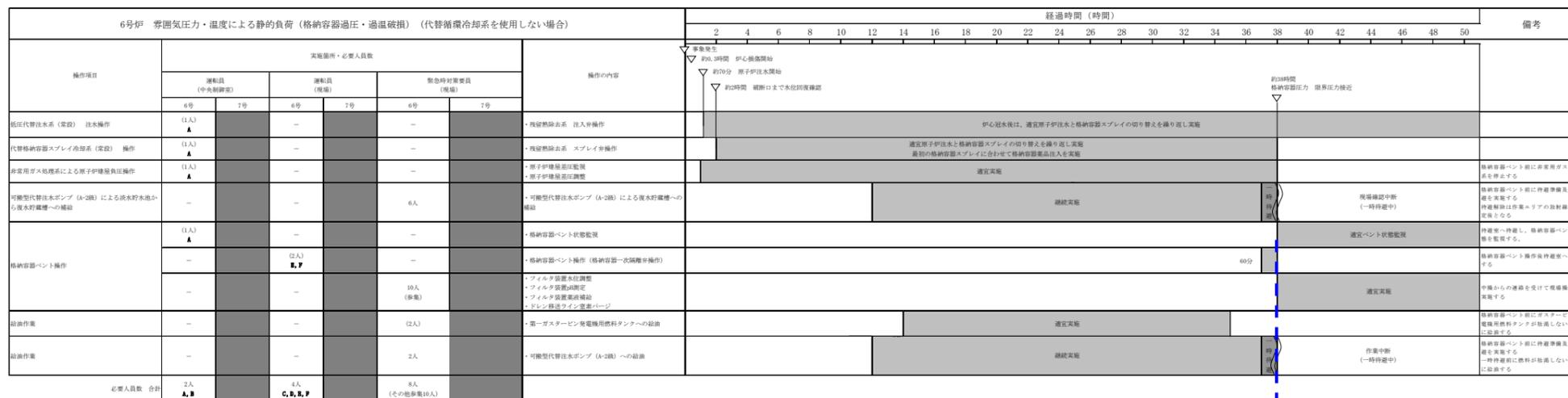


6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水系（常設）により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却を実施している。
 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系（常設）の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
 ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブプレッション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プレッ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及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、可搬型代替注水ポンプ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。

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、電源車等の燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。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及び残留熱除去系を停止して、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 3.6-3 大LOCA+全交流動力電源喪失



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給冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉注水及びサブプレッションチェンバール水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、運転員は待機室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁及び試験流量調節弁を操作する必要がある。なお、サブプレッションチェンバール水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、サブプレッ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プレッ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。
また、解析上低圧代替注水系から残留熱除去系による原子炉注水への切替えが、6号炉の格納容器ベントと同じタイミングになっているが、事前に残留熱除去系に切替えることで対応が可能。

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及び代替原子炉補給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、可搬型代替注水ポンプ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る場合は、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。
代替原子炉補給冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は差蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補給冷却及び残留熱除去系を停止して、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 3.6-4 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）

6号炉 券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							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 (中央制御室)		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	7号	-	7号	-	-	・残留熱除去系 注水準備 炉心注水後は、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	約0.3時間 炉心損傷開始 約10分 原子炉注水開始 約12時間 破断口まで水位回復確認																						
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	7号	-	7号	-	-	・残留熱除去系 スプレイ準備 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																							
非常用ガス処理系による原子炉補給負圧操作	(1人) A	7号	-	7号	-	-	・原子炉補給圧力監視 ・原子炉補給圧力調整	適宜実施													格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する									
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水貯蔵槽からの復水の搬移への給油	-	-	-	-	-	6人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水の搬移への給油	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 待避中は作業エリアの放射線量を監視する									
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・格納容器ベント状態監視														待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。									
	-	-	(2人) B, F	-	-	-	・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離準備） ・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置水位確認 ・フィルタ装置薬品供給 ・ドレン移送ライン薬品パージ	60分													格納容器ベント操作後待避室へ待避する									
給油作業	-	-	-	-	-	10人 (多量)	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施													格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが溢漏しないよう注意する									
給油作業	-	-	-	-	-	2人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	継続実施													作業中断 (一時待避中)									
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	-	8人 (その他多量10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	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
原子炉注水操作	(1人) A	7号	-	7号	-	-	・原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認 原子炉水位レベル4.5	約30分 原子炉水位低 (レベル4.5)																						
高圧注水機能 起動確認	(1人) A	7号	-	7号	-	-	・高圧炉心注水系 自動起動確認	約10時間 格納容器圧力0.18MPa[ラン]到達																						
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	7号	-	7号	-	-	・残留熱除去系 スプレイ準備 復水移送ポンプトリップ水位付近でスプレイ停止	約22時間 代替格納容器スプレイ停止 格納容器圧力0.31MPa[ラン]到達																						
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水貯蔵槽からの復水の搬移への給油	-	-	-	-	-	(6人) *1	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水の搬移への給油	適宜実施																						
格納容器ベント準備操作	-	-	(2人) B, D	-	-	-	・格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離準備、バックアップ機)	60分																						
	-	-	-	-	-	(2人)	・7号炉フィルタ装置水位調整準備 (復水ポンプ注水時)	60分																						
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・格納容器ベント操作（格納容器二次隔離準備） ・格納容器ベント状態監視	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視																						
	-	-	(2人) B, D	-	-	-	・格納容器ベント操作	60分																						
給油作業	-	-	-	-	-	10人 (多量)	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置水位確認 ・フィルタ装置薬品供給 ・ドレン移送ライン薬品パージ	適宜実施																						
必要人員数 合計	-	-	2人 B, D	-	-	2人 B, D	(8人) *1																							
6号及び7号炉 事故対応運転員総数	3号副長 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4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、運転員は待避室へ待避するが、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、待避室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室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すれば、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室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。

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、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最遅で格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の格納容器ベント操作から約12時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図 3.6-5 大LOCA + 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

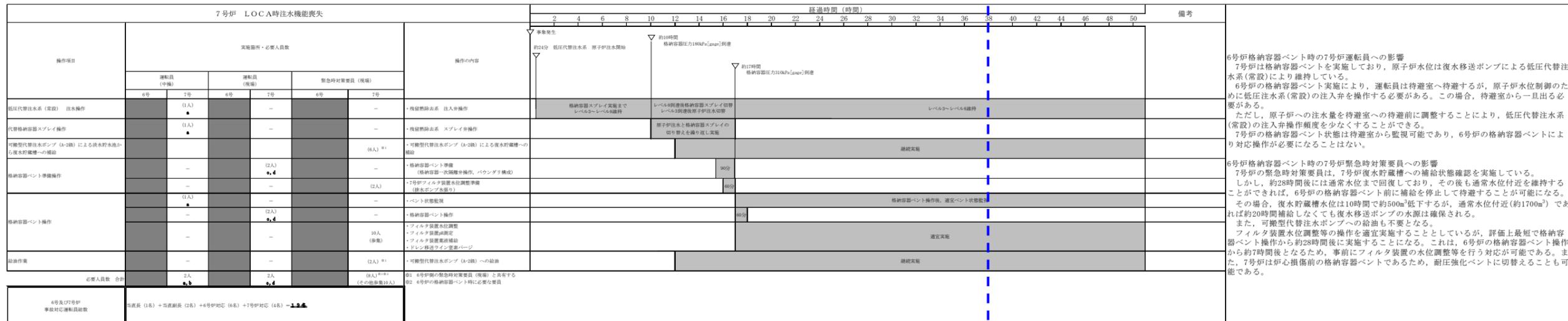
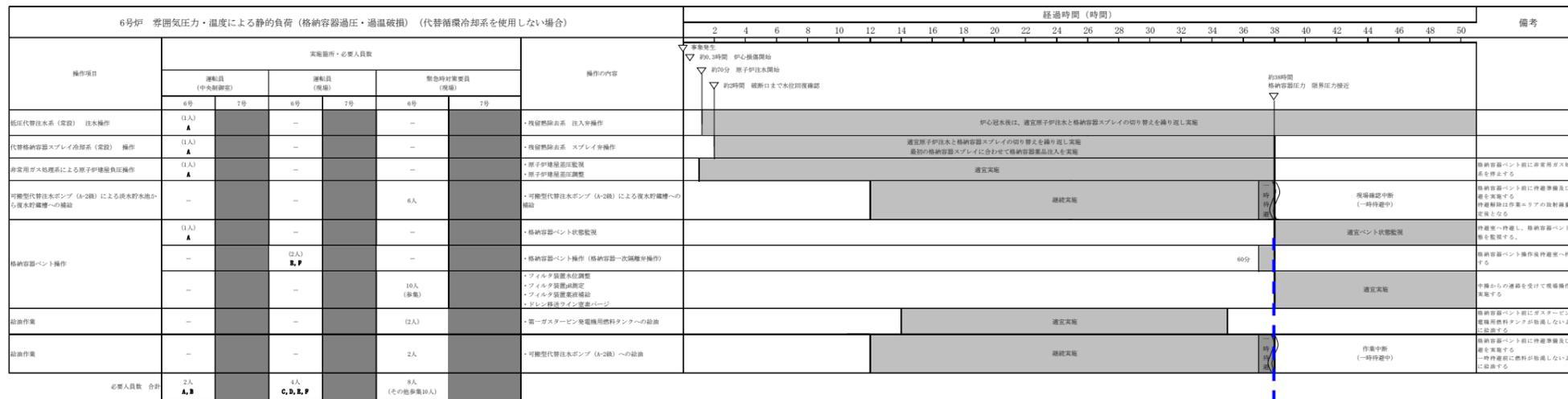
6号炉 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							経過時間（時間）										備考															
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																								
	運転員 (中核制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18		20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・残留熱除去系 注水操作 ・炉心起水後は、適定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	約0.2時間 炉心温度開始 約0.7分 原子炉注水開始 約0.5時間 破断口まで水位回復確認																								
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・残留熱除去系 スプレイ操作 ・適定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																									
非常用ボム処理系による原子炉格納容器操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・原子炉格納容器監視 ・原子炉格納容器調整	適定実施										格納容器ベント前に非常用ボム処理系を停止する														
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による低圧水供給への給油	—	—	—	—	6人	—	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による低圧水供給への給油	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 待避室は作業エリアの放射線量監視を実施する														
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・格納容器ベント状態監視 ・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離室操作）	60分										待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。 格納容器ベント操作後待避室へ待避する														
給油作業	—	—	—	—	10人 (8名)	—	・ファイタラ装置水位調整 ・ファイタラ装置油位調整 ・ファイタラ装置電圧調整 ・トランス線路ライン調整（ケーブル）	適定実施										待避室への連絡を受けて給油操作を実施する														
給油作業	—	—	—	—	2人	—	・第一スタービン発電機用燃料タンクへの給油	適定実施										格納容器ベント前にスタービン発電機用燃料タンクが空満しないように注意する														
給油作業	—	—	—	—	2人	—	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	継続実施										作業中断（一時待避中） 一時待避前に燃料が空満しないように注意する														
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10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	経過時間（時間）																								
	運転員 (中核)		運転員 (現場)		緊急時対策員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18		20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		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
残留熱除去系 運転モード切替操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・残留熱除去系 低圧注水モード→サブプレッション・チェンバ・プールの冷却モード ・サブプレッション・チェンバ・プールの冷却状況監視	約11分 ほう酸水注入開始																								
原子炉水位調整操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系	有燃料時格納容器以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持 有燃料時格納容器以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持																								
必要人員数 合計	2人 A, B	—	—	—	—	6人																										
6号及び7号炉 緊急時対策員総数	当直員（1名）＋当直副長（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及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、運転員は待避室へ待避するが、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、待避室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号炉緊急時対策員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策員を必要としないため影響はない。

図 3.6-6 大LOCA＋原子炉停止機能喪失



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系（常設）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、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系（常設）の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避室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室へ待避前に調整することにより、低圧代替注水系（常設）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室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る。約28時間後には通常水位まで回復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、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の格納容器ベント操作から約7時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図 3.6-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失

6号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							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 (中央制御室)		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	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) ▲	—	—	—	—	—	70分 炉心検査開始 約20分 原子炉注水開始 約25分 格納口まで水位回復確認	炉心注水後は、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して実施																									
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	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て実施 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																										
非常用ガス処理系による原子炉格納圧力操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施														格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する												
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による脱水利水池から脱水利水槽への給送	—	—	—	—	6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 待避後は作業エリアの放射線量を監視する												
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施														待避室へ待避し、格納容器ベント状態を確認する												
	—	—	(2人) ▲, F	—	—	—	40分														格納容器ベント操作後待避室へ待避する												
給油作業	—	—	—	—	10人 (参加)	—	適宜実施														格納容器ベント前にオスタービン発電機燃料タンクが設置しないよう注意する												
	—	—	—	—	(2人)	—	適宜実施														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注意する												
給油作業	—	—	—	—	2人	—	適宜実施														作業待機 (一時待避中)												
必要人員数 合計	2人 ▲, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—																											

7号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）							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 (中継)		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	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) ▲	—	—	—	—	—	70分 原子炉注水開始 約20分 格納口まで水位回復確認	格納口まで水位回復後、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て実施																									
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	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て実施																										
非常用ガス処理系による原子炉格納圧力操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施														格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する												
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による脱水利水池から脱水利水槽への給送	—	—	—	—	(6人) ^{※1}	—	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 待避後は作業エリアの放射線量を監視する												
代替原子炉補機冷却系 準備操作	—	—	—	—	(2人) ▲, F	—	300分																										
	—	—	—	—	—	13人 (参加)	10時間																										
給油作業	—	—	—	—	(2人) (参加)	—	適宜実施														格納容器ベント前にオスタービン発電機燃料タンクが設置しないよう注意する												
代替原子炉補機冷却系 運転	—	—	—	—	(3人) (参加)	—	適宜実施														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注意する												
代替循環冷却系運転 準備操作 (系統構成)	(1人) ▲	—	—	—	—	—	30分																										
代替循環冷却系運転開始	—	—	—	—	(4人) ▲, F	—	30分																										
	(2人) ▲, B	—	—	—	—	—	5分																										
代替循環冷却系運転状態監視	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施																										
給油作業	—	—	—	—	(2人) ^{※1}	—	適宜実施																										
必要人員数 合計	2人 ▲, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 ^{※1※2} (その他参加5人)	—																											

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替循環冷却系により原子炉及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、運転員は待避室へ待避するが、代替循環冷却系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室から可能である。

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、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能

図 3.6-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 券開気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							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 (中央制御室)		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	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) ▲	—	—	—	—	—	炉心浸水後は、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て実施																										
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	格納容器注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施 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																										
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	格納容器注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施 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																										
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉冷却水配管からの炉冷却水への補給	—	—	—	—	—	6人	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉冷却水配管からの炉冷却水への補給																										
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	格納容器ベント状態監視																										
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作）																										
給油作業	—	—	—	—	—	10人 (非常)	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置油位調整 フィルタ装置薬液補給 トロンク線送ライン薬液パージ																										
	—	—	—	—	—	(2人)	第一ボクスタービン発電機用燃料タンクへの給油																										
給油作業	—	—	—	—	—	2人	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油																										
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	—	8人 (その他参加10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	経過時間（時間）													備考												
	運転員 (中央制御室)		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	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
状況判断	—	(1人) ■	—	—	—	—	使用済燃料プール水位、温度監視																										
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉冷却水配管からの使用済燃料プールへの注水（常設スプレイライン使用）	—	—	—	—	—	(6人)*1	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）を用いた使用済燃料プール注水														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可搬型代替注水ポンプ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、運転員は待避室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待避室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可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（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露量は「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。												
給油作業	—	—	—	—	—	(2人)*1	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油																										
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 ■	—	—	—	0人	(8人)*1**2																										
6号及び7号炉 事故時対応運転員総数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（1名）=10名																																

図 3.6-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）						経過時間（時間）		備考	
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容		経過時間（時間）
	運転員 (中央制御室)		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) ▲	—	—	—	—	—	約0.3時間 炉心換熱開始 約0.7時間 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	炉心注水後は、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て実施		
非常用ガス処理系による原子炉格納容器操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施	格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する	
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵罐への給水	—	—	—	—	6人	—	適宜実施	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機準備は作業エリアの放射線量監視となる	
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	—	適宜ベント状態監視	待機室へ待機し、格納容器ベント状態を監視する
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	—	40分	格納容器ベント操作後待機室へ待機する
	—	—	—	—	10人 (緊急)	—	—	—	適宜実施
給油作業	—	—	—	—	(2人)	—	—	適宜実施	格納容器ベント前にオスタービン発電機用燃料タンクが空満しないように監視する
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 一時待機室に燃料が貯蔵しないように監視する
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—	—	—	—

7号炉 想定事故2（サイフォン現象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	実施場所・必要人員数						操作の内容		経過時間（時間）
	運転員 (中央)		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) ▲	—	—	—	—	—	—	
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常設スプレイトラン使用）	—	—	—	—	—	(6人) #1	—	—	適宜実施
給油作業	—	—	—	—	—	(2人) #1	—	—	適宜実施
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 ▲	—	—	—	2人 #1, #2	—	—	—
6号及び7号炉 事故時対策要員数	#1 6号炉の緊急時対策要員（現場）と兼任する #2 6号炉の格納容器ベント時に必要要員						—	—	—

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可搬型代替注水ポンプ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、運転員は待機室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待機室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可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（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 3.6-11 大LOCA+想定事故2

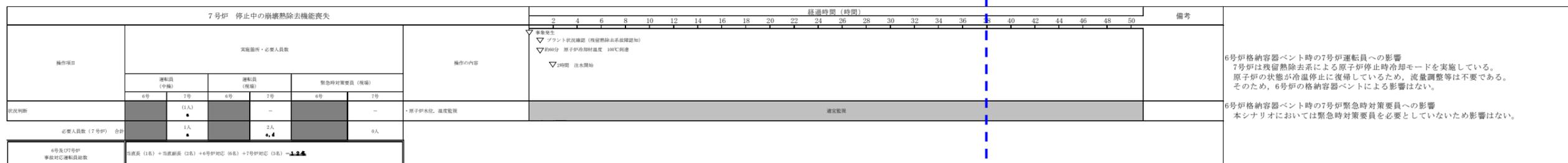
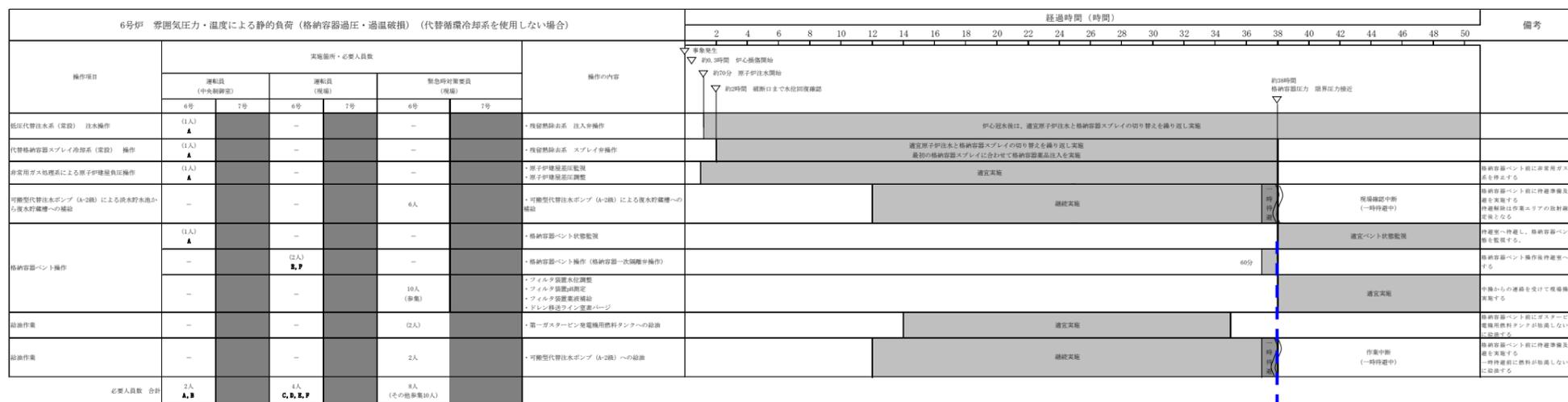
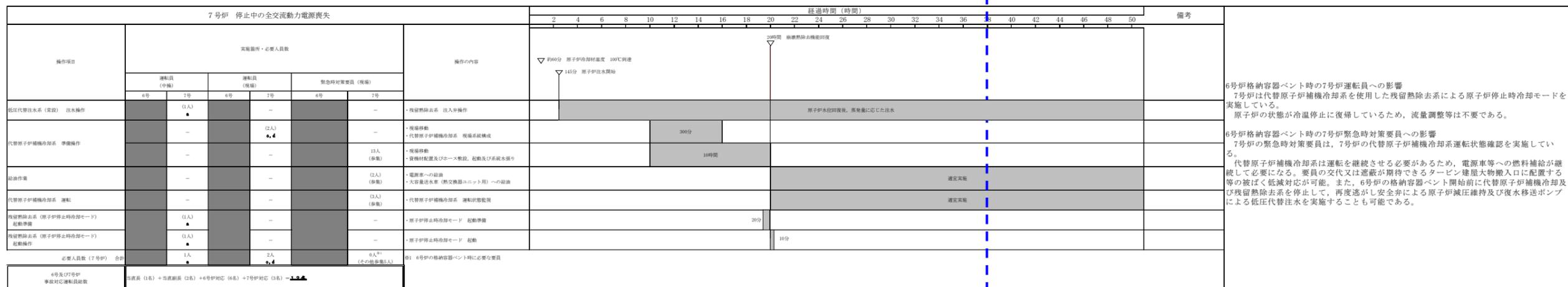
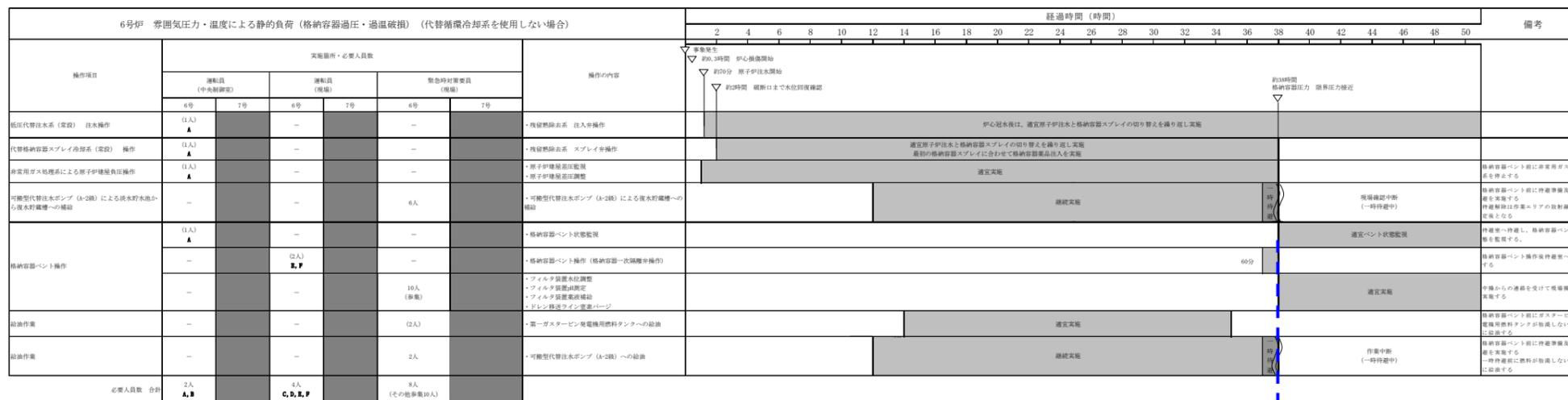


図 3.6-12 大LOCA+停止中の崩壊熱除去機能喪失



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給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。
原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。

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、7号炉の代替原子炉補給冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補給冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補給冷却及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及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。

図 3.6-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							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）																						
	運転員 (中央制御室)		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) ▲						・残熱除去系 注水操作 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す実施	約0.2時間 炉心損傷開始 約0.7分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認																						
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲						・残熱除去系 スプレイ操作 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																							
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲						・原子炉格納容器注水監視 ・原子炉格納容器注水調整	適宜実施											格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する											
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による脱水利水池から復水利水ポンプへの給水						4人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水利水ポンプへの給水	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 待避中は非常用ガス処理系の監視を実施する											
格納容器ベント操作	(1人) ▲						・格納容器ベント状態監視												待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。											
			(2人) B, F				・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離系操作）	60分											格納容器ベント操作後待避室へ待避する											
給油作業						10人 (多数)	・ファイタダ量測定調整 ・ファイタダ量測定調整 ・ファイタダ量測定調整 ・トロンク線路ライン調整ページ	適宜実施											待避室からの連絡を受けて待避操作を実施する											
給油作業						2人	・第一ボスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施											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漏洩しないよう監視する											
必要人員数 合計	2人 A, B		4人 C, D, E, F			8人 (その他参加10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	経過時間（時間）																						
	運転員 (中央制御室)		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
状況判断			(1人) ▲				・原子炉水位、温度監視	約0.6分 原子炉ウエル水位低下検知 約2時間 サブプレッション・チャンバ・プールへの原子炉冷却材流出停止 約2時間後 原子炉注水開始																						
必要人員数（7号炉） 合計			1人 A			2人 C, D													8人											
4号及び7号炉 事故対応運転員総数	当直員（1名）+当直副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（3名）→ 1,2,3,4																													

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ないため影響はない。

図 3.6-14 大LOC+停止中の原子炉冷却材の流出

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故等時における申請前号炉(1～5 号炉)の中央制御室の居住性評価について以下に示す。なお、重大事故等時において、5 号炉の運転員は自号炉の中央制御室から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動し 5 号炉の監視業務等を行う設計としていることから、5 号炉に関しては中央制御室を居住性評価の対象とせず、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性について検討を行った。

居住性評価に当たっては、「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」という。)を参照した。

図 3.7-1 に柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号炉中央制御室の配置図を示す。

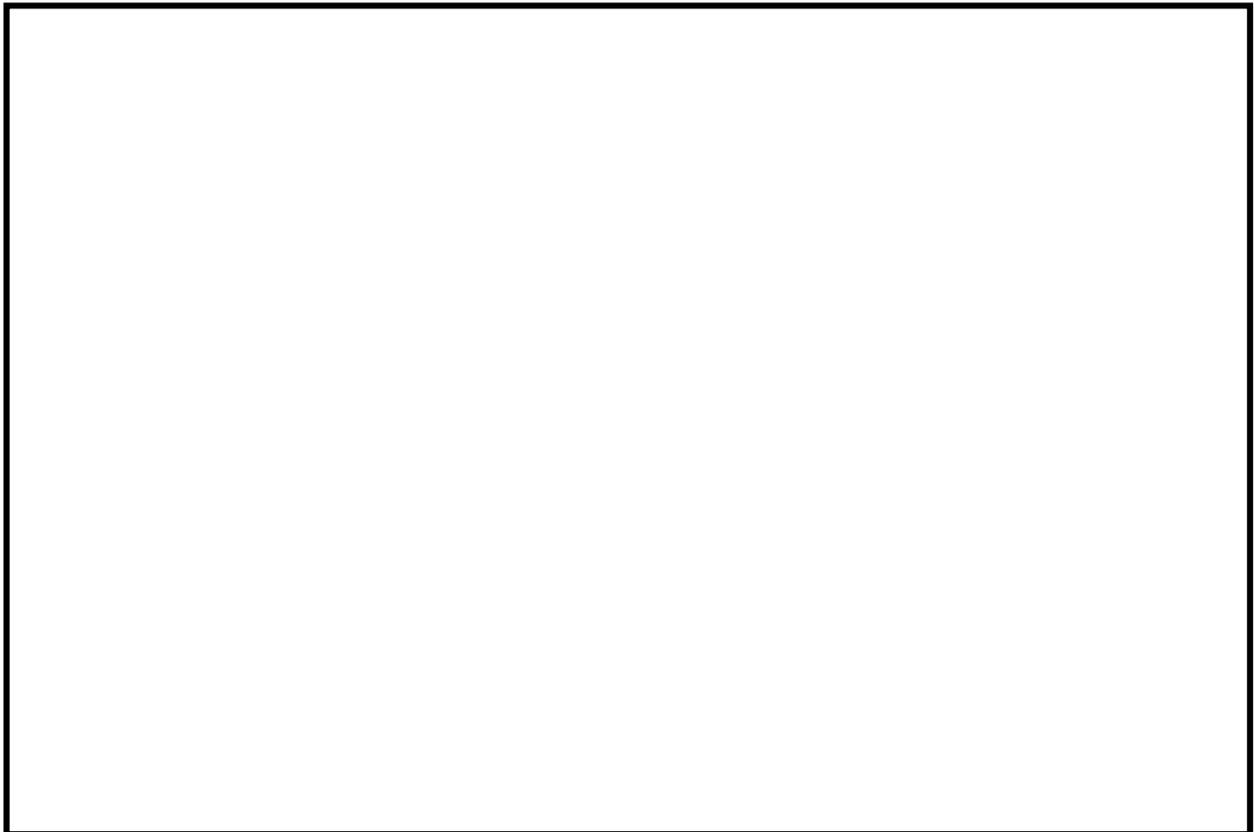


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

(1) 居住性評価の前提条件

想定事象は、6号及び7号炉中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同様に以下のとおりとした。

- 6号又は7号炉のいずれかが「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」で、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する。
- 6号又は7号炉の残る1つが「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」で、代替循環冷却系により事象を収束する。

居住性評価においては、6号及び7号炉のうち1～4号炉の中央制御室により近接している7号炉において、格納容器ベントを実施することを想定した。また、5号炉の中央制御室の運転員は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避することを前提に、上述の想定事象における5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を検討対象とした。

なお、被ばく評価に用いる大気中への放出放射エネルギー及び放射性物質の大気拡散の評価は、補足説明資料 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した。

(2) 1～4号炉中央制御室の居住性について

1～4号炉の中央制御室における居住性評価の評価結果を表 3.7-1 に示す。1～4号炉の運転員は、各号炉の中央制御室内にとどまることとする。また中央制御室内では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。さらに運転員の交替は考慮しないものとして、評価を行った。評価の結果、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54mSv/7日間となる。

なお、1～4号炉の中央制御室に対しては、6号及び7号炉の重大事故時においても自号炉にとどまることができるよう、以下の放射線防護資機材を配備する設計とする。

○放射線防護資機材等の配備

- ・ 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, 水・食料の配備
- ・ 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

表 3.7-1 1~4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果^{※1}
(7号炉格納容器ベント実施時)(運転員の交替を考慮しない場合)

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
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	約 1.0×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1}	約 1.2×10^0
	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 ^{※2}	約 2.5×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1	約 5.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく ^{※3} 外部被ばく	約 2.1×10^1 約 4.2×10^0	約 2.5×10^1 約 5.8×10^0	約 3.1×10^1 約 6.9×10^0	約 4.3×10^1 約 9.2×10^0
	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26	約31	約39	約54

- ※1 評価手法は「補足資料 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 中央制御室換気空調系は空調機停止及び隔離弁閉止し, 外気が0.5回/hで中央制御室内に流入するものと仮定
- ※3 マスクの防護係数としてPF50, 着用時間は1時間当たり0.9時間と想定

(3) 5号炉中央制御室の居住性について

5号炉中央制御室は図3.7-1に示すとおり、6号及び7号炉に近接しているため6号及び7号炉の発災時に環境の悪化の影響を受けやすい。このため、重大事故時においては、5号炉の運転員は中央制御室から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避する設計としている。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性設備は、6号及び7号炉中央制御室^{※1}の遮蔽設備及び空調設備と同等以上の性能を有する設計とし、福島第一原子力発電所事故と同等の事象の発生を想定した場合においても、必要な居住性が確保される設計としている。^{※2}

そのため、前述(1)の想定事象が発生した場合においても、5号炉中央制御室の運転員が滞在する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性は確保される設計とする。

※1 「補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において、6号及び7号炉中央制御室の居住性が審査ガイドの判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認している

※2 「61条緊急時対策所の補足説明資料 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」を参照

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては、5号炉運転員が業務を継続できるよう、プラント監視等のための設備を配置し、また1～4号炉同様、放射線防護資機材を配備する設計とする。

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にてプラント監視、通信連絡が実施できる設備の設置

- ・デジタル記録計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
- ・現場との通信連絡設備配備

○放射線防護資機材等の配備

- ・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、水・食料の配備
- ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エアモニタ、可搬型照明の配備

4. まとめ

以上より、中央制御室の運転員の滞在場所（1～4号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）の設置や放射線防護資機材配備等により、申請前各号炉においても重大事故等時に必要な居住性（7日間で100mSvを超えない）が確保される設計であることを確認した。

2-15	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-15-1
2-16	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-16-1
2-17	大気中に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の評価方法について	59-11-添 2-17-1
2-18	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-18-1
2-19	原子炉格納容器内 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 2-19-1
2-20	6 号及び 7 号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について	59-11-添 2-20-1
2-21	コンクリート厚の施工誤差の影響について	59-11-添 2-21-1
2-22	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	59-11-添 2-22-1
2-23	空気流入率試験結果について	59-11-添 2-23-1
2-24	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について	59-11-添 2-24-1
2-25	審査ガイド ^{※2} への適合状況	59-11-添 2-25-1

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

第 34 条 緊急時対策所

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第 34 条に対する基本方針

2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 設置場所及び収容人員
 - 2.2 プラントの状態を把握するための設備
 - 2.3 発電所内外関連箇所との通信連絡設備
 - 2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

3. 別添
 - 別添 1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
 - 別添 2 運用，手順説明資料

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 34 条及び技術基準規則第 46 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 34 条及び技術基準規則第 46 条要求事項

設置許可基準規則 第 34 条（緊急時対策所）	技術基準規則 第 46 条（緊急時対策所）	備考
工場等には、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が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	工場等には、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が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。	変更なし

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第 34 条に対する基本方針

緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置することで、一次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋付属棟に設置する。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は対策本部及び待機場所から構成される。

緊急時対策所は、関係要員を収容することで一次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

また必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置することで、異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

また送受話器 (警報装置を含む)、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム、専用電話設備、衛星電話設備 (社内向)、無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管することで、発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うことが可能な設計とする。

緊急時対策所には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで、緊急時対策所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 設置場所及び収容人員

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (6号及び7号炉共用)

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内に設け、緊急時に関係要員が必要な期間にわたり安全に滞在できるよう遮蔽、換気について考慮した設計とする。

2.2 プラントの状態を把握するための設備

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (6号及び7号炉共用)

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、中央制御室内の運転員を介さずに事故状態を正確かつ速やかに把握するため、安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において事故状態の把握と必要な指示を行う

ことが出来るよう、炉心反応度の状態、炉心冷却の状態、格納容器の状態、放射能隔離の状態、非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等の把握、並びに使用済み燃料プールの状態及び環境情報の把握が可能な設計とする。

2.3 発電所内外関連箇所との通信連絡設備

中央制御室と密接な連絡が可能なように、専用電話を含む多重の通信連絡設備（電力保安通信用電話設備等の送受話器）を設置する。

所外必要箇所とは、専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備（電力保安通信用電話設備等）により、連絡可能なようにする。

2.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が把握できるよう、酸素濃度及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添1 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添2 運用、手順説明資料

別添 1

緊急時対策所について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 設置の目的
 - 1.2 拠点配置
 - 1.3 新規制基準への適合方針

2. 設計方針
 - 2.1 建物及び収容人数について
 - 2.2 電源設備について
 - 2.3 遮蔽設計について
 - 2.4 換気空調系設備について
 - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
 - 2.6 通信連絡設備について

3. 運用
 - 3.1 必要要員の構成，配置について
 - 3.2 事象発生後の要員の動きについて
 - 3.3 汚染持ち込み防止について
 - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

4. 耐震設計方針について

5. 添付資料
 - 5.1 チェンジングエリアについて
 - 5.2 配備資機材等の数量等について
 - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
 - 5.4 SPDS のデータ伝送概要とパラメータについて
 - 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
 - 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について
 - 5.7 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について
 - 5.8 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉のプラント管理について
 - 5.9 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）への適合方針について
 - 5.10 福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて
 - 5.11 柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
 - 5.12 停止中の1～5号炉のパラメータ監視性について
 - 5.13 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の構造及び耐震設計について
 - 5.14 移動式待機所について
 - 5.15 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の耐震設計について
 - 5.16 大湊側緊急時対策所の設置計画について

1. 概要

1.1 設置の目的

本申請において、当社柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として、5号炉原子炉建屋内に「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」を設置することにより適合を図る。柏崎刈羽原子力発電所では5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を、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が発生した場合、並びに重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために使用する拠点と位置付ける。

また5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等に対処するための要員がとどまることができるよう遮蔽、換気について考慮した設計とするとともに、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(1) 緊急時対策所の特徴

緊急時対策所の特徴を表1.1-1に示す。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、耐震性を有する5号炉原子炉建屋内に設置する設計とする。5号炉原子炉建屋に設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、柏崎刈羽原子力発電所6号炉、7号炉において想定される全ての事象に対し緊急時対策所の拠点として使用できるよう、基準地震動による地震力に対しても機能喪失しない設計とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、迅速な拠点立ち上げを可能とするため、対策要員の執務室、宿直室に近い場所に設置する設計とする。

表1.1-1 緊急時対策所の特徴

緊急時対策所	特徴
5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none">・基準地震動を含むすべての想定事象発生時において、対策要員が緊急時対策所内にとどまり、指揮・復旧活動を行うことが可能である。・対策要員の執務室、宿直室に近く、本部要員参集等の初動体制を迅速かつ容易に確立できる。・代替電源設備をはじめとする緊急時対策所諸設備が常設であるため、緊急時対策所拠点の立ち上げが迅速かつ容易である。・被災号機に近い位置に設置することから、居住性やアクセスルートに配慮した設計とする。

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故時のプルーム通過時においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を収容するため、緊急時対策所内に居住性を高めた設計とする。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）で構成する設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能概要比較を表1.1-2及び図1.1-1に示す。

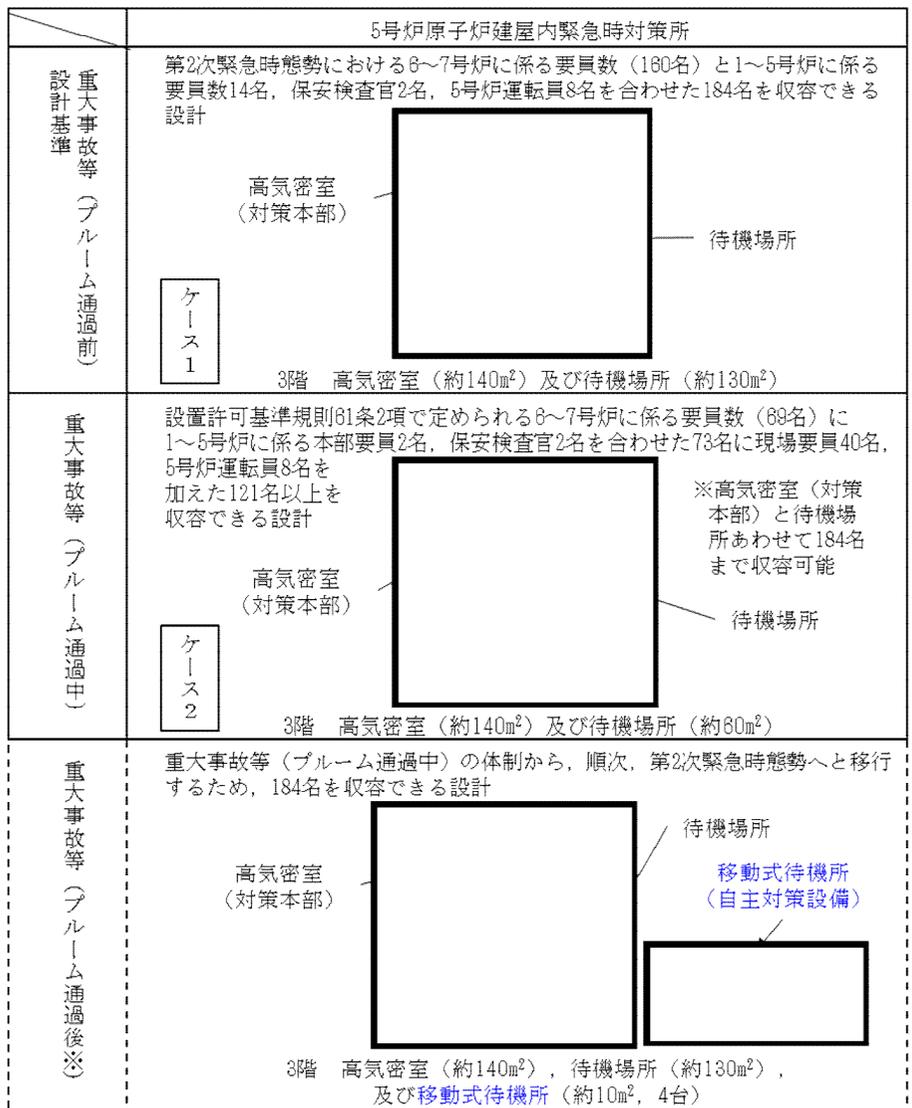
表1.1-2 緊急時対策所の機能概要比較

緊急時対策所	場所	面積	事故想定と拠点活用			緊急時対策所活用ケース
			耐震性	プルーム時居住性	その他 ^(*1)	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	5号炉原子炉建屋（耐震構造）	約270m ²	○	—	○ ^(*2)	ケース1
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	同上	約200m ²	○	○	○ ^(*2)	ケース2

<凡例> ○：活用可能，△：活用場合がある，—：設計配慮外

(*1)「その他」とは、設計基準事故への対処ケースのほか、地震の影響を受けず、重大事故等に伴うプルーム通過の影響も受けないケースを指す。

(*2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が損傷の場合、大湊側高台保管場所に配備する同可搬型電源設備を移動させ接続替えを行い、電源設備の機能を修復する。



移動式待機所は、図 5.14-1 を参照。

※ブルーム通過後の第2次緊急時態勢への移行は、環境改善後、可能な限り実施できるよう準備するもの

図 1.1-1 緊急時対策所の機能概要比較図

(2) 事象進展に応じた必要要員数の考え方

緊急時対策所においては、事象進展に応じて必要要員数が変化する。具体的には以下の4フェーズに整理できる。

(フェーズⅠ) 重大事故等発生から放射性物質(プルーム)放出開始まで

(フェーズⅡ) 少なくとも1つのプラントにおいて比較的高濃度の放射性物質(プルーム)の放出が行われている期間(フェーズⅠ+10時間まで)

(フェーズⅢ) 放射性物質(プルーム)の放出は比較的低濃度になるが、現場環境等を把握し、事前に準備した戦略の実施可否を確認するために時間を要することから、必要最低限の作業を除き状況把握や戦略検討に従事する期間(フェーズⅡ+10~24時間まで)

(フェーズⅣ) 事象収束に向けた各種作業を本格化する期間(フェーズⅢ完了後)

フェーズ移行の判断及び考え方については、事象進展に伴う対応作業と対策要員規模を鑑み、以下の通り整理できる。

(フェーズⅠ⇒Ⅱ) 放射性物質(プルーム)の影響により可搬型モニタリングポスト等の線量率が上昇した場合。(不要な被ばく回避のため、一部現場要員を所外退避させる)

(フェーズⅡ⇒Ⅲ) 放射性物質(プルーム)の放出が低濃度となることによる、可搬型モニタリングポスト及び自主対策設備であるモニタリング・ポストの指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと評価できる場合(プルームの影響により可搬型モニタリングポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になって、5号炉原子炉建屋屋上階の階段室近傍(可搬型外気取入送風機の外気吸込場所)に設置する可搬型モニタリングポストの値が0.2mGy/h(※1)を下回った場合)

(※1)保守的に0.2mGy/hを0.2mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、 $0.2\text{mSv/h} \times 168\text{h} = 33.6\text{mSv} \approx 34\text{mSv}$ 程度と100mSvに対して十分余裕があり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性評価である約58mSvに加えた場合でも100mSvを超えることのない値として設定

(プルーム通過判断を以て、陽圧化装置(空気ボンベ)から可搬型陽圧化空調機へと切り替える、またチェン징エリア等の除染他、来たるべき次フェーズに大人数が戻ってくることへの備えを進める)

(フェーズⅢ⇒Ⅳ) プルーム通過後の建屋内の雰囲気線量が屋外より高い状況を解消するため、可搬型陽圧化空調機の給気エリアとなる通路雰囲気のパージを完了した場合。(アクセスルート of 安全確保や除染など放射線管理措置を完了させる)

それぞれのフェーズにおける必要要員数は以下のとおりとなる。

(フェーズⅠ) 第2次緊急時態勢の要員数 (本部 84 名, 現場 90 名)

: 常設代替交流電源設備の起動, 可搬型代替注水ポンプ (消防車) の配備, 代替原子炉補機冷却系の設置など, 事象収束に向けた各種作業に必要な要員数。

6号及び7号炉において事象が同時に発生しない場合においても, フェーズⅡ以降に伴い現場作業が出来なくなることが分かっているため, フェーズⅠ完了時点でフェーズⅣ到達までの間に必要となりうる操作 (格納容器ベント, 代替循環冷却など) は全て完了させ, フェーズⅡ移行に備える。

(フェーズⅡ) 監視, 通信連絡を主とした必要最低限の本部要員数 (27 名) の2倍及びフェーズⅡ中の監視, 給油^(*), フェーズⅢ移行後の初動に必要な最低限の現場要員数 (17 名) と設備故障等の不測事態への対応^(*)及びフェーズⅢ移行後の給油作業等^(*)への対応に必要な追加現場要員数 (40 名) の合計 (本部 54 名, 現場 57 名)

: 本部要員数は, 比較的高濃度の放射性物質が通過するまでの間, 本館内に留まり, 監視及び通信連絡を主として対応するために必要な要員数。なお, 所外から参集して交替することができない場合も想定し, 必要要員数の2倍を確保し, 半分は休息しておく。

現場要員数は, フェーズⅡでも発生してしまう給油作業の他, 展開済みの各種設備の監視, フェーズⅢ移行後の初動対応を行うために必要な要員数 (17 名) と, 設備故障等の不測事態やフェーズⅢ移行後の給油作業等に備えて待機しておくために必要な要員数 (40 名) の合計。この人数を確保することで, フェーズⅡにおいて必要な要員数 (17 名) の2倍を確保できるため, 適宜休憩をとることも可能となる。

(フェーズⅢ) フェーズⅡの必要最低限の本部要員数 (27 名) 及び現場要員数 (57

名)に、状況把握や戦略確認に必要な追加本部要員数(27名)を加えた数(本部54名、現場57名)

:本部要員数は、放射性物質(プルーム)の放出が比較的濃度になり所外からの参集及び交替が確実になることから、必要要員数の2倍の確保は不要となる。これにかわって、状況把握や戦略確認に従事することから、「意思決定・指揮機能」、「情報収集・計画立案機能」、「現場対応機能」に係る要員の一部(27名)を緊急時対策所に再参集させる。再参集ができない場合、もしくは現場環境が早く改善されることでフェーズⅡからフェーズⅢへの移行が早まる場合は、フェーズⅡの本部要員全体で当該対応を実施する。

現場要員数は、本部要員が状況把握や戦略確認に従事している間、給油作業等を行うとともに設備故障等の不測事態に備えて待機しておくために必要な要員数。

(フェーズⅣ) 第2次緊急時態勢と同等の要員数(本部84名、現場90名)

:事象収束に向けた各種作業を本格化することから、事象進展に応じて柔軟に対応できるようフェーズⅠと同等の要員数を確保することを基本とする。要員確保としては一時的に所外退避させた現場要員を徐々に戻すこととするが、格納容器破損ケースのような厳しい場合には直ちには戻せないことも考えられ、本部及び現場ともにフェーズⅡの本部要員及び現場要員全体での当該対応を継続実施する。

(*1) 給油作業等への対応を行う要員数としては、フェーズⅡ及びフェーズⅢにおける給油作業及び格納容器ベント実施後の作業(格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置(以下、「フィルタ装置」)の排水作業、薬液注入、窒素パージ)に必要な作業人数のほか、異なる時刻に格納容器ベントを実施する場合も対応可能となるよう、格納容器ベント実施前の作業(フィルタ装置排水ポンプ水張り)に必要な作業人数を考慮し、各作業人数の合計を参照した。

(*2) 設備故障等の不測事態への対応を行う要員数としては、原子炉への注水に係る主な設備(可搬型代替注水ポンプ、代替原子炉補機冷却系、ガスタービン発電機)が各々1台故障した場合でも対応可能となるよう、各々の予備機との交換作業に必要な作業人数の合計を参照した。

これらの必要要員数の変化を図1.1-2に示す。これらの必要要員数に加えて、緊急

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要（61条 緊急時対策所）（3/5）

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（待機場所） （つづき）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所（待機場所）可搬型陽圧化空調 機用仮設ダクト〔流路〕	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備 ^{※3}	SA-3
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所（待機場所）陽圧化装置（配管・ 弁）〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備 ^{※4}	SA-2

※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、本分類とする。

※2 常設重大事故防止設備・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、本分類とする。

※3 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可搬型設備であるため、本分類とする。

※4 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、本分類とする。

※5 計測器本体を示すため計器名を記載。

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要 (61条 緊急時対策所) (4/5)

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
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	62条に記載				
通信連絡 (5号炉原子炉建 屋内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)	62条に記載				
	無線連絡設備 (可搬型)					
	携帯型音声呼出電話設備					
	衛星電話設備 (常設)					
	衛星電話設備 (可搬型)					
	統合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備					
	無線通信装置 [伝送路]					
	無線連絡設備(屋外アンテナ) [伝 送路]					
	衛星電話設備(屋外アンテナ) [伝 送路]					
	衛星無線通信装置 [伝送路]					
	有線 (建屋内) [伝送路]					
	5号炉屋外緊急連絡用インター フォン					

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要（61条 緊急時対策所）（5/5）

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
電源の確保（5号炉原子炉 建屋内緊急時対策所）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策 所用可搬型電源設備	非常用所内電源設備	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬ケーブル			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	負荷変圧器			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	—
	交流分電盤			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	—
	軽油タンク	57条に記載				
	タンクローリ（4kL）					
	軽油タンク出口ノズル・弁〔燃料 流路〕					

表 1.3-8 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備一覧

		設計基準対象施設	重大事故等対処設備
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	施設	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	代替電源設備	非常用所内電源	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備， 負荷変圧器，交流分電盤
	居住性を確保するための設備	酸素濃度計，二酸化炭素濃度計	高気密室，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置， 二酸化炭素吸収装置，遮蔽，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計， 可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリングポスト
	必要な情報を把握できる設備， 通信連絡設備	安全パラメータ表示システム（SPDS） 通信連絡設備（送受信器（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム，専用電話設備，衛星電話設備（社内向），無線連絡設備，衛星電話設備），携帯型音声呼出電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	安全パラメータ表示システム（SPDS） 通信連絡設備（無線連絡設備，衛星電話設備），携帯型音声呼出電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン

2.2 電源設備について

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(ケース1)

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、通常時、5号炉の共通用高圧母線、及び6号炉もしくは7号炉の非常用高圧母線より受電可能とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、外部電源喪失時、6号炉もしくは7号炉の非常用ディーゼル発電機を介し受電可能な設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、5号炉の共通用高圧母線、及び6号炉もしくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合、5号炉東側保管場所に設置している可搬型代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から受電可能とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台故障による機能喪失の防止と燃料補給のために停止する際にも給電を継続するため2台を1セットとして配備する設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、プラント設備(6号炉及び7号炉中央制御室用)の電源から独立した専用の電源設備とし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

また、予備機を大湊側高台保管場所に2台1セットを配備するとともに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして更に1台配備し、合計3台の予備を配備する設計とすることで、多重性を有する設計とする。

電源構成を図 2.2-1、予備機の接続箇所を図 2.2-2、必要な負荷を表 2.2-1 に示す。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の仕様を表 2.2-2 に示す。

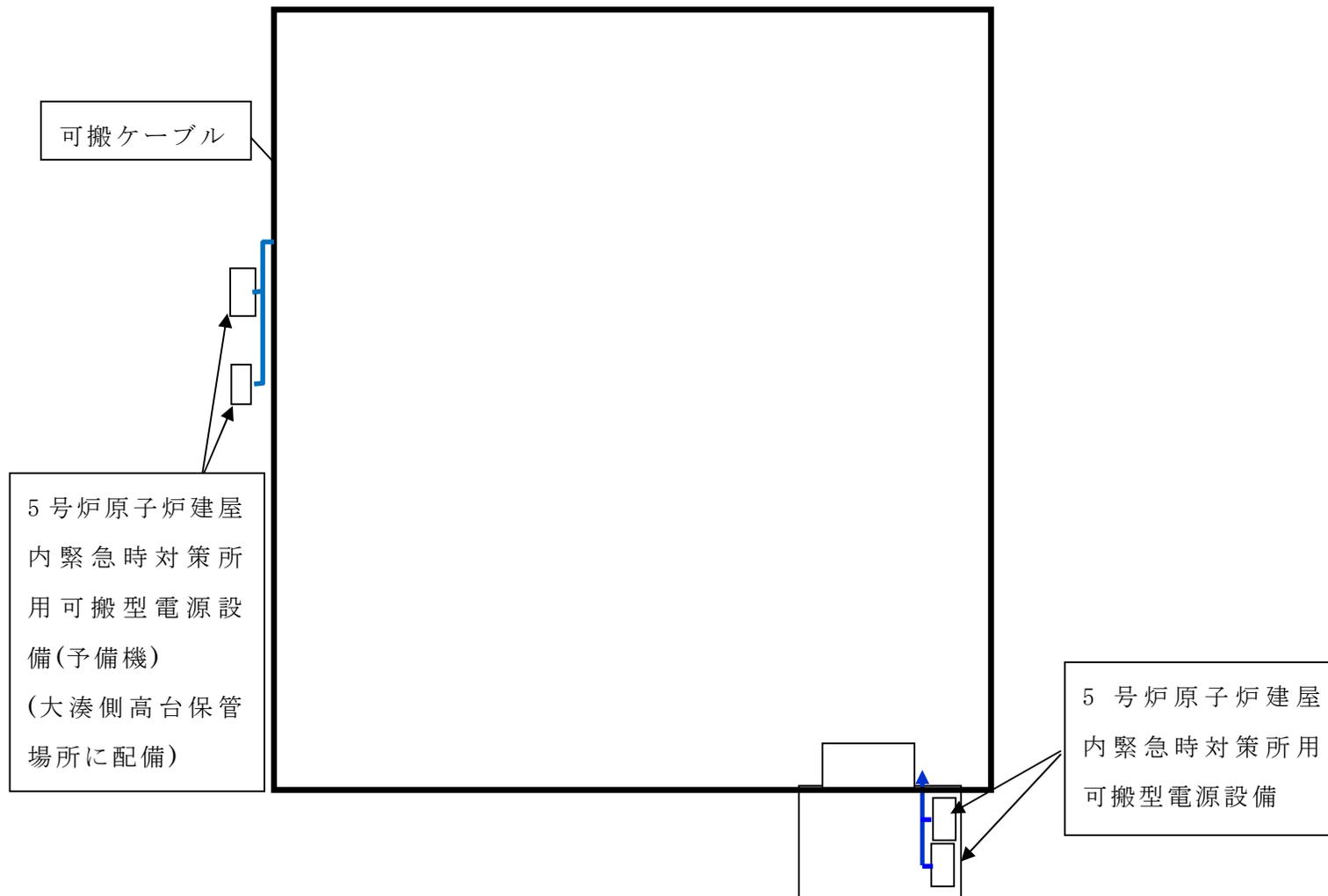


図 2.2-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 設置場所

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。

表 2.2-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 21kVA
照明設備(コンセント負荷含む)	約 12kVA
安全パラメータ表示システム(SPDS), 通信連絡設備※	約 13kVA
放射線管理設備	約 14kVA
合計	約 60kVA

※電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

表 2.2-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備の仕様

	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用可搬型 電源設備	(参考) 6号及び7号炉の非常用 ディーゼル発電機
容量	約 200kVA	約 6,250kVA
電圧	440V	6.9kV
力率	0.8	0.8

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の負荷リストは、表 2.2-1 に示すとおり、最大約 60kVA であり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 200kVA1 台により給電可能な設計とする。一方、燃料補給時、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を停止する必要があることから、1台追加配備し、速やかに切り替えることが可能な設計とする。

また、軽油タンクからタンクローリ(4kL)を用いて、軽油を補給することにより、7日以上5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転可能な設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は燃料タンク(990L)を内蔵しており、表 2.2-1 に示す負荷に対して 66時間以上連続給電が可能であり、格納容器ベント実施前にあらかじめ給油を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない設計とする。

なお、給油については、可搬型モニタリング設備及び原子炉格納容器の圧力等を監視し、適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表 2.2-3 のとおり。

万が一、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が停止した場合、無負荷運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

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。

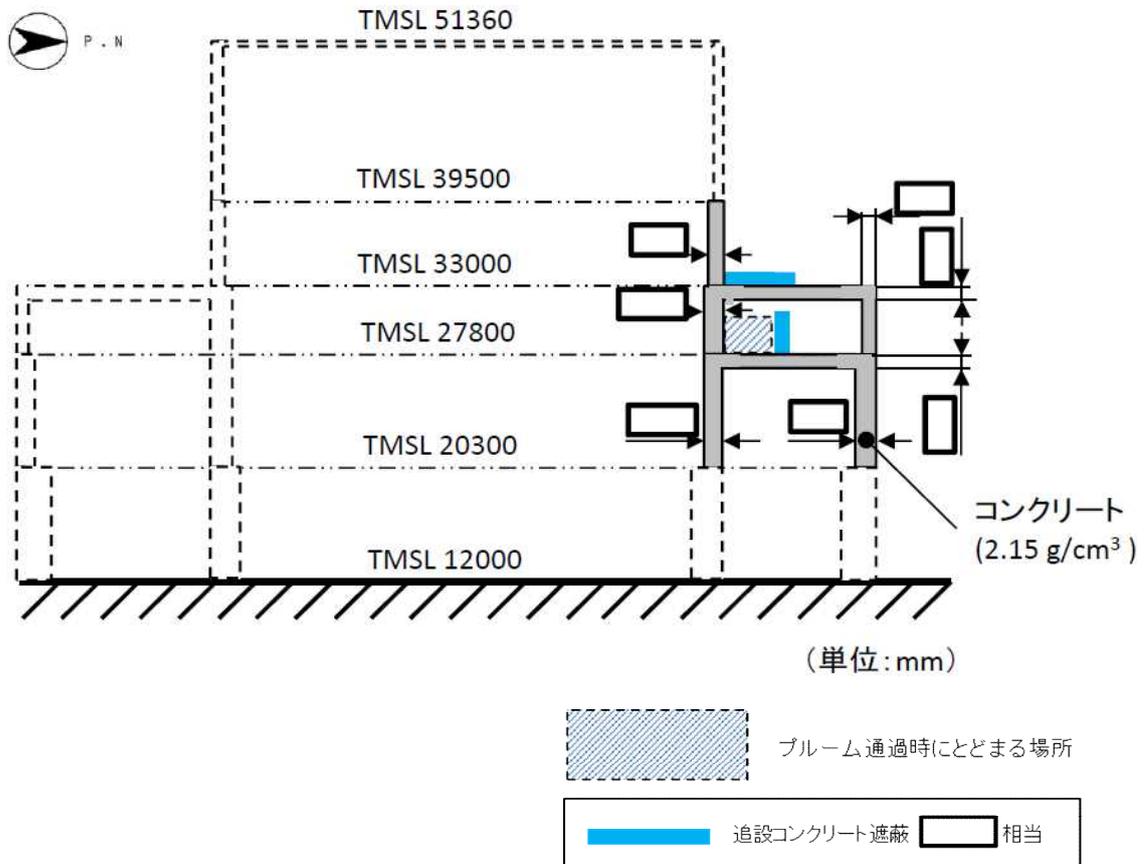


図 2.3-9 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
遮蔽説明図(C-C方向)

(※1) C-C方向断面における当該部位厚さは [] であるが、5号炉原子炉建屋附属棟地上2階北側壁面は西側半分の厚さが [] であることから補足説明資料(61-10)被ばく評価においては保守的に一律 [] と見なして取扱っている。

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。

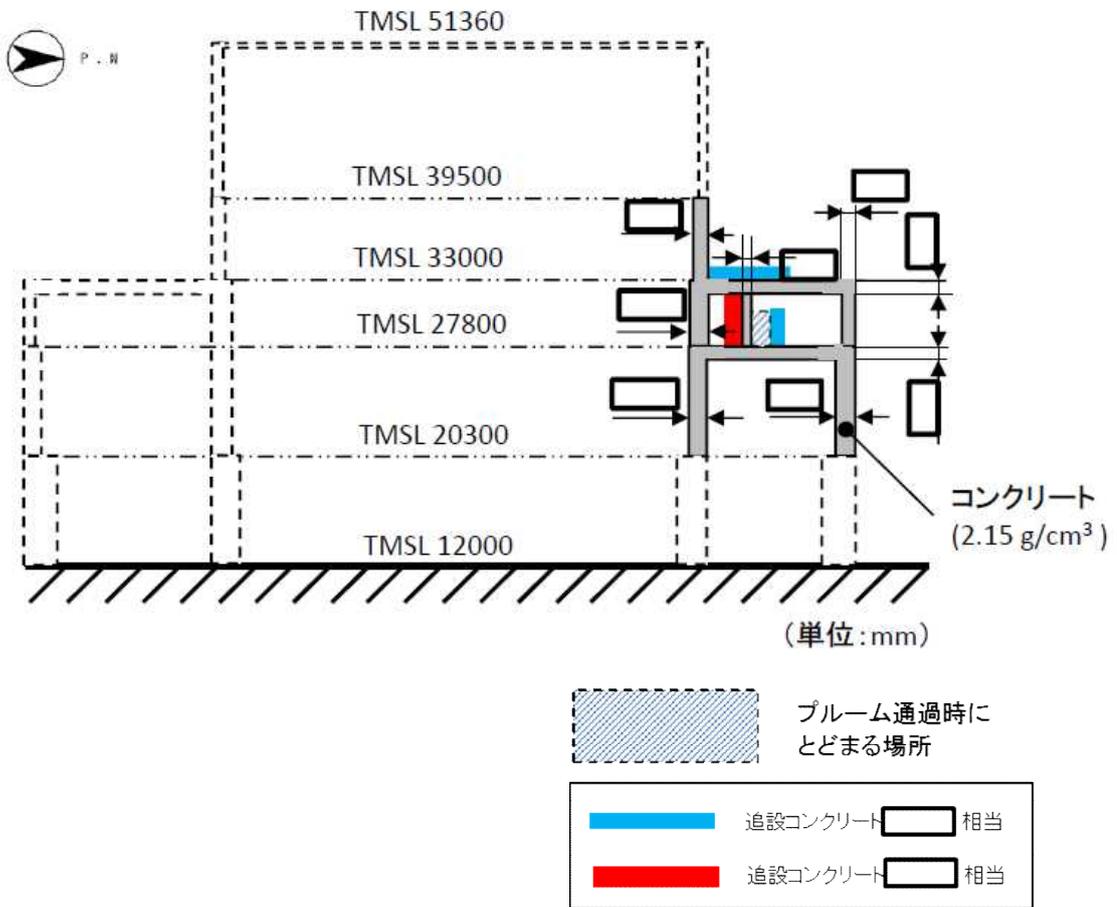


図 2.3-10 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
遮蔽説明図(D-D方向)

(※2) D-D方向断面における当該部位厚さは [] であるが、5号炉原子炉建屋附属棟地上2階北側壁面は西側半分の厚さが [] であることから補足説明資料(61-10)被ばく評価においては保守的に一律 [] と見なして取扱っている。

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。

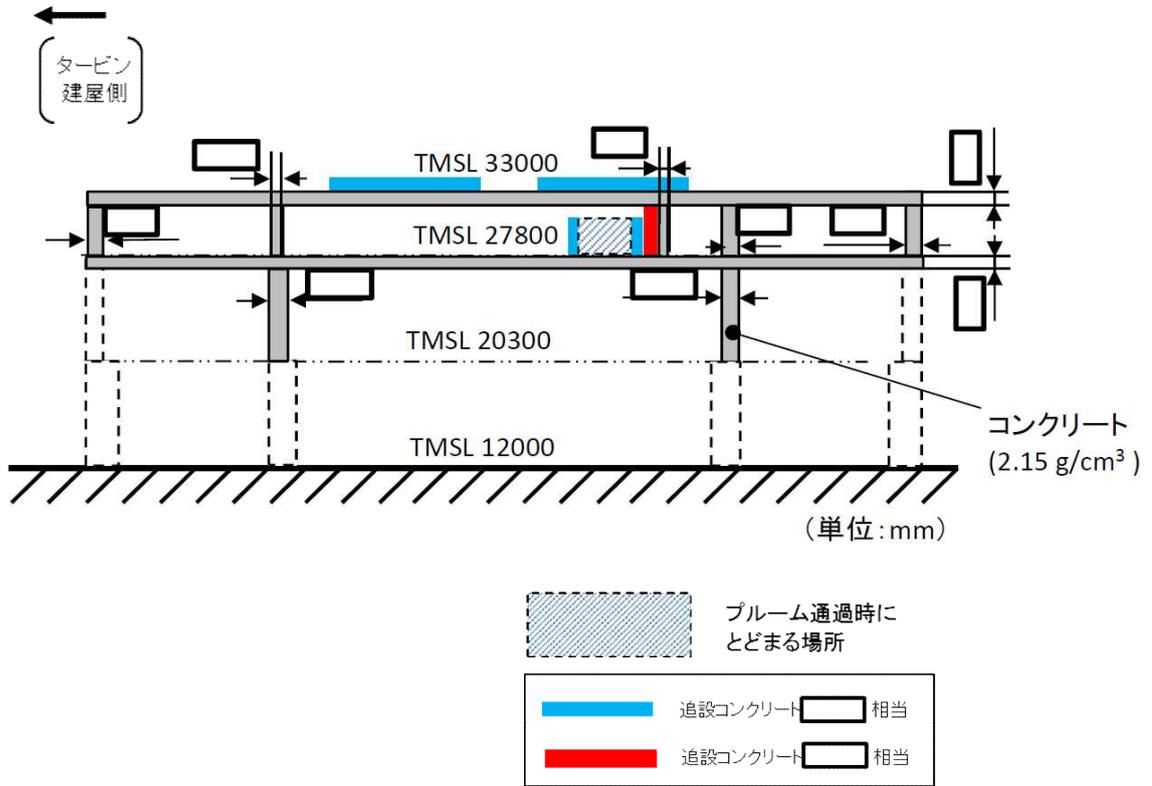


図 2.3-11 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
遮蔽説明図(E-E方向)

2.4 換気空調系設備について

2.4.1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

(1) 換気設備の概要

5号炉原子炉建屋緊急時対策所（対策本部）は、5号炉原子炉建屋地上3階に設置する高気密室を拠点として使用する設計とし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備を用いることにより、重大事故等発生時においても、緊急時対策所にとどまる対策要員の7日間の実効線量が100mSvを超えない設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備は、可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置及び監視計器により構成する。

重大事故等発生時のプルーム通過前においては、可搬型陽圧化空調機で高気密室を陽圧化し、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

プルーム通過中においては、可搬型陽圧化空調機を停止し、給気口を閉止板等により隔離するとともに、陽圧化装置（空気ポンプ）により高気密室を陽圧化し、外気の流入を完全に遮断可能な設計とする。ここで、高気密室内を陽圧化装置（空気ポンプ）により陽圧化する場合、二酸化炭素吸収装置を循環運転することで二酸化炭素を除去し、外気の流入を遮断した状態においても二酸化炭素増加による対策要員の窒息を防止可能な設計とする。

プルーム通過直後に5号炉原子炉建屋付属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を用いて屋外からの外気を直接給気し、放射性物質濃度が屋外より高い屋内エリアの空気を置換できる設計とする。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機とを連結して運用することで、5号炉原子炉建屋屋上から外気を給気可能な設計とする。可搬型外気取入送風機は各々の機能のために1台ずつ、合計2台使用する。

プルーム通過後においては、プルーム通過前と同様に可搬型陽圧化空調機により高気密室を陽圧化することにより、フィルタを介さない外気の流入を低減する設計とする。

なお、高気密室は、5号炉中央制御室換気空調系バウンダリ内に設置し、重大事故等発生時に中央制御室換気空調系を停止し高気密室内から閉止板により中央制御室換気空調系の給排気ダクトを隔離可能な設計とする。

また、高気密室の差圧制御は差圧調整弁の開度調整により行う。また異常加圧発生時には、大気開放弁を開操作することにより、高気密室を大気圧にすることが可能な設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備は、表2.4-1の設備等により構成され、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備の系統概略図（プルーム通過前後の場合）を図2.4-1に、系統概略図（プルーム通過後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合）を図2.4-2に、系統概略図（プルーム通過中の場合）を図2.4-3に、配置図を図2.4-4に示す。

表 2.4-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の 重大事故等 対処設備機器仕様

設備名称	数量	仕様
高気密室	1 式	材料 : 炭素鋼 設計漏えい量 : 64m ³ /h 以下 (設計換気量) (20Pa 陽圧化時)
可搬型陽圧化空調機 ^{*1}	1 台 (予備 1 台)	定格風量 : 600m ³ /h/台 高性能フィルタ捕集効率 : 99.9% 以上 活性炭フィルタ捕集効率 : 99.9% 以上
可搬型外気取入送風機 ^{*1}	2 台 (予備 1 台)	定格風量 : 600m ³ /h/台
陽圧化装置(空気ポンプ)	123 本以上	容量 : 約 47L/本 充填圧力 : 約 15MPa
二酸化炭素吸収装置	1 台 (予備 1 台)	容量 : 600m ³ /h/台 吸収剤吸収性能 : <input type="text"/> m ³ /kg 吸収剤容量 : <input type="text"/> kg/台
監視計器 ^{*2}	1 式	差圧計, 二酸化炭素濃度計, 酸素濃度計, 可搬型モニタリングポスト, 可搬型エリアモニタ

*1 可搬型陽圧化空調機は、対策本部を陽圧化するために対策本部用 1 台（予備 1 台）、待機場所を陽圧化するために待機場所用 2 台（予備 1 台）を用いる設計とする。また可搬型外気取入送風機は、建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合において対策本部へ直接外気を取り入れ、建屋内のパージを行うため 2 台（予備 1 台）を用いる設計とする。

*2 監視計器のうち、可搬型モニタリングポストについては「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

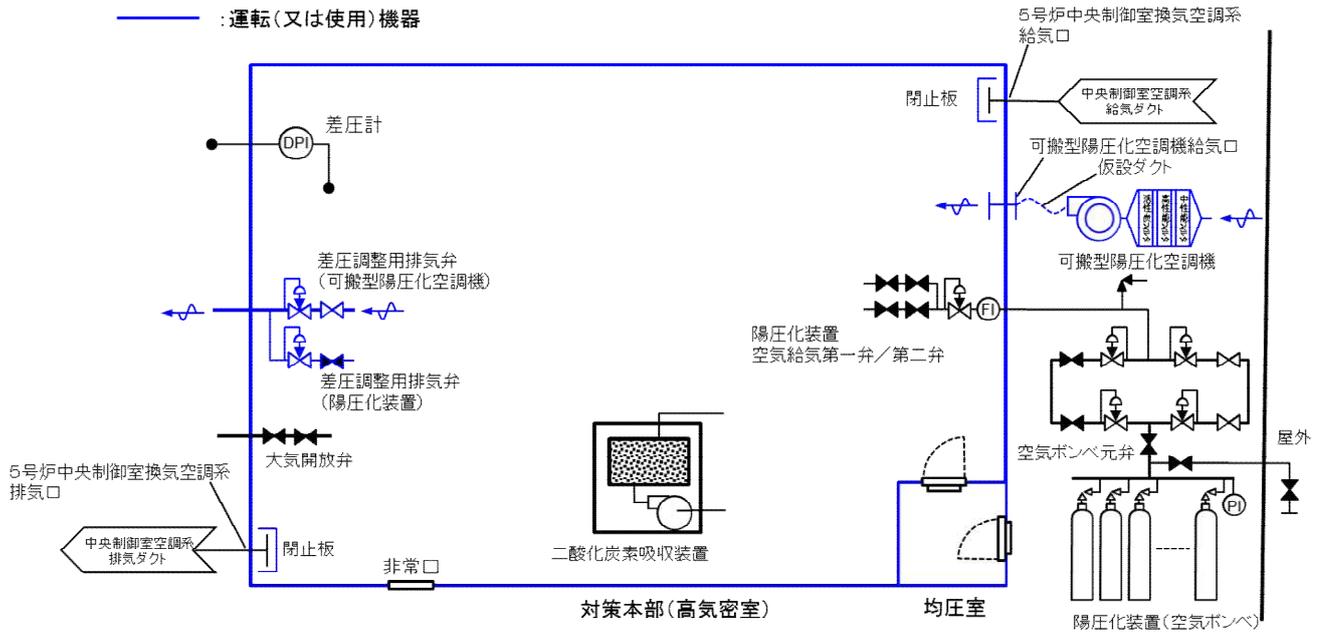


図 2.4-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備 系統概略図
 （プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）

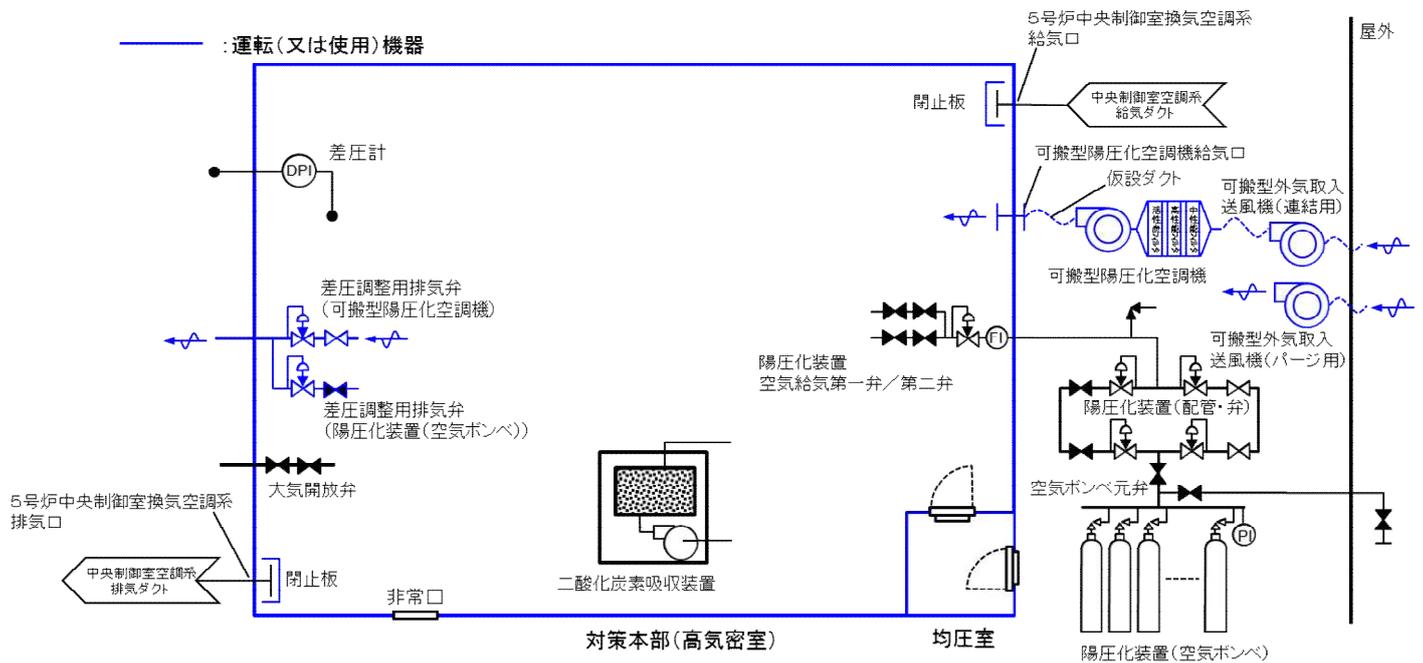


図 2.4-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備 系統概略図
 （プルーム通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合：可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機の連結運用による外気取り入れ陽圧化、並びに建屋内空気置換）

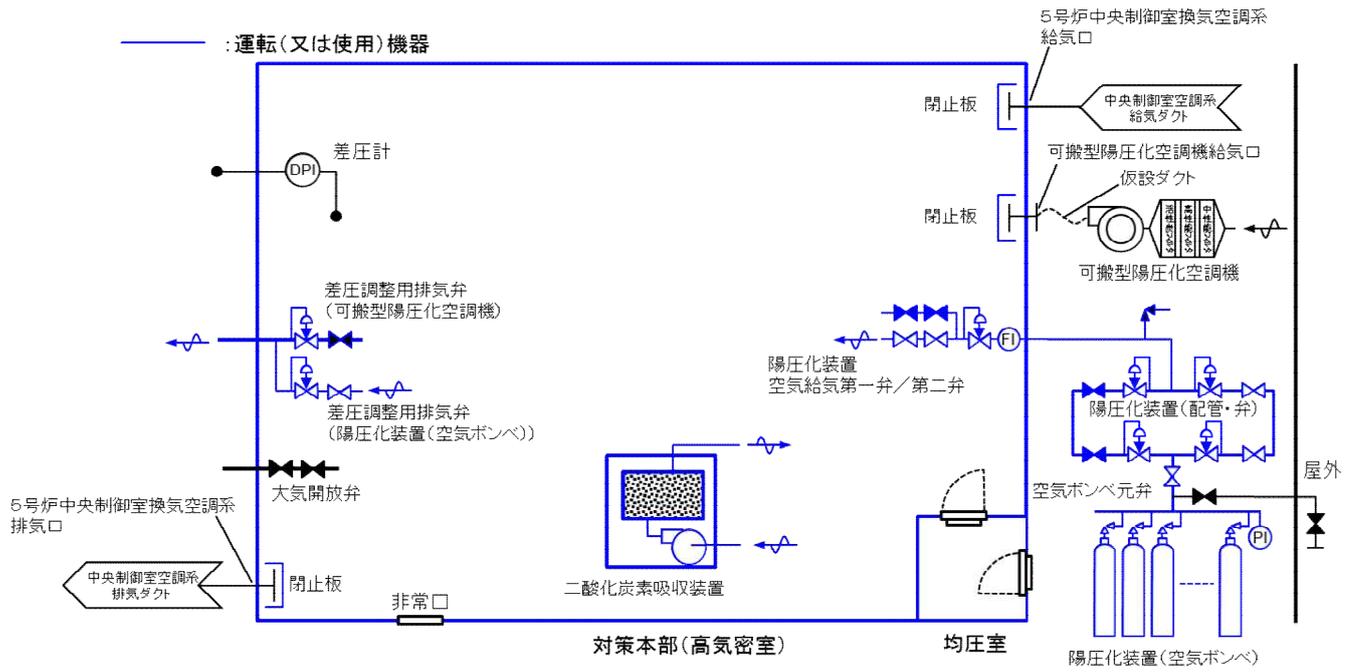


図 2.4-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)換気設備 系統概略図
 (プルーム通過中: 陽圧化装置(空気ポンペ)による陽圧化)

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。

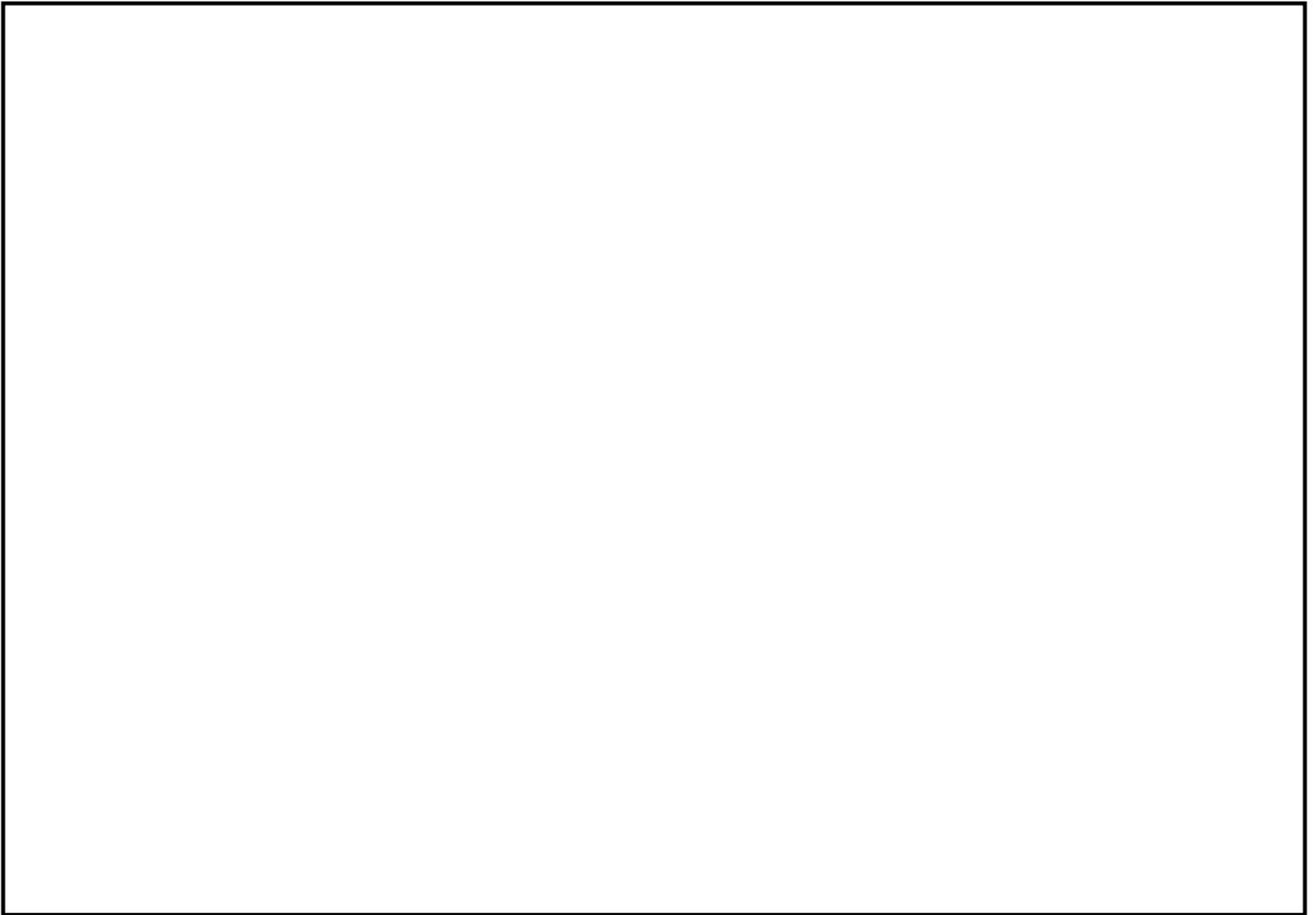


図 2.4-4 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備 配置図

3. 運用

3.1 必要要員の構成，配置について

(1) 原子力防災組織

当社は，福島事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め，米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System (ICS) を参考に，重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できるよう，原子力防災組織を構築する。

(詳細は 5.10 参照)

柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織は，その基本的な機能として，①意思決定・指揮，②情報収集・計画立案，③現場対応，④対外対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長（所長）があたり，②～⑤の機能毎に責任者として「統括」を置く。

本部長（所長）の権限については，あらかじめ定める要領等に記載された範囲において，②～⑤の各統括に委譲されており，各統括はその範囲内において自律的に活動することができる。(詳細は 5.11 参照)

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，ブルーム通過の前・中・後でも対策要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な事故対応が可能な組織設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，その情勢に応じて，以下のように態勢を区分する。

(詳細は 5.6 参照)

- ① 原子力警戒態勢（原子力災害対策指針にて定められている警戒事態に対処するための態勢）
- ② 第 1 次緊急時態勢（原子力災害対策指針にて定められている施設敷地緊急事態（原子力災害対策特別措置法第 10 条に基づく通報事象相当）に対処するための態勢）
- ③ 第 2 次緊急時態勢（原子力災害対策指針にて定められている全面緊急事態（原子力災害対策特別措置法第 15 条に基づく報告事象相当）に対処するための態勢）

重大事故等発生時には，第 2 次緊急時態勢を発令し，原子力防災組織の要員がその対応にあたる。初動対応後に想定される原子力防災組織の要員を図 3.1-1 に示す。ま

た、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における 6 号及び 7 号炉に係る原子力防災組織の要員は図 3.1-2 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 28 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員として、中央制御室待避所にとどまる運転員 18 名と復旧班現場要員の 14 名、保安班現場要員 2 名、自衛消防隊（消防隊長 1 名、初期消火班（消防車隊）6 名、警備員 3 名）10 名を加えた合計 72 名を想定する。

原子炉格納容器が破損し、大量のプルームが放出されるような事態においては、不要な被ばくから要員を守るため、緊急時対策所にとどまる必要のない要員については、所外に一時退避させる。

プルーム通過後にプラント状況等により、必要に応じて一時退避させた要員を再参集させる。

なお、プルーム通過の判断については、発電所敷地内に重大事故等対処設備として設置する可搬型モニタリングポスト及び自主対策設備である常設型モニタリング・ポストの指示値により判断を行う。保安班長は、プルームの影響により可搬型モニタリングポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断する。

(2) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

第 2 次緊急時態勢において、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）で対応する 6 号及び 7 号炉に係る要員は、図 3.1-1 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 72 名である。加えて、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）で対応する 1～5 号炉に係る要員として 12 名と保安検査官 2 名をあわせて、86 名が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に収容できるものとする（表 3.1-1 参照）。また、6 号及び 7 号炉に係る要員として、図 3.1-1 における②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 106 名のうち中央制御室にて対応を行う運転員 18 名を除く 88 名と、1～5 号炉に係る現場要員 2 名をあわせて 90 名（表 3.1-1 参照）についての待機場所としては、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を確保する。

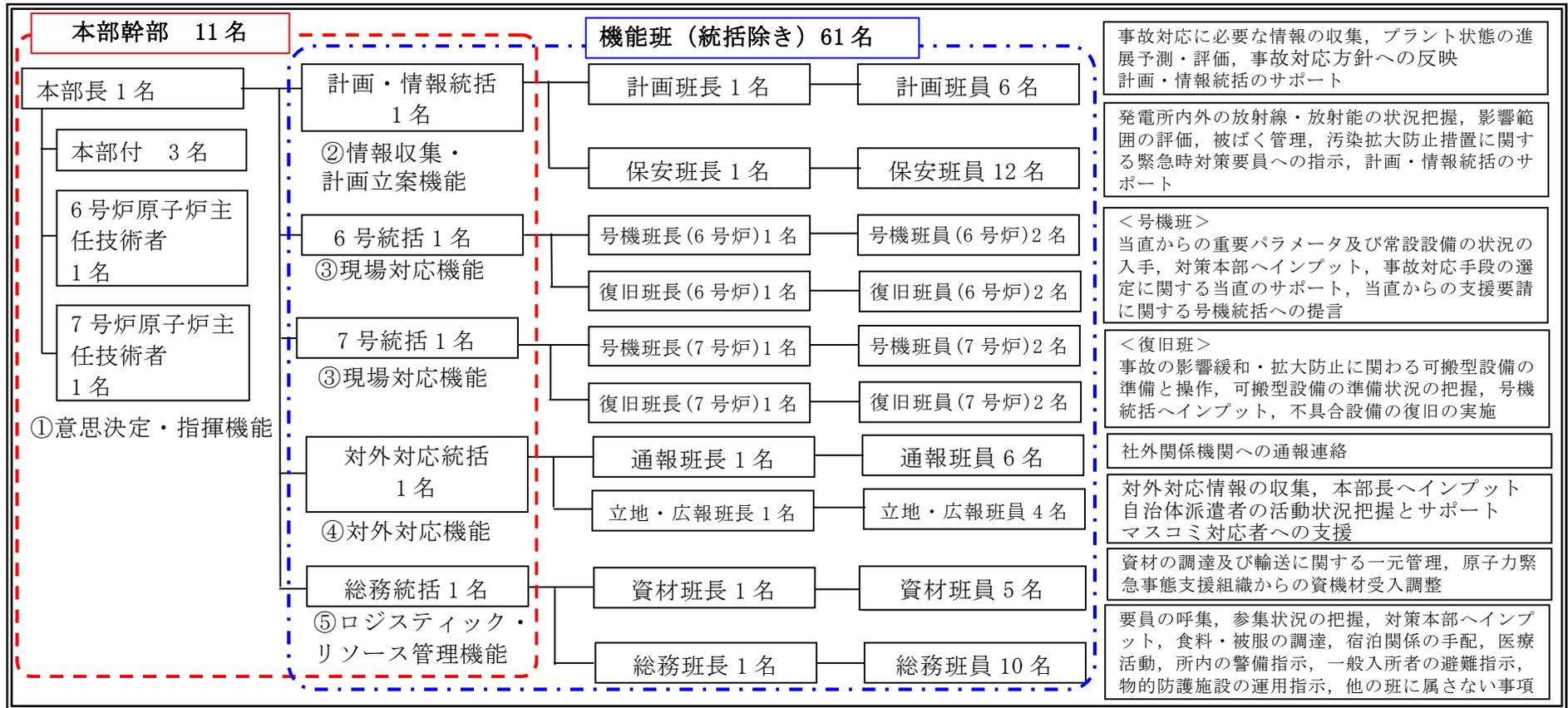
プルーム通過中において、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）にとどまる 6 号及び 7 号炉に対応する要員は交替要員を考慮して、図 3.1-3 及び表 3.1-1 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52 名と、②原子炉格

納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 75 名のうち中央制御室待避所にとどまる運転員 18 名及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員 40 名を除く 17 名の合計 69 名とする。これに加えて、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）で対応する 1～5 号炉に係る要員は 2 名と、保安検査官 2 名をあわせて、73 名（表 3.1-1 参照）が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に収容できるものとする。また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）には、プルーム通過中において、現場要員 40 名と 5 号炉運転員 8 名の合計 48 名が収容できるものとする。

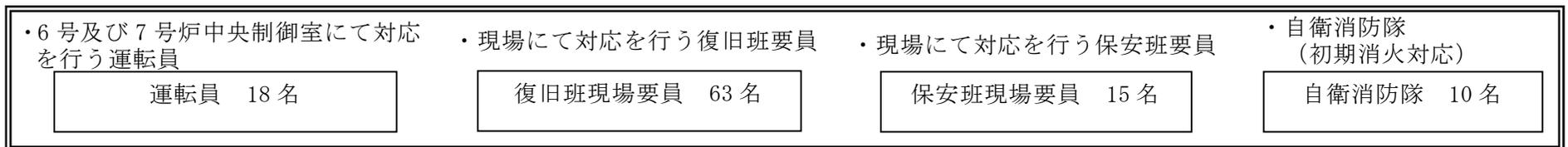
本部長（所長）は、この要員数を目安として、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

重大事故等に対処するための要員の動きを図 3.1-4 に示す。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 72名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 106名

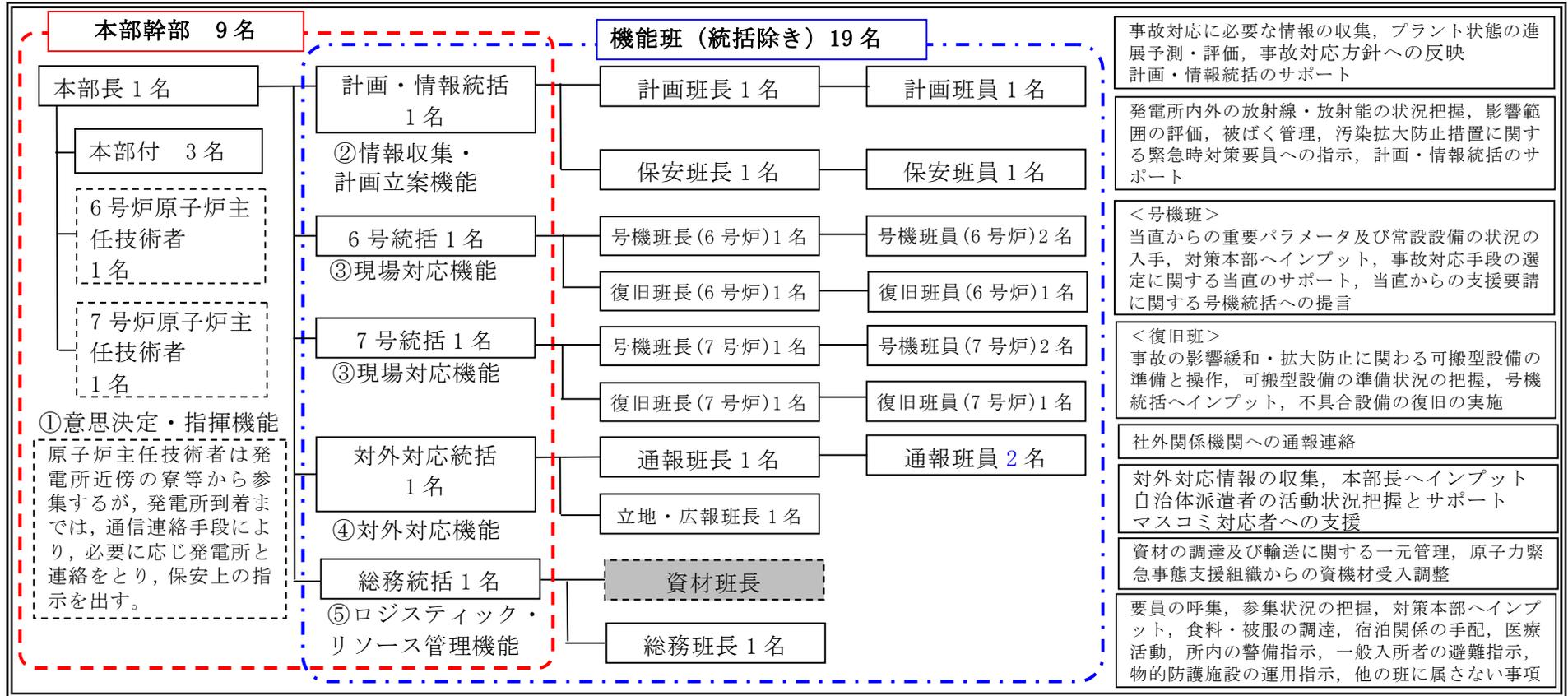


※上記①, ②の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交替要員を召集し、順次交替させる。
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

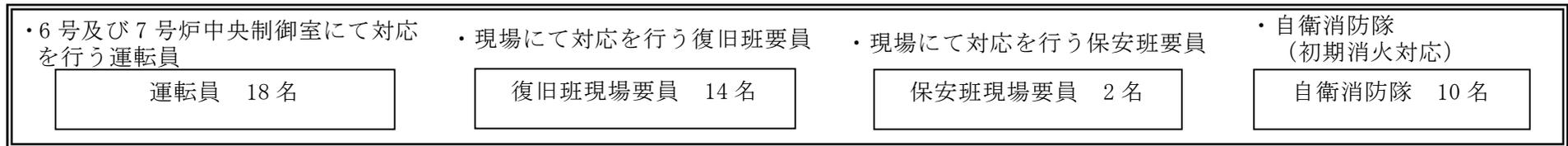
図 3.1-1 原子力防災組織の要員 (第2次緊急時態勢 緊急時対策所, 中央制御室, 自衛消防隊 6号及び7号炉対応要員)

① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 28名

凡例： : 初動態勢では統括が兼務する班長



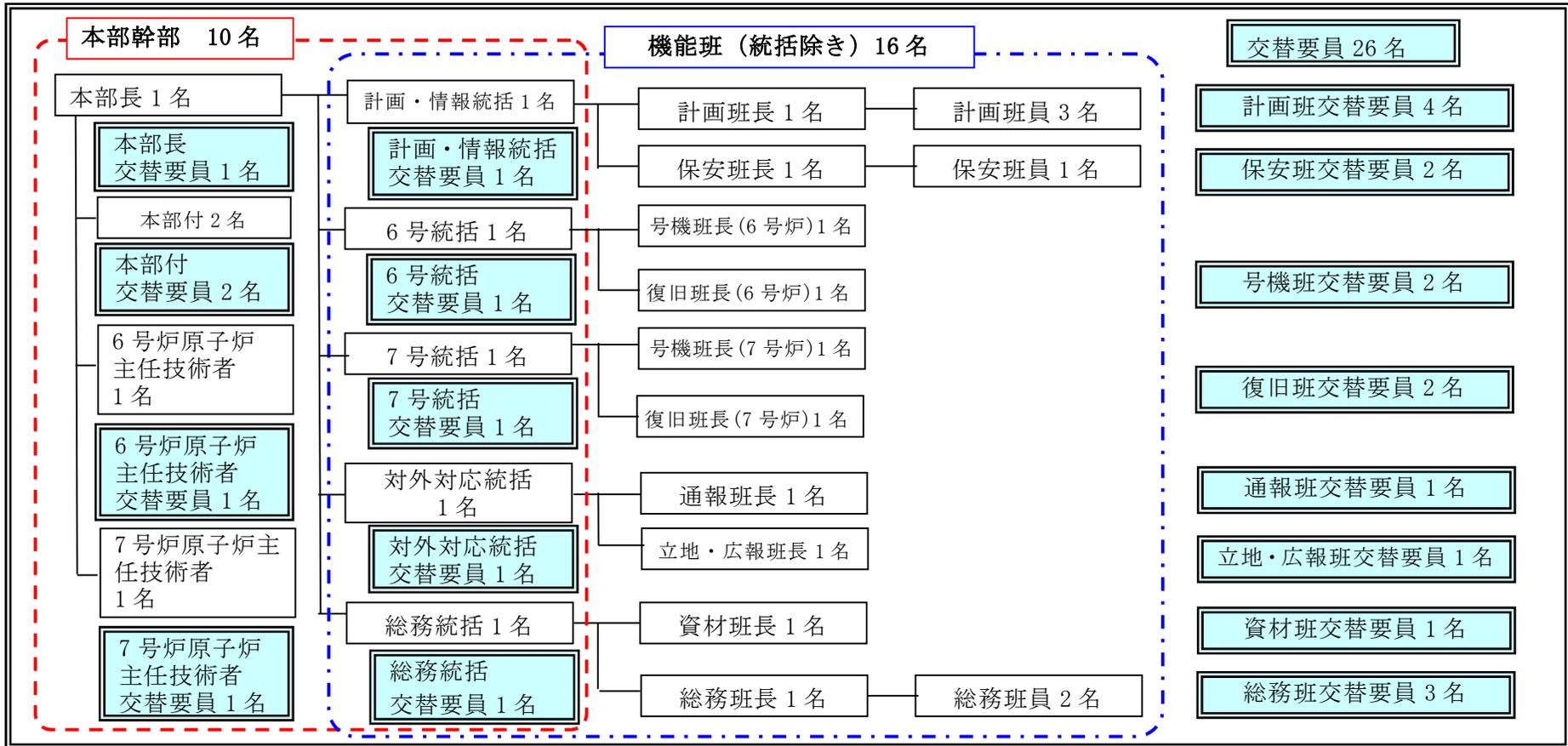
② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 44名



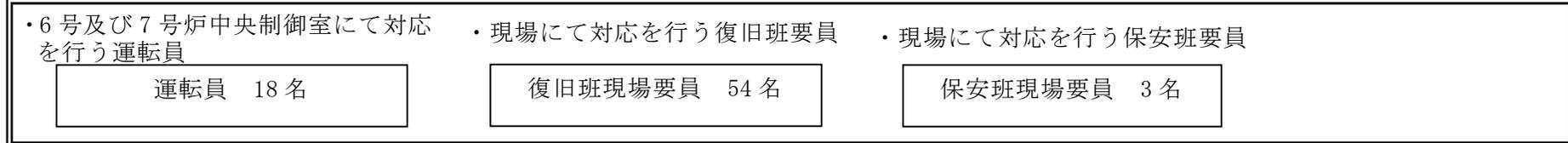
※上記①、②の要員については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

図 3.1-2 原子力防災組織の要員 (夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外)、緊急時対策所、中央制御室、自衛消防隊 6号及び7号炉対応要員)

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 75名



※上記①, ②の要員については, 今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

図 3.1-3 プルーム通過時 緊急時対策所, 中央制御室にとどまる6号及び7号炉対応要員

表 3.1-1 重大事故発生時の事象進展に伴う 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の
 収容人数 (1/4) (名)

事象進展	要員数 (※1)				緊急時 対策所 (対策本 部) (①)	緊急時 対策所 (待機場 所) (②)	中央 制御 室	中央 制御 室待 避室	その 他の 建屋	現場	収容 人数 合計
	本部要員(※2)	現場要員	本部要員(※2)	現場要員							
通常時 ※4	6号及び7号炉	本部要員(※2)	意思決定・指揮	4	—	—	—	—	28	—	—
			情報収集・計画立案	5							
			現場対応	12							
			対外対応	5							
			ロジ・リソース管理	2							
	現場要員	運転員 (当直)	18	—	—	6~18	—	—	0~12		
		復旧班現場要員(※2)	14	—	—	—	—	14	—		
		保安班現場要員(※2)	2	—	—	—	—	2	—		
		自衛消防隊(※3)	10	—	—	—	—	10	—		
	1~5号炉	本部要員(※2)	情報収集・計画立案	1	—	—	—	—	1	—	
			現場対応	3	—	—	—	—	3	—	
		復旧班現場要員(※2)	2	—	—	—	—	2	—		
		5号炉運転員 (当直)	8	—	—	8	—	—	—		
	① 初動態 勢	6号及び7号炉	本部要員	意思決定・指揮	4	28	—	—	—	—	
情報収集・計画立案				5							
現場対応				12							
対外対応				5							
ロジ・リソース管理				2							
現場要員		運転員 (当直)	18	—	—	6~18	—	—	0~12		
		復旧班現場要員	14	—	14	—	—	—	(14)		
		保安班現場要員	2	—	2	—	—	—	(2)		
		自衛消防隊(※3)	10	—	1	—	—	9	(10)		
1~5号炉		本部要員	情報収集・計画立案	1	1	—	—	—	—	—	
			現場対応	3	3	—	—	—	—	—	
		復旧班現場要員	2	—	2	—	—	—	(2)		
		5号炉運転員 (当直)	8	—	—	8	—	—	—		

※1：要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

※2：平日昼間は、5号炉定検事務室等で勤務している。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、宿泊棟等で待機。

※3：自衛消防隊は、消防隊長1名、初期消火班（消防車隊）6名、警備員3名で構成され、火災の規模に応じ、消火班が召集される。

※4：直ちに発電所全所員に非常召集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交替要員として待機させる。

表 3.1-1 重大事故発生時の事象進展に伴う 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の
 収容人数 (2/4) (名)

事象進展		要員数 (※1)		緊急時 対策所 (対策本 部) (①)	緊急時 対策所 (待機場 所) (②)	中央 制御 室	中央 制御 室待 避室	その 他の 建屋	現場	収容 人数 合計	
② 原子力 警戒態 勢	6号及び7号炉	本部要員	意思決定・指揮	6	72	-	-	-	-	① : 86	
			情報収集・計画立案	21							
			現場対応	14							
			対外対応	13							
			ロジ・リソース管理	18							
		現場要員	運転員 (当直)	18	-	-	6~18	-	-	0~12	② : 90
			復旧班現場要員 (※4)	63	-	63	-	-	-	(63)	
			保安班現場要員 (※4)	15	-	15	-	-	-	(15)	
			自衛消防隊 (※3)	10	-	10	-	-	-	(10)	
	1~5号炉	本部要員	意思決定・指揮	5	12	-	-	-	-	-	
			情報収集・計画立案	2							
			現場対応	5							
		復旧班現場要員	2	-	2	-	-	-	(2)		
5号炉運転員 (当直)	8	-	-	8	-	-	-				
保安検査官	2	2	-	-	-	-	-				
③ 第1次 緊急時 態勢	6号及び7号炉	本部要員	意思決定・指揮	6	72	-	-	-	-	① : 86	
			情報収集・計画立案	21							
			現場対応	14							
			対外対応	13							
			ロジ・リソース管理	18							
		現場要員	運転員 (当直)	18	-	-	6~18	-	-	0~12	② : 90
			復旧班現場要員 (※4)	63	-	63	-	-	-	(63)	
			保安班現場要員 (※4)	15	-	15	-	-	-	(15)	
			自衛消防隊 (※3)	10	-	10	-	-	-	(10)	
	1~5号炉	本部要員	意思決定・指揮	5	12	-	-	-	-	-	
			情報収集・計画立案	2							
			現場対応	5							
		復旧班現場要員	2	-	2	-	-	-	(2)		
5号炉運転員 (当直)	8	-	-	8	-	-	-				
保安検査官	2	2	-	-	-	-	-				

※1: 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

※2: 平日昼間は、5号炉定検事務室等で勤務している。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、宿泊棟等で待機。

※3: 自衛消防隊は、消防隊長1名、初期消火班（消防車隊）6名、警備員3名で構成され、火災の規模に応じ、消火班が召集される。

※4: 直ちに発電所全所員に非常召集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交替要員として待機させる。

b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）中

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）中における緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員（本部要員、現場要員）は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）中における対応者を明確にした上で、5号炉定検事務室又はその近傍、及び第二企業センター又はその近傍で分散して執務及び宿泊する。具体的には、各機能における統括と班長を分散配置することによって、初動態勢時に対応する要員が損耗する状況になったとしても、個々の機能が喪失しないように考慮する。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げ時に必要となる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機等の立ち上げに係る要員は、5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する。

また、意思決定・指揮機能を担務する発電所長及び表 3.2-1 に示す本部長代行者の中から合計2名が、5号炉定検事務室又はその近傍、及び第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する。なお、本部長及び本部長代行の2名は分散して執務及び宿泊する。

なお、当該運用については、社内の要領等に記載する。

非常召集連絡について、原子力災害対策指針の「警戒事態」、「施設敷地緊急事態」、「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合には、事象確認者である当直副長等が、連絡責任者である夜間・休日責任者に連絡し、原子力防災管理者である発電所長に報告する。原子力防災管理者は、連絡責任者に緊急時対策要員の召集連絡指示を行い、連絡責任者は総務班長に非常召集の指示をする。非常召集連絡のフローについて、表3.2-2に示す。

総務班長は、電話、送受話器等にて、発電所内の緊急時対策要員に対しての召集連絡を実施し、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため、電話、自動呼出・安否確認システム等を活用し要員の非常召集及び情報提供を行うとともに、発電所入構者に対しても周知を行う。

また、発電所内の緊急時対策要員以外の所員、一般入構者及び構内作業員の発電所からの退避については、「3.2(1)a. 平日勤務時間中」の対応と同様である。

なお、新潟県内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、非常召集連絡がなくても自発的に緊急時対策要員は参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は、柏崎エネルギーホール又は刈羽寮（図 3.2-6 参照）とし、その両方

を使用するが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

参集場所は発電所員の居住エリアと万が一プルームが放出された後にも使用することを考え、発電所からの方位を考慮して選定した。柏崎エネルギーホールは敷地面積約 3,000m²、延床面積約 1,900m²の建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造、一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の建築物であり、2007 年中越沖地震発生時においても大きな被害を受けておらず、十分な耐震性を有している。また、刈羽寮は敷地面積約 4,600m²、延床面積約 1,100 m²の建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート造の建築物であり十分な耐震性を有している。

緊急時対策要員の非常召集要領の詳細について、表 3.2-2 に示す。また、自動呼出・安否確認システムの概要を図 3.2-5 に示す。

柏崎市、刈羽村からの要員参集ルートについては、図 3.2-6 に示すとおりであり、要員参集ルートの障害要因としては、比較的平坦な土地であることから土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、要員参集ルート上の橋梁が崩落等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、2007 年新潟県中越沖地震においても、橋梁本体の損傷による構造安全性に著しい影響のあるような損傷は見られず^(※1)、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

新潟県が実施した広域避難シミュレーション^(※2)によれば、大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合、住民避難のため発電所の南西の海側ルートに交通渋滞が発生しやすいという結果が得られており、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（図 3.2-6 に図示した海沿いルート）は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

また、発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の正門を通過するルートに加え、迂回ルートも確保している。発電所構内への参集ルートを図 3.2-7

に示す。

復旧班長は、格納容器ベント実施の見通しが判明した後は、現場に出向している現場要員に対しては、随時、通信連絡設備（無線連絡設備等）を使用し、計画班が随時評価する格納容器ベント実施予測時刻を連絡するとともに、現場要員のうちプルーム通過前に発電所から退避予定の要員に対しては、格納容器ベント実施予測時刻の2時間前までに余裕をもって5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に戻ってくるよう指示する。

総務班長は、格納容器ベント実施の見通しが判明した後は、復旧班他と協働し、緊急時対応に必要な要員のみを参集させることとし、不測の事態に備えるため防護具を携帯させる。参集途中の要員に対しては、随時、通信連絡設備（衛星電話設備等）を使用して、格納容器ベント実施予測時刻を連絡する。また、プルーム放出時の参集要員の無用な被ばくを回避するため、PAZ（予防的防護措置を準備する区域、発電所から半径5km）外への退避時間を考慮し、遅くとも格納容器ベントの実施見通しの2時間前までに参集途中の要員に対して、参集の中止、PAZ外への退避を指示する。

意図せずプルーム放出が始まる等不測の事態が発生した場合、本部長は、総務班長を通じて、参集途中の要員に対して、緊急にPAZ外に退避するよう指示することを基本とするが、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所までの移動時間等を考慮し、参集を継続させるかについて総合的に判断する。

（※1）参考文献：2007年新潟県中越沖地震の被害とその特徴／小長井一男（東京大学教授 生産技術研究所）他

国土技術政策研究所資料 No.439，土木研究所資料 No.4086，建築研究資料 No.112「平成19年（2007年）新潟県中越沖地震被害調査報告」

（※2）参考文献：新潟県殿向け「平成26年度新潟県広域避難時間推計業務」～最終報告書～ BGS-BX-140147 平成26年8月 三菱重工業株式会社

<http://www.pref.niigata.lg.jp/genshiryoku/1356794481823.html>

表 3.2-1 本部長代行者

代行者	役職 ^{※1}
1	原子力安全センター所長
2	ユニット所長(5～7号炉)
3	ユニット所長(1～4号炉)
4	副所長(技術系所員)
5	防災安全部長
6	第二運転管理部長
7	第二保全部長
8	第一運転管理部長
9	第一保全部長
10	第二運転管理部運転管理担当 ^{※2}
11	第二保全部保全担当 ^{※2}
12	第一運転管理部運転管理担当 ^{※2}
13	第一保全部保全担当 ^{※2}

※1 役職については、組織見直し等により変更される場合がある。

※2 運転管理担当、保全担当は部長を補佐する専任職のことをいう。

- ① 可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを切離し、対策本部及び待機場所への給気口に閉止板を取付けるとともに、陽圧化装置（空気ポンベ）空気給気弁を開操作、加えて対策本部においては差圧調整弁（陽圧化装置（空気ポンベ））を開操作及び差圧調整弁（可搬型陽圧化装置）を閉操作し、対策本部及び待機場所の陽圧化を開始する。

本操作については、全て対策本部及び待機場所内から操作可能とすることにより、速やかな切替操作を可能とする。

- ② 陽圧化状態の差圧確認後に、対策本部及び待機場所外に設置する可搬型陽圧化空調機を停止する。
- ③ 対策本部においては、差圧確認後に二酸化炭素濃度上昇を防止するために、二酸化炭素吸収装置を装置本体に設置されたスイッチを操作することにより起動する。

(c) 陽圧化装置（空気ポンベ）から可搬型陽圧化空調機への切替（プルーム通過後）

陽圧化装置（空気ポンベ）による加圧は、プルーム通過中において原則停止しないが、発電所敷地内に重大事故等対処設備として設置する可搬型モニタリングポスト及び自主対策設備であるモニタリング・ポストの線量率の指示から、プルーム通過を確認できた場合には停止を検討する。

プルームについては、可搬型モニタリングポスト等の線量率の指示が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、5号炉原子炉建屋屋上階の階段室近傍（可搬型外気取入送風機の外気吸込場所）に設置する可搬型モニタリングポストの値が0.2mGy/h※を下回った場合に、通過したものと判断する。

可搬型モニタリングポストの設置予定位置を図3.2-9に示す。

※保守的に0.2mGy/hを0.2mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、 $0.2\text{mSv/h} \times 168\text{h} = 33.6\text{mSv} \approx 34\text{mSv}$ 程度と100mSvに対して十分余裕があり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性評価である約58mSvに加えた場合でも100mSvを超えることのない値として設定

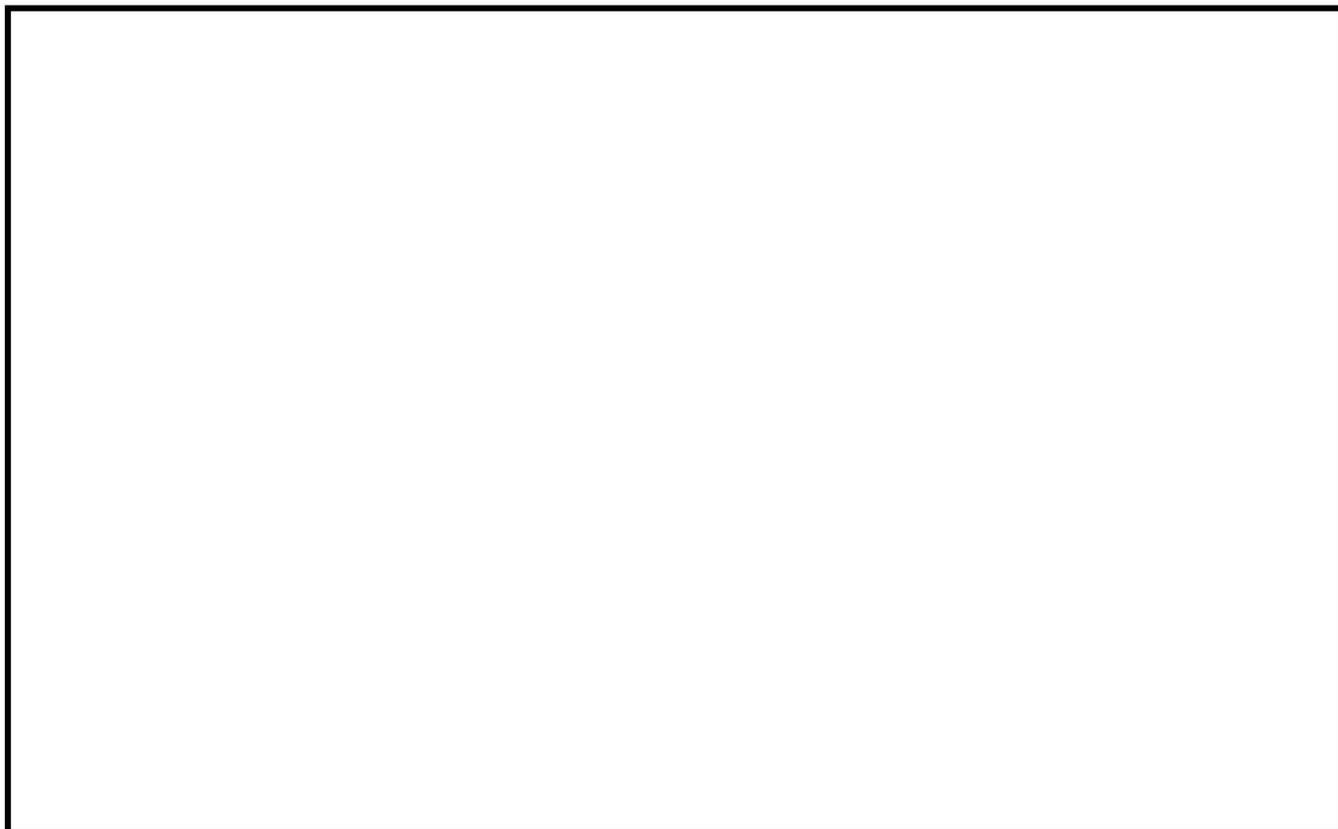


図 3.2-9 プルーム通過判断用可搬型モニタリングポスト設置位置

また、自主対策として配備する対策本部用の空気ボンベカードル車については、事前に接続口付近に移動させておき、必要に応じて使用する準備を整えておく。

対策本部及び待機場所の陽圧化を、陽圧化装置（空気ボンベ）による給気から可搬型陽圧化空調機による給気に切替える場合においては、以下の通り、切替操作を行っている間を、陽圧化装置（空気ボンベ）の給気と可搬型陽圧化空調機の給気を並行して行うことにより、対策本部及び待機場所の陽圧化状態を損なわない設計とする。

- ① 対策本部及び待機場所の内側において、給気口の閉止板を取外し対策本部内に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機による給気を開始する。
- ② 対策本部及び待機場所の内側において、差圧調整弁（可搬型陽圧化空調機）を開操作し、差圧調整弁（陽圧化装置（空気ボンベ））を閉操作、陽圧化装置（空気ボンベ）空気給気弁を閉操作する。

対策本部においては、可搬型陽圧化空調機から高気密室給気口への

仮設ダクトの接続，高気密室給気口の閉止板取外し，及びその他の高気密室内の弁の操作に必要となる所要時間は 10 分である。これに加え，プルーム通過直後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合^{※1}に，屋外から可搬型陽圧化空調機に直接外気の取入を可能とするための可搬型外気取入送風機，仮設ダクト敷設^{※2}及び可搬型陽圧化空調機の起動操作（10 分），可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替操作^{※3}（10 分）を考慮すると，本操作の所要時間は合計で 30 分となる。^{※4}

※1 5 号炉近傍に設置する可搬型モニタリングポストの値と建屋内雰囲気線量の測定結果を比較して判断する。

※2 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）脇の階段室は 1 つ上の階層にて屋上出口（図 3.2-9）に繋がっており，仮設ダクト敷設長さは約 20m となる。

※3 可搬型陽圧化空調機はフィルタユニット及びブロウユニットに分割可能であり個々の重量は 30kg 以下とし，固定架台にはボルトのみの固定とすることで容易に予備機への切替操作が可能な設計とする。

※4 プルーム通過後の可搬型陽圧化空調機への切替え操作詳細については，「2.4 換気空調系設備について」に示す。

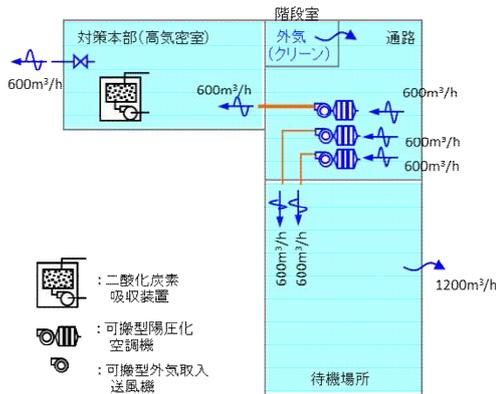
(d) 可搬型外気取入送風機による通路部のページ

プルーム通過直後に 5 号炉原子炉建屋付属棟内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を用いて屋外からの外気を直接給気し，放射性物質濃度が屋外より高い屋内エリアの空気を置換できる設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機とを連結して運用することで，5 号炉原子炉建屋屋上から外気を給気可能な設計とする。

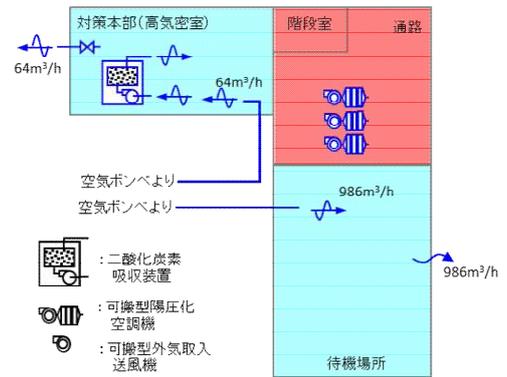
本操作は上記(c)項のプルーム通過後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合における操作と同様に，可搬型外気取入送風機の起動操作等の所要時間 10 分に，屋外から外気取入を行うための仮設ダクト敷設 10 分，予備機への切替操作 10 分を想定し，合計で 30 分を考慮する

ここで，床及び壁面に汚染が確認された場合においては，除染を行うこととする。

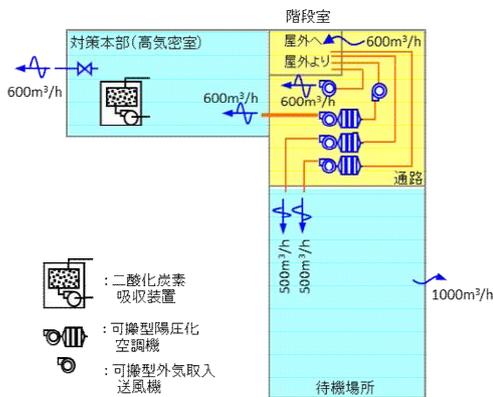
フェーズⅠ：0～24h(PCV破損時プルーム通過前)



フェーズⅡ：24～34h(PCV破損時プルーム通過中)



フェーズⅢ：34～44h(PCV破損時通路パージ中)



フェーズⅣ：44h～(全体ファン陽圧化)

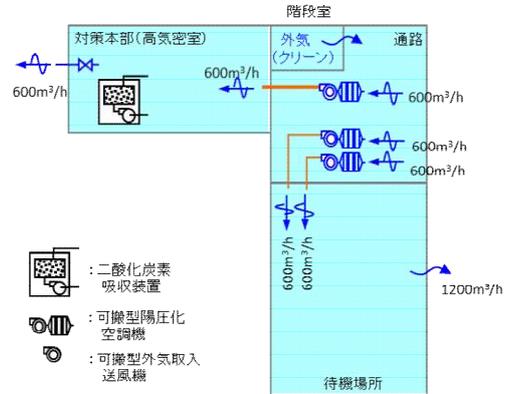


図 3.2-10 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における換気設備の運用イメージ

		経過時間 (時間)									
		0	24	34	35	44	45	46	47	48	
場所	対策本部	▽事象発生		▽プルーム放出開始		▽通路のパージ開始(可搬型外気取入送風機)		▽通路のパージ完了(可搬型外気取入送風機)			
	待機場所	▽陽圧化開始(可搬型空調機)		▽陽圧化開始(空気ポンプ)		▽空気ポンプから可搬型空調機へ切替					
フェーズ		フェーズⅠ		フェーズⅡ		フェーズⅢ		フェーズⅣ			
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)	高気密室	(a) 可搬型陽圧化空調機運転(1台:陽圧化)		(b) 空気ポンプ加圧(陽圧化)		(c) 可搬型外気取入送風機運転(1台:外気取入)					
5号炉原子炉建屋内地上3階北西側通路						(d) 可搬型外気取入送風機運転(1台:パージ用)					
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)		(a) 可搬型陽圧化空調機運転(2台:陽圧化)		(b) 空気ポンプ加圧(陽圧化)		(c) 可搬型陽圧化空調機運転(2台:陽圧化)					

図 3.2-11 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における換気設備の運用全体像

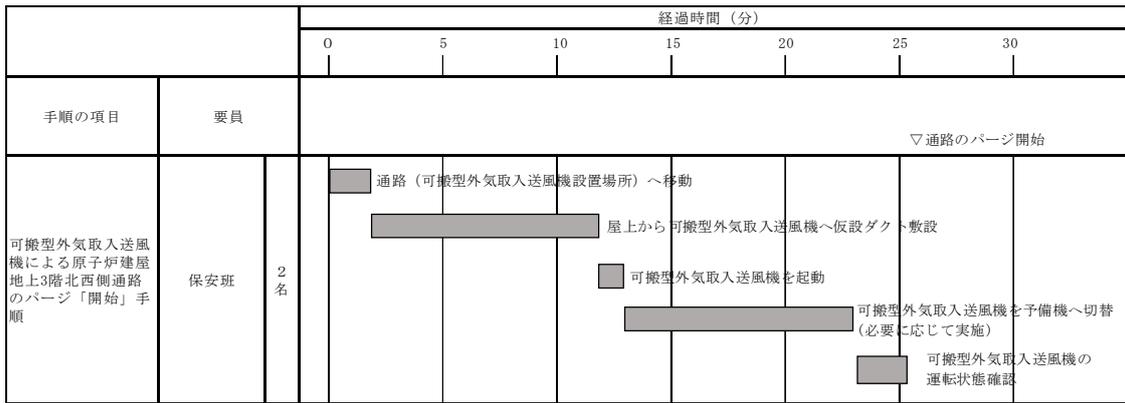


図 3.2-16 可搬型外気取入送風機による通路部のバージを開始する場合のタイムチャート (操作手順(d))

3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には，緊急時対策所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，緊急時対策所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，緊急時対策所に待機していた要員が，緊急時対策所外で作業を行った後，再度，緊急時対策所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，5号炉原子炉建屋内，かつ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化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。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図3.3-1，2に示す。

なお，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に入室するアクセスルートは2ルート設けることから，使用するアクセスルートに応じてチェンジングエリアを設営する。

また，チェンジングエリアの設営は，保安班員2名で，南側アクセスルートを使用する場合で約60分，北東側アクセスルートを使用する場合で約90分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図3.3-3に示す。

(1) 5号炉原子炉建屋南側アクセスルートを使用する場合

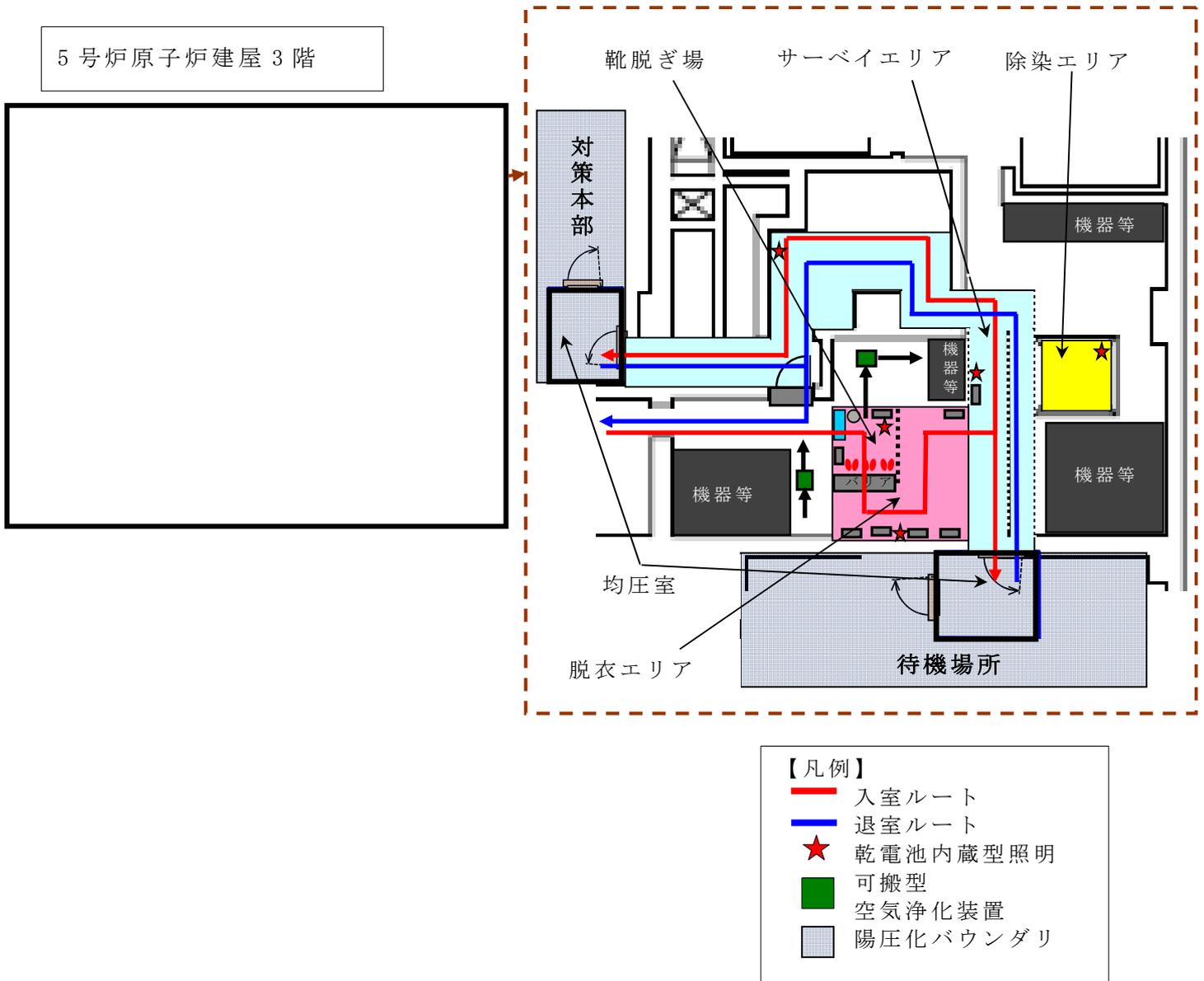


図 3.3-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア
設営場所及び概略図(5号炉原子炉建屋南側アクセスルート)

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。

(2) 5号炉原子炉建屋北東側アクセスルートを使用する場合

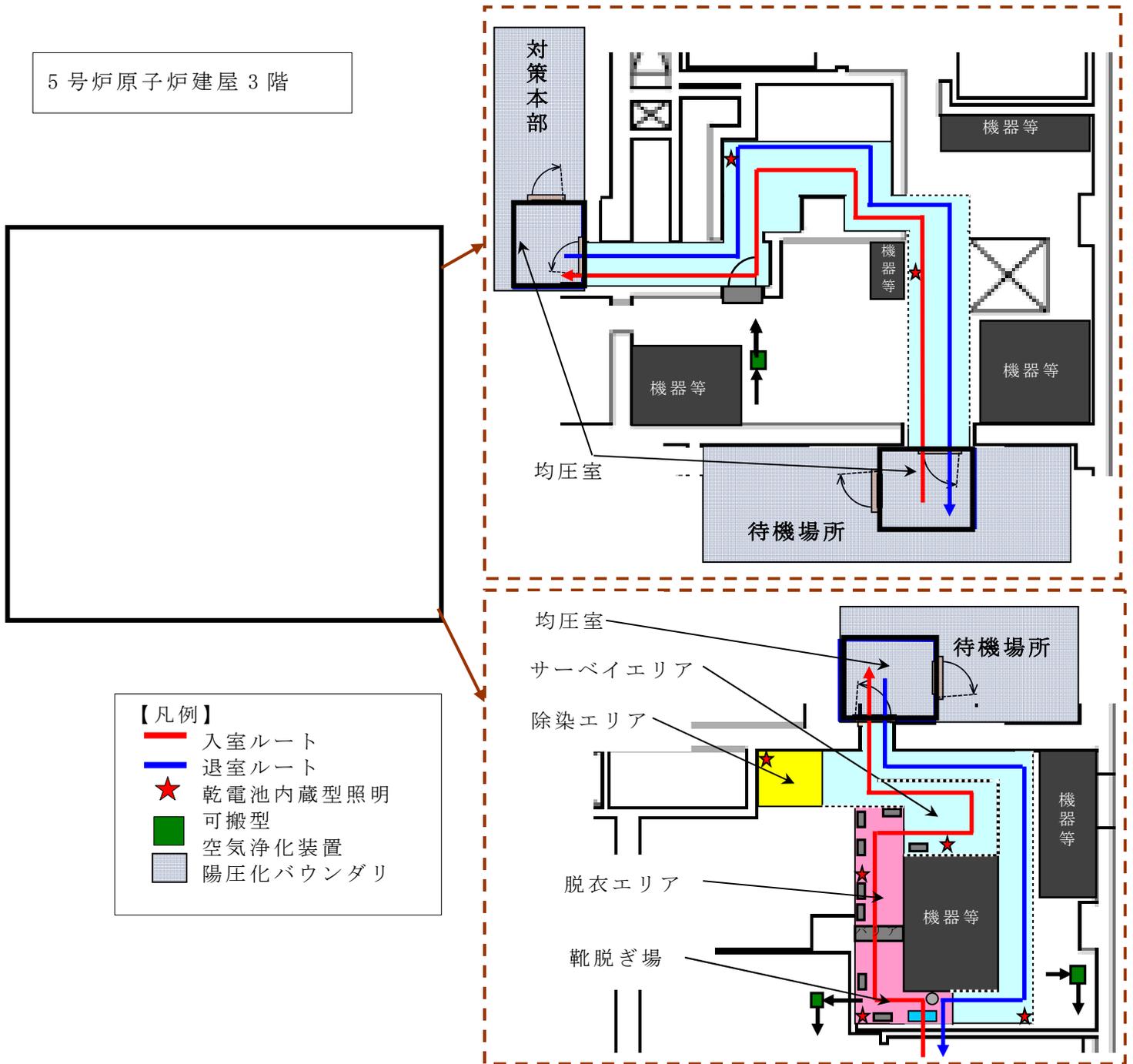


図 3.3-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設営場所及び概略図(5号炉原子炉建屋北東側アクセスルート)

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。

4. 耐震設計方針について

緊急時対策所の機能は、事故に対応するために必要な対策要員がとどまるとともに、対策要員が事故時において事故対応に必要な情報を把握し、対策指令・通信連絡を可能とすることであり、またこれら設備に対して、電源供給を行うことである。

本項では、緊急時対策所に設置する以下の設備に対する耐震設計方針を示す。

- ・ 居住性を確保するための設備
- ・ 必要な情報を把握できる設備
- ・ 通信連絡設備
- ・ 電源設備

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への対策要員の参集及び交替のため、重大事故等への対処のための現場出向や可搬型重大事故等対処設備の運搬のため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置する5号炉原子炉建屋内のアクセスルートを確認する必要がある。設備と併せて、アクセスルートについての耐震設計方針も示す

なお、緊急時対策所が設置される5号炉原子炉建屋については、基準地震動による地震力に対して機能が喪失しない設計とする。5号炉原子炉建屋の耐震成立性の見通しについては、本補足説明資料「5.15 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の耐震設計について」で示す。

※1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）とで構成される。なお以下では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の両方をまとめて扱う場合、単に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と呼称する。

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能と主要設備について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部），及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の機能と主要設備を表4-1に示す。

表4-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能と主要設備

機能	主要設備
居住性を確保するための設備	<p>【対策本部】 対策本部遮蔽，高気密室，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ポンベ），陽圧化装置（配管・弁），二酸化炭素吸収装置，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタ</p> <p>【待機場所】 待機場所遮蔽，室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ポンベ），陽圧化装置（配管・弁），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタ</p>
通信連絡設備	<p>【対策本部】 発電所内用 無線連絡設備，衛星電話設備，5号炉屋外緊急連絡用インターフォン※1</p> <p>発電所外用 衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</p> <p>【待機場所】 発電所内用 携帯型音声呼出電話設備※2</p>
必要な情報を把握できる設備	<p>【対策本部】 安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>
電源設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤

※1：5号炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合において，対策要員を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に收容することができるよう，5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する。

※2：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所本部と待機場所間の通信連絡を行うために設置する設計とする。

(2) 居住性を確保するための設備

a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

(a) 対策本部遮蔽

対策本部と遮蔽性能を期待する壁面等について、図 4-1、4-2 に示す。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、対策本部を設置する高気密室の天井にあたる原子炉建屋屋上及び側面の壁を形成するコンクリート躯体を遮蔽体として見なして設計することとする。また一部の壁については遮蔽性能を補うため、追加の遮蔽を設置する設計とする。これら遮蔽体は基準地震動による地震力に対して遮蔽性能を維持することを確認する。

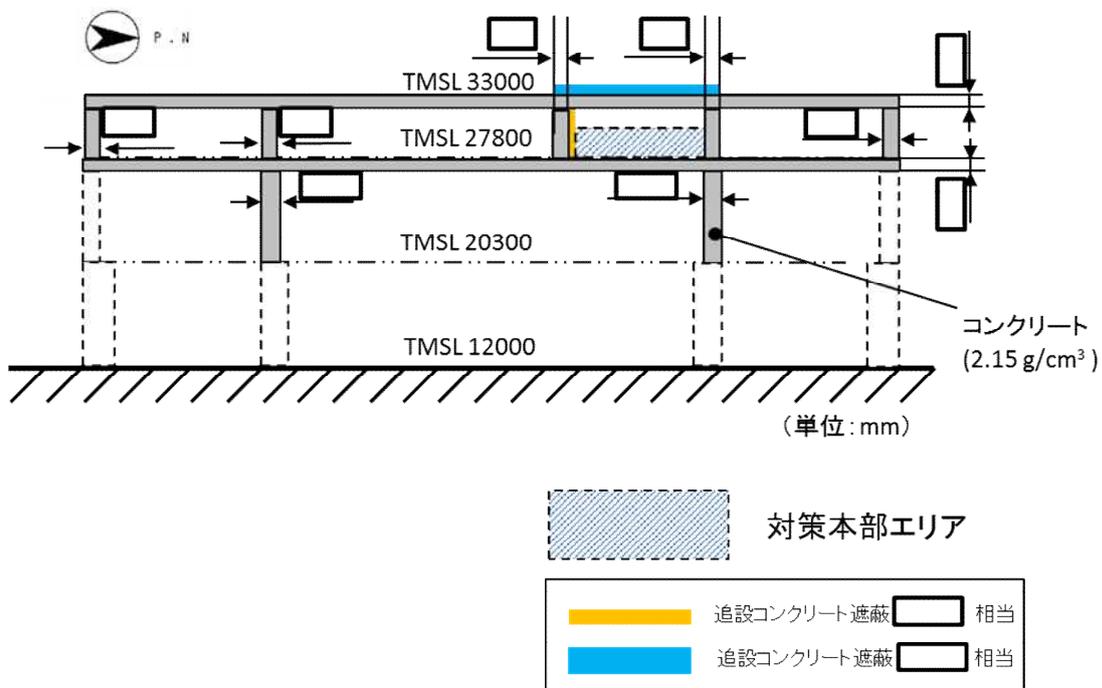


図 4-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
遮蔽説明図 (NS 方向)

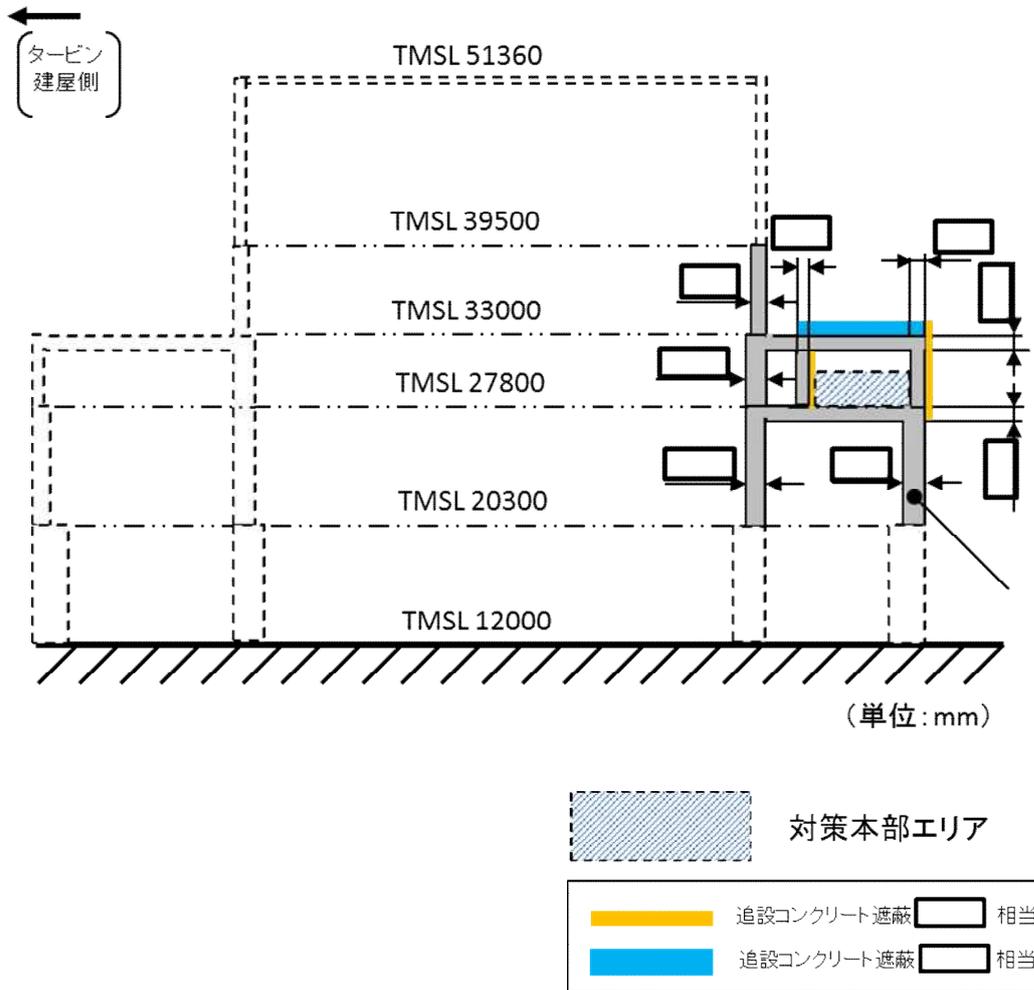


図 4-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
遮蔽説明図(EW方向)

(b) 高気密室

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室は、5号炉原子炉建屋地上3階に設置される常設の重大事故等対処設備として、基準地震動による地震力に対して機能が喪失しない設計とする（詳細な設計方針については5.13項に示す）。

(c) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機の耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機は，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

本装置を保管用架台に設置した状態の外観を図4-3に示す。



図4-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機 設置状態外観
（可搬型外気取入送風機はフィルタユニット無し）

(d) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置の耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置は，空気ポンプの転倒防止措置等を施すとともに，配管・弁が基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

(e) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置は，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないこ

とを確認する。

(f) 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタの耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に設置する酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタは，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

表 4-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタに係る耐震設計

設備	機器	耐震設計
居住性を確保するための設備*	酸素濃度計	・ 酸素濃度計は，耐震性を有する 5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	二酸化炭素濃度計	・ 二酸化炭素濃度計は，耐震性を有する 5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	差圧計	・ 差圧計は，耐震性を有する 5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	可搬型エリアモニタ	・ 可搬型エリアモニタは，耐震性を有する 5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

* 居住性を確保するための設備のうち，可搬型モニタリングポストについては「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

(a) 待機場所遮蔽

待機場所と遮蔽性能を期待する壁面等について、図 4-4～10 に示す。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、待機場所を設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の天井にあたる原子炉建屋屋上及び側面の壁を形成するコンクリート躯体を遮蔽体として見なして設計することとする。また一部の壁及び天井については遮蔽性能を補うよう、追加の遮蔽を壁、天井、又はプルーム通過時にとどまる場所に設置する設計とする。これら遮蔽体は基準地震動による地震力に対して遮蔽性能を維持することを確認する。

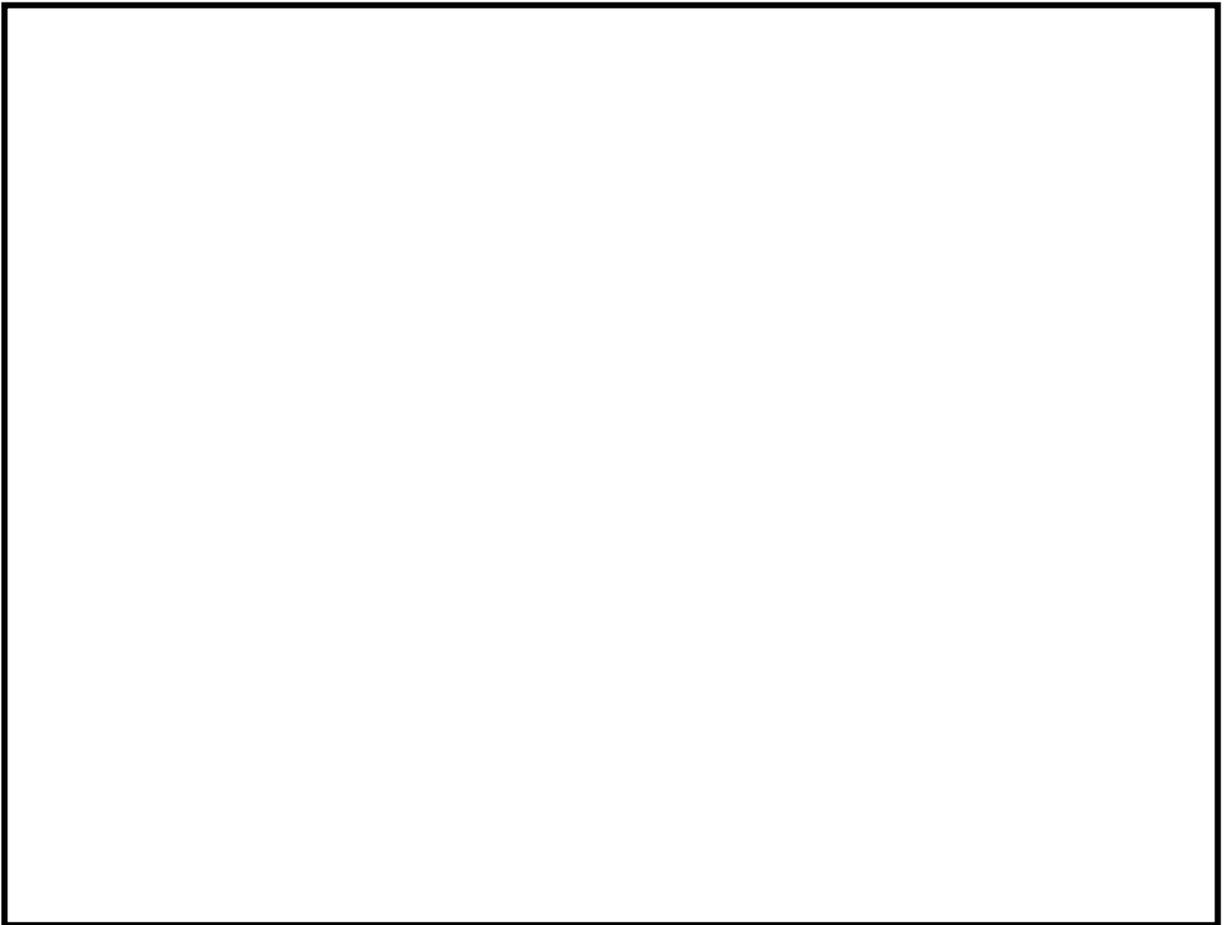


図 4-4 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽説明図
（平面図）



図 4-5 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 遮蔽説明図(屋上平面図)

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。

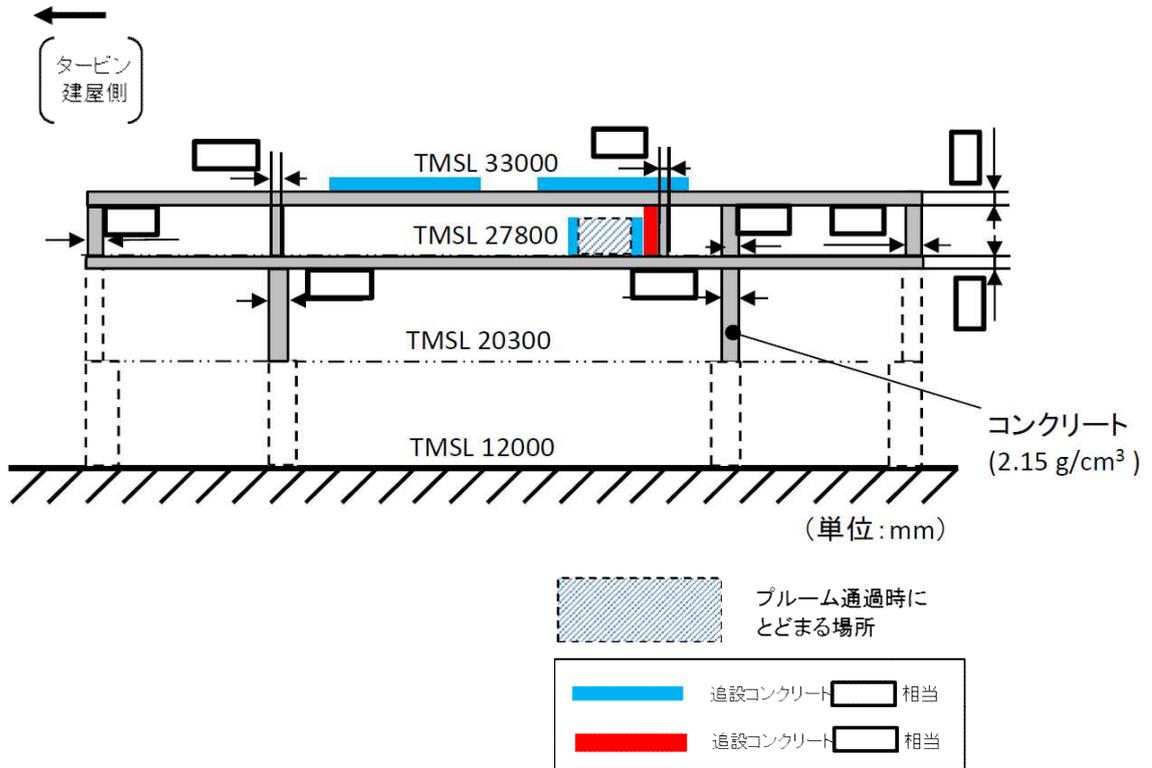


図 4-10 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
遮蔽説明図（E-E方向）

(b) 待機場所気密壁

待機場所と気密性能を期待する壁面等について、図 4-11 に示す。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、待機場所を設置する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の天井にあたる原子炉建屋屋上及び側面の壁を形成するコンクリート躯体に気密性を期待し、外部から接続する可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）を用いて送気することで待機場所全体を陽圧化バウンダリとして見なして設計することとする。これらバウンダリ壁は基準地震動による地震力に対して気密性能を維持することを確認する。

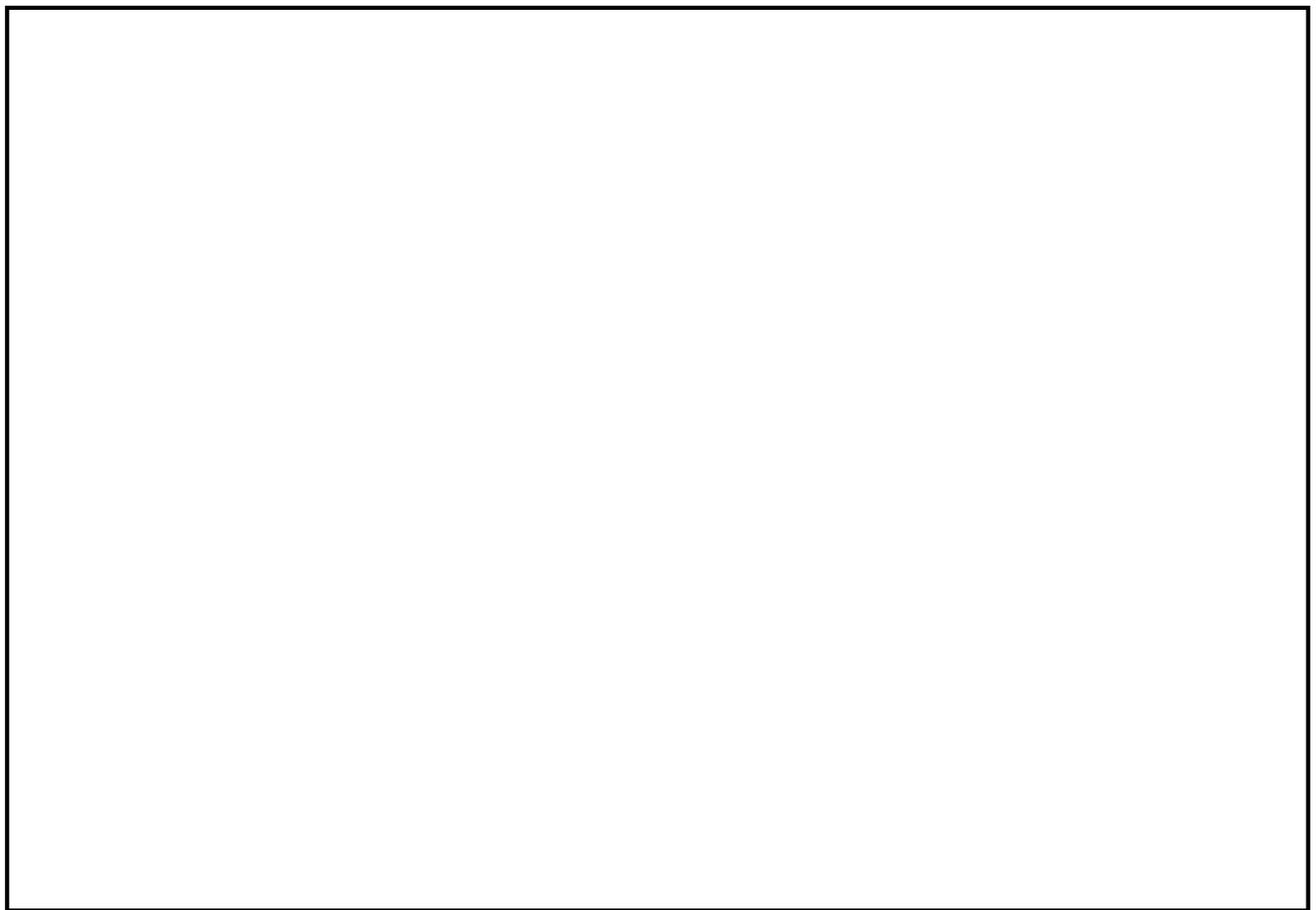


図 4-11 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備 配置図
(5 号炉原子炉建屋 地上 3 階)

(c) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機は、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

本装置を保管用架台に設置した状態の外観を図 4-12 に示す。



図 4-12 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
可搬型陽圧化空調機保管状態外観

(d) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置の耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置は、空気ポンプの転倒防止措置等を施すとともに、配管・弁が基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

(e) 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタの耐震設計

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にて使用する酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計及び可搬型エリアモニタは，通常時に対策本部内に保管し転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

表 4-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計，可搬型エリアモニタに係る耐震設計

設備	機器	耐震設計
居住性を確保するための設備*	酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度計は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 二酸化炭素濃度計は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	差圧計	<ul style="list-style-type: none"> 差圧計は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	可搬型エリアモニタ	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型エリアモニタは，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

※酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計及び可搬型エリアモニタは，通常時に対策本部で保管してあるものを，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げ時に人力にて待機場所に運搬のうえ使用する設計とする。

(3) 必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に設置する必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備は，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

また，建屋間の伝送ルートは，無線系回線により基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する設計とし，有線系回線については可とう性を有するとともに，余長の確保及び2回線化することにより，地震力による影響を低減する設計とする。

表 4-4 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 通信連絡設備に係わる耐震設計

通信種別	主要設備		耐震設計
発電所内外	衛星電話設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備（常設）の衛星電話用アンテナ，端末装置は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 衛星電話設備（常設）の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に敷設する。
		可搬型	<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備（可搬型）は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備（常設）の無線連絡用アンテナ，据置型の端末装置は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 据置型の端末装置から無線連絡用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に敷設する。
		可搬型	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備（可搬型）は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により，基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	携帯型音声呼出電話設備※	可搬型	<ul style="list-style-type: none"> 携帯型音声呼出電話設備は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により，基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	常設	<ul style="list-style-type: none"> 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により，基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機，IP-FAX及び通信装置）は，耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すとともに，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
		IP-電話機	
		IP-FAX	

※:5号炉原子炉建屋内緊急時対策所本部と待機場所間の通信連絡を行うために設置する設計とする。また通常時は対策本部で保管してあるものを，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げ時に人力にて待機場所に運搬のうえ使用する設計とする。

表 4-5 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 必要な情報を把握できる設備に係わる耐震設計

場所	主要設備		耐震設計
6号炉 及び7号炉 コントロール建屋	データ伝送装置		・データ伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。
建屋間	建屋間 伝送 ルート	無線系	・無線通信用アンテナは、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋及び5号炉原子炉建屋に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
		有線系	・有線系のケーブルについては、可とう性を有するとともに余長を確保する。
5号炉 原子炉建屋内 緊急時対策所	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する5号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する5号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。
	緊急時対策支援 システム伝送装置		・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する5号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	SPDS 表示装置		・SPDS 表示装置は耐震性を有する5号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

(4) 電源設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は5号炉原子炉建屋東側に設置し、頑強なフィルタベント建屋基礎に固定することで転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、予備を大湊側高台保管場所に保管することとする。予備は車両に搭載すること等で転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

また、負荷変圧器、交流分電盤は、耐震性を有する5号炉原子炉建屋に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、盤及び装置が基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から負荷変圧器、交流分電盤及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所重大事故対処設備までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の保管場所を図4-13に、また、外観を図4-14に示す。

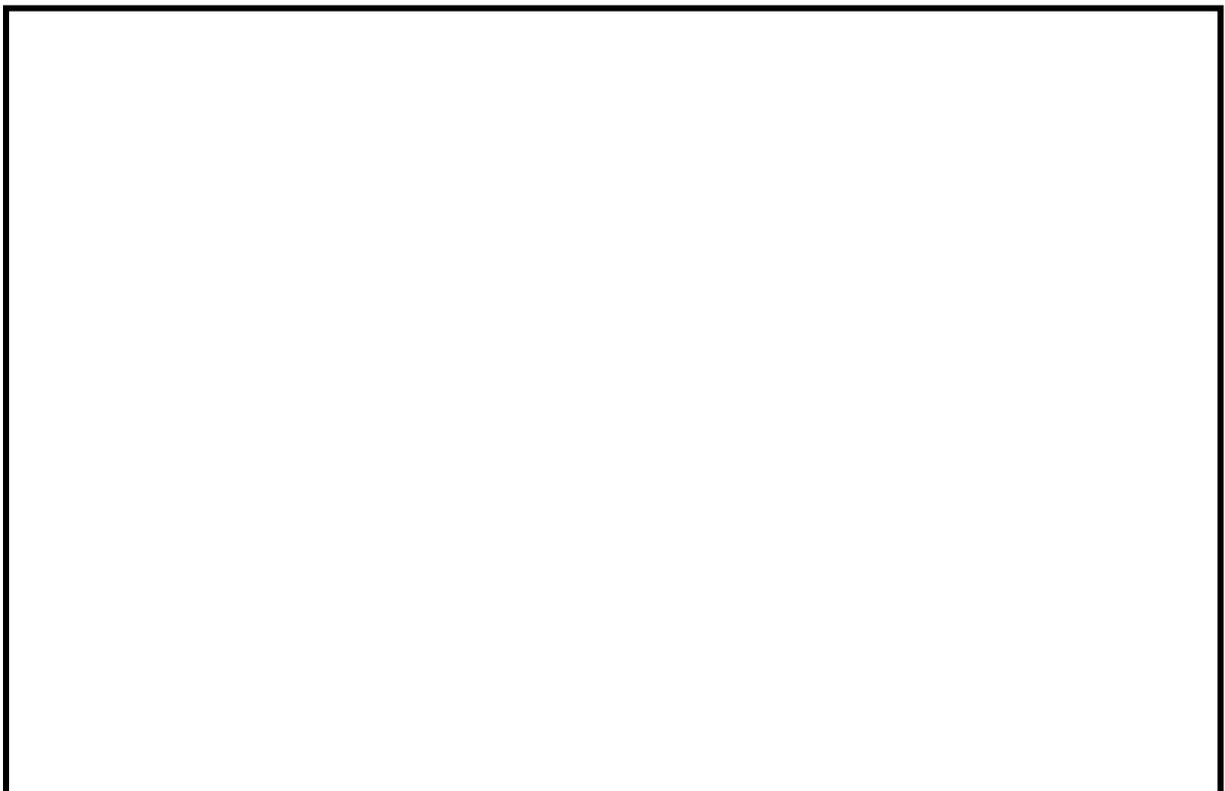


図 4-13 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 保管場所

5.2 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する通信連絡設備の通信種別と配備台数等は次のとおりである。

通信種別	主要施設		配備台数 ^{※1}	電源設備
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	9台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		衛星電話設備（可搬型）	15台	充電式電池（本体に蔵），代替交流電源設備 ^{※2}
発電所内	電力保安通信用電話設備	固定電話機	19台	充電器
		FAX	2台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
	送受話器	ハンドセット	2台	非常用高圧母線，充電器
		スピーカー	2台	非常用高圧母線，充電器
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	4台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		無線連絡設備（可搬型）	90台	充電式電池（本体に蔵）
	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6台	単二乾電池4本（連続約4日間使用可能） ^{※3}
		中継用ケーブルドラム	2台	対策本部-待機場所間の通信連絡用2台
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム（衛星系・有線系 共用）	1式	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		IP-電話機（有線系）	4台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		IP-電話機（衛星系）	2台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		IP-FAX（有線系）	1台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		IP-FAX（衛星系）	1台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	4台	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
		テレビ会議システム（社内向）	1式	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式	非常用高圧母線，代替交流電源設備 ^{※2}
	専用電話設備	専用電話設備（自治体他向）	7台	乾電池，手動発電

※1：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※2：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を指す

※3：予備の乾電池を保有することで7日間以上継続しての通話が可能

(2) 放射線防護資機材品名と配備数

○防護具

品名	配備数 (6/7号炉共用) ※7		
	5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	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	810 個※3	180 個※10	約 2,050 個
電動ファン付き全面マスク	80 個※15	20 個※17,23	約 50 個
全面マスク	730 個※16	160 個※18	約 2,000 個
チャコールフィルタ (以下内訳)	1,890 組※1	420 組※8	約 2,500 組
電動ファン付き全面マスク用	560 組※19	140 組※21,23	約 500 組
全面マスク用	1,330 組※20	280 組※22	約 2,000 組
アノラック	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	10 足※12	約 300 足
高線量対応防護服 (タングステンベスト)	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	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 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 (ブルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 14名)

※7: 予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う)

※8: 20名 (6号及び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号及び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号及び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号及び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

※15: 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)

※16: ※3 - ※15

※17: 20名 (6号及び7号炉運転員 18名 + 余裕)

※18: ※10 - ※17, ※19: ※15 × 7日, ※20: ※1 - ※19, ※21: ※17 × 7日, ※22: ※8 - ※21

※23: 中央制御室の被ばく評価において, 運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから, 交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。

- ・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 号炉対応の要員は緊急時対策要員 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 号炉対応の要員は緊急時対策要員 111 名＋5 号炉運転員 8 名であり，機能班要員 54 名，現場要員 57 名及び 5 号炉運転員 8 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 2 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。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 119 \text{ 名} + 65 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} = 1,727 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【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 日に 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。

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数（6 号及び 7 号炉共用）※7	
		5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	180 台※1	70 台※2
	ガラスバッチ	180 台※1	70 台※2
GM 汚染サーベイメータ		5 台※3	3 台※3
電離箱サーベイメータ		8 台※4	2 台※4
可搬型エリアモニタ		3 台※5	3 台※6

※1：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）

※2：18 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※3：モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※4：モニタリングに使用

※5：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として 2 台（予備 1 台）を緊急時対策所内に保管する。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部及び待機場所に 1 台ずつ設置する。

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）

※6：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）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

(3) 重大事故対策の検討に必要な資料

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の資料を配備する。

資	料	名
1.	発電所周辺地図	
①	発電所周辺地域地図	(1/25,000)
②	発電所周辺地域地図	(1/50,000)
2.	発電所周辺航空写真パネル	
3.	発電所気象観測データ	
①	統計処理データ	
②	毎時観測データ	
4.	発電所周辺環境モニタリング関連データ	
①	空間線量モニタリング設備配置図	
②	環境試料サンプリング位置図	
③	環境モニタリング測定データ	
5.	発電所周辺人口関連データ	
①	方位別人口分布図	
②	集落の人口分布図	
③	市町村人口表	
6.	主要系統模式図 (各号炉)	
7.	原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)	
8.	系統図及びプラント配置図	
①	系統図	
②	プラント配置図	
9.	プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)	
10.	プラント主要設備概要 (各号炉)	
11.	原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)	
12.	規定類	
①	原子力施設保安規定	
②	原子力事業者防災業務計画	
13.	事故時操作基準	

(4) その他資機材等

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の資機材等を配備する。

名称	仕様等	容量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～100% ・測定精度：±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上) ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18%以上（酸素欠乏症防止規則を準拠） 	3台 ^{※1}
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3%FS ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5%以下（事務所衛生基準規則を準拠） 	3台 ^{※1}
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式
飲食料	<p>プルーム通過中に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要がないように，余裕数を見込んで1日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。</p> <p>残りの数量については，5号炉原子炉建屋に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。</p>	3,780食 ^{※2} 2,520本 ^{※3} (1.5リットル)
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。	1式
ヨウ素剤	初日に2錠，二日目以降は1錠／一日服用する。	1,440錠 ^{※4}

※1：予備を含む。

※2：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×3食

※3：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル／本）

※4：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備の必要な容量について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は表5.3-1のとおりである。

表5.3-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信種別	主要設備		数量 ^{※1}	最低必要数量 ^{※2}	最低必要数量 ^{※2} の根拠
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	9台	5台	号機班3台 (6,7号炉中央制御室連絡用2台, 停止号炉中央制御室連絡用1台), 通報班1台, 共用1台
		衛星電話設備（可搬型）	15台	3台	共用（モニタリングカー等）
発電所内	電力保安通信用電話設備	固定電話機	19台	4台	号機班（6号炉）2台（中央制御室連絡用）, 号機班（7号炉）2台（中央制御室連絡用）
		FAX	2台	2台	6号炉中央制御室連絡用1台, 7号炉中央制御室連絡用1台
	送受話器	ハンドセット	2台	1台	所内連絡用
		スピーカー	2台	1台	
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	4台	4台	復旧班現場連絡用4台
		無線連絡設備（可搬型）	90台	18台	現場連絡用18台
	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6台	4台	対策本部2台, 待機場所2台, 予備2台
		中継用ケーブルドラム	2台	2台	対策本部-待機場所間の通信連絡用2台
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	インターフォン設備	5台	5台	屋外からの連絡用3台, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉中操制御室各1台	
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム（衛星系・有線系 共用）	1式	1式	社内外会議用
		IP-電話機（有線系）	4台	2台	政府関係者用1台, 当社用1台
		IP-電話機（衛星系）	2台	2台	政府関係者用1台, 当社用1台
		IP-FAX（有線系）	1台	1台	発電所内外連絡用 共用
		IP-FAX（衛星系）	1台	1台	発電所内外連絡用 共用
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	4台	4台	本社連絡用
		テレビ会議システム（社内向）	1式	1式	社内外会議用
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式	1式	社内会議用
	専用電話設備（自治体他向）		7台	—	他の発電所外用通信連絡設備にて代用が可能

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※2：今後、訓練等で見直しを行う。

(2) 事故時に必要なデータ伝送に関する必要回線容量について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、発電所外用として緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備を配備し、専用であって多様性を確保した統合原子力防災ネットワークに接続しており、表 5.3-2 のように事故時に必要なデータ（必要回線容量）を伝送できる回線容量を有している。

表 5.3-2 事故時に必要なデータ伝送に関する必要回線容量について

通信回線種別		回線容量	必要回線容量	データ伝送 (緊急時対策支援 システム伝送装置)	通信連絡 (統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備)
統合原子力 防災ネット ワーク	有線系 回線	5Mbps	1.3Mbps	6kbps (1～7号炉分)	1.3Mbps (テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX)
	衛星系 回線	384kbps	248kbps	6kbps (1～7号炉分)	242kbps (テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX)

5.4 SPDS のデータ伝送概要とパラメータについて

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、6号炉及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（SPDSパラメータ）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、データを確認することができる。

通常の日データ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、主なERSS伝送パラメータ※をバックアップ伝送ラインである無線系回線により6号炉及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、緊急時対策支援システム伝送装置に2週間分（1分周期）のデータが保存され、SPDS表示装置にて過去データ（2週間分）が確認できる設計とする。

※一部の「環境の情報確認」に関するパラメータは、バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS表示装置で確認できる。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことが出来るよう、プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し、それによって事故の様相の把握とその復旧方策、代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち、以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ① 各号炉の中央制御室（運転員）を支援する観点から「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「格納容器の状態」、「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等」の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握。
- ② 上記①を元にした設備・系統の機能が維持できているか、性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

上記①②が可能となるパラメータを確認することで、中央制御室でのバルブ開閉等の操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行うことができ、前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができること

7号炉 (9 / 10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 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温度 (燃料ラック上端 +7202mm))	○	—	○
	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 (燃料ラック上端 -4193mm))	○	—	○

7号炉（10／10）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 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（A）	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧（B）	○	—	○
	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 （R／B オペフロ水素濃度 C）	○	—	○
	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 吸気口温度）	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 （北側 P A R 排気口温度）	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 （南側 P A R 吸気口温度）	○	—	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 （南側 P A R 排気口温度）	○	—	○	

表 5.4-2 設置許可基準規則第 58 条における計装設備と SPDS バックアップ対象パラメータの整理

主要設備	設置許可基準規則1																	有効性評価※2※3										SPDS等 伝送・表示※4								
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5		4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4		
原子炉圧力容器温度																																				●
原子炉圧力		○	○													○	○	○	○			○	○	○											▲	
原子炉圧力 (SA)		○	○													○	○	○	○			○	○	○											▲	
原子炉水位 (広帯域) (燃料域)		○	○													○	○	○	○			○	○	○											▲	
原子炉水位 (SA)		○	○	○												○	○	○	○			○	○	○											●	
高圧代替注水系統流量		○														○		○																	●	
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)				○												○		○																	●	
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)				○		○	○									○	○	○				○		○								○			●	
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)							○	○								○		○																	●	
ドライウェル雰囲気温度					○	○	○	○								○		○					○	○											●	
サブプレッション・チェンバ氣體温度					○	○	○	○								○		○																		●
サブプレッション・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)					○	○	○	○								○	○	○	○				○	○	○										●	
サブプレッション・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					○		○	○		○						○	○		○				○	○												●
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																													○	○						● ^{※5}
原子炉隔離時冷却系統流量		○														○	○	○	○				○	○											●	
高圧炉心注水系統流量		○														○	○	○	○				○	○											●	
残留熱除去系統流量					○	○	○									○	○	○	○				○	○											●	
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					○	○	○									○		○																		▲
原子炉補機冷却水系統流量					○	○	○									○		○																		▲
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量					○	○	○									○		○																		▲
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力			○													○		○																		▲

※1: 「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備

※2: 有効性評価の3.3及び3.5は3.2のシナリオに包絡

※3: 有効性評価の3.4は3.1のシナリオに包絡

※4: ●: SPDS等伝送・表示対象, ▲: SPDS等伝送・表示対象とする方針

※5: 使用済燃料貯蔵プール監視カメラはSPDSの伝送・表示対象とせず、緊急時対策所に設置する専用の表示装置で監視

5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

(1) 重大事故時に必要な指示を行う要員

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交替要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52 名（6 号及び 7 号炉対応要員）と 1～5 号炉対応要員 2 名をあわせた 54 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 75 名のうち、中央制御室待避室にとどまる運転員 18 名を除く 57 名の合計 111 名を想定している。

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括他	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長，本部長を補佐する計画・情報統括，6 号統括，7 号統括，対外対応統括，総務統括，原子炉主任技術者 2 名，本部付 2 名，1～5 号統括は，重大事故等において，指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる。	11 名	54 名
各班長・班員	各班については，本部長からの指揮を受け，重大事故等に対処するため，最低限必要な要員を残して，緊急時対策所にとどまる。 その際，各班長の業務を必要に応じその上司である統括が兼務する。	16 名	
交替要員	上記，本部長，各統括，原子炉主任技術者及び本部付の交替要員については 11 名，班長，班員クラスの交替要員については 16 名を確保する。	27 名	

5.10 福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 5.10-1 に示す。

表 5.10-1 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

課 題*	必要要件
自然災害と同時に起こり得る複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災、中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉毎に異なるにもかかわらず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間、発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し、正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。
	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
所長が全ての班(12班)を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため、あらゆる情報が発電所対策本部の本部長に報告され、情報が輻輳し混乱した。	⑤所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定)
	④情報共有ツールを活用し、情報共有することにより、本部における発話を制限する。
所長からの権限委譲が適切でなく、ほとんどの判断を所長が行う体制となっていた。	⑥所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が、対外的な広報や通報の最終的な確認者となり、復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し、所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延、情報の齟齬、関係者間での情報共有の不足等が生じ、事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
	⑦対外対応を専属化し、所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が、発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令、コメントを出し、所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで、発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。
	⑩指揮命令系統を明確化し、それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から所長へ直接連絡が入り、発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い、外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから、作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得する。

課 題※	必要要件
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	<p>⑬ 後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。</p> <p>⑬ 汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。</p>
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬ 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫ 社員に対して放射線放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の「社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）」や、「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station（INPO）
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 5.10-2 に整理した。

表 5.10-2 当社原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方

必要要件*		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室毎の連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 (プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する)
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう、現場指揮官を頂点に、直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し、統括を新規に設置。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理
	⑦対外対応の専属化	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え、現場第一線で活動する者以外は、たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。 ・必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで、自発的な対応を行えるようにする。 ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑥所長の権限を下部組織に委譲	
	⑩指揮命令系統の明確化	
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し、広報、情報発信を一本化する。 ・外部からの問合せは全て本社が行い、発電所への直接介入を防止する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式(テンプレート)の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い、本部における発話を制限する。(情報錯綜の防止)
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。 ・放射線管理補助員を育成する。
⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠をすみやかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。 ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。 	

表 5.10-2 における対応策③は設備対策のため、本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考としている。ICSの主な特徴を表5.10-3に示す。

表 5.10-3 ICSの主な特徴

特 徴	対応する要件 ※
<p>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</p> <p>基本的な機能として、Command (指揮), Operation(現場対応), Planning (情報収集と計画立案), Logistics (リソース管理), Finance/Administration (経理, 総務)がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</p> <p>Incident Commander (現場指揮官)を頂点に、直属の部下は3～7名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に7名まで (望ましくは5名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官にあたえ、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑥ ⑨
<p>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICSでは各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることが出来る。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※ 対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑪、⑬は、ICSの特徴に整理できないため、上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑪は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

ICSは上記の特徴から、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態

¹ 参考文献:

- ・「3.11以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所:(株)晃洋書房 2013.1.30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System(NIMS), Command and Management (ICS-100. b)/FEMA/2011.6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著 発行元:公益社団法人日本医師会 2014.6.20 初版

を收拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件におおむね合致していると考えている。

(2) 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。

a. 組織構造上の特徴

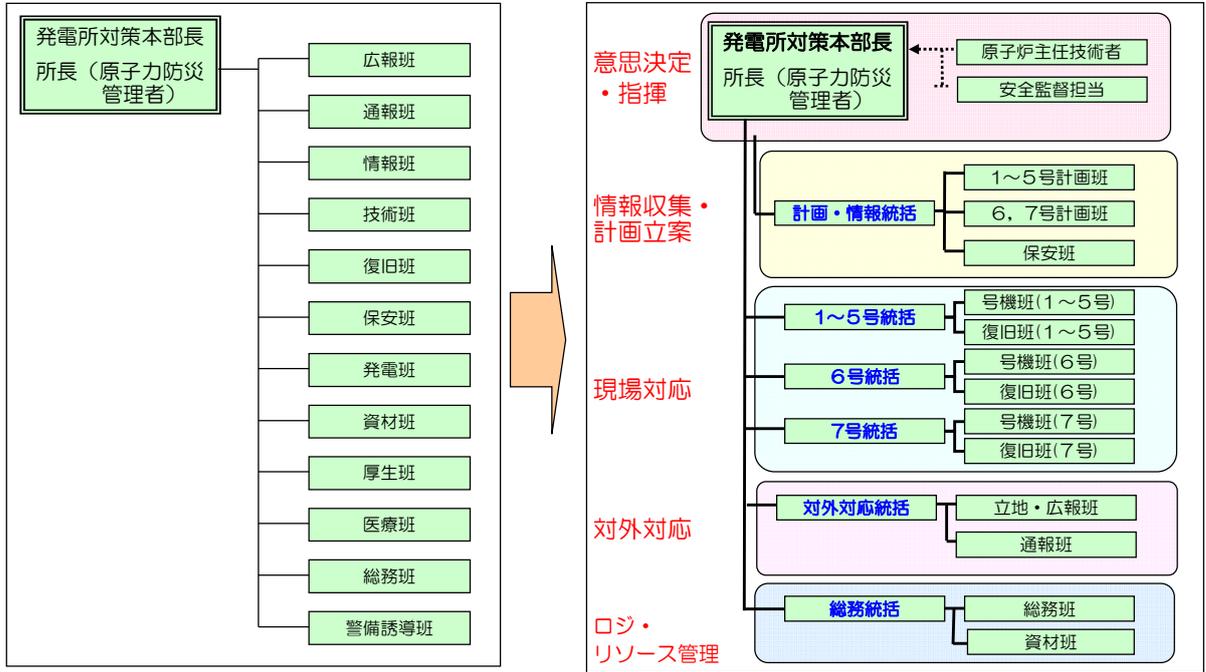
- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官（本部長）の直属の部下（統括）を7名以下、統括の直属の部下（各班の班長）も7名以下となるよう組織を構成（発電所 図 5.10-1、本社 図 5.10-2）。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮（例：総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割毎に分類）
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉毎に配置（図 5.10-1）
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置
- 現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官（本部長）に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性確保に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

b. 組織運営上の特徴

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等発生時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わない。
- 必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP Common Operational Picture）を整備することにより、発電所や本社等の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有出来るような環境を整備する。（図 5.10-3）
- テレビ会議システムで共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する等、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。

- 発電所対策本部と本社対策本部間の情報共有は、テレビ会議システム、社内情報共有ツールと合わせて、同じミッションを持つ総括、班長どうしで通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点をすみやかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を選定。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが出来るよう、調達・輸送面に関する運用をあらかじめ手順化。

機能毎に統括を置き、発電所対策本部長（所長）の監督人数を削減



号機班は、号機毎に配置

図 5. 10-1 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

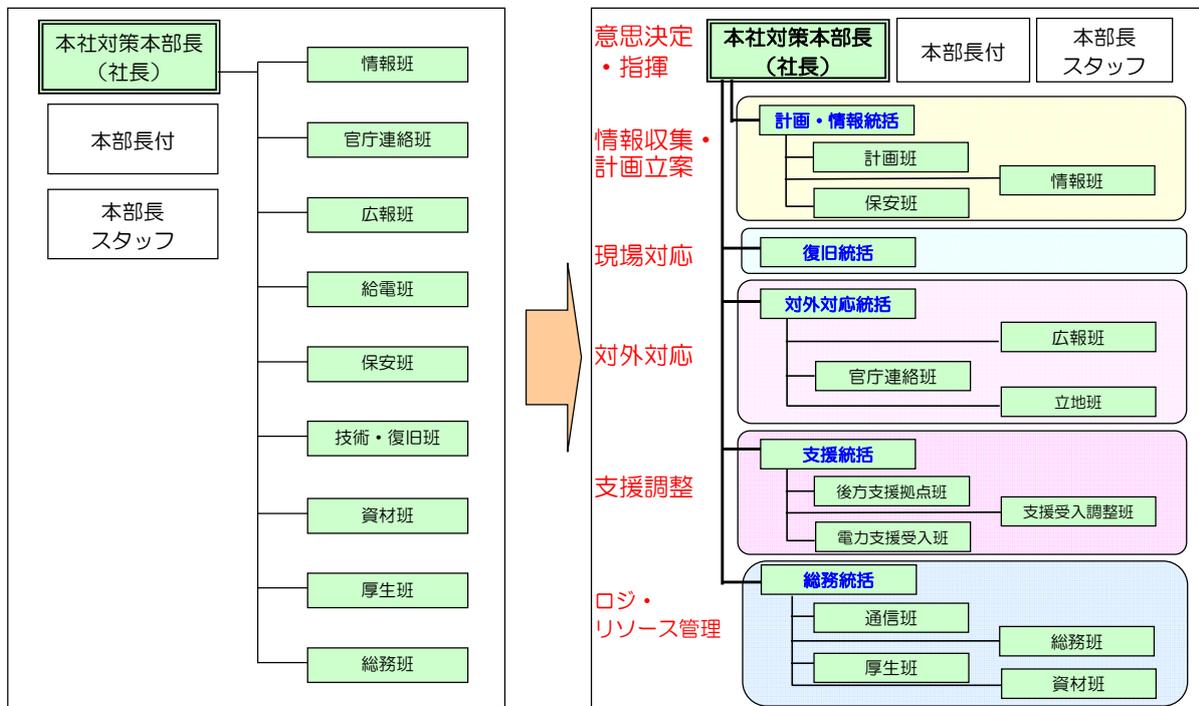
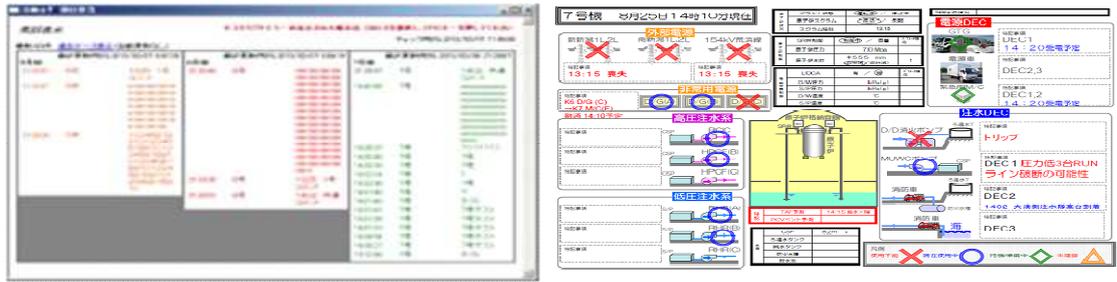


図 5. 10-2 本社の原子力防災組織の改善



社内情報共有ツール（チャット）

社内情報共有ツール（COP）

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 5.10-3 社内情報共有ツール

(3) 改善後の効果について

原子力防災組織を改善したことにより、以下の効果があると考えている。

- 指示命令系統が機能毎に明確になる。
- 管理スパンが設定されたことにより、指揮者（特に本部長）の負担が低減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

訓練シナリオを様々に変えながら訓練を繰り返すことで、技量の維持・向上を図るとともに、原子力災害は初期段階における状況把握と即応性が重要であることから、それらを中心に更なる改善を加えることにより、実践力を高めることが可能になると考えている。また、複数プラント同時事故に対応するブラインド訓練（訓練員に事前にシナリオを知らせない訓練）を継続することにより、重大事故時のマネジメント力と組織力が向上していくものと考えている。



図 5.10-4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災訓練の様子

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 5.13-7 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 配置図

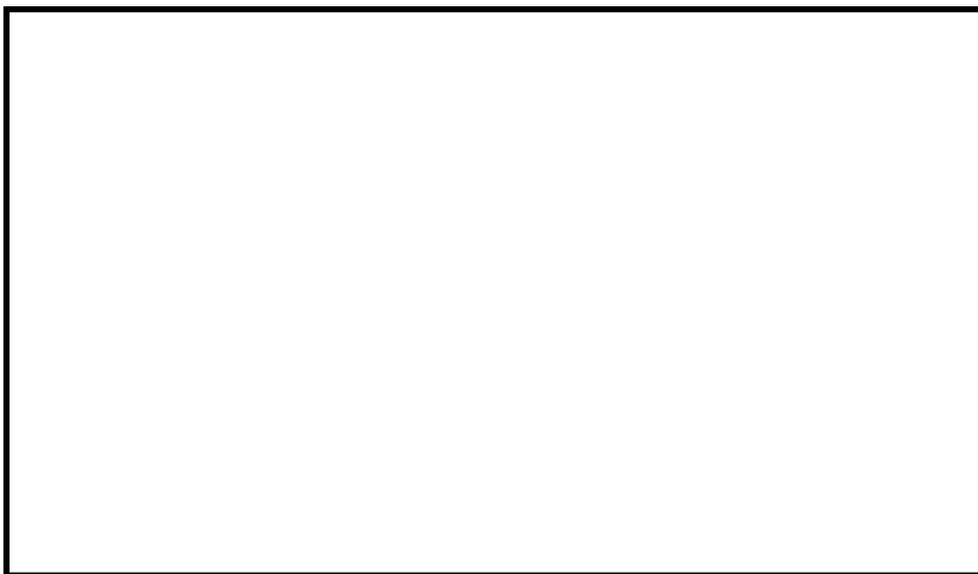


図 5.13-8 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 室内遮蔽の構造図

5.14 移動式待機所について

(1) 移動式待機所の役割と要件について

当社柏崎刈羽原子力発電所は発電所構内が広い特徴を有することから、事故発生後の敷地内の放射線量率分布やアクセス性等に様々な事故後環境が考えられ、かつ、複数号機被災対応における事象進展も号炉によって様々となることもあり得る。

このため、固定施設としての緊急時対策所を設置するほかに、移動式の現場要員待機所を設けることが、事故対応への柔軟性と対応要員の放射線安全、労働環境向上に寄与することが期待できる。ひいては事故対応の長期的、安定的取り組みへとつながるものとする。

(2) 移動式待機所の居住性要件

居住性に対する要件については、後述する被ばく評価の基本想定シナリオにおいて以下を満足することとした。

- ・ プールーム通過時間（格納容器ベント実施後 10 時間）経過後に、1mSv/h 以下の線量率となること。^{※1}
- ・ 事故発生後 7 日（168 時間）時点で 0.2mSv/h 以下の線量率となること^{※2}

※1 設備の故障等の不測の事態にも対応できるよう 1 交替当たり 8 時間待機するものと想定し、1 回の待機に伴う合計被ばく量が 10mSv 以下となるよう 1mSv/h 以下と設定。

※2 1 日あたり 8 時間の勤務時間を想定した場合、そのうち 2 時間現場要員待機場所を使用すると考えられる（発電所外ブリーフィング 1 時間→現場作業 1 時間→休憩 30 分→現場作業 1 時間→休憩 1 時間→現場作業 1 時間→休憩 30 分→現場作業 1 時間→発電所外ブリーフィング 1 時間）。従って、発生後 8 日目から 30 日目までの 23 日間作業をした場合に合計 46 時間≒50 時間滞在すると想定し、休憩中の合計被ばく量が 10mSv 以下となるよう 0.2mSv/h 以下と設定。

（被ばく評価の基本想定シナリオ）

- ・ 6 号または 7 号炉のいずれか 1 つが「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 LCOA+ECCS 全喪失+SBO シナリオ」）で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。
- ・ 6 号炉または 7 号炉の残る 1 つが「大 LCOA+ECCS 全喪失+SBO シナリオ」で代替循環冷却系による事象収束を行う。

(3) 移動式待機所の居住性以外の要件

居住性以外の要件については、(1) 移動式待機所の役割、で記載の通り、要員が安全にとどまることができること、また現場作業に迅速、かつ確実に出向できることができる設計とする。

【移動式待機所の設備設計方針】

a. 機能

- ・現場要員がとどまるための必要空間が確保できること
- ・遮蔽、気密及び換気設備による居住性の確保ができること
(待機中の負担軽減のため、マスクを外して滞在出来ること)
(空気の取り込みを一時停止した場合においても、影響がないことを確認するための酸素濃度計、及び二酸化炭素濃度計の配備)
- ・現場要員と対策本部とが通信連絡を行うための設備を設置すること
- ・必要負荷設備へ代替電源設備から給電できること
- ・汚染の持ち込みを防止するためのモニタリング及び作業服の着替え等を行う区画を設置すること
- ・放射線防護装備資機材（マスク・着替え等）、水・食料を配備すること

b. 設計条件

- ・地震により機能喪失しない、また津波による影響を受けない

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）と移動式待機所の設備概要について、表5.14-1に示す。移動式待機所の設備の設計方針は、移動可能な車両形態であることを除き、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）と同等の機能を備えるよう設計する。

表 5.14-1 現場要員待機に対する設備設計方針比較

	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)	移動式待機所
現場要員待機場所の 設置・保管場所及び設 置高さ	5号炉原子炉建屋屋内地上3階 中央制御室空調機械室 T. M. S. L. +27.8m	荒浜側高台保管場所 T. M. S. L. +36m
構造	原子炉建屋 室内 (常設)	車両 (可搬)
現場要員待機場所の 面積と収容可能要員 数	約 131 m ² 約 90 名	約 10 m ² ×4 台 約 10 名×4
居住性設備	<ul style="list-style-type: none"> ・無窓，コンクリート遮蔽，鉛遮蔽 ・可搬型陽圧化空調機によるろ過空気陽圧化，空気ポンペ陽圧化装置による清浄空気陽圧化 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計の配備 	<ul style="list-style-type: none"> ・無窓，鉛遮蔽 ・可搬型陽圧化空調機によるろ過空気陽圧化 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計の配備
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> ・対策本部～待機場所間連絡 (携帯型音声呼出電話設備) 	<ul style="list-style-type: none"> ・対策本部～待機場所間連絡 (無線連絡設備等)
放射線管理設備	可搬型エリアモニタ	可搬型エリアモニタ
電源設備	<ul style="list-style-type: none"> ・5号炉の共通用高圧母線，及び6号炉もしくは7号炉の非常用高圧母線 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 	可搬型電源設備（車載）
資機材	収容要員の一日分を室内保管	収容要員の一日分を室内保管
地震	Ss 機能維持	Ss 機能維持（転倒防止）
津波	設置場所は津波影響を受けない (T. M. S. L. +27.8m)	津波影響を受けない場所で保管 (T. M. S. L. +36m)

2. 移動式待機所の概要

移動式待機所の外観を図 5.14-1 に、収容スペース詳細を図 5.14-2 に示す。



図 5.14-1 移動式待機所 外観図



図 5.14-2 移動式待機所 要員収容スペース概略図

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。

また、**移動式待機所**の保管場所及び使用場所は荒浜側高台保管場所とする。なお、**移動式待機所**は車両構造を有していることから、その特徴を生かし、被災後に健全性が確認でき、かつ放射線量率が低い場所があればその場所に移動して運用することも可能とする。保管・使用場所と、移動して使う際の想定候補地を図 5.14-3 に示す。



図 5.14-3 **移動式待機所**の保管及び使用場所

5.15 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の耐震設計について

緊急時対策所が設置される5号炉原子炉建屋については、基準地震動による地震力に対して機能が喪失しない設計とする。

以下では、5号炉原子炉建屋の地震応答解析モデルについて示すとともに、基準地震動 S_s による地震応答解析を実施し、耐震成立性の見通しについて示す。

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所※1の機能である、居住性の確保、必要な情報の把握、通信連絡、電源の確保各々についての設備の耐震性、及び地震を想定した場合の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の屋内アクセスルートの成立性については、本補足説明資料「4. 耐震設計方針について」で示す。

※1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）とで構成される。なお以下では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の両方をまとめて扱う場合、単に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と呼称する。

(1) 5号炉原子炉建屋の地震応答解析モデルについて

5号炉原子炉建屋は、重大事故等対処施設において「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」（以下「間接支持構造物」という。）に分類される。また、5号炉原子炉建屋を構成する壁及びスラブの一部は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽に該当し、これら遮蔽は重大事故等対処施設において「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」に分類される。

5号炉原子炉建屋は、柏崎刈羽原子力発電所5号炉の建設時の工事計画認可申請書（以下「既工認」という。）において、地震応答解析を実施しているが、今回工認においては地震応答解析モデルを一部見直す予定である。

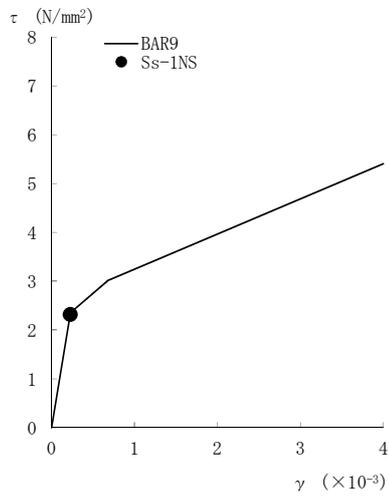
以下では、今回工認で採用予定の地震応答解析モデル及び地震応答解析モデルの既工認時からの変更点について示した上で、妥当性及び適用性について説明する。

a. 構造概要

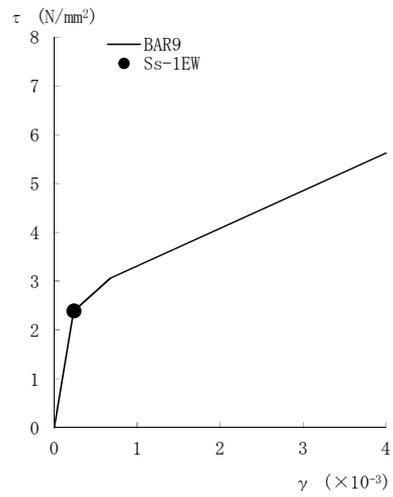
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が設置される5号炉原子炉建屋は、地下4階、地上4階建てで、基礎底面からの高さは75.0mである。平面は、地下部分では一辺83.0mの正方形、最上階では51.0m(NS)×53.0m(EW)のほぼ正方形をなしている。

建屋の主体構造は鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）で、屋根トラスは鉄骨造である。原子炉建屋は原子炉棟とその付属棟より構成されており、それら両棟は同一基礎スラブ上に設置された一体構造である。その主たる耐震要素は、原子炉格納容器の回りを囲んでいる原子炉一次遮蔽壁、原子炉棟の外壁及び付属棟の外壁である。基礎は、泥岩上に直接設置されている。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋の3階に設置されており、原子炉建屋躯体の一部が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽を構成している。

建屋の概略平面図を図5.15-1に、建屋の断面図を図5.15-2及び図5.15-3に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設置位置を図5.15-4に示す。



(NS 方向)



(EW 方向)

図 5.15-25 せん断スケルトン曲線上へのプロット(B4F)

(3) まとめ

建屋内に緊急時対策所が設置される予定の柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉原子炉建屋について、今回工認の耐震評価に用いる動解モデルを示した上で、既工認モデルからの変更点を整理し、その妥当性を確認した。

また、基準地震動 S_s に対する 5 号炉原子炉建屋の耐震成立性を確認することを目的として、基準地震動 S_s-1 による地震応答解析を実施した。その結果、5 号炉原子炉建屋の応答が評価基準値を満足することを確認した。

詳細な評価結果は、今回工認の時点で示すこととするが、今回の地震応答解析結果からは、重大な課題が存在するとは考えられない。

5号炉原子炉建屋 埋め込み効果を考慮することの妥当性確認

はじめに

5号炉原子炉建屋の地下部建屋側面と地盤の接触面積比を確認することで、動解モデルにおいて埋め込み効果（側面水平ばね）を考慮することの妥当性を確認する。

地盤接触面積比による埋め込み効果を考慮することの妥当性確認

参表 5.15-1 に、図面を元に計算した 5号炉原子炉建屋の地盤と建屋の接触面積比率を示す。4面の建屋-地盤の接触面積比（地盤と接している壁面積/地中外壁面積）を平均化した場合の接触地盤面積比は 86.0%であった。

「JEAG4601-1991」において引用されている「建屋埋込み効果の評価法の標準化に関する調査報告書」※1によると埋め込みを見込むためには、建屋は少なくとも三面が埋め込まれていることが必要であるとされている。また、「JEAC4601-2008」※2において引用されている、「埋め込み基礎の接触状況が構造物の応答に与える影響について」※3等の文献では、建物・構築物の地下部分の大部分（3面又は面積で 75%以上）が周辺地盤と接している場合には、全埋め込みと同様な埋め込み効果が期待できるものとされている。

5号炉原子炉建屋は 86.0%が地盤と接していることから、埋め込み効果を考慮することは妥当であると考えられる。

参表 5.15-1 地盤と建屋の接触面積比率

	地下部表面積 (m ²)	接地表面積 (m ²)	接触面積比 (%)	備考
北側	2988	2988	100%	
南側	2988	2954	98.9%	トレンチが存在するためわずかに地盤と接していない部分がある。
東側	2988	2894	96.9%	同上
西側	2988	1440	48.2%	西側にタービン建屋が存在するため接地表面積が他の3面と比較し小さい
合計	11952	10276	86.0%	

※1：社団法人日本電気協会 電気技術基準調査委員会 建屋埋込み効果の評価法の標準化に関する調査報告書：昭和 62 年 6 月

※2：社団法人日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術規定 JEAC4601-2008, 2009

※3：吉田ほか：埋め込み基礎の接触状況が構造物の応答に与える影響について 第 11 回日本工学シンポジウム, pp1287-1292,2002

5.16 大湊側緊急時対策所の設置計画について

本申請において、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として、5号炉原子炉建屋内に「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」を設置することとするが、より確実な災害対応を行うため、新たに「大湊側緊急時対策所」を新設し、平成32年7月に竣工を予定している。以下に、大湊側緊急時対策所の設置計画について概略を記す。

(1) 大湊側緊急時対策所の特徴

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として、耐震構造の建屋内に「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」を設置することとしており、6号及び7号炉に係る重大事故等への対処は可能であると考えている。

一方、柏崎刈羽原子力発電所は、7プラントを有すると共に敷地も広大であることから、将来的には荒浜側に設置している1～4号炉に係る重大事故等が発生した場合の対処なども考慮し、大湊側の高台に大湊側緊急時対策所を新設することで、事故対応への柔軟性を向上させる設計とする。

大湊側緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能を最大限生かしつつ以下の特徴を有するものとする。

- ・ 建屋を耐震構造とする。
- ・ 配置場所を耐津波対策も考慮し大湊側高台とする。
(設置高さ T.M.S.L. +15m 以上とする。)
- ・ 放射線被ばく上有利となるよう、緊急時対策室（指揮所）を地下に設ける。

2 拠点の緊急時対策所の設置場所及び特徴を、図 5.16-1 及び表 5.16-1 に示す。

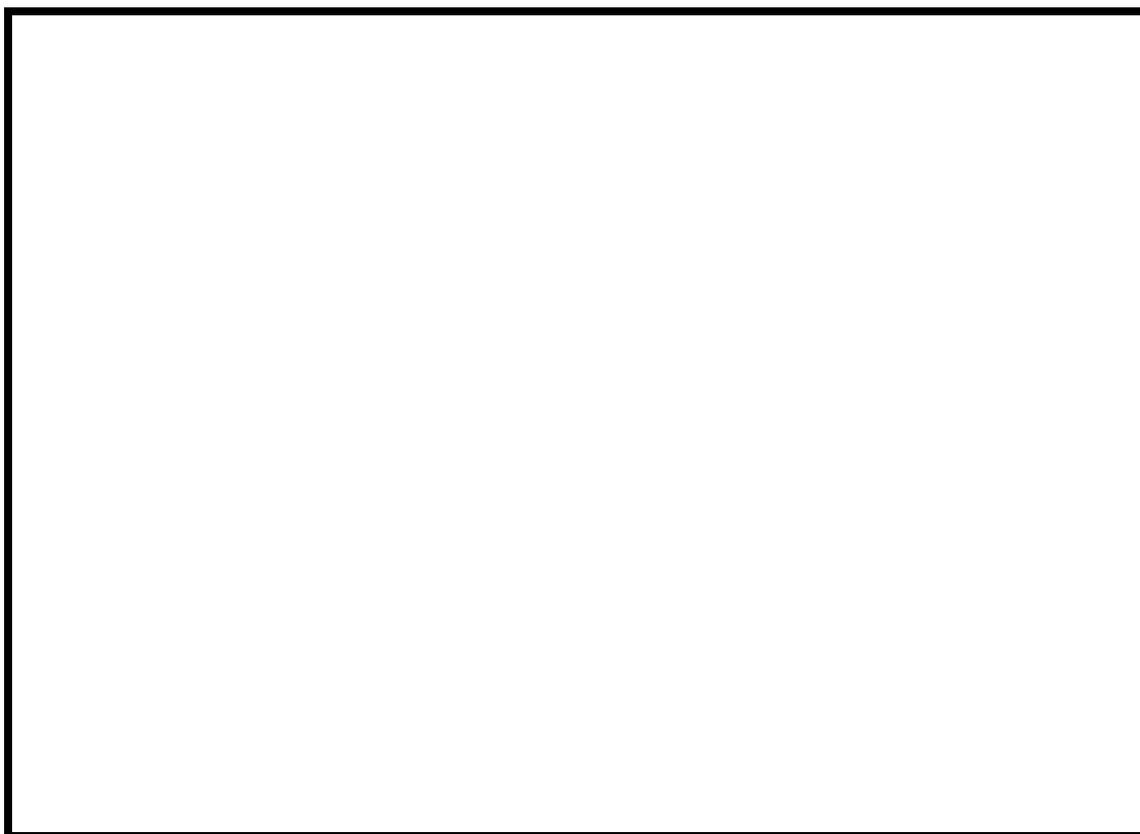


図 5.16-1 緊急時対策所の設置場所

表 5.16-1 緊急時対策所の特徴

		5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所 ^{※2}	大湊側緊急時対策所 (大湊側) ^{※3}
プラント との距離	荒浜側 (1号炉)	約 1,700m	約 1,400m
	大湊側 (7号炉)	約 260m	約 450m
建屋構造		耐震構造 (Ss 機能維持)	耐震構造 (Ss 機能維持)
代替電源設備 ^{※1}		5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備	ガスタービン発電機
初動対応の容易性		移動が必要	移動が必要
活動拠点の確保		緊急時対策所の機能を維持しつつ、現場状況に応じて、対策要員の待機場所や事故収束に向けた復旧活動拠点への活用が可能。	

※1：共通要因による電源喪失しないよう常用電源を別系統とし、かつ、異なる代替電源方式とする。

※2：5号炉起動時においては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は5号炉中央制御室機能との干渉により使用出来ないため、基本的な考え方を保持しつつ、大湊側での拠点の拡充等について、引き続き検討していく。

※3：大湊側緊急時対策所は詳細設計中であり、変更となる可能性がある。

(2) 大湊側緊急時対策所の概要

大湊側緊急時対策所は、鉄筋コンクリート造の地上2階地下2階の耐震構造の建屋とし、緊急時対策所の機能を内包させ、屋外に非常用発電機、軽油タンク等を配置する。

以下に、大湊側緊急時対策所の各フロアの構成について示す。また、大湊側緊急時対策所の建屋概要を図5.16-2～5に示す。

地上2階：空調機、フィルタ室等の設備機械フロア

地上1階：電気品室、出入管理等を行う放射線管理フロア等

地下1階：電気品室、通信機械室等の通信機械フロア

地下2階：緊急時対策所、会議室等の緊急時対策所フロア

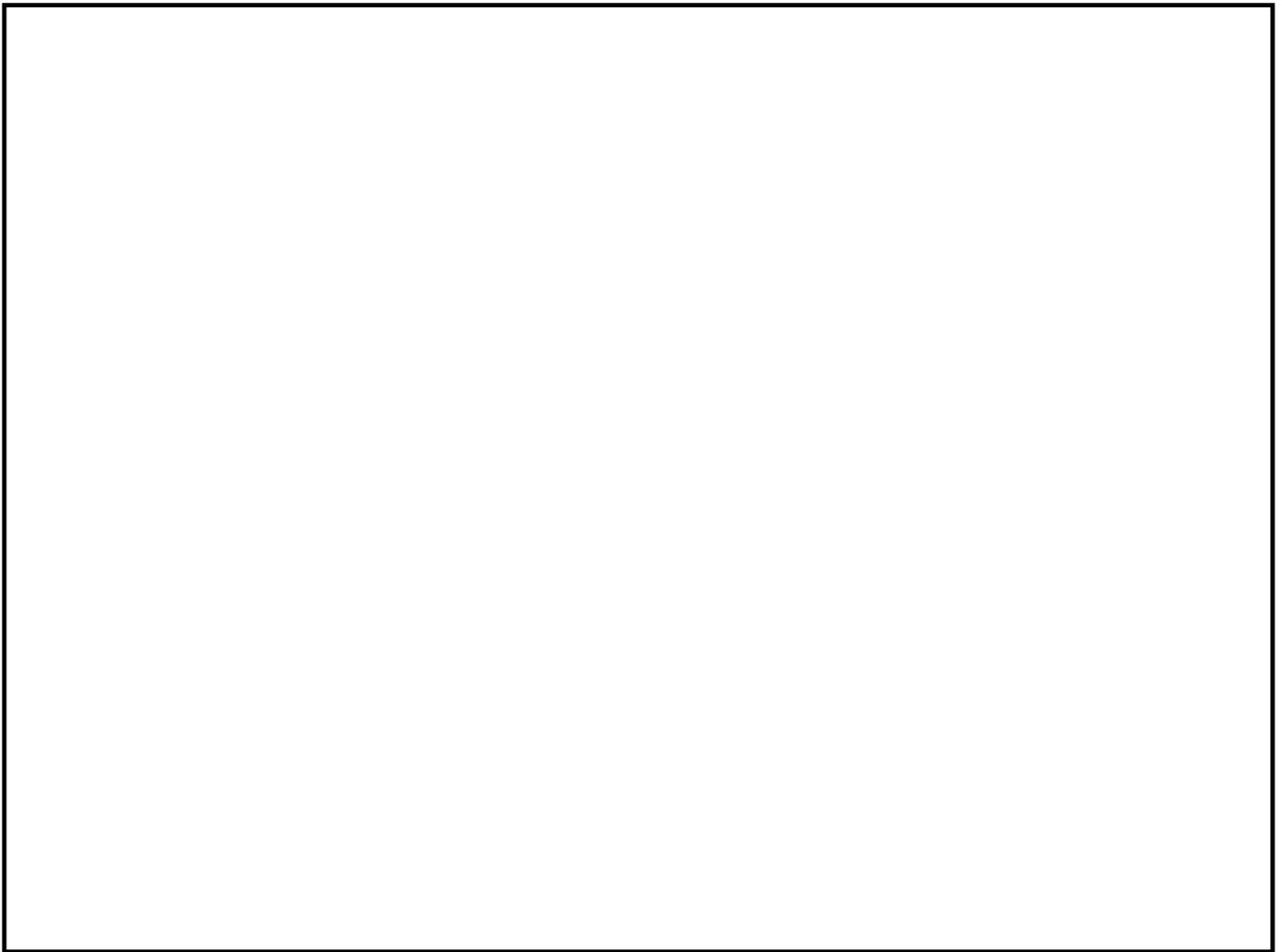


図 5.16-2 大湊側緊急時対策所建屋概要（断面図）

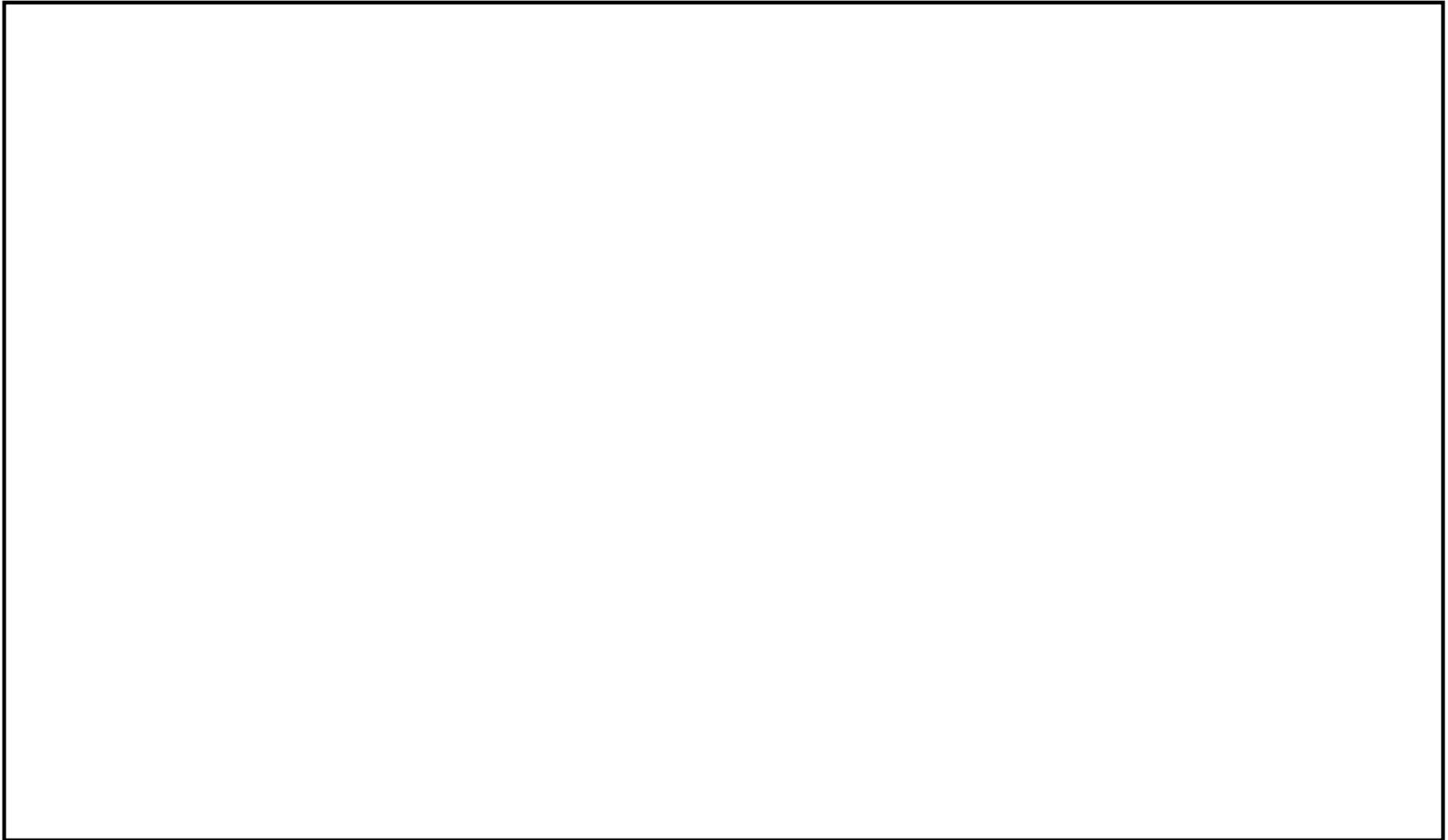


図 5.16-3 大湊側緊急時対策所の建屋概要（2階・屋上平面図）

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。

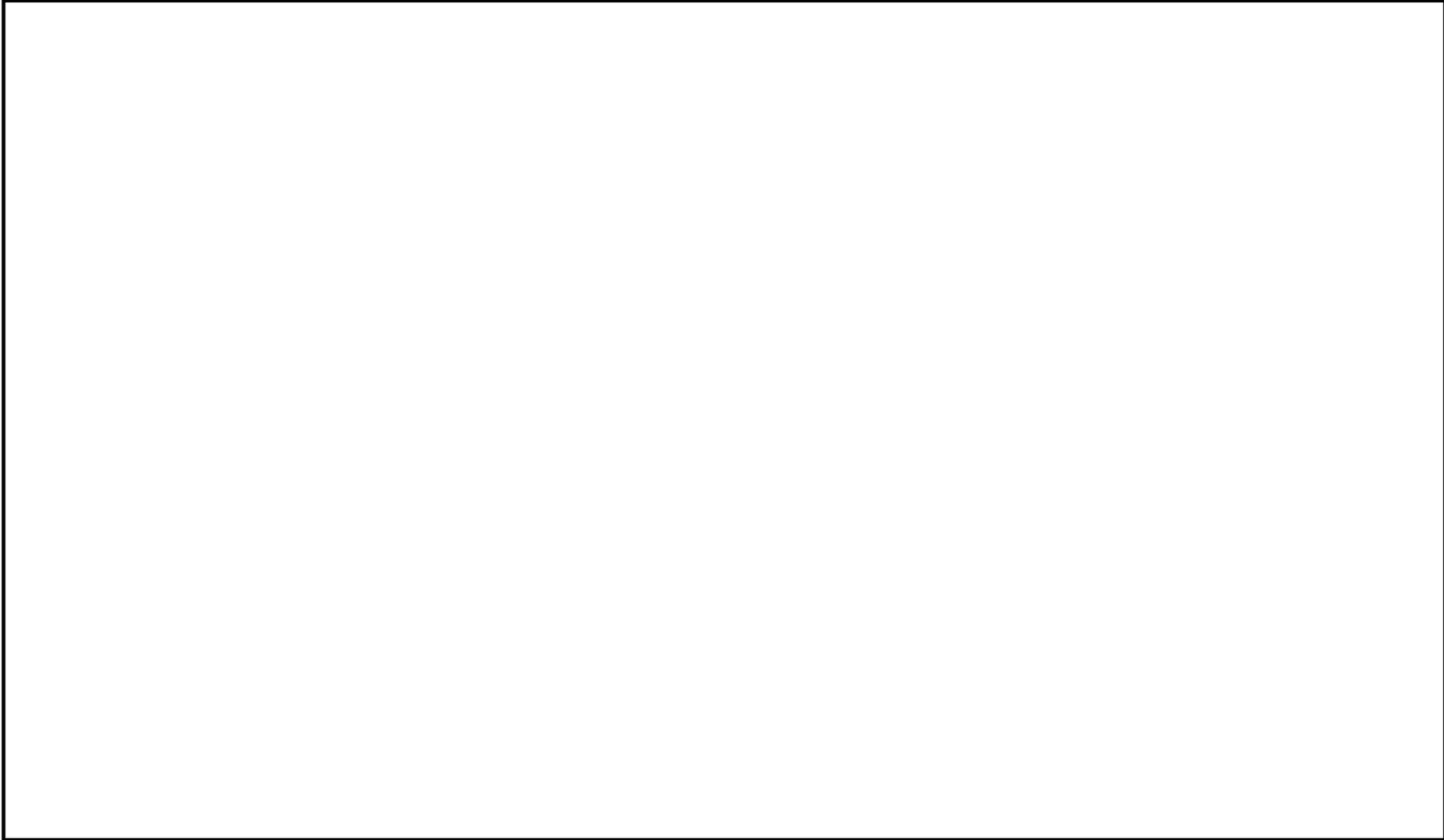


図 5.16-4 大湊側緊急時対策所の建屋概要 (1階・地下1階平面図)

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 5. 16-5 大湊側緊急時対策所の建屋概要（地下 2 階・地下ピット平面図）

〔参考〕各拠点の緊急時対策所の仕様について

各拠点の緊急時対策所の仕様について比較したものを表 5.15-3 に示す。

大湊側緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能を最大限生かしつつ、以下のとおり設備を設置する予定である。

表 5.16-3 各拠点の緊急時対策所の仕様について※1

		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (大湊側)	大湊側緊急時対策所 (大湊側)
設置高さ		T. M. S. L. +27.8m	T. M. S. L. +30m
建屋構造		耐震構造 (地上3階既設活用) (Ss機能維持)	耐震構造 (地上2階地下2階) (Ss機能維持)
延べ床面積		既設建屋活用	約7,280 m ²
緊急時対策室面積		約200 m ²	約610 m ²
緊急時対策室の場所		地上3階	地下2階
緊対要員数		180名程度	250名程度
電源設備		所内電源(大湊側) 非常用電源系統 可搬型電源設備	所内電源(大湊側) 非常用電源系統 ガスタービン発電機
換気設備		可搬型空調方式 空気ポンベ設置	空気ポンベ設置 全号機の同時被災を想定した 被ばく評価
通信・情報設備		無線, 有線, 衛星通信設備, テレビ会議システム, 中央制御室との通信設備, 緊急時対策支援システム伝送装置・表示装置他	
放射線管理設備		可搬型出入管理装置 可搬型エリアモニタ	常設出入管理装置 常設エリアモニタ
放射線防護設備		無窓, 高性能・よう素フィルタ付	無窓, 高性能・よう素フィルタ付
自然災害による影響	地震	Ss機能維持	
	津波※2	T. M. S. L. +27.8m	T. M. S. L. +30m
	火災・竜巻 落雷他	火災・竜巻・落雷他による影響により, 緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。	
その他特徴		基準地震動を含むすべての重大事故時等に対応可能	同左 機械室等の非居室も 放射線フィルタ設置 (汚染取込防止)

※1 大湊側緊急時対策所は詳細設計中であり, 変更となる可能性がある。

※2 基準津波高さ T. M. S. L. +8.3m